

**NÜKLEER UYGULAMALARDA RADYASYON
GÜVENLİĞİ AMACIYLA YENİ KALKAN
MALZEMELERİN DENEYSEL VE MONTE CARLO
SİMÜLASYON KODLARI (CERN-FLUKA VE GEANT4)
İLE BELİRLENMESİ VE FABRİKASYONU**

Bünyamin AYGÜN

Doktora Tezi

Fizik Anabilim Dalı

Atom ve Molekül Fiziği Bilim Dalı

Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT

2015

Her hakkı saklıdır

**ATATÜRK ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

DOKTORA TEZİ

**NÜKLEER UYGULAMALARDA RADYASYON GÜVENLİĞİ
AMACIYLA YENİ KALKAN MALZEMELERİN DENEYSEL VE
MONTE CARLO SİMÜLASYON KODLARI (CERN-FLUKA VE
GEANT4) İLE BELİRLENMESİ VE FABRİKASYONU**

Bünyamin AYGÜN

**FİZİK ANABİLİM DALI
Atom ve Molekül Fiziği Bilim Dalı**

**ERZURUM
2015**

Her hakkı saklıdır



T.C.
ATATÜRK ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ



TEZ ONAY FORMU

**NÜKLEER UYGULAMALARDA RADYASYON GÜVENLİĞİ AMACIYLA
YENİ KALKAN MALZEMELERİN DENEYSEL VE MONTE CARLO
SİMÜLASYON KODLARI (CERN-FLUKA VE GEANT4) İLE BELİRLENMESİ
VE FABRİKASYONU**

Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT danışmanlığında, Bünyamin AYGÜN tarafından hazırlanan bu çalışma 05/01/2015 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından Fizik Anabilim Dalı – Atom ve Molekül Fiziği Bilim Dalı Bilim Dalı'nda Doktora tezi olarak ~~oybirliği/oy~~ **çokluğu (.../...) ile kabul edilmiştir.**

Başkan : Prof. Dr. Sinan YAPICI

İmza

Üye : Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT

İmza

Üye : Prof. Dr. Neslihan EKİNCİ

İmza

Üye : Prof. Dr. Yüksel ÖZDEMİR

İmza

Üye : Doç. Dr. Turgay KORKUT

İmza

Yukarıdaki sonuç;

Enstitü Yönetim Kurulu 22/01/2015 tarih ve 03/82 nolu kararı ile onaylanmıştır.

Prof. Dr. İhsan EFEOĞLU
Enstitü Müdürü

Bu çalışma BAP, Tübitak projeleri kapsamında desteklenmiştir.
Proje No: 364/2011, 79/2013, 49/2014-111T764

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

NÜKLEER UYGULAMALARDA RADYASYON GÜVENLİĞİ AMACIYLA YENİ KALKAN MALZEMELERİN DENEYSEL VE MONTE CARLO SİMÜLASYON KODLARI (CERN-FLUKA VE GEANT4) İLE BELİRLENMESİ VE FABRİKASYONU

Bünyamin AYGÜN

Atatürk Üniversitesi
Fen Bilimleri Enstitüsü
Fizik Anabilim Dalı
Atom ve Molekül Fiziği Bilim Dalı

Danışman: Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT

Gelişen teknolojiyle birlikte radyasyon kullanımı artış eğilimi göstermektedir. Günümüzde radyasyon güvenliğinin önemi tartışılmayacak seviyeye gelmiştir. Ülkemizde son zamanlarda kurulma aşamasında olan nükleer santraller konusunda güvenlik odaklı tartışmalar hala devam etmektedir. Bu tez çalışmasının amacı reaktörün bulunduğu ortama yayacağı radyasyonun önlenmesi için performansı faal durumda bulunan reaktörlerde kullanılan malzemelerden daha yüksek radyasyon tutucu ve daha kullanışlı yeni zırh malzemelerinin üretimi ve dizaynıdır. Kullanılan katkı malzemelerinin bir kısmı Renyum (Re), Lityum (Li), Bor (B), Tantal (Ta), Krom (Cr), Nikel (Ni), Demir (Fe), Bor Karbür (B_4C), Tungsten (W), Bakır (Cu) ve Alüminyum (Al) için yapılan deneme simülasyonları sonucu iyi birer nötron zırhı oldukları belirlenmiştir. Üretim aşamasında bir alaşım oluşturma tekniği olan toz metalürjisi metodu kullanılmıştır. Çalışmada öncelikle üretilecek yüksek ısıya dayanıklı hızlı nötron soğurma kapasitesi yüksek zırh malzemelerinin bileşenleri ve bileşenlerin katılma yüzde oranlarının belirlenmesi için CERN-FLUKA ve GEANT4 Monte Carlo simülasyon kodları kullanılmıştır. Bu simülasyon sonuçlarına göre Re-B, Re-Li, Re-Li-Ta, Re-Li-B, Re-Li-Fe, Re-Li-Ni, Re-Li-Cr, Ni-Cr-Fe- B_4C -W-Re, Ni-Cr-Re, Ni-Cr- B_4C , Ta-Ni-W, Ta-Cr-W, W-Cu-Fe, W-Cu-Ni ve W-Cu-Ni-Fe alaşımları üretilerek sinterleme işleminden sonra, deneysel olarak yeni zırh materyallerin hızlı nötron eşdeğer doz ölçüm çalışmaları gerçekleştirilmiştir. Ayrıca yeni numunelerin performanslarının bir göstergesi olarak, malzemeler ile nötronların etkileşmesi sonucu oluşacak ikincil radyasyonlar da tespit edilmiştir. Üretilen yüksek performanslı yeni zırh malzemelerinin reaktörlerde kullanılabilirliği göz önüne alınarak ısı iletimlerine ait bir değerlendirme daha yapılmıştır. Buna ek olarak üretilen numunelerin korozyona dayanımları ve ayrıca mekanik dayanımları açısından bir takım testler gerçekleştirilmiştir. Üretilen ürünler sadece reaktörlerde değil nükleer tıpta tedavi odalarında, nükleer atıkların depolanmasında, nükleer araştırma laboratuvarlarında, kozmik radyasyona karşı uzay araçlarında ve sığınaklarda da güvenle kullanılabilir niteliklere sahiptir.

2015, 129 sayfa

Anahtar Kelimeler: Alaşım, hızlı nötron, Monte Carlo Simulasyon tekniği, soğurganlık, zırhlanma

ABSTRACT

Ph.D. Thesis

DETERMINATION AND FABRICATION OF NEW SHIELD MATERIALS FOR NUCLEAR REACTOR SAFETY BY EXPERIMENTS AND CERN-FLUKA MONTE CARLO SIMULATION CODE, GEANT4.

Bünyamin AYGÜN

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

Advisor: Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT

With the developing technology the use of radiation tends to increase. Today the importance of radiation safety has not discussed. Recently the security-focused debate about planned nuclear power plants still continues. The objective of this thesis will spread radiation into the environment of the reactor in order to prevent the performance of the materials used in reactors in operation which is higher radiation and more convenient holder is the design and production of new shielding materials. Additives to be used materials some of Rhenium (Re) , lithium (Li), boron (B), tantalum (Ta), chromium (Cr), nickel (Ni), iron (Fe), boron carbide (B₄C), tungsten (W), copper (Cu), and aluminum (Al) as a result of experiments carried out simulations have been recognized as a good shields against neutrons. Powder metallurgy technique was used to produce new shielding materials. CERN - FLUKA and Geant4 Monte Carlo simulation code were used for determination of the percentages of high temperature resistant and high-level fast neutron shielding materials participated components. According to the the simulation results Re - W, Re - Li, Re - Li-Ta, Re - Li- B, Re - Li- Fe, Re - Li- Ni, Re - Li- Cr, Ni- Cr -Fe- B₄C - W- Re, Ni- Cr- Re, Ni- Cr- B₄C, Ta- Ni- W, Ta- Cr- W, W-Cu - Fe, W-Cu - Ni, W-Cu - Ni- Fe alloys were produced and then the experimental fast neutron dose equivalent measurements of the new shielding materials were carried out. Also, as an indicator of the performance of the new samples, formed by interaction of neutrons with the materials of the secondary radiation is also estimated. The new high-performance shielding materials produced in the reactor taking into account the availability than an evaluation was made on the heat conduction. In addition to corrosion resistance of the produced samples, and also in terms of mechanical strength tests were performed. The produced products to be used safely reactors not only in nuclear medicine in the treatment room, for the storage of nuclear waste, nuclear research laboratories, against cosmic radiation in space vehicles and has the qualities.

2015, 129 page

Keywords: Alloys, fast neutrons, Monte Carlo Simulation technique, absorption, shielding

TEŞEKKÜR

Bu çalışma Atatürk Üniversitesi Fen Fakültesi Fizik Bölümü Nötron Doz Ölçümü ve X-ışınları Floresans laboratuvarlarında 111T764 nolu TÜBİTAK ve 364/2011, 79/2013, 49/2014 nolu Bilimsel Araştırma Projeleri tarafından desteklenerek yapılmıştır.

Bu araştırma için beni yönlendiren, çalışmalarım süresince görüş, bilgi ve önerilerinden istifade ettiğim değerli danışman hocam Sayın Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT'a teşekkür ederim.

Araştırmalarımnda önerilerini esirgemeyen Sayın Prof. Dr. Yüksel ÖZDEMİR'e Sayın Prof. Dr. Sinan YAPICI'ya ve her aşamada bana destek olan, deneylerimde ve ölçüm sonuçlarının değerlendirilmesinde yardım eden değerli arkadaşlarım Sayın Doç. Dr. Turgay KORKUT'a, yüksek fizikçiler Sayın Cenap YERLİKAN'a ve Özkan BAYRAM'a, numunelerin temininde ve hazırlanmasında yardımcı olan, bu çalışmanın deneysel kısmının gerçekleştirilebilmesi için destek veren TÜBİTAK'a, Atatürk Üniversitesi Bilimsel Araştırmaları Destekleme Birimine ve Fen Fakültesi Fizik bölümüne teşekkürlerimi sunarım.

Çalışmalarım boyunca manevi yardımlarını esirgemeyerek bana destek olan sevgili eşime ve değerli aileme de teşekkürlerimi sunarım.

Bu tez çalışmasının başlamasında görüşlerinden ve bilgisinden istifade ettiğim hayatını kaybeden değerli hocam Sayın Prof. Dr. Gökhan BUDAK'a Allahtan rahmet dilerim.

Bünyamin AYGÜN

Ocak, 2015

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT.....	ii
TEŞEKKÜR.....	iii
SİMGELER DİZİNİ.....	viii
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	x
ÇİZEGELER DİZİNİ.....	xiii
1. GİRİŞ.....	1
1.1. Bugüne Kadar Yapılan Çalışmalardan Bazıları	3
2. KURAMSAL TEMELLER.....	9
2.1. Radyasyon Nedir ve Nasıl oluşur?	9
2.2. Radyasyon Çeşitleri.....	9
2.2.1. İyonlaştırıcı radyasyon	9
2.2.2. Dalga tipi iyonlaştırıcı radyasyonlar	9
2.2.2.a. γ -Işınları.....	10
2.2.2. b. X-Işınları	10
2.2.3. Parçacık tipi iyonlaştırıcı radyasyonlar	11
2.2.3.a. α -parçacıkları	11
2.2.3.b. β -parçacıkları.....	12
2.2.3.c. Elektronlar	13
2.2.3.d. Pozitronlar	13
2.2.3.e. Protonlar	14
2.2.3.f. Nötronlar	14
2.3. Nötronların Özellikleri	15
2.3.1. Nötronların kullanıldığı alanlar	15
2.3.2. Nötronların enerjilerine göre sınıflandırılması.....	17
2.4. Nötron Kaynakları.....	18
2.4.1. Kendiliğinden fisyon	18
2.4.2. Nükleer reaksiyonlar	18
2.4.3. Reaktörler	18

2.4.4. α - Be kaynakları	19
2.4.5. Foto-nötron kaynakları	20
2.5. Nötronların Madde ile Yaptıkları Etkileşimler	22
2.5.1. Nötronların yavaşlatılması ve durdurulması	24
2.6. İyonlaştırıcı Olmayan Radyasyon	26
2.6.1. Radyo dalgaları.....	26
2.6.2. Mikro dalgalar	27
2.6.3. Kızıl ötesi (infrared) ışınları	27
2.6.4. Görülebilir ışık	27
2.7. Monte Carlo Simülasyon Tekniğinin Nükleer Fizik ve Yüksek Enerji Fiziğinde Kullanımı	28
2.8. FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu	29
2.9. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kiti	33
2.10. Radyasyon Birimleri.....	37
2.10.1. Aktivite birimi	37
2.10.2. Işınlama birimi	37
2.10.3. Soğurulma doz birimi	37
2.10.4. Eşdeğer doz birimi.....	38
2.10.5. Etkin doz.....	38
2.11. Radyasyonun Kullanım Alanları	38
2.11.1. Enerji üretiminde	38
2.11.2. Radyasyonla tanı ve tedavi (Nükleer tıp)	39
2.11.3. Radyasyonla madde analizi ve uzay araştırmaları	40
2.11.4. Savunma sanayi	40
2.11.5. Tarımda ve endüstride	41
2.12. Radyasyonun canlılar üzerindeki etkileri	41
2.12.1. Radyasyonun insan üzerindeki etkileri.....	42
2.13. Radyasyondan korunma	42
2.14. Radyasyon Dedektörleri	43
2.14.1. Gazlı dedektörler	43
2.14.1.a. İyonizasyon odaları.....	44
2.14.1.b. Orantılı sayaçları	45

2.14.1.c. Geiger-Müller sayacı	46
2.14.2. Sintilasyon sayacı	48
2.14.2.a. NaI(Tl) Dedektör	50
2.14.3. Katıhal Si(Li) ve Ge(Li) dedektörleri.....	50
2.14.4. Fotoğraf emülsiyonları	51
2.14.5. Nötron dedektörleri	52
2.14.5.a. Dedektörün çalışma prensibi	53
2.14.5.b. Nötron dedektör tipleri	53
2.14.5.c. (BF ₃) orantılı sayaçları.....	54
3. MATERYAL ve YÖNTEM.....	55
3.1. Alaşım Yapımında Kullanılan Malzemeler.....	55
3.1.1. Renyum (Re)	56
3.1.2. Lityum (Li).....	57
3.1.3. Bor (B).....	58
3.1.4. Nikel (Ni)	60
3.1.5. Krom (Cr)	61
3.1.6. Demir (Fe)	63
3.1.7. Tantal (Ta).....	64
3.1.8. Tungsten (W).....	65
3.1.9. Borkarbit (B ₄ C)	66
3.1.10. Bakır (Cu).....	67
3.1.11. Alüminyum (Al).....	68
3.2. Alaşımın Tanımı ve Özellikleri.....	69
3.2.1. Alaşımın tarihçesi.....	69
3.2.2. Alaşım yapmanın faydaları	70
3.3. Alaşım Yapma Yöntemleri.....	70
3.3.1. Toz Metalurjisi nedir?	71
3.3.2. Toz metalurjisi yöntemi ile alaşım yapmanın avantajları ve dezavantajları	71
3.4. Toz Metalurjisi Yöntemi ile Alaşım Yapma Aşamaları.....	73
3.4.1. Toz üretim tekniği	73
3.4.1.a. Öğütme (mekanik) tekniği.....	73
3.4.1.b. Elektroliz tekniği	74

3.4.1.c. Kimyasal indirgeme tekniği.....	74
3.4.1.d. Atomizasyon tekniği.....	75
3.4.2. Tozların Karıştırılması	75
3.4.3. Tozların preslenmesi	76
3.4.4. Sinterleme işlemi	76
3.4.5. İnfiltrasyonlama işlemi.....	77
3.4.6. Yağ emdirme işlemi	78
3.4.7. Ölçütleme işlemi.....	78
3.4.8. Tekrar presleme işlemi	78
3.4.9. Buharlama işlemi.....	78
3.4.10. Çapak alma işlemi	79
3.4.11. Yeniden sinterleme işlemi	79
3.4.12. Kaplama işlemi.....	79
3.5. Toz Metalurjisi Yöntemi ile Numune Üretimi	80
3.6. Nötron Eşdeğer Doz Ölçümü Deneylerinde Kullanılan Nötron Kaynağı.....	82
3.7. Nötron Eşdeğer Doz Ölçümü Deneylerinde Kullanılan Nötron Dedektörü.....	83
3.8. Deney Düzenegi	85
4. ARAŞTIRMA BULGULARI	86
4.1. Alaşım Fabrikasyonunda Kullanılan Malzemelerin Belirlenmesi	86
4.2. Alaşımların Fabrikasyonunda Kullanılan Malzemeler.....	94
4.2.1. Renyum-lityum tabanlı alaşımlar	95
4.3. Renyum- Bor Tabanlı Alaşımlar	107
4.4. Üretilen Diğer Alaşımlar	116
5. SONUÇ ve TARTIŞMA.....	118
KAYNAKLAR	125
ÖZGEÇMİŞ	130

SİMGELER DİZİNİ

Å	Angström ($10^{-10}m$)
ADS	Hızlandırıcı sürümlü sistemler
B	Manyetik alan (Tesla)
Bq	Becquerel, radyoaktivite birimi
c	Işık hızı ($3,1 \times 10^8$ m/s)
C	Coulomb
d	Döteryum
e	Elektron
E	Enerji (keV, MeV, GeV)
EMR	Elektromanyetik Radyasyon
eV	Elektron volt
Gy	Gray, apsorblanmış doz birimi
h	Planck sabiti
eV	elektron volt ($1,602 \times 10^{-19}$ joule)
keV	Kilo elektron volt (10^3 eV)
M	Çekirdeğin kütlesi
MeV	Mega elektron volt (10^6 eV)
n	Nötron
NASA	Uluslar Arası Uzay Araştırma Merkezi
p	Proton
R	Röntgen, radyasyon şiddet birimi
SI	Uluslar Arası Birim Sistemi
Sv	Sievert, eşdeğer doz birimi
t	Tridyum
UV	Ultraviyole ışınları
v	Nötronun hızı
YBCO	Yttrium-baryum-bakır-oksit
YTK	Yarı tabaka kalınlığı
Z	Atom numarası

μ	Mikro, alt birim (10^{-6})
I	Şiddet
γ	Gama ışını
α	Alfa parçacığı
ξ	Enerji yüzdesi
ν	Frekans (Hertz)
τ	Lineer toplam soğurma katsayısı
λ	Dalga boyu ($10^{-10}m$)
m	Elektron kütlesi
m_0	Elektronun durgun kütlesi
σ_t	Toplam tesir kesiti (cm^{-1})
$\beta^- - \beta^+$	Beta parçacığı
θ	Kütle merkezi sistemindeki saçılma açısı

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1. Elektronun yörüngesi.....	13
Şekil 2.2. Protunu oluşturan kuarklar	14
Şekil 2.3. Nötronu oluşturan kuarklar.....	15
Şekil 2.2. Nötronun madde ile etkileşimi	22
Şekil 2.4. Nötronun maddeden geçişi	25
Şekil 2.5. FLAIR programı ekran görüntüsü	33
Şekil 2.6. GEANT 4. 9 ekran görüntüsü.....	36
Şekil 2.7. GEANT 4 ile alınmış bir ekran simülasyon (kırmızı dedektör, yeşil radyasyon).....	36
Şekil 2.8. Nükleer enerji santrali.....	39
Şekil 2.9. Radyasyonun tıpta kullanımı	39
Şekil 2.10. Radyasyonun uzay araştırmalarında kullanımı.....	40
Şekil 2.11. Radyasyonun savunma sanayinde kullanımı	40
Şekil 2.12. Radyasyonun tarımda kullanımı	41
Şekil 2.13. Gazlı dedektörün çalışma şekli	44
Şekil 2.14. İyonizasyon odasının çalışma şekli	45
Şekil 2.15. Orantılı sayacın çalışma şekli	46
Şekil 2.16. Farklı gazlarla doldurulmuş sayaçların verdiği puls yükseklikleri.....	47
Şekil 2.17. Geiger-Müller sayacının çalışma şekli	48
Şekil 2.18. Sintilasyon sayacının çalışma şekli	49
Şekil 2.19. Lityumlu yarı iletken dedektörün a-yatay ve b-dikey şekli	51
Şekil 3.1. Renyumun kristal yapısı ve görünümü	57
Şekil 3.2. Lityumun kristal yapısı ve görünümü.....	58
Şekil 3.3. Borun kristal yapısı ve görünümü.....	59
Şekil 3.4. Nikelin kristal yapısı ve görünümü.....	61
Şekil 3.5. Kromun görünümü ve kristal yapısı	62
Şekil 3.6. Demirin görünümü ve kristal yapısı	63
Şekil 3.7. Tantalyumun görünümü ve kristal yapısı	64
Şekil 3.8. Tungstenin görünümü ve kristal yapısı	65

Şekil 3.9. Borkarpitin görünümü ve kristal yapısı	66
Şekil 3.10. Bakırın görünümü ve kristal yapısı	67
Şekil 3.11. Alüminyumun görünümü ve kristal yapısı	68
Şekil 3.12. Toz metalürjisi ile üretilen malzemeler	71
Şekil 3.13. Öğütme işlemi.....	73
Şekil 3.14. Elektroliz tekniği	74
Şekil 3.15. Atomizasyon yöntemi.....	75
Şekil 3.16. Presleme işlemi sırası	76
Şekil 3.17. Toz karıştırma işlemi	80
Şekil 3.18. Presleme işlemi.....	80
Şekil 3.19. Basınç Dayanımı testi	81
Şekil 3.20. Sülfürik asit aşınımı testi	81
Şekil 3.21. Presleme ve tavlama sonucu üretilen numunelerden bazıları.....	81
Şekil 3.22. Tipik standart spektrum (ISO spektrum) ile karşılaştırıldığında Bayes (Bayesian) analizinden elde edilen iki Gauss grafiğinin toplamı olarak modellenen nötron spektrumu.....	82
Şekil 3.23. Ölçümlerde kullanılan nötron kaynağı (Parafin ve kurşun koruma içinde) .	83
Şekil 3.24. Deneyde kullanılan Canberra NP100B nötron dedektörü	84
Şekil 3.25. AMD606M model analizör	85
Şekil 3.26. Numune tutucu.....	85
Şekil 3.27. Deney düzeneği	85
Şekil 4.1. Alaşım üretimi için kullanılan malzemeler için nötron makroskopik tesir kesitleri	86
Şekil 4.2. Nötron zırlamada yaygın olarak kullanılan bazı malzemeler için nötron makroskopik tesir kesitleri.....	87
Şekil 4.3. Re içerisindeki Li yüzdesine göre hesaplanan tesir kesiti değerleri	94
Şekil 4.4. Re58-Li42 numunesi için doz dağılımı (x ve y eksen cm).....	96
Şekil 4.5. Re58-Li40-Ta2 numunesi için doz dağılımı.....	98
Şekil 4.6. Re58-Li40-B2 numunesi için doz dağılımı	99
Şekil 4.7. Re58-Li40-Ni2 numunesi için doz dağılımı	101
Şekil 4.8. Re58-Li40-Fe2 numunesi için doz dağılımı	103
Şekil 4.9. Re58-Li40-Cr2 numunesi için doz dağılımı	104

Şekil 4.10. Numunelerin ortalama doz değerleri	106
Şekil 4.11. R50B40C10 numunesi için eşdeğer doz oranları	108
Şekil 4.12. R50B40T10 numunesi için eşdeğer doz oranları.....	109
Şekil 4.13. R60B30C10 numunesi için eşdeğer doz oranları	109
Şekil 4.14. R60B38C2 numunesi için eşdeğer doz oranları	110
Şekil 4.15. R40B60 numunesi için eşdeğer doz oranları	110
Şekil 4.16. R50B50 numunesi için eşdeğer doz oranları	111
Şekil 4.17. R60B40 numunesi için eşdeğer doz oranları	111
Şekil 4.18. R58B42 numunesi için eşdeğer doz oranları	112
Şekil 4.19. R58B40T2 numunesi için eşdeğer doz oranları	112
Şekil 4.20. R55B44C1 numunesi için eşdeğer doz oranları	113
Şekil 4.21. R55B40T5 numunesi için eşdeğer doz oranları	113
Şekil 4.22. R50B45T5 numunesi için eşdeğer doz oranları	114
Şekil 4.23. Çelik referans numunesi için eşdeğer doz oranları.....	114
Şekil 4.24. Renyum-Bor tabanlı Üretilen on iki numune için ortalama eşdeğer doz oranları.....	115

ÇİZEGELER DİZİNİ

Çizelge 2.1. Bazı α kaynakları	12
Çizelge 2.2. Alternatif (α , n) izotopik nötron kaynakları.....	20
Çizelge 2.3. Foto-nötron kaynaklarının özellikleri	21
Çizelge 2.4. Nötronların enerjilerine göre madde ile yapabileceği etkileşimler.....	23
Çizelge 3.1. Alaşım fabrikasyonunda kullanılan malzemelerin özellikleri	55
Çizelge 3.2. Renyumun Özellikleri.....	56
Çizelge 3.3. Lityumun özellikleri	57
Çizelge 3.4. Borun Özellikleri	58
Çizelge 3.5. Nikelin Özellikleri	60
Çizelge 3.6. Kromun özellikleri.....	61
Çizelge 3.7. Demirin özellikleri.....	63
Çizelge 3.8. Tantalın özellikleri.....	64
Çizelge 3.9. Tungstenin özellikleri	65
Çizelge 3.10. Bor karpitin özellikleri.....	66
Çizelge 3.11. Bakırın özellikleri	67
Çizelge 3.12. Alüminyumun özellikleri.....	68
Çizelge 3.13. Nötron dedektörünün özellikleri.....	84
Çizelge 4.1. FLUKA ve GEANT4 Monte Carlo simülasyon sonuçları	88
Çizelge 4.2. Üretilen numunelerin kütle birleşim oranları	94
Çizelge 4.3. Alaşımların fabrikasyonunda kullanılan malzemeler ve nötron tesir kesitleri	96
Çizelge 4.4. Re58-Li42 numunesi için radyoizotoplar	97
Çizelge 4.5. Re58-Li40-Ta2 numunesi için Radyoizotoplar	98
Çizelge 4.6. Re58-Li40-B2 numunesi için Radyoizotoplar.....	100
Çizelge 4.7. Re58-Li40-Ni2 numunesi için Radyo izotop Verimi (izotop/cm ³ /106) ..	101
Çizelge 4.8. Re58-Li40-Fe2 numunesi için Radyoizotoplar	103
Çizelge 4.9. Re58-Li40-Cr2 numunesi için Radyoizotoplar	105
Çizelge 4.10. Çelik Kapsül içerisindeki numuneler için toplam makroskopik tesir kesitleri	107

Çizelge 4.11. 7 MeV Gama Işınımı için FLUKA ve GEANT4 Lineer Soğurma	
Katsayıları	108
Çizelge 4.12. Re-B tabanlı alaşımlar	116
Çizelge 4.13. Üretilen diğer alaşımlar	117
Çizelge 5.1. Renyum-Lityum alaşımlarının Çelik Kapsül içerisindeki toplam	
makroskopik tesir kesitleri	118
Çizelge 5.2. Renyum tabanlı ve içerisinde Bor yüzdesi fazla olan numuneler.....	119
Çizelge 5.3. Renyum tabanlı ve içerisinde Bor yüzdesi fazla olan ve demir	
eklenmiş Numuneler.....	120
Çizelge 5.4. Nikel-krom tabanlı numuneler.....	121
Çizelge 5.5. Nikel-tungsten tabanlı numuneler.....	122
Çizelge 5.6. Nikel-demir tabanlı numuneler.....	122
Çizelge 5.7. Nükleer reaktörlerde kullanılabileceği öngörülen numuneler	124

1. GİRİŞ

Radyasyon çalışmaları uranyum elementinden görünmez ışınların çıktığını fark eden Fransız fizikçi Henri Becquerelle 1896'da başlamıştır. Marie Curie ve eşi Pierre Curie'nin uranyum ile bir çalışmaları sırasında aynı görünmez ışınların oluştuğunu ve bu oluşum sırasında uranyum elementinin polonyum ve radyuma dönüştüğünü saptayarak bu dönüşüm neticesinde oluşan bu görünmez ışınların keşfiyle ortaya çıkmıştır. Radyasyon, dalga ve parçacık özelliği gösteren kaynağından doğrusal uzaklaşarak yayılan enerji paketleridir. Radyo ve televizyonların çalışmasını sağlayan radyo dalgaları; tıbbi uygulamalarda ve endüstride kullanılan X-ışınları; güneş ışınları; günlük hayatımızda karşılaştığımız radyasyon çeşitlerinden bazılarıdır. Radyasyon, teknolojinin ve sanayileşmenin gelişmesiyle birlikte başlıca enerjide, tıpta, tarımda, uzay araştırmalarında, madde analizinde, yer saptamada, petrol, doğal gaz, patlayıcı aramalarında artan bir hızla kullanılmaya başlandı. Özellikle dünyada hali hazırda 430 tane nükleer santralin enerji üretimi için kullanılıyor olması bunun önemli bir kanıtıdır. Radyasyondan faydalanma isteği sınırlı olmadığı için radyoaktivite ve radyasyon uygulamaları çalışmaları, artan ilgi ve merakla hala devam etmektedir. Radyasyon insan sağlığı başta olmak üzere çevreye ve diğer canlılara zarar verecek olumsuz yan etkilere sahip olduğundan, radyasyonun bu zararlı etkisini yok edecek ya da azami dereceye indirecek zırhlama çalışmaları artan bir hızla devam etmektedir. Radyasyon dalga ve parçacık tipi olarak iki ana gruba ayrılır. Parçacık tipi radyasyon; belli bir kütlesi ve enerjisi olan parçacıklardan kaynaklanan çok hızlı hareket eden bir radyasyon çeşitidir. Dalga tipi radyasyon ise belli bir enerjisi olan, elektrik ve manyetik enerji dalgaları gibi titreşim yaparak ilerleyen, ancak bir kütlesi olmayan radyasyondur. Parçacık özelliği gösteren radyasyonda kendi arasında iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan şeklinde iki gruba ayrılır. İyonlaştırıcı radyasyon, madde ile etkileştiklerinde, yüklü parçacıklar (iyon) oluşmasına sebep olan radyasyondur. İyon oluşması olayı bu tür radyasyonun madde ile etkileşmesi sırasında olur. Bu olay insan dahil her canlıya çeşitli zararlar verir. Alfa parçacıkları (α), Beta parçacıkları (β), X ışınları, Gama ışınları (γ) ve Nötronlar (n) olmak üzere beş çeşit iyonlaştırıcı radyasyon çeşiti vardır. Nötronlar nükleonların yüksüz üyesidir. Bu nedenle nötronlar madde ile etkileşince Coulomb

kuvvetinden etkilenmeden maddenin içlerine kadar nüfuz edebilirler. Nötronlar doğrudan iyonlaştırıcı radyasyon değildir ancak ikincil radyasyonun (α , β , γ ve X-ışınları), oluşmasına sebep olurlar. Nötronlar görülemeyecek kadar çok küçük parçacıklar olan kuarklardan meydana gelmişlerdir. Hidrojen atomu hariç bütün atomların çekirdeklerinde bulunurlar. Nötronlar bir elektrik yükü taşımadıklarından pozitif ya da negatif yüklü parçacıklarla herhangi bir itme veya çekme şeklinde bir etkileşime girmezler. Nötronların bu özelliği kullanılarak bir maddenin atom çekirdeği nötronlarla bombardıman edilip elektronik yapı değişmeden atom çekirdeğinde değişiklikler oluşturulabilir. Nötronla bombardıman edilen çekirdek nötronu soğurarak kütleini artırabilir. Bu durumdaki atom kararsız hale gelir, kararsız haldeki atom çeşitli ışımlar yaparak kararlı hale gelir ki, bu ışıma da radyasyon olarak adlandırılır. Nötronlar diğer yüklü parçacıklardan (alfa, beta) madde içinde daha girici olduğundan zırhlanması da oldukça zor ve zahmetli bir iştir. Nötron radyasyonunun zırhlanması üç aşamada gerçekleştirilir. Yüksek enerjili nötronlar (Rölativistlik $E > 10$ MeV) ve hızlı nötronlar ($E \approx 200$ keV-10 MeV) hidrojene karşı duyarlı olduğundan, birinci aşamada nötronlar hidrojenle zengin olan su, polietilen, parafin gibi maddelerden geçirilerek enerjileri azaltılır ve Epitermal ($E \approx 0,4\text{--}100$ eV) ve Termal ($E \approx 0,003\text{--}0,4$ eV) nötronlar elde edilir. İkinci aşamada, hidrojenle zengin maddelerden sonra yavaş (termal) nötronlara karşı yüksek soğurucu tesir kesitine sahip kadmiyum, bor ve lityum gibi malzemeler kullanılarak nötronların soğurulması sağlanır. Üçüncü aşamada ise, nötronların soğurulması sonucu, yüksek soğurucu tesir kesitine sahip madde tarafından yayınlanan gamaların tutulması için kurşun gibi, gama soğurucu maddeler kullanılır. Bu tez çalışmasında temel amaç nükleer uygulamalarda (özellikle nükleer enerji santrallerinde) muhtemel nötron ve gama sızıntılarına karşı kullanılabilecek ısıya ve olumsuz çevre şartlarına karşı dayanıklı yüksek standartlarda yeni zırh malzemeleri üretmektir. FLUKA ve GEANT4 Monte Carlo simülasyon kodları kullanılarak zırh malzemesi üretiminde kullanılması düşünülen, renyum (Re) tabanlı ve lityum (Li), bor (B), krom (Cr), tantal (Ta), demir (Fe), nikel (Ni), hafniyum (Hf), Borkarpid (B_4C), (nikelborid) Ni_2B gibi malzemelerinin Monte Carlo simülasyonları yapılarak nötron toplam makroskopik tesir kesitlerinin elde edilmesi ve bu malzemeler içerisinde nötron radyasyonuna karşı zırh malzemesi olarak kullanılabilecek en uygun malzemelerin belirlenmesi amaçlandı. Aşağıda kullanılacak malzemeler bu şekilde belirlendikten

sonra bu malzemelerin farklı kütle yüzdeleri çeşitli kombinasyonlar oluşturularak yapılan simülasyonlar neticesinde ve elde edilen yüzde karışımlardan en uygun olanlar deneysel olarak üretildi. Üretilen zırh malzemelerinin hızlı nötron toplam makroskopik tesir kesitlerinin çok yüksek olduğu ve bu nedenle nükleer reaktörlerde kullanılabileceği öngörülmüştür. Yapılan simülasyonların sonuçları birkaç radyasyon zırhlama parametresi, nötron toplam makroskopik tesir kesiti, doz dağılımları ve üretilen radyoizotop çekirdekler saptanmıştır

1.1. Bugüne Kadar Yapılan Çalışmalardan Bazıları

Radyasyon güvenliği açısından nötronların maddeler tarafından azaltılması ve soğrulması konusunda literatürde çok sayıda çalışma bulunmaktadır. Bu çalışmaların önemini vurgulamak için önerinin bu bölümünde çoğunlukla bu konuda alınmış patentlerden bahsedilecektir.

Takeshima *et al.* (1991), nükleer santrallerde korun zırhlanması ve nükleer atıkların depolanması için polietilen, polystyrene, polipropetilen, bakalit, grafit, berilyum, berilyum oksit, bor, bor bileşikler, alüminyum, alüminyum oksit, demir, demir alaşımları, kurşun, kurşun alaşımları, gadolinyum, gadolinyum oksit, kadmiyum, kadmiyum alaşımları, indiyum, indiyum alaşımları, hafniyum, hafniyum alaşımları, uranyum, gümüş, gümüş alaşımları, magnezyum, magnezyum alaşımları, tungsten, tungsten alaşımları, molibden, molibden alaşımları, çinko, çinko alaşımları, kalay ve kalay alaşımlarını kullanarak kor etrafına duvar olacak şekilde yeni bir kompozit zırh malzemesi icat ederek patent almışlardır. Bu zırhın aynı zamanda mükemmel bir ısı transferi sağladığını belirtmişlerdir.

Halverson *et al.* (1993), hızlı ve termal nötronlara karşı bor karpit-gadolinyum oksit, bor karpit -gadolinyum, gadolinyum oksit - gadolinyum, bor karpit- gadolinyum oksit-seramik içerikli kompozit zırh malzemeleri üreterek patent almışlardır. Üretilen malzemelerin nükleer reaktörlerde güvenle kullanılabileceğini önermişlerdir.

Cheng *et al.* (1994), ağırlıkça %0,1-1,5 Sn %0,03-0,2 O, %0,01-0,15 Fe, %0,01-0,15, %0,10 Ni, %0,02-2,0 Zr içeren hafniyum tabanlı alaşım üretmişler ve bu hafniyum alaşımlarını kullanarak nükleer santraller için ısıya dayanıklı nötronları iyi absorblayıcı kontrol çubuğu yapılabileceğini vurgulayarak patent almışlardır. Bu malzemeden yapılan kontrol çubuklarının korozyona karşı daha dayanıklı olduğunu ifade etmişlerdir.

Cummings *et al.* (1994), uzay araçlarının kozmik nötron ve protonlara karşı korunması için ilk seviyede alüminyum ikinci seviyede bor nitrit, berilyum ve karbon içeren zırh malzemesi geliştirerek patent almışlardır.

Decroix *et al.* (1996), hızlı nötron kalkanı olarak %40'ı bor içeren HfB, TiB, ZrB malzemelerini toz halinde karıştırarak metal karışımı elde etmişler, elde edilen bu karışımın yüksek ısı ve basınca dayanıklı olduğunu göstererek patent almışlardır. Bor'un ucuz olmasından dolayı kompozit içerisinde bol miktarda kullanmışlar.

Carden *et al.* (1997), yoğunluk aralığı 2,5 ve 2,8 g/cm³ olan, ağırlığının yaklaşık %10-60'ı bor karpit, %40-90'ı da metal karışımlarından (alüminyum, magnezyum, titanyum, gadolinyum yada onların alaşımları) oluşan kompozit nötron zırhı geliştirmişlerdir.

Haynes *et al.* (1999), nükleer santrallerde radyasyonun tıbbi uygulamalarında başta nötron olmak üzere istenmeyen ikincil radyasyonların zırhlanması için bor, bor karpit, alüminyum, nikel, demir ve silikону toz halinde karıştırarak kompozit zırh malzemesi geliştirerek patent almışlardır.

Rudnick *et al.* (1999), iki demir veya paslanmaz çelik metal levhayı bağlantı yerlerinden esneyecek ve aralarında belli mesafede boşluk olacak şekilde birleştirmişlerdir. İki metal levha arasındaki bu boşluğa üzerinde polimer parçacıkları bulunan bor konsantrasyonu 0,1g/cm³ olan iç duvarı ve dış duvarı 7'şer mm olacak şekilde bor karpit filmler yerleştirerek ya da bu boşluğa bor, hafniyum, gadolinyum tabakalar yerleştirerek yeni malzemeler icat etmişler ve bu malzemelerin nötron absorpsiyonunun iyi olduğunu belirtmişlerdir.

Silva *et al.* (2001), ^{252}Cf kaynağını kullanarak elde ettikleri nötronları farklı oranlarda borat, polietilen, kurşun, borat-kurşun, paslanmaz çelik içeren yeni bir zırh malzemesini Monte Carlo programı yardımıyla geliştirmişlerdir.

Karabulut vd (2002), Hf, Hg, Tl, Bi, Tl, ve U elementlerinin L kabuk ve alt kabuklarının $L\alpha$, $L\gamma$, $L\gamma$ 2,3,6,8, 59.54 keV enerjide X-ışınları floresans tekniğini kullanarak tesir kesitlerini ve atomik parametrelerini belirlemişlerdir. Bu değerleri literatürdeki teorik ve deneysel değerlerle karşılaştırmışlardır.

Provot *et al.* (2003), hafniyum tozlarıyla bor karpit tozlarını karıştırarak homojen bir karışım elde etmişler, bu karışımı yeterli sıcaklık ve basınç altında külçe haline getirerek kompozit materyal oluşturmuşlardır. Yüksek basınca ve sıcaklığa dayanıklı nötronları iyi absorplayan bu materyalin nükleer santrallerde reaksiyonun kontrolü için kontrol çubuklarının yapımında kullanılabileceğini söylemişlerdir.

Chen *et al.* (2005), alüminyum ve alaşımları başta olmak üzere alüminyum-bor alaşımı, bor içeren partiküller, titanyum diborid kullanarak ve kompoziti güçlendirmek için alüminyum alaşımını eritip içerisine gadolinyum ya da samaryum karıştırarak nükleer uygulamalarda ortaya çıkan nötronları zırlama için kompozit materyal geliştirmişlerdir.

Choi *et al.* (2007), taban metali demir olan, korozyona karşı daha dayanıklı olması ve nötron, gama radyasyonu absorpsiyon kapasitesinin yüksek olması için tungsten, Al-bor karpit, borat, paslanmaz çelik, Ni, Cr, Mo, Gd alaşımlarını içeren kompozit zırh malzemesi geliştirmişlerdir. Bu çalışmada araştırmacılar yoğunluğu 2,5 g/cc olan Al-Li metal alaşımının nötron ve gamaları iyi soğurduğu, yoğunluğu 7,5g/cc olan Fe-Gd-B partikül kristal alaşımının gamaları mükemmel ve nötronları iyi soğurduğunu ölçümlerle göstermişlerdir. Buldukları zırh malzemesinin nükleer tıpta ve nükleer atıkların depolanmasında kullanılabileceğini önermişlerdir.

Blink *et al.* (2007), nükleer atıkların taşınması ve depolanması için yüksek bor içeren Fe (%49,7), Cr (%17,7), Mn (%1,9), Mo (%7,4), W (%1,6), B (%15,2), C (%3,8) ve Si (%2,4) elementlerini ve paslanmaz çelik alaşımları ile Ni-Cr-Mo alaşımı kullanarak istenilen çaplarda yüksek dozlu nötron radyasyonunu iyi zırhlayacak tüpler yapmışlardır.

Mizia *et al.* (2007), nükleer uygulamalarda kontrol amaçlı kullanılmaya uygun, nötronları iyi absorblayan ve içeriği nikel, krom, molibden, gadolinyum alaşımları ve yaklaşık ağırlıkça %5'i bor olan zırh materyali geliştirmişlerdir.

Zhao *et al.* (2007), yüksek basınç altında nötronların saçılmalarını incelemişler ve oluşan nötronları zırhlamak için de seramik tüp ve tungsten karpit kullanmışlardır.

Korkut vd (2010), 4,5 MeV enerjili nötron parçacıklarına karşı zırh malzemesi olarak kullanılmak üzere borlu cevherler içeren yeni beton bloklar üretmişler ve bazı bor içeren bileşiklerin nötron makroskopik tesir kesitlerini belirlemişlerdir.

Gilbert *et al.* (2011), fisyon reaktörlerinde hızlı nötronları durdurmak için tungsten (W) ve bileşikleriyle birlikte renyum (Re), tantal (Ta), titanyum (Ti) gibi elementlerle alaşım yapmışlar.

Korkut vd (2012), FLUKA Monte Carlo kodu kullanarak kolemanit, tinkal ve üleksitin düşük enerjili nötronlarla etkileşimlerini, toplam makroskopik tesir kesitini, absorplanan doz ve depolanan enerjiyi simüle etmişler. ²⁴¹Am-Be nötron kaynağını ile farklı yüzdelerde bor atomları içeren kolemanit, tinkal ve üleksitin nötron doz ölçümlerini gerçekleştirerek parafinle karşılaştırmışlar. Sonuçta numunedeki bor atomları konsantrasyonu arttıkça nötronları absorblama yeteneğini artırdığını göstermişler.

Korkut vd (2013), 4,5 MeV enerjili nötronları durdurabilecek alçı, atık otomobil lastikleri kullanarak alçı-lastik alçı, lastik alçı-lastik şeklinde sandaviç kompozit zırh malzemeleri icat etmişler. Bu malzemelerin ²⁴¹Am-Be nötron kaynağı ile BF₃ gazlı

nötron dedektörünü kullanarak transmisyon değerlerini ve eşdeğer doz miktarlarını ölçmüşlerdir. Sonuçta alçı-lastik, lastik-alçı sandaviç şeklindeki kompozit zırh malzemesinin nötron absorplama performansının betondan daha yüksek olduğunu belirtmişlerdir. Bu malzemelerin nükleer uygulamalarda nötron radyasyonu için zırh olarak kullanılabileceğini söylemişlerdir.

Schmidt *et al.* (2013), %0,8 C, %0,05 Pb, %17 Cr, %11 Ni, %20 Mo + %1,92 W, %4,5-0,5 B, %0,05 Gd malzemelerini kullanarak korozyona dayanıklı termal nötron zırhlayıcı alaşım yaparak patent almayı başarmışlardır.

Armstrong *et al.* (2013), bir başka çalışmada saf tungsten ve ağırlıkça %5 renyum içeren iyon implantasyonuna nötronların yol açtığı hasarı simüle etmişlerdir. Artan renyum içeriğiyle bu iyon kaymalarının da arttığını göstermişlerdir.

Caldwell *et al.* (2013), tıbbi uygulamalarda ve nükleer reaktörlerdeki radio izotopların taşınması sırasında gama, nötron radyasyonu sızıntısını önlemek için %90-98 oranında tungsteni (W), nikel (Ni), demir (Fe) gibi metallerle birleştirerek ağır zırh alaşımı yapmışlardır. Bu ağır zırh malzemesinin gama radyasyonu için yaygın kullanılan kurşun ve uranyumdan daha iyi olduğunu söylemişlerdir.

Kibata *et al.* (2013), östenit ve ferritik paslanmaz çelikteki bor (B) yüzdesini artırarak sünekli ve iyi ısı iletimi olan nötron radyasyonuna karşı zırh malzemesi geliştirerek patent almışlardır.

Fukuda *et al.* (2014), taramalı elektron mikroskopuyla (TEM) saf tungsten (W) ve tungsten –renyum (Re) alaşımının nötron radyasyonu karşısında 500-800°C atom başına mikro yapısını incelemişlerdir. Sigma ve chi fazlarındaki çökelmelerin sadece saf tungsten (W) de değil, tungsten-renyum (%3-5-10-26 Re) alaşımında da olduğunu gözlemlemişlerdir. Ancak saf tungstendeki çökeltmenin tungsten-renyum alaşımından çok olduğunu belirlemişlerdir. Bu çökeltmeyi tungsten-renyum alaşımına %1,38 osminyum (Os) katarak nisbeten daha da azaltmışlardır.

Singh *et al.* (2014), CS-516, SS-403, SS-410, SS-316, SS-316L, SS-304L, inkonel-600, monel-400, kupero-nikel alařımlarının n66tron ve gama radyasyonuna karřı zırhlama 66zelliklerini arařtırmıřlardır. Gama radyasyonu i66in en iyi zırh materyalinin nikel olduėunu ve enerjisi 2 - 12 MeV arasındaki hızlı n66tronlar i66in ise SS316 alařımının iyi bir zırh malzemesi olduėunu g66stermiřlerdir.

2. KURAMSAL TEMELLER

2.1. Radyasyon Nedir ve Nasıl oluşur?

Radyasyon kaynağından ıraksayarak çıkan türüne ve enerjisine göre her türlü maddeden geçebilen enerji paketleridir. Işık, ısı ve ses bazı radyasyon tipleridir. Bütün maddeler atomlardan, atomlar ise kuarkların oluşturduğu proton, nötron ve elektron denilen nükleonlardan ibarettir. Atom nötron ve protonların bulunduğu bir merkezi çekirdekle ve bu çekirdeğin etrafında belli yörüngelerde dönen elektronlardan ibarettir. Bir maddenin çekirdeğindeki nötron/proton oranı 1 veya 1'e yakın değilse, bu durumdaki atomlar aşırı enerjiye sahip olduklarından kararsızdırlar. Kararsızlık halindeki atomlar nötron/proton dengesini sağlamak için fazla olan enerjilerini çeşitli şekillerde kayıp ederek kararlı duruma geçmeye çalışırlar. Bunun sonucunda ortaya çıkan enerjiye radyasyon denir.

2.2. Radyasyon Çeşitleri

2.2.1. İyonlaştırıcı radyasyon

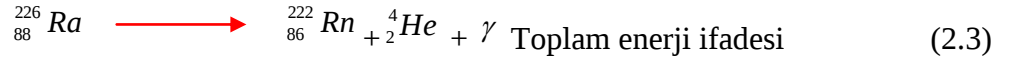
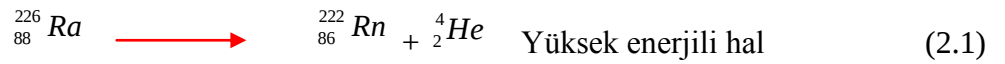
Etkileştiği ortamda iyon oluşmasına sebep olan radyasyonlara denir. İyonlaştırıcı radyasyonlar dalga (γ , X-ışınları) ve parçacık [alfa, beta, elektronlar, pozitronlar, protonlar, nötronlar (dolaylı iyonlaştırıcı)] tipi olmak üzere ikiye ayrılırlar.

2.2.2. Dalga tipi iyonlaştırıcı radyasyonlar

γ ve X-ışınları gibi elektromanyetik radyasyonlardır. Dalga boyları çok küçük olduğundan yüksek enerjileri olan, yüksek frekanslı ışık ve elektromanyetik dalgalardır.

2.2.2.a. γ -Işınları

γ -ışınları P. Villard tarafından 1900 yılında bulunmuş olup 10^{-10} m ve 10^{-14} m dalga boyuna sahip elektromanyetik radyasyondur. α veya β yayılımını takiben meydana gelen çekirdek tarafından yayınlanır. Radyoaktif bir çekirdek α veya β parçacıkları yayınladıktan sonra çekirdek uyarılmış halde kalır ve bu çekirdekte yüksek enerji oluşur. Çekirdek normal hale geçerken enerjisini kaybetmesi çekirdekten bir parçacık fırlatılması şeklinde olmazsa buna izomerik geçiş denir ve bu arada bir γ -ışını yayınlanır. Yüksek enerjili gama ışınları birkaç cm kalınlıktaki kurşundan geçerler. γ ışınları meydana getirdikleri elektronlarla iyonizasyon yaparlar. γ ışınlar aşağıdaki reaksiyonlarla elde edilirler:



Manyetik alandan etkilenmezler ve belirli bir elektrikle yüklü değildirler. Radyoaktif bozunmalar ya da nükleer reaksiyonlar sonucu oluşan ve Sezyum (Cs^{137}), Kripton (Kr^{88}), Kobalt (Co^{60}) gibi kararsız atom çekirdeklerinden yayılan bir çeşit elektromanyetik ışınlardır.

2.2.2. b. X-Işınları

1895 yılında Alman fizikçi W. Conrad Roentgen tarafından bulunmuş olan 10^{-5} -100 Å ($1 \text{ Å} = 10^{-10} \text{ m}$) dalga boyuna sahip “Röntgen ışınları” olarak da adlandırılan elektromanyetik dalgalarlardır. Yüksek enerjili parçacıkların yavaşlatılması veya atomik yörüngelerdeki elektron geçişlerinden oluşurlar. Bu ışınların dalga boyları ayarlanarak kemikleri geçememesi, bazı dokulardan geçebilmesi veya yumuşak dokular içinde doz ayarlaması yapılarak vücuttan geçebilirler. Vücuttan geçen X- ışınları film üzerinde siyah bölgeleri oluştururken ışınların geçemediği bölgeler beyaz renkte kalır. Böylece

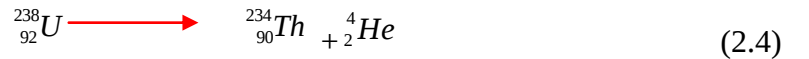
tıpta birçok hastalığın tedavi ve teşhisinde kullanılırlar. Yüksek dozda alındıklarında canlı dokulara ve organizmalara ciddi zararlar vererek öldürücü olabilirler.

2.2.3. Parçacık tipi iyonlaştırıcı radyasyonlar

Parçacık özelliğine sahip radyasyon α , β^- , β^+ parçacıkları, elektronlar (e), pozitronlar (e^+), nötronlar (n), yüksek enerjili protonlar (p), müonlar tarafından oluşturulan radyasyondur.

2.2.3.a. α -parçacıkları

1903 yılında Rutherford tarafından bulunmuştur. α -parçacıkları iki defa iyonlaşmış pozitif yüklü helyum çekirdekleridir. α -parçacıkları radyoaktif atomdan ve atoma bağlı olarak çok büyük bir hızla (ışık hızının 1/10-1/15'i kadar) yayınlanırlar. α -parçacıklarının enerjileri 4-8 MeV arasında değişir. Bir radyoaktif atomun verdiği enerjileri hemen hemen aynıdır. α -parçacıkları iyonlaştırıcı parçacıklardır. α -parçacıkları β -parçacıklarından daha az giricidirler. Birkaç cm kalınlığındaki havadan veya mm'den daha küçük kalınlıktaki alüminyum tabakalarından geçebilirler. Bir radyasyonun meydana geldiği andan bir ortamda durana kadar aldığı yola o madde ya da ortamdaki giriciliği denir. Radyoaktif maddelerin elektrik, ısı ve kimyasal olayları genelde α -parçacıklarının oluşumuyla ilgilidir α - bozunması radyoaktif çekirdekten kütle numarası 4 atom numarası 2 olan bir taneciğin ayrılması sonucu olduğundan bir atom çekirdeği α - bozunmasına uğradığında kütle numarası 4 ve atom numarası da 2 azalır. Örneğin $^{238}_{92}\text{U}$ α -bozunmasına uğradığında $^{234}_{90}\text{Th}$ 'e dönüşür.



Çizelge 2.1. Bazı α kaynakları

Element	Enerji (MeV)	Havadaki yol (cm)
Uranyum ($^{238}_{92}U$)	4,180	2,73
Toryum ($^{234}_{90}Th$)	4,750	3,28
Plutonyum (^{239}Pu)	5,159	3,75
Polonyum (^{210}Po)	5,298	3,84

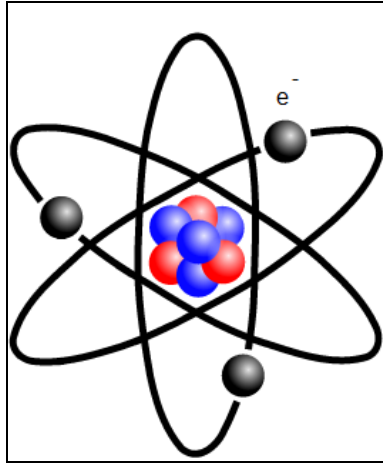
2.2.3.b. β -parçacıkları

Işık hızına yakın hızla hareket ederler. Madde içinde aldıkları mesafe α -parçacıklarından fazla olan iyonlaştırıcı parçacıklardır. β -parçacıklarını iki gruba ayırabiliriz; birincil ve ikincil β -parçacıkları. Çekirdekten gelen ilk ışınlara birincil β -parçacıkları denir.

Bazı geçişlerde uyarılmış çekirdekler γ – ışını yayınlamazlar fazla enerjilerini çekirdekten değil de dıştaki, genelde K tabakasından elektron koparıp fırlatarak normal hale gelirler. Buna iç dönüşüm denir. Burada meydana gelen β -parçacıkları ikincil β -parçacıklarıdır. İkincil β -parçacıklarının enerjileri farklıdır. Çünkü çekirdek dışındaki elektronlar belli enerji seviyelerinde bulunurlar. Bu iç dönüşüm olayında elektronun koparılmasından sonra boşalan yere üst tabakalardan elektron geçer. Bu durumda ya elektronun geldiği seviye ile yerleştiği seviye arasındaki fark kadar enerjiye sahip o elementin karakteristiği olan X-ışınları yayınlanır ya da bu enerji üst tabakalardaki bir elektronun koparılması için harcanır. Buna ışımasız iç dönüşüm ve bu durumda meydana gelen elektronlara Auger elektronları denir. β -parçacıkları fotoğraf plakalara etki ettikleri gibi cam, porselen, fayans gibi maddelerin renklenmesine neden olurlar. β -parçacığı saçan atomlara örnek olarak Potasyum (K^{40}), Stronsiyom (Sr^{90}), Karbon (C^{14}) verilebilir (Yaramış 1984).

2.2.3.c. Elektronlar

Elektron (e^-) atom altı parçacıkların lepton ailesinden, negatif elektrik yüküne ve protonun kütlesinin yaklaşık 1/1836 kadar kütleyle sahip olan atom altı bir parçacıktır. Elektronlar çekirdeğin çevresinde çekirdeğe uzaklığına ve enerji seviyesine göre K, L, M, N, O, P, Q ile adlandırılan yörüngelerde bulunurlar. Bu yörüngeler daha sonra aralarında s, p, d, f gibi alt yörüngelere (orbitallere) ayrılırlar. Elektronlar hem parçacık hem de dalga özelliğine sahiptirler. Bir parçacıkla karşılaştıklarında çarpışabilirler ve ışık gibi de kırılabilirler. Elektronlar elektrik, manyetizma, ısı iletimi, elektromanyetik etkileşimler gibi birçok fiziksel olayın olmasına sebep olurlar. Elektronlar, elektronikte, kaynakta, katod ışın tüplerinde, elektron mikroskopunda, radyoterapide, lazerlerde, iyonize gaz dedektörlerinde ve parçacık hızlandırıcılar gibi birçok alanda kullanılırlar.



Şekil 2.1. Elektronun yörüngesi (Anonymous 2014 a)

2.2.3.d. Pozitronlar

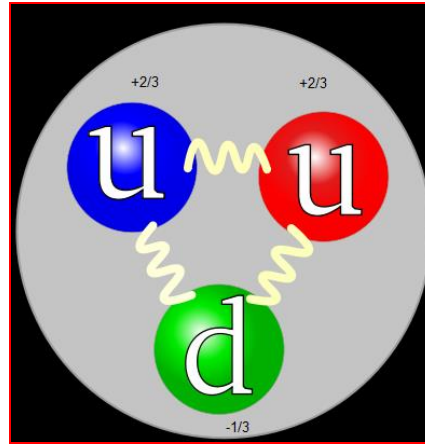
Pozitron elektronun kütlesi kadar bir kütleyle ve artı elektrik yüküne sahip, elektronun anti parçacığı olan bir leptonudur. Pozitronlar atom içerisinde serbest durumda bulunmazlar. Bir fotonun maddeye dönüşmesi sırasında meydana gelirler, yaşam ömürleri çok kısadır (10^{-10} s) ve maddeden fotona geçiş sırasında yok olurlar. Bir

elektron bir pozitron ile çarpıştığında 511 keV enerjili zıt yönlü iki gama ışını çıkararak yok olur.



2.2.3.e. Protonlar

Proton, nötronla birlikte atom çekirdeğini oluşturan pozitif elektrik (+1) yüküne, $1,673 \cdot 10^{-27}$ kilogram kütleyle sahip, iki yukarı ve bir aşağı kuarktan oluşan hadronların baryon ailesinden olan temel parçacıktır. Protonlar pozitif yüke sahip oldukları için birbirlerini iterler ama itme kuvvetinden 100 kat daha güçlü gulonlarla taşınan, çekirdek çekim kuvvetini yenemediklerinden bir arada dururlar. Protonlar hızlandırıcılarda ve nükleer tıpta proton emisyon tedavisiyle görüntülemeye (PET) kullanılırlar.

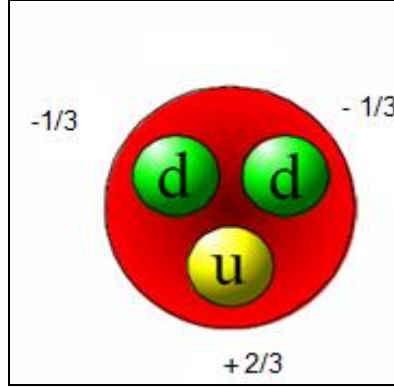


Şekil 2.2. Protunu oluşturan kuarklar (Anonymous 2014 a)

2.2.3.f. Nötronlar

Nötronlar hidrojen atomu hariç bütün atomların çekirdeklerinde bulunurlar. Nötronlar nükleon ailesinin elektriksiz olarak yüksüz üyesidir. Yüksüz olduklarından dolayı her maddeye kolayca nüfuz edebilirler. Bunların doğrudan iyonlaştırıcı özellikleri yoktur. Ancak nötronlar, içine nüfuz ettikleri maddelerin atomları ile etkileşimleri sonucu α , β^-

parçacıkları, γ ve X-ışınları gibi ikincil radyasyon oluştururlar. Bu radyasyonlar da etkileşme sonucu içine nüfuz ettikleri maddenin atomundan elektron kopararak iyonlaşmasına sebep olurlar.



Şekil 2.3. Nötronu oluşturan kuarklar (Anonymous 2014 a)

2.3. Nötronların Özellikleri

2.3.1. Nötronların kullanıldığı alanlar

Enerji çeşitlerine göre nötronlar çok çeşitli teknolojik alanlarda kullanılmaktadır ve kullanım alanları aşağıda verilmiştir:

- Nötronlar hidrojen atomlarına duyarlıdır. Bu nedenle hidrojen atomlarının farklı yerlere yerleştirilmesinde ve yeni ilaç dizaynının da önemli olan daha hassas moleküler yapının tespit edilmesinde kullanılır.
- Büyük biyolojik moleküller çok sayıda hidrojen atomu içerdiklerinden bir biyomolekülün bir parçasının görülebilmesi için izotop yerleştirilir. Bu hidrojen atomlarının ağır hidrojen (döteryum) ile yerleştirilmesiyle yapılır. Döteryum atomları ile hidrojen atomlarında nötronlar farklı saçılırlar. Kontrant değişimi denilen bu yöntemle kromozomdaki bir proteinin ya da nükleik asit gibi farklı çeşit moleküller görülebilir. Bu şekilde bir makro molekülün her parçası hakkında bilgi toplanılabilir.

- Sudaki hidrojeninden saçılan nötronları kullanarak bir jet uçağının kanatlarında küçük bir nem tespit edilerek mikroskobik çatlak ve korozyon işaretlerinin tam yeri tespit edilerek değiştirilecek parça saptanır.
- NASA nötronların sudaki hidrojeninden saçılmasını Ayda ve Marsta kozmonogların ulaşamadığı kutup noktalarında su olup olmadığının araştırılmasında kullanılıyor.
- Hidrojenin yanında nötronlar ağır atomlar arasındaki diğer hafif atomları da yerleştirebilirler. Nötronların bu özelliği YBCO (Yttrium-barium-Copper oxide) içindeki hafif oksijen atomlarının kritik pozisyonlarını tespit etmede de kullanılabilir. YBCO'nun yüksek sıcaklıklı süper iletken seramik malzeme olması yolunda çalışmalar sürüyor. YBCO telleri elektrik motorlarının, jeneratörlerin, iletim hatlarının, trafoların manyetik cihazların (parçacık hızlandırıcılar, tıbbi tanı makineleri, havada giden süper hızlı trenler vb.) enerji verimliliğini artırmak için kullanılabilecektir.
- Bir nötron pusula ibresi gibi bir yönü işaret eden bir manyetiğe benzer. Bu manyetizasyonun yönü ve büyüklüğü bir manyetik momentin manyetik momentleri aynı yönü gösteren polarize nötronları üretebilir. Bu nötronlar manyetik malzemenin özelliklerinde kullanılabilir. (cd, kredi kartları gibi)
- Termal nötronların enerjileri hareketli atomların enerji seviyesinde olduğundan atomların ve moleküllerin hareketlerinin gözlenmesinde kullanılabilir.
- Nötronlar kemiklerin gelişim evrelerinin izlenmesi ve kemiklerin mineralize olmaları osteoporoz gibi bozulmalarında da kullanılabilir.
- Nötronlar yüksek enerjili plastik üretmek için polimerlerin geliştirilmesinde de kullanılabilir. Bu plastikler Cd vb ürünlerin üretilmesinde kullanılır.

Genel olarak:

- Fizik, Jeofizik ve Kimya araştırmalarında
- Hidrojen atomlarının moleküllerdeki yer tayininde
- Uzay araştırmalarında
- Materyal bilimi araştırmalarında
- Uçak sanayinde ve silah yapımında
- Hızlandırıcı Sürümlü Sistemler (ADS) üretiminde

- Süper iletken üretiminde
- Kristalize malzemelerin üretiminde
- Tıbbi tanı malzemelerinde
- Manyetizma ve süper iletkenlik yapımında
- Transuranic (uranyum içeren) elementleri belirlenmesinde
- Nötron lambası ile nano ürünler gibi ileri teknoloji ürünlerini test etmede
- Toryumla birleşerek nükleer enerji üretiminde, radyoaktif kalıntıların yok edilmesinde
- Medikal izotop üretiminde
- Nötron aktivasyon analizinde
- Kanser tedavisinde
- Yüksek enerjili plastik üretiminde kullanılırlar.

2.3.2. Nötronların enerjilerine göre sınıflandırılması

Nötronlar farklı farklı nükleer reaksiyonlarla elde edebilirler. Bu nükleer reaksiyonlarla elde edilen nötronlar genelde yüksek enerjilidirler. Nötronları çeşitli enerjilerde elde etmek için yüksek enerjili nötronlar farklı madde atomlarıyla çarpıştırabilirler ve böylece daha düşük enerjili nötronlar elde edilmiş olur. Nötronları enerjilerine göre şöyle sıralayabiliriz:

- | | |
|--|--|
| ➤ Soğuk nötronlar | $E < 0,003 \text{ eV}$ |
| ➤ Yavaş (termal) nötronlar | $E \cong 0,003\text{eV} - 0,4 \text{ eV}$ |
| ➤ Yavaş (epitermal) nötronlar | $E \approx 0,4\text{eV} - 100 \text{ eV}$ |
| ➤ Orta nötronlar | $E \cong 100 \text{ eV} - 200 \text{ keV}$ |
| ➤ Hızlı nötronlar | $E \cong 200 \text{ keV} - 10 \text{ MeV}$ |
| ➤ Yüksek Enerjili (Rölâivistlik) nötronlar | $E > 10 \text{ MeV}$ |

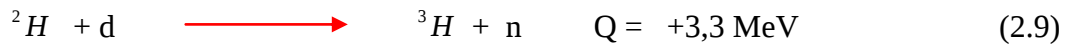
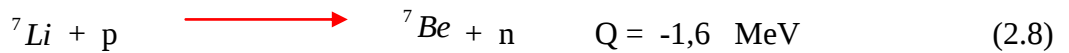
2.4. Nötron Kaynakları

2.4.1. Kendiliğinden fisyon

^{252}Cf (2,65 yıl) gibi kendiliğinden fisyonu uğrayan izotoplar yaygın olarak nötron kaynağı olarak kullanılabilirler. Nötronlar doğrudan fisyon reaksiyonu sonucu üretilir ve her parçalanma başına yaklaşık 4 nötron elde edilir. Bozunmaların sadece %3 nötron ve kalanı ise α bozunumudur. 1gr ^{252}Cf başına $2,3 \times 10^{12}$ nötron/s düşer. Buradaki nötron enerjileri yaklaşık 1-3 MeV'dir.

2.4.2. Nükleer reaksiyonlar

Nötronlar birçok reaksiyonla elde edilebilir. Reaksiyonun başlaması için gerekli yüklü parçacıkları parçacık hızlandırıcılarla hızlandırılması gerekir. Bu nedenle radyoaktif bozunma kaynaklarına göre nispeten pekte kullanışlı değildir. Kullanılan yüklü parçacığın enerjisi ile yayınlanan nötronların yayınlanma açısını istenilen şekilde ayarlanarak istenilen enerji düzeyinde ve tek enerjili nötron demetleri elde edilebilir. Genelde aşağıdaki reaksiyonlar kullanılır:



2.4.3. Reaktörler

Bir nükleer santralin yakınlarında nötron akısı oldukça yüksek olabilir ve cm^2 başına yaklaşık 10^{14} /s civarında 5-7 MeV' lik nötronlar elde edilebilir. Bu nötronlar reaktör

içinde termal nötronlara kadar yavaşlatılsalar da, reaktör korunda hızlı nötronlar bulunabilir. Reaktör kazanının zırhından açılacak küçük bir delikten gelecek nötronlar laboratuvar deneylerinde kullanılabilir. Gelen hızlı nötronlar su veya parafin gibi maddelerle yavaşlatılarak çeşitli enerjilerde nötron elde edilebilir. Gelen yüksek düzeydeki nötronlardan nötron soğrulmasıyla radyoizotop da üretilebilir.

2.4.4. α - Be kaynakları

Bu reaksiyon laboratuvarlarda nötron elde etmek için uygun bir nötron kaynağı olarak kullanılabilir. Bu reaksiyonda bir α parçacığı ile berilyumun kararlı izotopu olan ^9Be ile çarpıştırılmasıyla 13 MeV'e kadar nötronlar elde edilebilir:



Burada α kaynağı olarak uzun ömürlü bir α yayınlayıcı ^{226}Ra 'yı kullanabiliriz. ^{226}Ra yaklaşık 5-8 MeV'lik α yayınlar. Bu kaynakla elde edilen nötronlar aşağıdaki sebeplerden dolayı tek enerjili değildir.

- 1-Berilyuma gelen birçok α grubunun olması.
- 2-Berilyum içindeki çarpışmalar sonucu α 'ların yavaşlaması.
- 3-Geliş doğrultuları bilinmeyen α 'lara göre yayınlanan nötronların doğrultularının farklı oluşu.
- 4-Bazı ^{12}C izotopunun uyarılmış enerji seviyelerinde olma ihtimali. ^{226}Ra Ci cinsinden aktiflik başına saniyede 10^7 nötron (5 MeV) üretebilir. ^{226}Ra ve radyoaktif ürünleri de yüksek enerjili γ ışını yayınladıklarından dolayı radyum - berilyum kaynağı yerine yaygın olarak ^{210}Po (138 gün), ^{238}Pu (86 yıl) ve ^{241}Am (486 yıl) kaynakları kullanılmaktadır. Bu kaynaklar Ci cinsinden aktiflik başına saniyede $2-3 \times 10^6$ nötron üretebilirler. Aşağıda Çizelge 2.2'de görüldüğü gibi ağır hedef berilyuma gelen α 'ların enerjilerinin artışına bağlı olarak üretilen nötronlarında enerjileri o ölçüde artmaktadır.

Alfa parçacığının oluşturduğu reaksiyonlar nötron kaynağı olarak kullanılabilir ancak hepsi Be reaksiyonlarıyla karşılaştırıldığında birim alfa aktivitesi daha düşük nötron verimine sahiptirler. Daha iyi reaksiyon sonuçları aşağıdaki Çizelgede verilmiştir.

Çizelge 2.2. Alternatif (α, n) izotopik nötron kaynakları

Hedef	Reaksiyon	Q değeri (MeV)	$10^6 \alpha$ parçacığı başına nötron verimi
Tabii Be	$^{10}\text{Be} (\alpha, n)$	+ 1,07	$^{241}\text{Am} - \alpha$ parçacığı için 13
Be	$^{11}\text{Be} (\alpha, n)$	+0,158	$^{241}\text{Am} - \alpha$ parçacığı için 13
F	$^{19}\text{F} (\alpha, n)$	-1,93	$^{241}\text{Am} - \alpha$ parçacığı için 4,1
^{13}C	$^{13}\text{C} (\alpha, n)$	+2,2	$^{241}\text{Am} - \alpha$ parçacığı için 11
Tabii Li	$^7\text{Li} (\alpha, n)$	-2,79	
Be	$^9\text{Be} (\alpha, n)$	+5,71	$^{241}\text{Am} - \alpha$ parçacığı için 70

2.4.5. Foto-nötron kaynakları

Bu kaynaklarla $\alpha - n$ kaynaklarına benzer bir yöntemle $\gamma - n$ kaynağı olarak gamaların ^9Be ile çarpıştırılmasıyla nötron elde edilebilir. Bu kaynaklarla eğer foton kaynağı tek enerjili ise elde edilecek nötronlarda tek enerjili olabilir. Bu da tek enerjili nötronları birçok alanda kullanma olanağı verir. ^{24}Na izotopu tarafından yayınlanan 2,76 MeV'lik $\gamma -$ ışınlarının soğrulması ile ^9Be 'un zayıf bağlı bir nötronunu koparabilir ve yaklaşık enerjisi 0, 8 MeV'lik nötron elde edebilir.



^{24}Na 'un verimi Ci cinsinden aktifliği başına 2×10^6 nötron/s olup bu değer yeterlidir

fakat yarı ömrü kısadır (15 saat). Daha uzun ömürlü olan ^{124}Sb (60 gün) γ kaynağı kullanılarak 24 keV'lik düşük enerjili nötronlar elde edilebilir. Foto nötron kaynaklarının dezavantajı çok büyük γ ışını aktiviteli kaynakların belli enerjili nötronları üretmek için kullanılmasıdır.

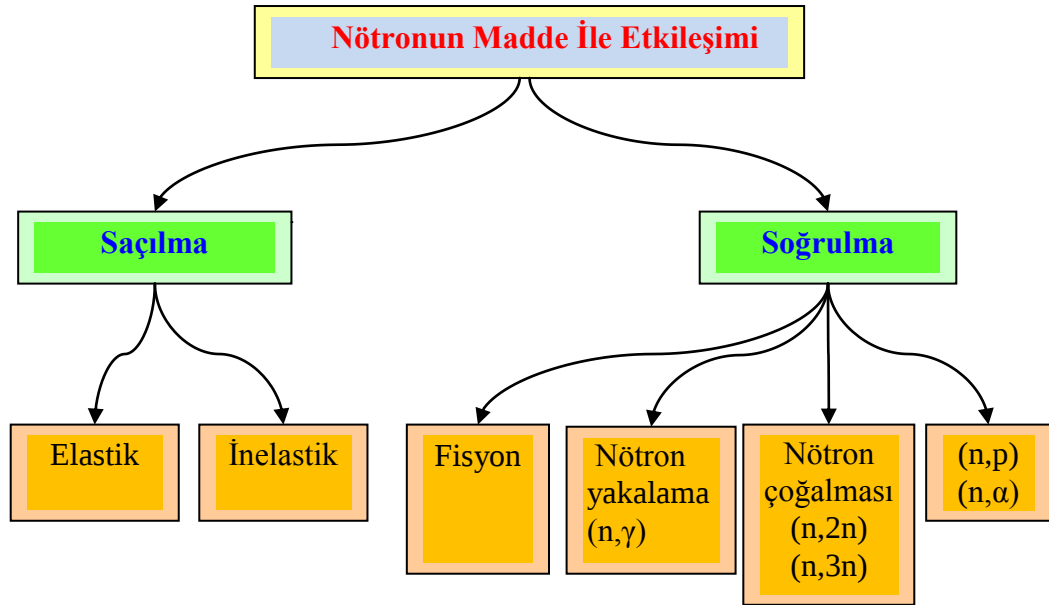
Çizelge 2.3. Foto-nötron kaynaklarının özellikleri (Wiley 1996)

γ ışını yayınlayıcısı	Yarı ömür	γ ışınının enerjisi (MeV)	Hedef	Nötron enerjisi (keV)	10^{10} Bq'lık aktivite için nötron verimi (n/s)
^{24}Na	15 saat	2,7541	Be	967	340 000
		2,7541	d	263	330 000
^{28}Al	2,2 dakika	1,7787	Be	101	32 600
^{38}Cl	37,3 dakika	2,1676	Be	446	43 100
^{56}Mn	2,58 saat	1, 8107	Be	129	
		2,1131		398	91 500
		2,9598		1,1491	
		2,9598	d	365	162
^{72}Ga	14,1 saat	1,8611	Be	174	64 900
		2,2016		476	25 100
		2,5077		748	
		2,5077	d	140	
^{76}As	26,3 saat	1,7877	Be	109	
		2,0963		383	3 050
^{88}Y	107 gün	1,8361	Be	152	229 000
		2,7340		949	
		2, 7340	d	253	160
^{116}In	54,1 dakika	2,1121	Be	397	15 600
^{124}Sb	60,2 gün	1,6910	Be	23	210 000
^{140}La	40,3 saat	2,5217	Be	760	10 200
		2,5217	d	147	6 600

Bu γ yayınlayıcıların çoğunun yarı ömürleri kullanımları sırasında kısa olduğundan nükleer reaktörlerde yeniden aktiflenmeleri gerekmektedir.

2.5. Nötronların Madde ile Yaptıkları Etkileşimler

Nötronların maddeler ile etkileşmelerinin bilinmesi güvenlik önlemleri açısından zırhlama çalışmalarında önem arz eder. Nötronlar maddelerle enerjilerine göre aşağıdaki etkileşimleri yapabilirler. Nötronlar bir elektrik yükü sahip olmadıkları için elektron ve protonun madde ile etkileşimlerinde coulomb kuvveti etki ederken nötronlarda böyle bir etki yoktur. Bu nedenle nötronlar enerjilerine bağlı olarak maddenin içinde uzun mesafeler alarak çekirdeğe kadar ulaşabilirler. Nötronlar enerjilerine bağlı olarak madde ile aşağıdaki etkileşimleri meydana getirebilirler.



Şekil 2.2. Nötronun madde ile etkileşimi

Çizelge 2.4. Nötronların enerjilerine göre madde ile yapabileceği etkileşimler

<u>Nötron enerjisi</u>		<u>Baskın olan etkileşim</u>
Soğuk	E < 1 MeV	Difraksiyon
Termal	E < 0,5 eV	Elastik Saçılma
Yüksek Enerjili E > 10 MeV		Nükleer Filyon (n,f)
Epitermal	0,5 eV- 50 keV	Nükleer Reaksiyonlar
Hızlı	E > 50 keV	(n,γ) Reaksiyonları (Gama Yakalama)
Orta Enerjili	E > 1MeV (n,p) ve (n,α) Reaksiyonları yada İnelastik Saçılma (n,x)	

Nötronlar enerjilerine göre maddeden geçerken etkileşebildikleri gibi hiç etkileşmeden de geçebilirler işte bu durum tesir kesitiyle belirlenir ve σ sembolüyle gösterilir. Nötronların parçacık veya çekirdekle yaptıkları etkileşim ihtimaline mikroskobik tesir kesiti ve beton gibi ağır materyallerle etkileşme ihtimaline de makroskopik tesir kesiti denir. Makroskopik tesir kesiti ise soğrulma, filyon ve saçılma tesir kesiti olmak üzere üç çeşittir. Makroskobik tesir ketsiti Σ şeklinde gösterilir ve aşağıdaki gibi izah edilir.

$$\Sigma_{Toplam} = \Sigma_{filyon} + \Sigma_{kaçan} + \Sigma_{yakalanan} + \Sigma_{.....} \quad (2. 13)$$

$$\Sigma = N\sigma \quad (2. 14)$$

$$N = \frac{\rho}{A} N_A \quad (2. 15)$$

Burada

N ; hedef maddedeki atom yoğunluğu

ρ ; hedef maddenin yoğunluğu

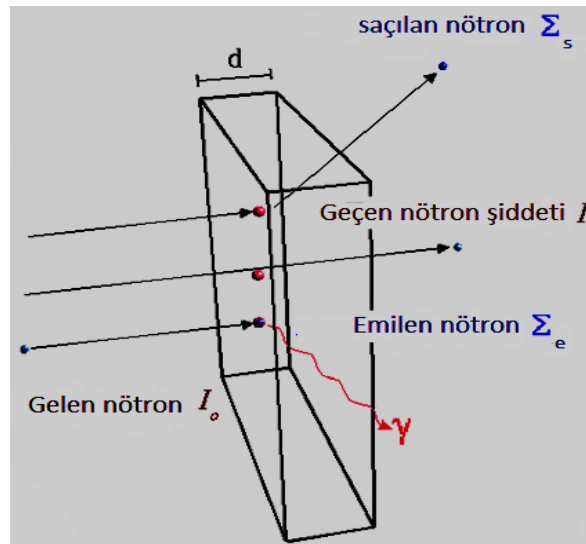
N_A ; Avogadro sayısıdır.

İnce bir tabakayı geçmeye çalışan tek bir nötron, A alanında bulunan ve her birinin kesit alanı s olan N tane hedef çekirdek ile etkileşip geçme ihtimaliyeti değeri Ns/A veya $(N/A)s$ olur ki bu da mikroskopik tesir kesitini gösterir. Bu ihtimaliyet değeri ise nötronun madde içerisinde yaptığı iki çarpışma arasındaki mesafe olan ortalama serbest yola da bağlıdır. Nükleer reaktörlerde zincirleme reaksiyonun başlatılması için nötronların çekirdek ile etkileşim ihtimaliyetini gösteren mikroskopik tesir kesitinin büyük değerlere sahip olması istenen bir özelliktir. Nötronların madde ile etkileşimleri γ - ve X-ışınlarındakinden farklı olarak, hedef maddenin atom numarasına bağlı olarak değişmez. Hedef atomun bir izotopu soğurucu özellik gösterirken, diğer bir izotopu ise kısmen geçirici özellik gösterebilir. Bu durumda soğurma ikincil γ -ışınlarının oluşmasına neden olur ve bu ışınların miktarı ve enerjileri maddeden maddeye değişiklik gösterebilir. Radyoaktif bir kaynaktan çıkan hızlı nötronların yavaşlatılması elastik ve elastik olmayan saçılmalarla sağlanır. Sadece demir ve demirden daha yüksek atom numarasına sahip olan elementler elastik olmayan saçılmalarda oldukça etkili olarak kullanılırlar. Bu nedenle nötron kalkanlarında demir ve baryum taşıyan agregalar kullanılır. Tam aksine çok hafif elementler, bilardo topu türü elastik saçılmalarda oldukça etkilidirler. Bu nedenle nötronla en düşük atom numarasına sahip olan hidrojen saçılmaları bu açıdan en iyisidir (Topçu 2006).

2.5.1. Nötronların yavaşlatılması ve durdurulması

Nötronların zırhlaması oldukça zordur. Çünkü nötronların bir elektrik yükleri yoktur ve bu nedenle soğurucu atomların elektrik alanından etkilenmeden enerjilerine göre çekirdeğe kadar ulaşarak nükleer bir reaksiyonun başlamasına ve ikincil radyasyon oluşmasına neden olurlar. Nötronlar çoğunlukla enerjilerini zırhlama malzemesiyle yaptıkları esnek ve esnek olmayan çarpışmalarla kaybederler. Esnek çarpışmada nötronlar hedef çekirdek ile iki bilardo topunun çarpışmasına benzer şekilde çarpışarak saçılırlar. Çarpışmaya giren nötron başlangıçtaki enerjisinin $2m/(1+m)^2$ lik kısmını hedef çekirdeğe aktararak kaybeder. Burada m nötron kütesinin çarpıştığı çekirdek kütesine oranıdır. Bu ifadeye göre enerjisi 1 MeV' den küçük olan bir nötron, bir hidrojen çekirdeğiyle çarpışsa yaklaşık olarak enerjisinin yarısını kaybeder. Bu da

gösterir ki esnek çarpışmalar da nötronları yavaşlatmakta hafif elementler daha etkilidirler. Bu nedenle içinde hidrojen oranı yüksek parafin, su, beton, polimer, gibi malzemelerin kullanılması en uygundur. Nötronların yakalanmasında ise genelde lityum ve bor kullanılır. Enerjisi $1 > \text{MeV}$ 'den büyük olan nötronlar hedef atomuyla inelastik çarpışma meydana getirirler. Elastik olmayan çarpışmalarda (n,x) reaksiyonuyla gelen nötronlar enerjilerinin bir kısmını hedef atomuna aktararak onu uyarırlar. Uyarılmış hedef atomu ise kararsız durumdadır, kararsız durumundaki bu hedef atomu gama ışınları yayınlayarak kararlı duruma geçer. Nötron yakalanması ise nötronların hedef atom tarafından yutulması ile başlar ve uyarılmış duruma geçen atomun izotopuna dönüşmesi veya gama ışını yayınlayarak uyarılmış durumundan kurtulması ile son bulur. Nötron tutucu olarak genelde Hafniyum diborid, titanyum diborid, gadalinyum titanet, kadmiyum, bor, hidrojen gibi elementler ve bileşikler kullanılırlar. Nötronların şiddeti ise birim alan başına nötron sayısı (n/cm^2) veya akış oranını ile ($n/\text{cm}^2\text{s}$) ifade edilir. I_0 şiddetindeki nötronların akışı d kalınlığında bir zırh malzemesi tarafından nötron kaynağının şiddetine ve nötron saçılma ve emilme tesir kesiti katsayısına (Σ_s, e) bağlı olarak azaltılır. Fotonların absorpsiyonu için kullanılan Lambert Beer kanununa benzer olarak nötronlar için aşağıdaki ifade geçerli olur:



Şekil 2.4. Nötronun maddeden geçişi

$$I(d) = I_0 e^{-\Sigma_{s,e} x} \quad (2.16)$$

Burada

I_0 kaynaktan çıkan nötronların sahip oldukları şiddeti,

$I(d)$ herhangi bir çarpışma olmaksızın bir zırh malzemesinde d mesafesini kat eden nötronları ifade eder.

$\Sigma_{s,e}$ ifadesi ise nötron parçacığının herhangi bir etkileşme yapmadan madde içerisinden geçme ihtimaliyetini temsil eder.

Burada $\Sigma_{s,e}$ nötron emilmesi veya saçılması olaylarında birim uzunluk başına ihtimaliyeti gösterdiği gibi cm^{-1} olarak verilebilir. $\Sigma_{s,e}$ nötron zırlama ve dozimetri çalışmalarında önemli bir etkindir.

2.6. İyonlaştırıcı Olmayan Radyasyon

İçine girdiği madde de iyonlar oluşturmeyen radyasyonlara denir. İyonlaştırıcı olmayan radyasyonlar dalga tipi radyasyonlardır.

2.6.1. Radyo dalgaları

Radyo dalgaları elektromanyetik spektrum içinde en uzun dalga boyuna sahip radyasyondur. Bir futbol sahası kadar büyük dalga boyuna sahip oldukları gibi bir futbol topu kadar küçük dalga boyuna da sahip olabilirler. Bu dalgalar radyo, televizyon, cep telefonu gibi aletlerin çalışmasında kullanılmasının yanı sıra, astrolojide, meteorolojide de sıkça kullanılırlar.

2.6.2. Mikro dalgalar

1 mm ile 30 cm arasında dalga boyuna, 300MHz ile 300 GHz arasında frekansa sahip olan ve elektromanyetik spektrumda radyo dalgaları ile kızıl ötesi dalgaları arasında yer alan elektromanyetik dalgalardır. Mikrodalgalar elektronik devrelerde elektronların hızlandırılmaları ile elde edildikleri gibi motorlar ve elektrikli ısıtıcılar da mikrodalga oluştururlar. Ancak yüksek şiddette mikrodalga elde etmek için vakum tüplerine ihtiyaç vardır. Mikrodalga üretilen elektronik devrelerde, elektrik enerjisinin elektromanyetik yayımına dönüşüm veriminin yüksek olması için bir elektrik ve kuvvetli bir manyetik alan oluşturan kendiliğinden uyarılan osilatör gibi çalışan magnetron veya klystron tüpleri mikrodalga üreticisi olarak kullanılırlar. Mikrodalgalar gıda sanayinde, metalürjide, askeri alanda, kimyasal üretimlerde ve tıpta sıkça kullanılırlar.

2.6.3. Kızıl ötesi (infrared) ışınları

Elektromanyetik spektrumda görülebilir ışıkla mikrodalga arasında bulunan ve 10^{-5} m dalga boyuna sahip bir elektromanyetik radyasyondur. Dünyamız, güneşten gelen bu ışınlar sayesinde ısınır. Kızılötesi ışınlar askeri alanda hedef saptama, gece görüş kameraları ile gözetlemede, uzak mesafelerde sıcaklık ölçmek gibi ısı işlem uygulamalarında, kablosuz iletişim de, fizik ve kimya da görüntüleme de, meteorolojide, astronomi de uzaydaki gezegenlerin sıcak soğuk ilişkisiyle yerlerinin belirlenmesinde, tıpta bazı hastalıkların tanı ve tedavisinde kullanılmaktadır.

2.6.4. Görülebilir ışık

Görünür ışık 400 ile 700 nm arasında dalga boyu olan, elektromanyetik spektrumun dar bir bölümünde yer almaktadır. Güneş ışığı mevcudiyetinde %44 görünür ışık, %48 Kızılötesi, %7 Ultraviole ihtiva etmektedir. Görüldüğü üzere hatırı sayılır bir miktarda çevremizde kızılötesi ışık vardır ve biz bunu göremeyiz.

2.7. Monte Carlo Simülasyon Tekniğinin Nükleer Fizik ve Yüksek Enerji Fiziğinde Kullanımı

Rastgele üretilen sayıların kullanılmasıyla yapılan, istatistiksel simülasyonlar Monte Carlo yöntemiyle yapılır. Monte Carlo yöntemini Nicholas Constantine Metropolis bulunmuştur. Rasgele sayı üretim tekniğiyle olayların başlama ve sonrası olası durumlarını tahmin etmekte oldukça başarılı bir tekniktir. Los Alamos Ulusal Labratuvarında, atom bombasının icat edilmesinden sonra Stanislaw Ulam tarafından bombanın patlamasıyla saçılacak olan nötronları durdurmak için tasarlanan zırh malzemelerini modellemek için kullanılarak geliştirilmiştir. Deney girdileri belli olmayan, bir olayın sonucunda hangi durumların olabileceğinin muhtemel sonuçlar bekleniyorsa bu teknik kullanılarak belirlenebilir. Monte Carlo, rastgele sayı üreteçlerini kullanarak tahmini sistemleri modeller. Simülasyon, yüksek enerji fiziğindeki çalışmalarda deney öncesi ve deney sonrası olası durumları tahmin etmede kullanılan bir tekniktir. Simülasyonu, sistemlerin dizaynı ve analizinde kullanımı her geçen gün artan bir araçtır. Simülasyon, mühendislere, sistem tasarımcılarına ve planlamacılara sistemin tasarımı ve işletimiyle ilgili bir ön çalışma olarak zamanında sorunları ortadan kaldıracak kararları vermelerine yardım eder. Simülasyon tek başına problemleri çözemez, fakat problemi açıkça tanımlar ve sayısal olarak alternatif çözümleri değerlendirir. Durum analizi yapabilen bir teknik olan simülasyon, karışık sayılan problemler için sayısal ölçüm ve analiz yapılabilir ve kısa zamanda en iyi alternatif çözümü bulmaya yardımcı olur. Yeni bir sistemi kurmadan veya işletme evresini test etmeden önce bilgisayarda sistemi modelleyerek, sistem ilk çalıştırıldığında karşılaşılabilecek birçok olumsuzluğu önceden görmemize yardımcı olur. Devreye alma aşamasında iyi ürün elde etmek için aylar belki de yıllar süren çalışmalar simülasyonla günlere hatta saatlere sıkıştırılmış olur (Korkut 2010).

Radyasyonla yapılan deneysel çalışmalarda araştırmacılar genelde radyasyona maruz kalırlar. Bu deneysel çalışmalarda alınan radyasyon, vücuda çeşitli zararlar vermektedir. Radyasyonun bu zararlı etkisine maruz kalmamak için deney yapmadan önce deney geometrisi ve deney şartları Monte Carlo simülasyon programlarına girilerek deney

sonuçlarını tahmin edecek bir ön çalışma yapılmalıdır. Monte Carlo Simülasyon tekniği, FLUKA, GEANT4, MCNP, PHITS ve MARS adında programı kullanır. Programların çalışma yöntemleri genelde birbirine benzemektedir. Elementlerin farklı radyasyon arasındaki etkileşim ihtimallerine (tesir kesitleri) ait veriler hazır kütüphaneler (ENDIF, JNDL, ENEA, CLES vb...) şeklinde programlara tanıtılmıştır. Programların çalıştırılabilmesi için giriş komutlarına ihtiyaç vardır. Programın içinde bulunana bir alt programda, kullanılacak radyasyon (gama, nötron, X-ışını vb.), etkileşimde kullanılacak malzeme, deney geometrisi gibi parametreler girilir. Simülasyon yapıldıktan sonra sonuçlar çıktı (output) dosyalarında okunur. Araştırılan sonuçlar grafik edilerek hata payları çeşitli programlarla bulunur.

2.8. FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu

FLUKA programı FORTRAN altyapısı ile çalışmaktadır. FORTRAN'ın ilk yazılımı John Backus ve ekibi tarafından, IBM'in ürettiği IBM 704 için 1954'de geliştirilmiştir. Backus ve ekibi ise "The IBM Mathematical FORMula TRANslating System: Fortran" isimli program için ilk raporlarını Kasım 1954'de yayınlamışlardır. Fortran yüksek seviyede programlama dili olmamasına karşın 1950'de yüksek seviyedeki programlama dillerine gerek duymadan, bir yorumlayıcı olan "interpreter" ile çalıştırılıyordu. Bu şekliyle makine kodlarıyla yazılan programlardan en az 10 kat daha yavaş çalışıyordu. 1950'lerde üretilen bilgisayarlarda hız çok önemli bir etken olduğundan yazması zor dahi olsada makine kodu bu sebeple oldukça çok kullanılıyordu. Bu sebeplerden dolayı Backus ve ekibi hem yüksek programlama dili olarak kolay yazılabilen hem de makine kodlarındaki gibi hızlı çalışabilen yeni bir programlama dili olarak Fortranı ileri sürdüler. Fortranın diğer yüksek seviyedeki programlama dillerinden ayıran en önemli özelliği bir çevirici yerine bir düzenleyici (compiler) ile çalışıyor olmasıydı. Program yüksek seviyedeki bir dilde yazılıp sonra makine koduna çevrilerek hız kaybının olması engellenmiş olunuyordu. Yüksek seviyede ve daha hızlı program dillerini geliştirme çabaları devam etsede, Fortran geniş kitleler tarafından kullanılan ilk yüksek seviyedeki kullanılabilir bir program dilidir. Fortran'ın ilk yazılımı Fortran 0 'dır. Son yazılımları

ise üzerindeki ilerletme çalışmaları hala devam eden Fortran 95, Visual Fortran, Digital Fortran v6,0 yazılımlarıdır.

FLUKA programının gelişimi, 1962 yılında J. Ranft ve H.Geibel tarafından yüksek enerjili protonlar için Monte Carlo uygulaması için kullanılması ile başlamıştır. FLUKA ismi 1970 yılındaki bir termodinamik temelli çalışmadan (FLUktuirende KAskade) gelmektedir. 1970'lerin başlarından itibaren J.Routti ve P.Aarnio ile CERN'den G.R. Stevenson ve A.Fasso programın gelişimine katkılar sağlamışlardır. Programın modern kod sistemleri; GEANT-FLUKA ara yüzü (1993) , MCNPX (yüksek enerjili hadronik FLUKA generator-1990), FLUGG (GEANT4 arayüzü – 1994) , INFN projesi (2001) , INFN-CERN projesi (2003) şeklinde sıralanabilir. 2005 yılının sonlarında FLUKA kaynak kodları ortaya çıkarıldı. FORTRAN altyapısı ile çalışan FLUKA programı, proton ve elektron hızlandırıcı sürüm sistemlerinin zırhlaması tasarımlarında, parçacıkların geçişinde, madde ile etkileşimlerinde, dedektör tasarımlarında, dozimetride, nötron fiziğinde ve radyoterapide, uzay fiziği araştırmalarında yaygın bir şekilde kullanılmaktadır. Bu program ile ağır iyonların, termal ve daha düşük enerjideki nötronların anti parçacıkların, enerjisi 1 keV'den 1000 TeV'e kadar değişen protonların ve elektronların, 20 TeV ve daha yukarı enerjiye sahip hadronlar ve müonlar gibi 60 farklı parçacığın madde ile etkileşimlerinin karşılaştırılmasında yüksek doğrulukla kullanılır. İyi bilinen ilerlemiş karmaşık Birleşik Geometri (CG) versiyonu ile işlem yapılır. Bu geometri yüklü parçacıkların elektrik ve manyetik alanda izledikleri yollara göre tasarlanmıştır. Başka bilgisayar programlarına gerek duymadan rahatlıkla kurulabilir.

Programın kullanım alanları

- Radyasyon zırhlama parametrelerinin belirlenmesinde
- Yüksek enerji fiziği ve mühendislik deneylerinde
- Radyasyonun madde ile etkileşim sonuçlarının yorumlanmasında
- Nükleer tıpta
- Hadron – hadron ve hadron – (0–10000 TeV) çekirdek etkileşimlerinde

- Çekirdek – çekirdek (100 MeV/n – 10000 TeV/n) etkileşimlerinde
- Elektromanyetik ve müon (1 keV – 10000 TeV) etkileşimlerinde
- Nötrino etkileşimlerinde
- Yüklü parçacık transportu içeren tüm uygulamalarda
- Manyetik alanda transportta
- Boolean ve Voxel geometrilerinde
- Kademeli (0–20 MeV) nötron transportu ve etkileşimlerinde
- Çeşitli azalma hesaplamalarında kullanılır.

FLUKA simülasyon programının görsel ara yüzü olan FLAIR adlı program, hesaplamalarda grafik çizimlerinde ve veri elde etmek amacı ile kullanılır.

FLUKA programı için hazırlanmış örnek bir input dosyası aşağıda verilmiştir. Burada 2eV enerjili protonlar berilyum hedefe gönderilerek nükleer reaksiyon sonucu ortaya çıkan pionlar dedekte edilmiştir.

TITLE

Charged pion fluence inside and around a proton-irradiated Be target

GLOBAL

BEAM 50.E+00 0. 0. 0. 0. 0. PROTON 2.0

BEAMPOS 0. 0. -50.0 0. 0. 0. ''

GEOBEGIN COMBINAT

RPP 1-5000000.0+5000000.0-5000000.0+5000000.0-5000000.0+5000000.0

RPP 2-1000000.0+1000000.0-1000000.0+1000000.0 -100.0+1000000.0

RPP 3 -10.0 +10.0 -10.0 +10.0 0.0 +5.0

XYP 4 2.5

END

BH1 5 +1 -2

VA2 5 +2 -3

BE3 5 +3 +4

BE4 5 +3 -4

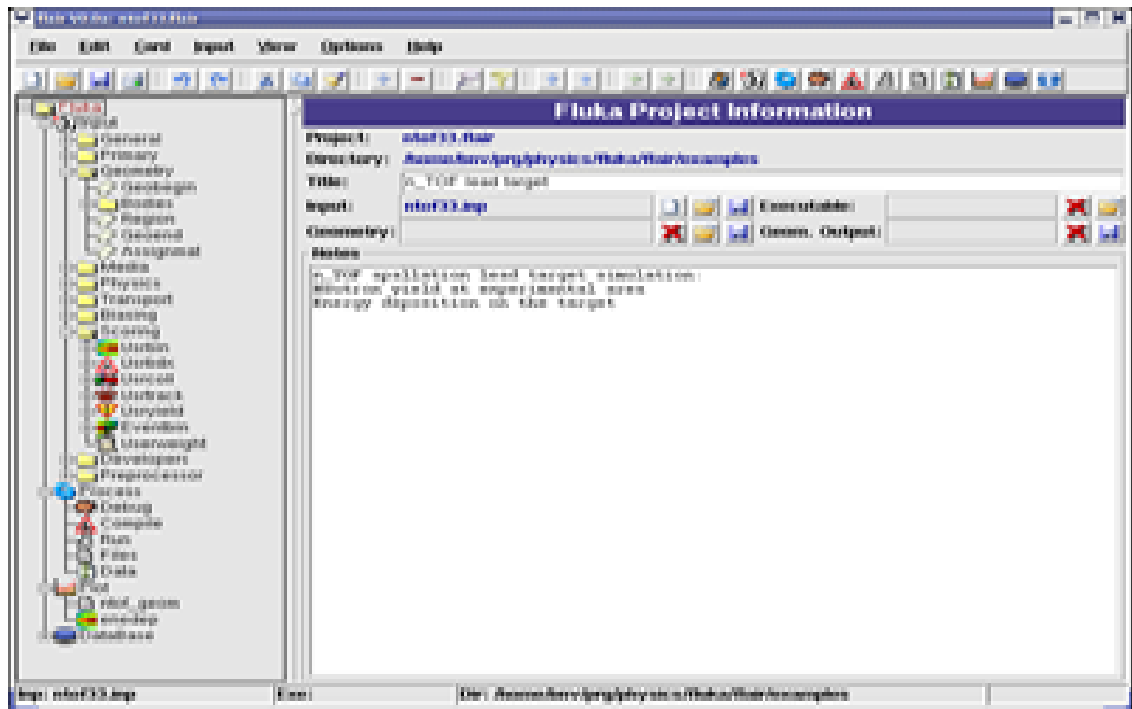
```

END
GEOEND
MATERIAL 4.0 9.0122 1.848 5.0 0. 0. BERYLLIU
ASSIGNMAT 5.0 3.0 4.0 0. 0. 0.
ASSIGNMAT 1.0 1.0 0. 0. 0. 0.
ASSIGNMAT 2.0 2.0 0. 0. 0. 0.
EMFCUT -0.010 0.010 1.0 5.0, , , PROD-CUT
SCORE 208.0 210. 0. 0. 0. 0.
USRBDX 99.0 +209.0 -47.0 3.0 4.0 +400.0 piFluenUD
USRBDX +50.00 0. +50.0 0. 0. 10.0 &
USRBDX -1.0 +209.0 -47.0 3.0 4.0 +400.0 piCurrUD
USRBDX +50.00 0. +50.0 0. 0. 10.0 &
USRTRACK -1.0 209.0 -48.0 3.0 1000.0 20. piFluenU
USRTRACK 50.0 0.001 0. 0. 0. 0. &
USRTRACK -1.0 209.0 -49.0 4.0 1000.0 20. piFluenD
USRTRACK 50.0 0.001 0. 0. 0. 0. &
USRBIN 10.0 209.0 -50.0 50.0 50.0 50. piFluBin
USRBIN -50.0 -50.0 -10.0 100.0 100.0 60.0 &
USRBIN 10.0 208.0 -51.0 10.0 10.0 5. Edeposit
USRBIN -10.0 -10.0 0.0 20.0 20.0 5.0 &
RANDOMIZE 1.0 0. 0. 0. 0. 0.
START 100000.0 0. 0. 0. 0. 0.
STOP

```

FLUKA simülasyonları yapıldıktan sonra veri analizleri ve grafik çizimleri için FLAIR ara yüzü kullanılır.

FLAIR ayrıca girdi dosyası hazırlamak ve simülasyonu başlatmak için komut yazmaya gerek olmadan pratiklik sağlanması açısından kullanılabilir. Bu yazılıma ait bir ekran görüntüsü aşağıda verilmiştir.



Şekil 2.5. FLAIR programı ekran görüntüsü

2.9. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kiti

GEANT4 (Geometry And Tracking) simülasyon programı parçacık fiziği, nükleer fizik, nükleer tıp, hızlandırıcılar, uzay fiziği vb. bilim dallarında parçacıkların ya da radyasyonun maddeyle etkileşimini simüle edebilen Monte Carlo tabanlı bir simülasyon kitidir. Yazılım kitinin Monte Carlo tabanlı olmasının sebebi ise olayların gerçekleşme olasılıklarını göz önüne alan bir yazılım olmasıdır. 1993 yılında CERN (European Organization for Nuclear Research) ve KEK’de (High Energy Accelerator Research Organization) bilimsel araştırmaların daha iyi bir yazılımla, nasıl yapılabilir düşüncesiyle, eski bir sürüm olan FORTRAN yazılım tabanlı GEANT3’ ün geliştirilmesi düşünülerek, yeni bir yazılım olan GEANT4’ ün temeli atılmıştır. GEANT4 eski yazılım tipine göre çok daha ileri bir yazılım olan C++ nesne yönelimli bir programlama dili ile yazılmıştır. Bu programın ilk oluşturulmasında etken olarak LHC (Large Hadron Collider) içindeki dedektörlerin simülasyonu için bir çalışma başlatılmış olmasıdır. Sonuç olarak; GEANT4 programı bilimin farklı dalları için (DNA fiziği dahil) simülasyon imkanı vermesinin yanında, örnek olarak bilime ışık tutacak

yeni tip parçacık dedektörlerinin bilinen fiziksel etkileşmeler çerçevesinde en iyi sonucun alınması için tasarlanma imkanı vermektedir. 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 çalıştırılmasından bu dosya büyük ölçüde sorumludur. GEANT4 kiti ile yapılmış bir simülasyon için çıktı ekranı aşağıda verilmiştir. 5 cm kalınlığındaki nikel için yaptığımız bu simülasyonda 14,1 MeV enerjili nötronlar nikel ile etkileşmiş ve tesir kesitleri çıktı ekranından alınmıştır.

FLUKA simülasyon programının görsel ara yüzü olan FLAIR adlı program, hesaplamalarda grafik çizimlerinde ve veri elde etmek amacı ile kullanılacaktır.

FLUKA programı için hazırlanmış örnek bir input dosyası aşağıda verilmiştir. Burada 2GeV enerjili protonlar berilyum hedefe gönderilerek nükleer reaksiyon sonucu ortaya çıkan pionlar dedekte edilmiştir. TITLE

Charged pion fluence inside and around a proton-irradiated Be target

GLOBAL

BEAM 50.E+00 0. 0. 0. 0. 0. PROTON 2.0

BEAMPOS 0. 0. -50.0 0. 0. 0. ''

GEOBEGIN COMBINAT

RPP 1-5000000.0+5000000.0-5000000.0+5000000.0-5000000.0+5000000.0

RPP 2-1000000.0+1000000.0-1000000.0+1000000.0 -100.0+1000000.0

RPP 3 -10.0 +10.0 -10.0 +10.0 0.0 +5.0

XYP 4 2.5

END

BH1 5 +1 -2

VA2 5 +2 -3

BE3 5 +3 +4

```

BE4 5 +3 -4
END
GEOEND
MATERIAL 4.0 9.0122 1.848 5.0 0. 0. BERYLLIU
ASSIGNMAT 5.0 3.0 4.0 0. 0. 0.
ASSIGNMAT 1.0 1.0 0. 0. 0. 0.
ASSIGNMAT 2.0 2.0 0. 0. 0. 0.
EMFCUT -0.010 0.010 1.0 5.0, , , PROD-CUT
SCORE 208.0 210. 0. 0. 0. 0.
USRBDX 99.0 +209.0 -47.0 3.0 4.0 +400.0 piFluenUD
USRBDX +50.00 0. +50.0 0. 0. 10.0 &
USRBDX -1.0 +209.0 -47.0 3.0 4.0 +400.0 piCurrUD
USRBDX +50.00 0. +50.0 0. 0. 10.0 &
USRTRACK -1.0 209.0 -48.0 3.0 1000.0 20. piFluenU
USRTRACK 50.0 0.001 0. 0. 0. 0. &
USRTRACK -1.0 209.0 -49.0 4.0 1000.0 20. piFluenD
USRTRACK 50.0 0.001 0. 0. 0. 0. &
USRBIN 10.0 209.0 -50.0 50.0 50.0 50. piFluBin
USRBIN -50.0 -50.0 -10.0 100.0 100.0 60.0 &
USRBIN 10.0 208.0 -51.0 10.0 10.0 5. Edeposit
USRBIN -10.0 -10.0 0.0 20.0 20.0 5.0 &
RANDOMIZE 1.0 0. 0. 0. 0. 0.
START 100000.0 0. 0. 0. 0. 0.
STOP

```

FLUKA simülasyonları yapıldıktan sonra veri analizleri ve grafik çizimleri için FLAIR ara yüzü kullanılır.

FLAIR ayrıca girdi dosyası hazırlamak ve simülasyonu başlatmak için komut yazmaya gerek olmadan pratiklik sağlanması açısından kullanılabilir. Bu yazılıma ait bir ekran görüntüsü aşağıda verilmiştir.

```

turgay@turgay-Satellite-L300: ~/workk/TestEm13
Dosya Düzenle Görünüm Ara Uçbirim Yardım
G4GeometryManager::ReportVoxelStats -- Voxel Statistics

Total memory consumed for geometry optimisation: 0 kByte
Total CPU time elapsed for geometry optimisation: 0 seconds
## Run 0 start.

----- Ranecu engine status -----
Initial seed (index) = 0
Current couple of seeds = 9876, 54321
-----
Start Run processing.

--> Begin of Event: 0
Run terminated.
Run Summary
Number of events processed : 100000
User=136.05s Real=136.78s Sys=0.01s

The run consists of 100000 neutron of 14.1 MeV through 5 cm of Nickel (density
: 8.902 g/cm3 )

Process calls frequency --> NeutronInelastic = 34293      Transportation =
23775 hadElastic = 41919      nCapture = 13

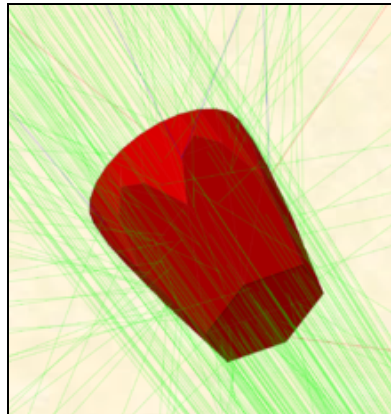
Nb of incident particles unaltered after 5 cm of Nickel : 23775 over 100000 in
cident particles. Ratio = 23.775 %
--> CrossSection per volume: 0.28731 cm^-1 CrossSection per mass: 0.032274
cm2/g

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 = 152870022, 45645137
-----
Idle>

```

Şekil 2.6. GEANT 4. 9 ekran görüntüsü



Şekil 2.7. GEANT 4 ile alınmış bir ekran simülasyon (kırmızı dedektör, yeşil radyasyon) (Anonymous 2014b)

2.10. Radyasyon Birimleri

2.10.1. Aktivite birimi

Özel Birim: Curie (Ci)

SI Birimi: Becquerel (Bq)

Curie: Saniyede $3,7 \times 10^{10}$ parçalanma veya bozunma gösteren maddenin aktivitesidir.

Becquerel: Saniyede 1 parçalanma yapan çekirdeğin aktivitesidir.

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

2.10.2. Işınlama birimi

Özel Birim: Röntgen (R)

SI Birimi: Coulomb/kg (C/kg)

Röntgen: Normal hava şartlarında havanın 1 kg'ında $2,58 \times 10^{-4}$ C'luk elektrik yükü değerinde pozitif ve negatif iyonlar oluşturan X ve γ -ışını miktarıdır.

$$1 \text{ R} = 2,58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

2.10.3. Soğurulma doz birimi

Özel Birim: Rad

SI Birimi: Gray (Gy)

Rad: Işınlanan maddenin 1 kg'ına 10^{-4} Joule'lük enerji veren radyasyon miktarıdır.

Soğurulan enerji parçacık veya foton olabilir.

Gray: Işınlanan maddenin 1 kg'ına 1 Joule'lük enerji veren radyasyon miktarıdır.

$$1 \text{ Rad} = 0,01 \text{ Gy}$$

2.10.4. Eşdeğer doz birimi

Özel Birim: Rem

SI Birimi: Sievert (Sv)

Rem = Soğurulan doz x faktörler

Sievert: 1 Gray'lık X veya γ –ışını ile aynı biyolojik etkiyi meydana getiren radyasyon miktarıdır.

1 Rem = 10^{-2} Sv, 1Sv = 100 Rem = 1 J/kg

2.10.5. Etkin doz

Radyasyona maruz kalındığında doku ve organların aldığı doz miktarının vücut için oluşturduğu riski ifade etmek için kullanılır. Birimi Sivert'tir.

2.11. Radyasyonun Kullanım Alanları

Radyasyondan daha fazla yararlanma isteği bilim ve teknolojinin hızlı gelişimine bağlı olarak kullanım alanlarını her geçen gün genişletmektedir. Buna rağmen öne çıkan en yaygın kullanım alanlarını aşağıdaki başlıklar altında toplayabiliriz.

2.11.1. Enerji üretiminde

Hızla artan nüfusa paralel olarak enerji ihtiyacı giderek artmaktadır. Enerji üretiminin büyük bölümünü karşılayan fosil yakıt kaynakları bitme seviyesine gelmiştir. Bu durum yeni enerji kaynaklarının bulunmasını ve kullanılmasını zorunlu kılmaktadır. Gerekli güvenlik önlemleri alındıktan sonra yaygın kullanılan fosil yakıtlardan çevreye daha az zararlı olan nükleer enerji karşımıza çıkmaktadır. Dünyada 60 tanesi inşaat aşamasında olan ve 430 tane faal çalışan nükleer enerji santral mevcuttur. Bu da enerji üretiminde çok önemli bir payı olduğunu gösterir.



Şekil 2.8. Nükleer enerji santrali (Anonymous 2014a)

2.11.2. Radyasyonla tanı ve tedavi (Nükleer tıp)

Radyasyon tıpta hastalıkların teşhisi için görüntü elde edebilme kullanımının yanında bazı kanserli hücre veya tümörleri yok etmek için kullanılır. Hastalar için daha ağrısız ve acısız bir tedavi yöntemidir. Hekimlere %90 doğrulukla hastalıkların teşhisinde yardımcı olur. Dünya çapında 10000 hastanede radyasyonla teşhis ve tedavi yapılır. X-ışını tomografisinin yanında Proton Emisyon Tomografi görüntüleme ve teşhiste çok sık kullanılan yöntemlerin başında gelir. Özellikle beyin tümörlerinin yok edilmesinde Bor Nötron yakalama tedavisi (BNCT) başarıyla kullanılmaktadır.



Şekil 2.9. Radyasyonun tıpta kullanımı (Anonymous 2014a)

2.11.5. Tarımda ve endüstride

Radyasyon tarımda gübre geliştirme ve bitkinin ne kadar gübreye ihtiyaç duyduğunu belirlemede, toprak kalite kontrollerinde, böcek popülasyonlarını kontrol altına almada, meyve sebzelerin taze saklanması, tohum ıslahında, çimlenme gelişim ve sürelerinin takibinde, endüstride ise petrol boru hatlarının gözlenmesinde, uçak kanat ve parçalarının imalatında oluşacak çatlakların tesbitinde, bina, köprü, hava alanı yapımı sırasında zemin yapı bilgisi tayininde, deprem araştırmalarında fay hatlarının tespitinde, haberleşme ve iletişimde özellikle kablolu ağ kurulumunda, hava kirliliğinin ölçülmesinde, duman dedektörleri yapımında, medikal aletlerinin sterilizasyonunda, kağıt ve plastik üretiminde, kalınlık ayarlaması gibi alanlarda çokça kullanılır.



Şekil 2.12. Radyasyonun tarımda kullanımı (Anonymous 2014a)

2.12. Radyasyonun canlılar üzerindeki etkileri

Yüksek dozda alınan radyasyon insanlara, hayvanlara, bazı mikro organizmalara, bitkilere, çeşitli derecede zararlar verir. İyonlaştırıcı radyasyon olan gama, X- ışınları, nötron, alfa ve beta parçacıkları iyonlaştırıcı özelliği olmayan radyo dalgaları, mikro dalgalar, kızıl ötesi ışınlar, kaynağı güneş olan ultraviyole ışınlar göre daha çok zararlar verirler. İyonlaştırıcı radyasyonlar dokulara girdiklerinde hücrenin yapısında bulunan suyu iyonlaştırarak serbest radikallerin ortaya çıkmasına neden olup, hücrenin bölünmesini ve kontrol mekanizmasını bozarak kanser olmasına yol açarlar. İyonlaştırıcı radyasyon canlıların dayanabildiği dozdan fazla dozda alındığında ya doğrudan ya da dolaylı olarak DNA'nın yapısını bozarak uzun süre etkisi devam edecek

kalıtsal hastalıklara neden olurlar. Aslında yer kabuğundan, güneşten, atmosferdeki radon gazından kaynaklanan devamlı bir radyasyon mevcuttur, bu düşük dozdaki radyasyon bitkileri çok fazla etkilemez. Ancak iyonize radyasyonun doz oranı arttığında tohumum gelişmesini ve filizlenmesini yavaşlatan bir etki gösterir. Yüksek dozdaki radyasyon bitkilerin kromozomlarını mutasyona uğrattığından ve kök bölgelerindeki meristem hücrelerini azalttığından bitkinin büyümesini ve verimini olumsuz yönde etkiler.

2.12.1. Radyasyonun insan üzerindeki etkileri

İnsan vücudu bir radyasyona maruz kalırsa radyasyon kaynağına ve miktarına göre erken dönemde, iştahsızlık, bulantı, kusma, deride kızarıklık, kaşıntı, gözlerde yanma ve çabuk yorulma, ateş, baş ağrısı, tansiyon düşmesi gibi belirtiler görülür. Bu belirtiler sonunda alınan doz miktarına göre hematopoetik (kan yapımı), gastrointestinal (sindirim), serebrovasküler (kalp-damar) sistemlerine onarılamayacak zararlar vererek ölümlere neden olabilir. Alınan radyasyon çeşidine ve doz miktarına bağlı olarak geç dönemlerde gözlerde katarakt oluşmasına, saç dökülmelerine, DNA'nın yapısının bozulmasına, üreme hücrelerinin ölmesiyle kısırlığa, beyin ve omurilik hücrelerinin zarar görmesine, akciğer, tiroit, deri, kan kanserlerine neden olur.

2.13. Radyasyondan korunma

Günlük yaşantımızı kolaylaştıran teknolojik aletlerin çoğunu kullanınca az da olsa radyasyona maruz kalıyoruz. Radyasyondan yararlanmak kadar zararlı etkilerinden korunmakta oldukça önemlidir. Radyasyonun çeşidine ve dozuna uygun korunma önlemleri alınmalıdır. Radyasyondan korunmada radyasyona maruz kalma süresi, radyasyon kaynağına olan mesafe, kaynağın şiddeti ve türü belirleyici parametrelerdir. Radyasyona ne kadar az maruz kalınırsa, o ölçüde az doz alınır ve vücudumuzda geçici etkilerin dışında hasar bırakmaz. Radyasyon kaynağından uzaklaştıkça kaynağın şiddeti de alınan mesafenin karesiyle ters orantılı olarak azalır ve giderek sıfıra yaklaşır. Böyle bir durumla karşılaşıncı ve koruyucu bir malzememiz yoksa hemen oradan

uzaklaşmak en iyi yoldur. Radyasyon kaynağının çeşiti ve türü korunma açısından önem arz eden bir faktördür. Örneğin gama ve X-ışınlarını kurşun iyi soğururken nötron parçacıklarını soğuramaz. Nötron parçacıklarını özellikle parafin gibi içinde bolca hidrojen bulunan malzemeler iyi soğurur ancak bu malzemeler gama ve X-ışınları için iyi bir soğurucu değildir. Nükleer kazalar veya olası bir savaş durumunda oluşacak yüksek dozdaki radyasyon sızıntısı durumu vuku bulduğunda alınacak basit tedbirlerle radyasyon zararları en aza indirilebilir. Bu tedbirlerin başlıcaları; halk çeşitli seminerlerle, sempozyomlarla, televizyon veya radyo programlarıyla radyasyondan korunma ve etkileri hakkında eğitilmeli, bu gibi durumlarda devamlı ölçümler alınarak halk ve devlet birimleri bilgilendirilmeli, o bölgelerde bulunan her türlü malzemenin radyasyon kaynağına ve ortamdaki doz miktarına (iyot131 ve sezyum 137) karşı davranışları belirlenmeli, her türlü açıdan uzmanlaşmış personel yetiştirilmeli.

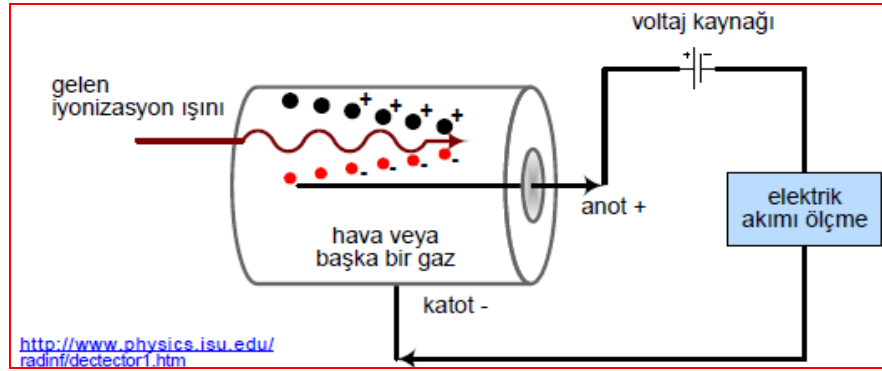
2.14. Radyasyon Dedektörleri

Radyasyon dedektörlerinin hepsinin çalışma prensipleri temelde aynıdır. Dedektöre gelen radyasyon dedektör aktif maddesiyle bazı etkileşimler yaparak enerjisinin bir kısmını veya tamamını kaybeder. Bu etkileşimlerle dedektör aktif maddesinden elektron salınmasına neden olur. Salınan bu elektronlar elektronik devreler yardımıyla voltaj pulsuna çevrilerek dönüştürücü olarak çalışırlar. Dedektör aktif maddesi seçilirken gelen radyasyonun özelliğine dikkat edilir.

2.14.1. Gazlı dedektörler

Gazlı dedektörler 2-3 cm çapında bir silindir tüpten ve içine 25-50 μm kalınlığında ekseni boyunca yerleştirilmiş ince bir telden oluşan dedektörlerdir. Bu tüp %10 metan (CH_4) ve %90 argon (Ar) veya helyum (He), neon (Ne), kripton (Kr), ksenon (Xe) karışımı doldurulmuş merkezi tele yaklaşık 1800 V'luk bir gerilim uygulanan paralel düzlem bir kondansatördür. Dedektöre bir X-ışını girince pozitif Ar iyonu ve negatif elektronlar (iyon çiftleri) meydana getirir. Plakalar arsında oluşan elektrik alan iyon çiftlerinin tekrar birleşmesine engel olur. Elektron bulutu pozitif plakaya doğru

ilerlerken pozitif yükü iyonlar da negatif plakaya doğru ilerler ve iletkenlik artar. Bu tip dedektörlerde iyon çifti meydana getirebilmek için ortalama 34 eV'luk bir enerjiye ihtiyaç vardır. Buna iyonizasyon potansiyeli denilebilir.

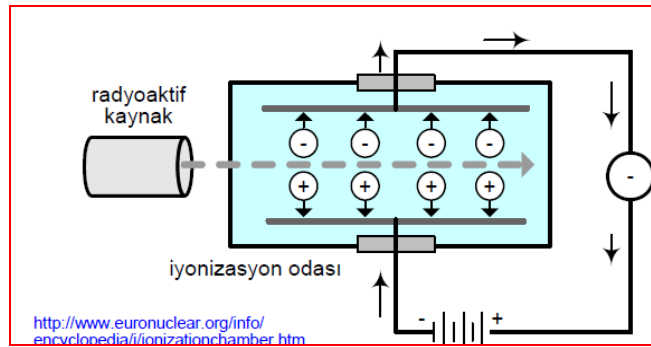


Şekil 2.13. Gazlı dedektörün çalışma şekli (Anonymous 2014 c)

2.14.1.a. İyonizasyon odaları

İyonizasyon odalarındaki akım küçüktür ($10^{-13} - 10^{-16}$ A) ve bu akım uygulanan voltajdan bağımsızdır. İyonizasyon odalarının, hassasiyetleri oldukça düşük olduğundan X-ışını spektrometrelerde kullanılmazlar. Radyasyon gazı iyonlaştırdığında gaz iletkenlik özelliği kazanır ve bir elektrik akımı meydana getirir oluşan bu akım bir devre ile ölçülür. Puls üreten iyonizasyon odalarında, elektrotlardan biri güç kaynağının negatif kısmına (katot), diğeri de anot kısmına bağlanır. Yaklaşık 3,5 MeV enerjili bir alfa parçacığı iyonizasyon odasına girdiğinde iyon çifti başına yaklaşık 35 eV harcayarak tüm enerjisi bitene kadar ortalama 105 tane iyon çifti oluşturur. Plakalar arasındaki potansiyel farktan dolayı, oluşan iyonlar yaklaşık 1 m/s hızla ve 1cm'lik yolu 0,01s' de geçerler. Daha hafif olan elektronlar yaklaşık 1000 kat daha hızlı hareket ederek anot da yük birikmesine neden olurlar. Pozitif iyonlar ise ağır olduklarından elektronlardan daha yavaş hareket ederek katot da toplanırlar. Toplanan yükler devreden bir puls şeklinde geçer. Oluşan pulsun genliği $V = Q/C$ bağıntısına göre hesaplanır. Bu pulsun genliği oluşan iyon sayısı ile orantılıdır. Burada oluşacak her pulsu gözlemlemek için pulsların yükseltilmesi gerekir. Bunun için voltajı yaklaşık 1000 V kadar artırmak

gerekir. Böylece daha büyük bir elektrik alan oluşturularak daha hızlı hareket eden elektronlar elde edilir. Bu elektronlar gaz atomlarıyla daha çok elastik çarpışma yaptıktan sonra elastik olmayan çarpışmalar yapacak kadar enerjide kazanabilirler ve bu enerjiyle yeni iyonlar ulaştırabilirler. Böylece oluşan ikinci iyonlar uygulanan potansiyelle ivmelenerek daha fazla iyon üretirler. Bunun sonunda birincil iyonlardan daha fazla oluşmuş ve anoda giden bir negatif iyon çığı oluşur ki buna Townsend çığı denir. İyonizasyon odasına giren bir parçacığın sebep olduğu iyon çoğalmasıyla çok kısa sürede anotta birçok elektron toplanır. Toplanan elektronlar puls oluşturur ve oluşan pulslar bağlanılan devrede biraz yükseltilerek ölçülürler. Eğer İyonizasyon odasının potansiyeli artırılırsa anoda gelen elektronların sayısında ciddi bir artış gözlenir. Böylece iyonizasyon odası devamlı bir yük boşalımının olabileceği bir potansiyele ulaşır. İyonizasyon dedektörleri orantılı bölge, Geiger-Müller bölgesinde verimli çalışırlar.

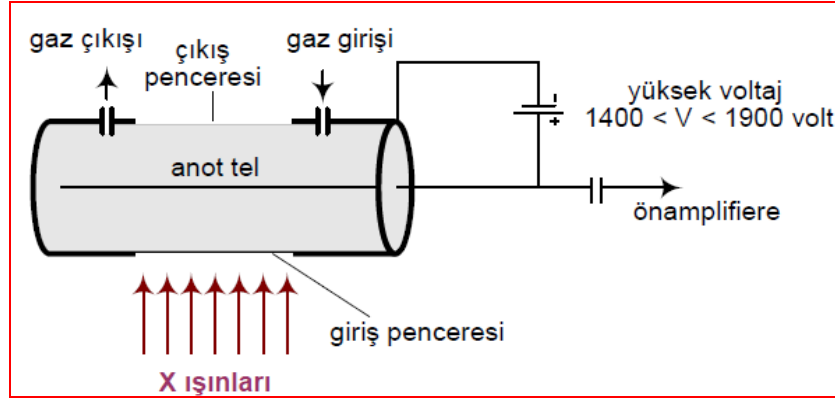


Şekil 2.14. İyonizasyon odasının çalışma şekli (Anonymous 2014 d)

2.14.1.b. Orantılı sayaçları

Orantılı sayaçlar bir gazlı dedektördür. Orantılı bölgede çalışan bu dedektörlerde her birincil iyon için 10^3 - 10^5 sayıda ikincil olayların sayısı ile birincil olayların sayısı orantılı olduğu için bu tür sayaçlar orantılı sayaçlardır. Sayaçtaki çıkış sinyalini oluşturan iyonların sayısı ilk iyonlaşmada üretilen ikincil iyonların sayısından büyüktür. Bu sayaçların çıkış sinyalleri oluşan hızlı çığ işlemleri neticesinde meydana gelir. Elektron çığı anot telin çevresinde gerçekleştiği için iyon oluşumunda tüp hacminin

tümü hesaba katılmaz ve sadece bu küçük kısımda gerçekleştiğinden sayacın ölü zaman aralığı da 1-2 μ s mertebesinde küçüktür. Orantılı bölgede pulsları oluşturan elektronların sayısı gelen ışının enerjisine bağlıdır.

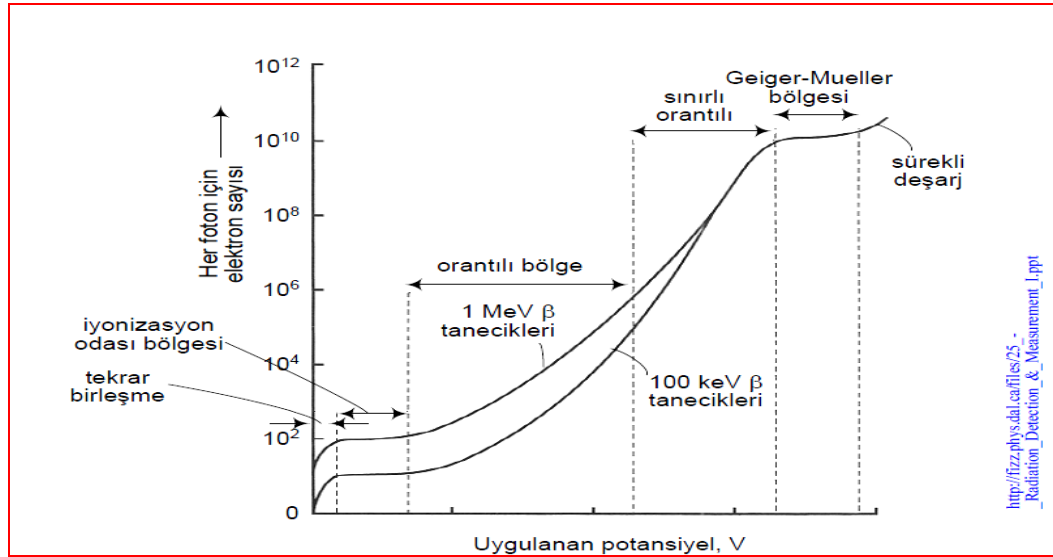


Şekil 2.15. Orantılı sayacın çalışma şekli (Anonymous 2014d)

2.14.1.c. Geiger-Müller sayacı

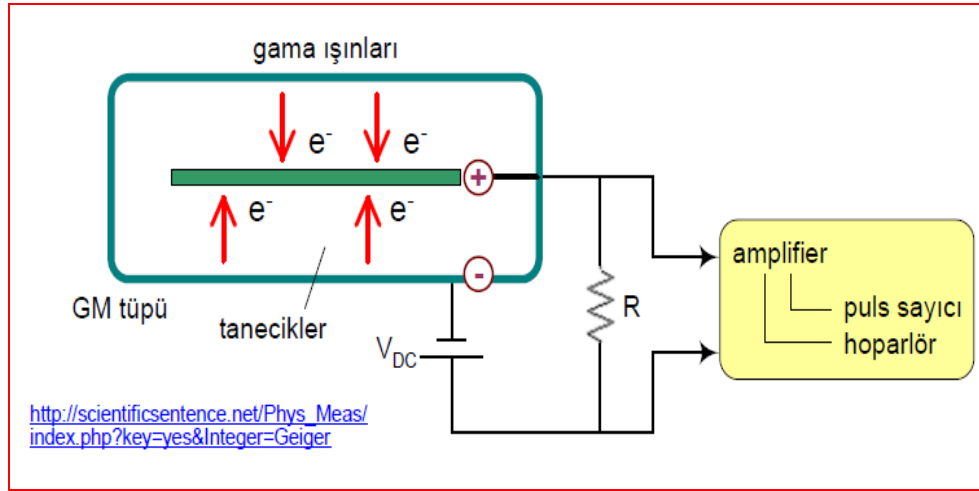
Geiger-Müller tüpü içi basınçlı helyum, neon, argon gibi asal gazlarla doldurulmuş dışı katot ve ekseninden geçen anot görevi gören ince bir metal telden ibarettir. Yüksek voltaj altında tutulan tüpün elektrotları arasında bir potansiyel farkı oluşturulur ancak her hangi bir akım akışı olmaz. Tüp içine bir radyasyon girdiğinde bazı gaz molekülleri iyonize olarak pozitif yüklü iyonlara ve negatif yüklü elektronlara ayrışır. Elektrotlara uygulanan 300-400 V'luk bir gerilimle pozitif yüklü iyonlar katoda ve elektronlar ise anoda doğru sürüklenirler. Çıkış sinyallerini çığ işlemleri sonucunda anotta 10^{-6} s gibi bir sürede birikmiş elektronlar oluştururlar. Bu sürede pozitif iyonlar çığ bölgesinden uzaklaşamazlar ve anot teli çevresinde bir pozitif iyon bulutu oluştururlar. Oluşan bulut elektrik alan şiddetini düşürerek yeni çığ oluşmasını engeller. 10^{-4} ve 10^{-3} s içinde katoda sürüklenen pozitif yüklü iyonların nötralize olmasıyla olay sonlanır. Bu sürede katoda sürüklenen pozitif yüklü iyonlar hızlanarak katotdan elektron sökebilecek kadar enerji kazanırlar ve işlem yeniden başlamış olur. Bu durumu önlemek için tüpe ikinci bir gaz genelde etanol eklenir ki buna söndürücü gaz da denir. Genelde bu tüpler %90 Argon ve %10 etanol karışımı bir gazla doldurulur. Tüp içine giren Alfa

parçacıkları, beta, gamma ve X ışınları yolu üzerindeki gazı iyonlaştırır ve aşağıdaki gibi $\text{Ar} \longrightarrow \text{Ar}^+ + e^-$ ile meydana gelen pozitif argon iyonları katoda doğru sürüklenirler ve söndürücü gaz atomlarıyla çarpışarak bir elektron alıp nötr duruma geçerler. İyonlaşmış durumdaki etanol katoda doğru sürüklenir ve katot da nötr duruma geçer ve böylece ikincil elektronların oluşmasının önüne geçilmiş olunur. Gelen ışının şiddetini akım pulslarının sayısı olarak belirleyen Geiger-Müller sayaçları saniyede 10.000 parçacık sayabilme yetenekleriyle radyasyon ölçümünde geniş kullanım alanına sahiptir.



Şekil 2.16. Farklı gazlarla doldurulmuş sayaçların verdiği puls yükseklikleri (Anonymous 2014 e)

*Geiger –Müller bölgesinde tüm radyasyonlar aynı çıkış puls yüksekliği verir; diğer bölgelerde çıkış puls yüksekliği, birincil iyonlaşmada gelen radyasyonun enerjisiyle orantılıdır.

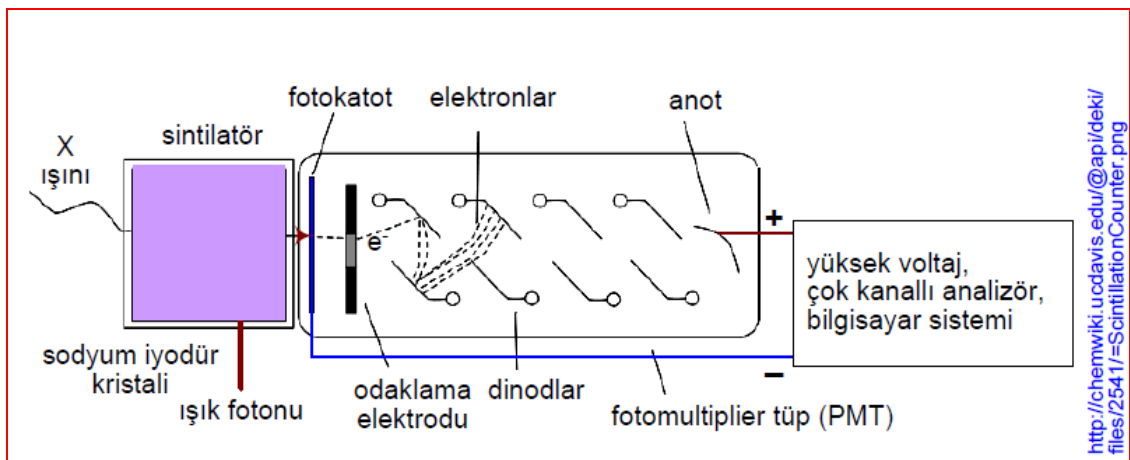


Şekil 2.17. Geiger-Müller sayacının çalışma şekli (Anonymous 2014f)

2.14.2. Sintilasyon sayacı

Radyasyon maddenin atom ve molekülleriyle enerjisine göre etkileşerek madde içinde iyonizasyon yada eksitasyon olayına sebep olur. Gelen radyasyonun enerjisi eğer düşükse maddeyle etkileşiminde iyonizasyon yada eksitasyon yapamaz ancak molekülleri titreştirerek yok olur. Yüklü parçacık tarafından uyarılmasıyla görünür ışık yayan kristal maddelere sintilatör denir. Sintilatörden yayılan görülebilir ışıklara sintilasyon denir. Radyasyon enerjisini önce ışık fotonlarına ve daha sonra foto çoğaltıcı (fotomultiplier) tüp yardımıyla elektrik pulslarına dönüştüren dedektörlere de sintilasyon dedektörleri denir. Sintilasyon dedektörleri, sintilatör ve bunun hemen arkasına bağlanmış bir foto çoğaltıcı tüpten oluşur (Krane 2002). Sintilatör içine giren radyasyon, enerjisini kaybederek atomları uyarır ve uyarılan atomlar, ışık yayınlarlar. Işık foto duyarlı yüzeye çarparak foton başına en çok bir elektron salınmasına neden olur. Bu elektronlarda foto çoğaltıcı tüp içinde bulunan ve dinod adı verilen elektron çoğaltıcı elemanlar yardımıyla çoğaltılarak anotta toplanır ve genliği radyasyon enerjisiyle orantılı çıkış pulsları şekline dönüşür (Nicholson 1973; Knoll 1989). Sintilatör kristalde çıkan ışık parıltıları fotomultiplier tüpün foto katoduna geçirilir; burada önce elektrik pulsuna çevrilir, sonra yükseltilir ve sayılır. Sintilatörlerin en önemli özelliği her parıldamada çıkan fotonların sayısının, gelen ışının enerjisiyle

orantılı olmasıdır. Beta parçacıkları gibi yüklü parçacıklar, geçtikleri ortamın atomlarıyla etkileşerek enerjilerini ısı, iyonlaşma ve uyarılmayla kaybederler. Başka bir deyişle, beta enerjisi geçtikleri ortamın atomlarına aktarılır (soğurma). Cisimlerin enerji soğurduktan sonra görünür ışık bölgesinde veya ona yakın bölgede foton adı verilen ışık partikülleri çıkarmasına "lümİnesans" denir. Bu olayın esası kısaca şöyle açıklanabilir: Katı veya sıvı ortamdan geçen yüklü parçacıklar ortamın atomlarını uyarır. Uyarılan atomlar tekrar taban seviyelerine dönerken ışık fotonları verirler. Uyarılmış atom sayısı ortam içinde yüklü parçacığın kaybettiği enerjiyle orantılı olup foton sayısı da bu enerjiyle orantılıdır. Taban durumuna geçerken meydana gelen bu lümİnesans olayı floresans, fosforesans ve geç floresans şeklinde olmaktadır. Uyarılma esnasında 10-8 saniye içerisinde ışık salınması oluyorsa bu olaya "floresans", ışık salınması uyarılma kesildikten sonra oluyorsa bu olaya da "fosforesans" denir. Fosforesans süresi mikro saniye ile saat arasında lümİnesan maddenin cinsine göre değişir. Basit uyarılmış durumdan taban durumuna geçişte salınan ışık floresans şeklindedir. Daha karmaşık uyarılma şekli olan triplet uyarılmada ise fosforesans meydana gelir. Ancak, Kuantum Mekaniğine göre bu durumdan taban durumuna doğrudan geçiş zor olduğundan fosforesans olayına seyrek rastlanır. Triple durumunda uyarılmış atomun bu seviyede kalma süresi uzun olup uyarılmış atom önce basit uyarılmış duruma geçmekte ve sonra taban seviyesine inmektedir. Bu çeşit taban duruma geçişlerde geç floresans görülür. Sintilasyon dedektörlerinin çalışma prensibi bu olaylara dayanır (Altay vd 1996).



Şekil 2.18. Sintilasyon sayacının çalışma şekli (Anonymous 2014g)

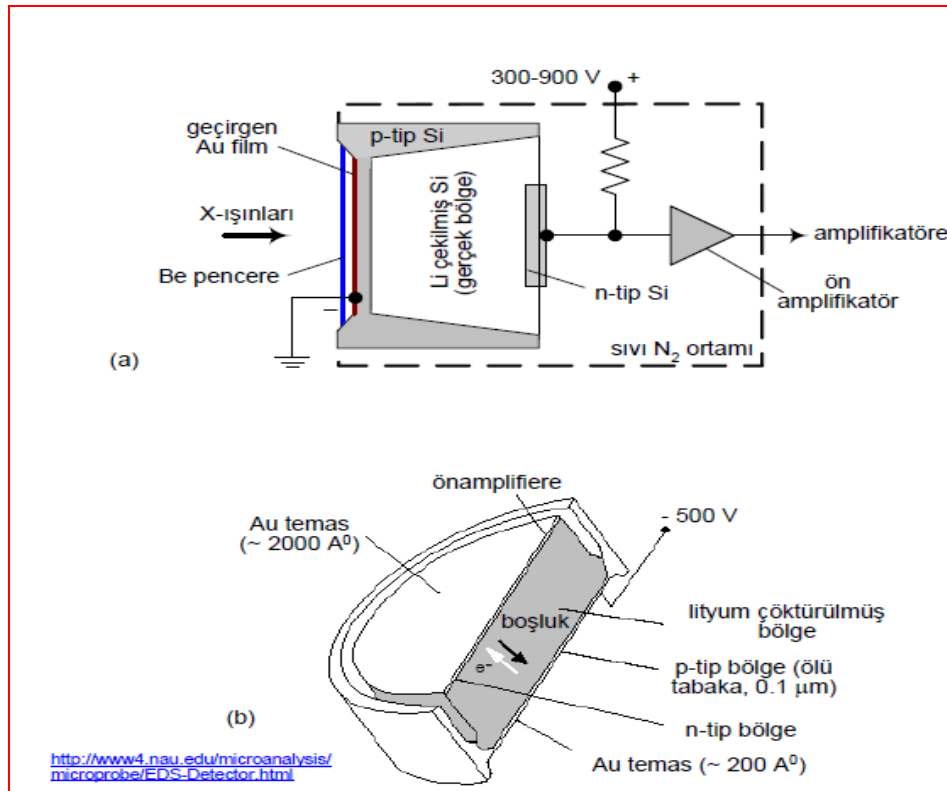
2.14.2.a. NaI(Tl) Dedektör

NaI(Tl) dedektörleri yüklü parçacık tarafından uyarılmasıyla görünür ışık yayan kristal madde sintilatör ve foto çoğaltıcı (fotomultiplier) olan iki ana kısımdan oluşmuş bir tür sintilasyon sayacıdır. X-ışını gibi bir radyasyon fosforla etkileşerek görünür ışık ışınları oluşturur. Oluşan ışık ışınlarının sayısı gelen X-ışınları enerjisine bağlıdır. Oluşan fotonlar foto çoğaltıcıyla etkileşerek elektronlar meydana getirirler. Meydana gelen elektronların sayısı dinod adı verilen elektron çoğaltıcı elemanlar yardımıyla çoğaltılarak (10^6 - 10^7 e⁻) meydana gelen akım gazlı sayaçlardakine benzer bir metotla voltaj pulsuna dönüştürülür. Bu dedektörler ucuz olmalarının yanında, fotonlar için yüksek durdurma gücüne ve kolay kullanıma sahiptirler. Nükleer tıpta ve yüksek enerji fiziğinde, çevresel radyasyon ölçümünde çok sık kullanılır. Floresans ışık oluşumu yavaştır (230 ns) bu nedenle sayım hızı sınırlıdır. Enerji çözünürlüğü Co⁶⁰ gamaları için (1332 keV enerjili) %6'dan daha iyi değildir. Gama radyasyonunu ölçmede çok verimlidirler.

2.14.3. Katıhal Si(Li) ve Ge(Li) dedektörleri

Ge(Li), Si(Li) yarıiletken dedektörleri, 1cm çapında 3-5 mm kalınlığında p-i-n tipi bir diyottan oluşur. Kristalde üç tabaka vardır; bunlar, X-ışını kaynağına dönük p-tipi yarı iletken bir tabaka, merkezi bir serbest yük taşıyıcıdan yoksun (Ge maddesi içine Li iyonlarının sürüklenmesiyle elde edilmiş) bir (intrinsik) bölge ve n-tipi bir tabakadır. p-tipi tabakanın dış yüzeyi elektrik iletiminin sağlanması için ince bir altın tabakasıyla kaplanmıştır; çoğu zaman altın yerine, X-ışınlarının geçişine engel olmayan ince bir berilyum pencere de kullanılabilir. Yarı iletken dedektörler, negatif yüklerin (elektron) çok olduğu n tipi bir yüzeyle pozitif yüklerin (deşik) taşıyıcılarının çok olduğu p tipi bir yüzeyin birleştirilmesiyle yapılırlar. Ters besleme voltajı altındaki dedektörlerde N-tipi silikondaki elektronlar eklemenden geçerek P - tipi silikondakideşikleri doldururlar ve P-N eklemi civarında fazla elektron ve deşiğin bulunmadığı depletion bölgesi oluşur. Dedektörün ölçüm gücünü ve verimini yükseltmek için bir depletion bölge ve birde depletion elde etmek için de oldukça saf maddeye ihtiyaç vardır. Dedektöre gelen bir

foton, eklem içinden geçişi sırasında, bir elektronun, valans bandından iletim bandına geçmesine sebep olur böylece elektron-deşik çifti üretilmiş olur. İçerde oluşan elektrik alanının etkisiyle elektronlar eklemın pozitif tarafına deşikleri ise negatif tarafa doğru sürüklenirler. Bu olayın sonucunda bir sayıcı ile sayılabilecek değerde olan bir puls meydana getirilir.



Şekil 2.19. Lityumlu yarı iletken dedektörün a-yatay ve b-dikey şekli (Anonymous 2014h)

2.14.4. Fotoğraf emülsiyonları

Bu tip radyasyon dozimetreleri plastik kılıf içine yerleştirilmiş bir film den (fotoğraf emülsiyonu) ibarettir. Filmin üzeri radyasyonu soğurma özelliğ i olan ve belirli kalınlıklarda alüminyum, kalay gibi maddelerle kaplanmıştır. X-ışınları bu film den geçerken film üzerindeki alüminyum veya kalayla etkileşerek filmin üzerini karartır. Filmin üzerindeki kararmanın derecesi dansitometrik yöntemlerle ölçülerek gelen X-ışının dozu ölçülür. Bu ölçümle radyasyonlu ortamda bulunan kişilerin aldığı doz

belirlenmiş olur. Bu tip dozimetreler, radyasyonla çalışanlarının aldığı dozu ölçmek amacıyla geliştirilmiş ve 1940'dan bu yana yaygın kullanılmaktadır. Bu dozimetrelerle 20 mm'in altındaki dozlar ölçülemez.

2.14.5. Nötron dedektörleri

Nötronlar madde ile etkileşince doğrudan iyonlaşma meydana getirmezler. Nötronları sayabilmek için (n, p), (n, α), (n, γ), (n, fisyon) gibi nükleer reaksiyonların oluşturduğu ikincil olayların ölçülmesine dayanır. Yavaş ve termal nötronların sayılmasında (n, p), (n, α) reaksiyonlarına dayanan dedektörler açığa çıkan yüksek enerjili p ve α 'nın neden olduğu sinyalin gözlenmesiyle sayım yapar.

Nötron dedektörleri genellikle ^{10}B izotopu ve iyonlaşma odası BF_3 gazı ile dolu iç yüzeyi bor metali veya bileşenleri ile kaplı bir orantılı sayaçtır. Bir nötron dedektör içine girince aşağıdaki reaksiyon meydana gelir.



${}^7_3\text{Li}$ 'yi uyarılmış duruma getiren reaksiyonun Q değeri 2,31 MeV' dir. Kinetik enerjisi bu değerden düşük nötronlar için momentum korunumu kanununa göre enerji α 'nın kinetik enerjisi 1,47 MeV olacak şekilde ${}^7_3\text{Li}$ ve α arasında paylaşılır.

Nötron şiddetlerini nötron yakaladıktan sonra radyoaktif hale gelen ve belli enerjiler için nötron yakalama tesir kesitleri bilinen bir maddeyi nötronla bombardıman ederek de ölçebiliriz. Hızlı nötronları ölçmek için nötron ile hafif hedef (${}^1\text{H}$, ${}^2\text{H}$, ${}^3\text{He}$, ${}^4\text{He}$ vb.) ler arasındaki elastik çarpışmayı izleyen geri tepme olayının incelenmesidir. Bu elastik çarpışmada da önceki sonuçlar aynen geçerlidir. Nötronun geri tepme enerjisi

$$E_G = E - E' \quad (2. 18)$$

- ❖ E Parçacığın ilk enerjisi
 - ❖ E' Parçacığın son enerjisi
- ile verilir.

2.14.5.a. Dedektörün çalışma prensibi

Dedektör içinde aşağıdaki olaylar olur

- ❖ ^{10}B ile etkileşim sonucu alfa parçacıklarının oluşması
- ❖ 3He ile etkileşim sonucu proton oluşması
- ❖ H , çekirdeği ile yapılan elastik saçılma. İlk iki reaksiyon 0, 5 eV'luk enerjiye sahip nötronlar tarafından meydana getirilen reaksiyonlardır. Bu nötronlar orta enerjili nötron bölgesinin en altında ve termal bölgede (0,025 eV) olan nötronlardır. Elastik saçılmalar hızlı nötronların dedekte edilmesinde kullanılırlar.

2.14.5.b. Nötron dedektör tipleri

Hızlı nötronları dedekte edebilmek için nötronların yavaşlatıcı malzeme vasıtasıyla yavaşlatılması gerekir. Dedektörün boyutları dikkate alınarak dedektör malzemesinin belirli bir reaksiyon için etki kesrinin yüksek olması gerekir. Dedektör'ün aktif hacmi, nötronun dedektör malzemesi ile etkileşmesi sonucunda meydana gelen ağır yüklü parçacıkları durduracak kadar büyük olmalıdır.

Buna göre dört tip nötron dedektörü vardır.

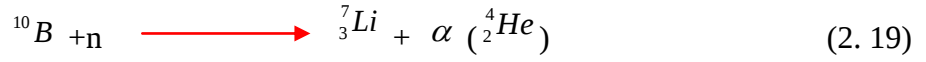
1. Bor üç flor (BF_3) orantılı sayaçları
2. Helyum orantılı sayaçları

3. Gaz çarpışma orantılı sayaçları

4. Kabarcık dedektörleri

2.14.5.c. (BF₃) orantılı sayaçları

BF₃ orantılı sayaçları ¹⁰B ile zenginleştirilmiş BF₃ gazı ile dolu orantılı sayaçlardır. Dedektör içine dolduran bu gaz, aynı zamanda gelen termal nötronlar içinde bir hedeftir. Dedektörde meydana gelen temel reaksiyon:



şeklindedir. Lityum çekirdeği ve alfa parçacığı gaz dolu ortamda ikincil iyonizasyona neden olacak kadar yüksek enerjiye sahiptirler ve ikincil iyonizasyonlar dedekte edilebilirler. Burada dikkat edilmesi gereken husus, bazı nötron reaksiyonlarında 0,48 MeV’luk gamaların meydana gelmesidir. Bu nedenle uygun bir ayırt edici devre ile (elektronik olarak), gelen nötronların ve açığa çıkan gama ışınlarının ayırt edilmesi gereklidir. BF₃ gazlı dedektörler orta ve yüksek enerjili nötronların, (E ≅ 100 eV– 200 KeV ve E > 10 MeV) dedekte edilmesinde de kullanılabilir. BF₃ dedektörleri, termal, orta ve yüksek enerjili nötronlar için iyi bir dedektör olmakla birlikte ayrıca nötron spektroskopisi amaçlı kullanılabilir.

3. MATERYAL ve YÖNTEM

3.1. Alaşım Yapımında Kullanılan Malzemeler

Alaşım yapımında, aşağıdaki çizelgede verilen malzemelerin nötron radyasyonuna karşı tesir kesitleri Monte Carlo Simülasyon programları (GEANT4 ve FULUKA) ile önceden yapılan bir ön çalışma neticesinde belirlenen oranlarda alaşım yapımında kullanılmasına karar verilmiştir.

Çizelge 3.1. Alaşım fabrikasyonunda kullanılan malzemelerin özellikleri

Malzeme	Yoğunluğu gr/cm³	Erime Noktası (°C)	4,5 MeV Nötron Makroskopik Tesir Kesiti (cm⁻¹)	1.25 MeV Gama Lineer Soğurma Katsayısı (cm⁻¹)
Renyum	21,02	3150	0,431	1,144
Lityum	0,534	180,54	0,118	0,026
Bor	2,34	2076	0,214	0,125
Tantal	16,6	3017	0,333	0,893
Krom	6,9	1857	0,309	0,377
Nikel	8,908	1455	0,327	0,484
Demir	7,86	1538	0,321	0,417
Bakır	8,95	1084	0,315	0,466
Alüminyum	2,7	660	0,129	0,148
Tungsten	19,3	3482	0,428	1,040
Bor karpit	2,52	2445	0,224	0,135

3.1.1. Renyum (Re)

Çizelge 3.2. Renyumun Özellikleri

Atom Numarası	75
Atom Ağırlığı	186,207 g/mol
Erime Noktası	3186 °C
Yoğunluğu	21,020 g cm ⁻³
Rengi	Grimsi, beyaz
Sağlığa Etkisi	Yutulması, sağlığa zararlı
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	$4\text{Re(s)} + 7\text{O}_2(\text{g}) \rightarrow 2\text{Re}_2\text{O}_7(\text{s})$ Oldukça yavaşta olsa reaksiyonu gerçekleşir.
Su ile Kimyasal Reaksiyon	Her hangi bir reaksiyon oluşmaz.
Asite Karşı Dayanımı	Hidroklorik asit (HCl) ve hidroforik asit (HF) içinde çözünmez. Nitrik asit, (HNO ₃) yada konsantre sülfirik asit içinde (H ₂ SO ₄) oksitlenme yapabilir.

Renyum en yüksek yoğunluklu geçiş metalidir. Doğada nadir olarak bulunmasına rağmen teknolojiye yaygın kullanım alanlarına sahiptir. Kütle spektrograflarının iyon ölçüm ünitelerindeki ince tellerin yapımında kullanılır. Aşınmaya ve çözünmeye karşı mukavemetli olduğu için elektrik kontaklarında, yüksek hassasiyetli, kaliteli bilimsel aletlerin kaplanmalarında kullanılır. Fotoğraf makinalarının flaş ampullerinde, uçak bujilerinde, telefon rölelerinde, dolmakalem uçlarında ve far yansıtıcılarının imalatında kullanılır. Renyum-molibden alaşımları -263°C(10K)'de super iletkenlik özelliği gösterir. Nükleer uygulamalarda renyumun kullanımı hakkında yaptığımız literatür taraması sonucunda Florida Üniversitesi Nükleer Mühendislik bölümü tarafından hazırlanmış bir

raporda renyumun nükleer reaktörlerde zırh malzemesi olarak kullanılabileceği önerilmiştir (Karam *et al.* 1963).



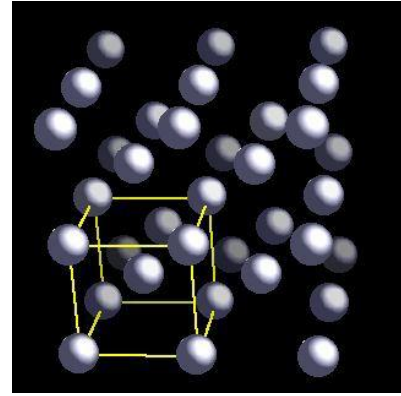
Şekil 3.1. Renyumun kristal yapısı ve görünümü (Anonymous 2014i)

3.1.2. Lityum (Li)

Çizelge 3.3. Lityumun özellikleri

Atom Numarası	3
Atom Ağırlığı	6,941 g/mol
Erime Noktası	180,54 °C
Yoğunluğu	0,535 gcm ⁻³
Rengi	Gümüş, beyaz
Sağlığa Etkisi	Sağlığa zararlı
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Havada oksijenle reaksiyona girer. $4\text{Li(s)} + \text{O}_2\text{(g)} \rightarrow 2\text{Li}_2\text{O(s)}$ $2\text{Li(s)} + \text{O}_2\text{(g)} \rightarrow 2\text{Li}_2\text{O}_2\text{(s)}$
Su ile Kimyasal Reaksiyon	$2\text{Li(s)} + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{LiOH(aq)} + \text{H}_2\text{(g)}$
Asite Karşı Dayanımı	$2\text{Li(s)} + \text{H}_2\text{SO}_4\text{(aq)} \rightarrow 2\text{Li}^+\text{(aq)} + \text{SO}_4^{2-}\text{(aq)} + \text{H}_2\text{(g)}$ sülfirik asit içinde (H_2SO_4) çözünür.

Lityum en düşük yoğunluklu alkali metaldir. Lityum metali, şarj edilebilir pillerde (cep telefonu ve kamera pili), cam ve seramik yapımında, ağırlıkça hafif ve dayanıklı olması sebebiyle alaşım olarak hava taşıtlarında, nükleer rektörlerde, reaktor soğutma sularında kullanılır. Li^+ iyonunun nörolojik etkilere sahip olmasından dolayı, lityumlu bileşikler farmakolojik olarak sakinleştirici ilaç yapımında kullanılır.



Şekil 3.2. Lityumun kristal yapısı ve görünümü (Anonymous 2014i)

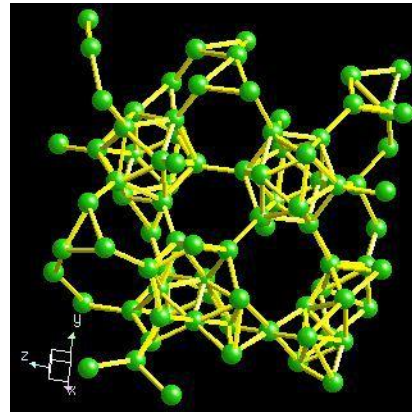
3.1.3. Bor (B)

Çizelge 3.4. Borun Özellikleri

Atom Numarası	5
Atom Ağırlığı	10,811g/mol
Erime Noktası	2076 °C
Yoğunluğu	2,34 g/cm ³
Rengi	Kahverengi
Sağlığa Etkisi	Sağlığa zararlı
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Yüksek sıcaklıklarda $4\text{B} + 3\text{O}_2(\text{g}) \rightarrow 2\text{B}_2\text{O}_3(\text{s})$ reaksiyonu oluşur.
Su ile Kimyasal Reaksiyonları	Normal şartlarda su ile reaksiyona girmez.
Asite Karşı Dayanımı	Hidroklorik asit (HCl) ve hidroforik asit (HF) içinde çözünmez. Nitrik asit, (HNO_3) içinde toz formu çok yavaş oksitlenebilir

Bor elementi metaloidler sınıfına girmektedir. Sahip olduğumuz rezerve bakıldığında dünya bor rezevinin (%70 civarı) ülkemiz açısından çok büyük öneme sahip olan bor minerallerinden elde edilen borun birçok alanda kullanımı mevcuttur. Sanayi ve endüstride ticari olarak kullanılan bor mineralleri ve ürünlerinin kullanımı hızla artmaktadır. Elde edilen bor minerallerinin yaklaşık %10'u direk mineral olarak kullanılırken geriye kalan kısmı ise bor ürünlerini üretmek için kullanılmaktadır. Bor mineralleri ve ürünleri aşağıdaki üretim alanlarında sıklıkla kullanılırlar.

- Cam üretiminde
- Seramik üretiminde
- Temizleme ve beyazlatma maddelerinin imalatında
- Yanmayı önleyici (geciktirici) maddelerin üretilmesinde
- Tarımsal gübre yapımında
- Metalurjide dayanıklı malzeme üretiminde
- Nükleer uygulamalarda



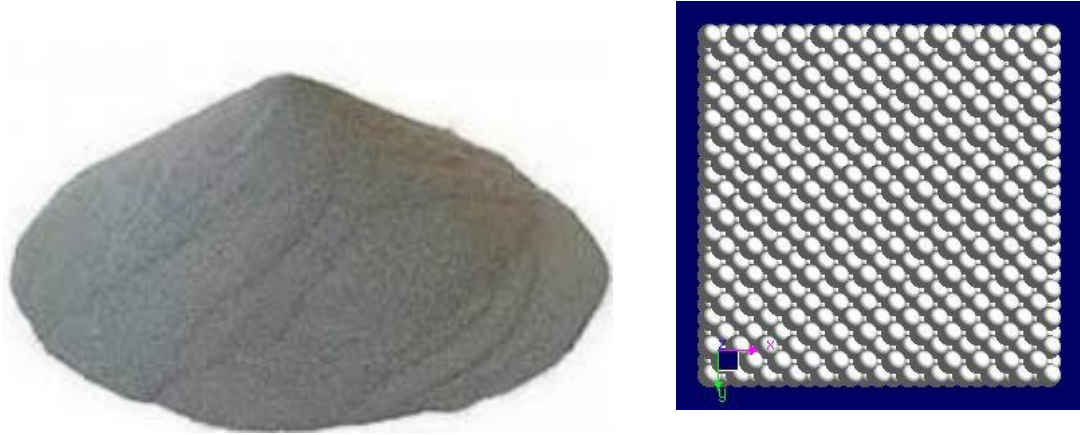
Şekil 3.3. Borun kristal yapısı ve görünümü (Anonymous 2014i)

3.1.4. Nikel (Ni)

Çizelge 3.5. Nikelin Özellikleri

Atom Numarası	28
Atom Ağırlığı	58,6934g/mol
Erime Noktası	1455 °C
Yoğunluğu	8,908 gcm ⁻³
Rengi	Parlak, altın rengi ile karışık metalik gümüş
Sağlığa Etkisi	Deride alerjik etki gösterebilir.
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Normal şartlarda hava ile reaksiyona girmez. Ama yüksek sıcaklıklarda havada oksijenle reaksiyona girer. $2\text{Ni(s)} + \text{O}_2\text{(g)} \rightarrow 2\text{NiO(s)}$
Su ile Kimyasal Reaksiyon	Reaksiyona girmez
Asite Karşı Dayanımı	sülfirik asit içinde (H_2SO_4) çok yavaş çözünebilir. $\text{Ni(s)} + \text{H}_2\text{SO}_4\text{(aq)} \rightarrow \text{Ni}^{2+}\text{(aq)} + \text{SO}_4^{2-}\text{(aq)} + \text{H}_2\text{(g)}$

Nikel bir geçiş metalidir. Nikel paslanmaz çelik, mıknatıs, metalik para ve özel alaşımların yapımında çokça kullanılır. Renkli cam üretiminde özellikle yeşil renk vermek amacıyla da kullanılmaktadır. Nikel metallerle kolay alaşım yapabilen bir metalidir. Bu sebeple nikelin alaşım olarak birçok kullanım alanı vardır. Bu alaşımlar bakır, krom, alüminyum, kurşun, kobalt, gümüş ve altın ile yapılan alaşımlardır. ABD'de kullanılan beş-centlik metalik paranın %75'ini bakır oluşturur. Ancak 1922-81 arasında üretilen Kanada centinin ise %99,9'ini nikel oluşturur ve bu para manyetik bir özellik kazanır. Nikel(III) oksit de çoğu nikel-kadmiyum, nikel-demir ve nikel-metal hidrit şarj edilebilir pillerin katotlarının yapımında kullanılır. Nükleer reaktörlerde kullanılan çelikler (316LN) yaklaşık %11 oranında nikel içerir.



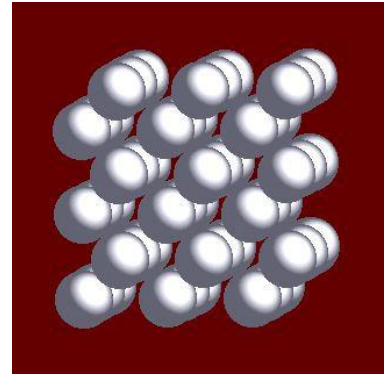
Şekil 3.4. Nikelin kristal yapısı ve görünümü (Anonymous 2014i)

3.1.5. Krom (Cr)

Çizelge 3.6. Kromun özellikleri

Atom Numarası	24
Atom Ağırlığı	51,9961g/mol
Erime Noktası	1907 °C
Yoğunluğu	7,140 gcm ⁻³
Rengi	Parlak, metalik gümüş
Sağlığa Etkisi	Bileşikleri zararlıdır
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Normal şartlarda hava ile reaksiyona girmez.
Su ile Kimyasal Reaksiyon	Reaksiyona girmez
Asite Karşı Dayanımı	Nitrik asit, (HNO ₃) içinde çözünmez ve sülfirik asitte (H ₂ SO ₄) karşı oldukça dirençlidir. Ancak hidroklorik asitte (HCl) aşağıdaki gibi bir çözünme gösterir. $\text{Cr(s)} + 2\text{HCl(aq)} \rightarrow \text{Cr}^{2+}(\text{aq}) + 2\text{Cl}^{-}(\text{aq}) + \text{H}_2(\text{g})$

Krom elementi, ülkemizde bol rezerve sahiptir. Kromunun mekanik aşınmalara karşı çok sert bir yapısı vardır. Bu nedenle krom metallere sertlik vermesi ve zırhlı araç üretiminde bolca kullanılır. Nikel en çok demir çelik sanayinde paslanmaz çelik üretiminde kullanılır. Örneğin nükleer reaktörlerin yapımında kullanılan çeliklerin (316LN) yaklaşık %18,5'ini krom oluşturur. Krom havadaki oksijenle oluşturduğu krom oksit tabakası sayesinde çelik yüzeyini bir film tabakası gibi kaplayarak onu kimyasal korozyona karşı dayanıklı hale getirir. Toz formdaki krom, derilerin dabalı olarak dayanıklılık özelliğinin artırılmasını sağlayarak, kullanıma hazır hale getirilmesinde de kullanılır. Krom ayrıca kandaki şekerin hücrelere geçmesine yardımcı olur. Krom yer fıstığı, yumurta sarısı, peynir, üzüm suyu, maya, istiridye de bulunur. Kemiklerin gelişimi ve sağlamlığı için faydalıdır.



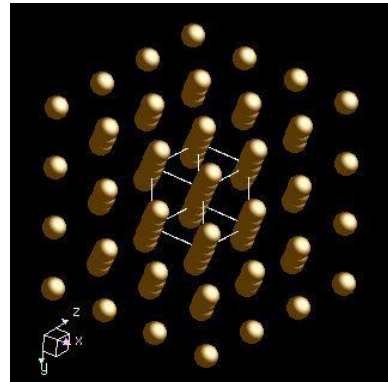
Şekil 3.5. Kromun görünümü ve kristal yapısı (Anonymous 2014i)

3.1.6. Demir (Fe)

Çizelge 3.7. Demirin özellikleri

Atom Numarası	26
Atom Ağırlığı	55,845 g/mol
Erime Noktası	1538 °C
Yoğunluğu	7,874 gcm ⁻³
Rengi	Metalik gri
Sağlığa Etkisi	Bileşikleri zararlıdır
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Havada oksitlenerek aşağıdaki reaksiyonları yapar $4\text{Fe(s)} + 3\text{O}_2\text{(g)} \rightarrow 2\text{Fe}_2\text{O}_3\text{(s)}$ $3\text{Fe(s)} + 2\text{O}_2\text{(g)} \rightarrow \text{Fe}_3\text{O}_4\text{(s)}$
Su ile Kimyasal Reaksiyon	Su içinde oksitlenir.
Asite Karşı Dayanımı	sülfirik asitle (H_2SO_4) aşağıdaki reaksiyonları yapar. $\text{Fe(s)} + \text{H}_2\text{SO}_4\text{(aq)} \rightarrow \text{Fe}^{2+}\text{(aq)} + \text{SO}_4^{2-}\text{(aq)} + \text{H}_2\text{(g)}$

Demir elementi bir geçiş metalidir. Üretilen bütün metallerin ağırlıkça %95'ini oluşturan demir, bütün metaller içinde en çok kullanılan metaldir. Düşük fiyatı ve yüksek mukavemetinden dolayı demir, otomotiv, gemi gövdesi yapımı ve binaların ana bileşeni olarak yaygınca kullanılır. Çelik, en çok üretilen ve kullanılan bir demir alaşımıdır. Nükleer reaktörlerde kullanılan çelikler (316LN) yaklaşık %67 oranında demir içerir.



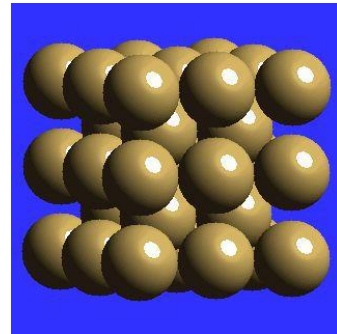
Şekil 3.6. Demirin görünümü ve kristal yapısı (Anonymous 2014i)

3.1.7. Tantal (Ta)

Çizelge 3.8. Tantalın özellikleri

Atom Numarası	73
Atom Ağırlığı	180,94788 g/mol
Erime Noktası	3017 °C
Yoğunluğu	16,650 gcm ⁻³
Rengi	Parlak, metalik gümüş
Sağlığa Etkisi	Bazı bileşikleri tümöre neden olur.
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Normal şartlarda hava ile reaksiyona girmez.
Su ile Kimyasal Reaksiyon	Normal şartlarda su ile reaksiyona girmez.
Asite Karşı Dayanımı	Asitlere karşı dayanıklıdır. Ancak hidroflorik asit (Hf) ve sülfirik asit içinde (H ₂ SO ₄) yavaşta olsa, erimeye maruz kalır.

Tantal bir geçiş metalidir. Yüksek ergime noktasına ve yüksek dayanıklı bir yapıya ve kolay işlenim özelliklerine sahip olmasından dolayı, elektronik kondansatörlerin ve vakum fırınlarının imalatında, kimya fabrikalarının yapı malzemelerinde, nükleer reaktörlerde, uçak ve roket parçalarının imalatında, kullanılır. Vücut sıvılarından etkilenmediğinden, vücudu tahriş edici bir ekside yoktur. Bu nedenle cerrahi protezlerin yapımında kullanılır. Tantal oksitten yapılan kırılma indisi yüksek olan camlar kamera merceklerinin yapımında kullanılır.



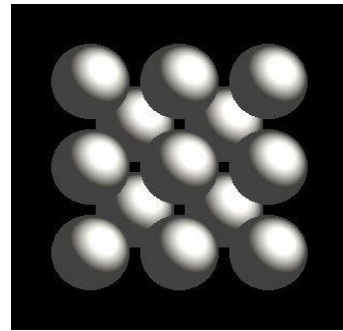
Şekil 3.7. Tantalumun görünümü ve kristal yapısı (Anonymous 2014i)

3.1.8. Tungsten (W)

Çizelge 3.9. Tungstenin özellikleri

Atom Numarası	74
Atom Ağırlığı	183,84 g/mol
Erime Noktası	3422 °C
Yoğunluğu	19,250 gcm ⁻³
Rengi	Metalik gri
Sağlığa Etkisi	Bazı bileşikleri zararlıdır.
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Normal şartlarda hava ile reaksiyona girmez. Ancak yüksek sıcaklıklarda aşağıdaki reaksiyon olur. $2W(s) + 3O_2(g) \rightarrow 2WO_3(s)$
Su ile Kimyasal Reaksiyon	Normal şartlarda su ile reaksiyona girmez.
Asite Karşı Dayanımı	Asitlere karşı dayanıklıdır, etkilenmez.

Tungsten yüksek yoğunluğa ve erime noktasına, sağlam bir fiziksel yapıya sahip olmasıyla üstün özellikleri olan önemli bir elementtir. Tungsten, bazı elektronik cihazların yanında, otomotiv endüstrisinde, radyasyon zırhlamada, yüksek sertlik ve dayanıma sahip delici, kesici, silah.. vb yüksek performanslı, demir, nikel ve kobaltla birlikte ağır alaşım yapımında kullanılır. Bu alaşımlar, içerisine %18' e kadar katılabilir.



Şekil 3.8. Tungstenin görünümü ve kristal yapısı (Anonymous 2014i)

3.1.9. Borkarbit (B_4C)

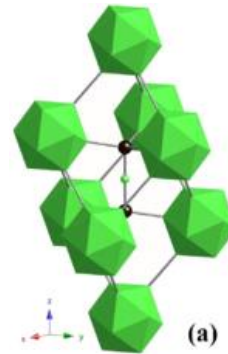
Çizelge 3.10. Bor karpitin özellikleri

Atom Numarası	-
Atom Ağırlığı	55,255 g/mol
Erime Noktası	2763 °C
Yoğunluğu	2,52 gcm ⁻³
Rengi	Metalik gri
Sağlığa Etkisi	Bir şekilde alınması zararlıdır.
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Normal şartlarda hava ile reaksiyona girmez.
Su ile Kimyasal Reaksiyon	Normal şartlarda su ile reaksiyona girmez.
Asite Karşı Dayanımı	Asitlere karşı dayanıklıdır.

Bor karbür, B_2O_3 'ün aşağıdaki reaksiyonu sonucu oluşan



yaklaşık %80 bor içeren, yüksek erime noktasına sahip, kimyasal ve fiziksel kararlılığı olan en sert, yüksek basınç çekme dayanımı olan bir bileşiktir. Bu özelliğinden dolayı nükleer uygulamalarda nötronların soğurulmasında kullanılır.



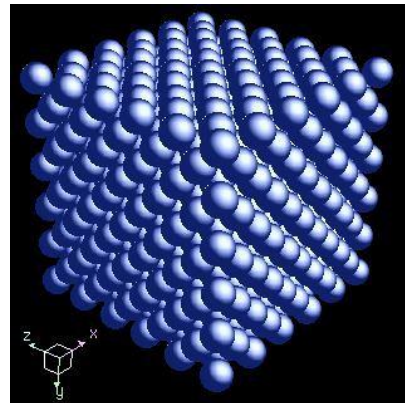
Şekil 3.9. Borkarbitin görünümü ve kristal yapısı (Anonymous 2014i)

3.1.10. Bakır (Cu)

Çizelge 3.11. Bakırın özellikleri

Atom Numarası	29
Atom Ağırlığı	55,255 g/mol
Erime Noktası	1084 °C
Yoğunluğu	8,95 gcm ⁻³
Rengi	Kızıl sarı
Sağlığa Etkisi	Bütün bakır bileşikleri toksiktir ama bakırsülfatın (CuSO ₄) yutulması anında öldürücü bir etkiye sahiptir.
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Normal şartlarda hava ile reaksiyona girmez. Ama yüksek sıcaklıklarda oksijenle aşağıdaki reaksiyonu yapar. $4\text{Cu(s)} + \text{O}_2\text{(g)} \rightarrow 2\text{Cu}_2\text{O(s)}$
Su ile Kimyasal Reaksiyon	Normal şartlarda su ile reaksiyona girmez.
Asite Karşı Dayanımı	Nitrik asit, (HNO ₃) yada konsantre sülfirik asit içinde (H ₂ SO ₄) çözünebilir. $\text{Cu(s)} + \text{H}_2\text{SO}_4\text{(aq)} \rightarrow \text{Cu}^{2+}\text{(aq)} + \text{SO}_4^{2-}\text{(aq)} + \text{H}_2\text{(g)}$

Doğada serbest veya bileşik halde bulunan bakır, ısı ve elektriği iyi ileten, kolay işlenilebilen bir elementtir. Bakır, ısı iletkenliği düşük olduğundan, soğutma sistemlerinde, paslanmaz özelliğinin olmasından dolayı da kaplama malzemesi olarak kullanılır.



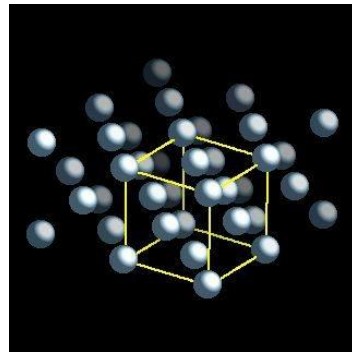
Şekil 3.10. Bakırın görünümü ve kristal yapısı (Anonymous 2014i)

3.1.11. Alüminyum (Al)

Çizelge 3.12. Alüminyumun özellikleri

Atom Numarası	13
Atom Ağırlığı	26,9815 g/mol
Erime Noktası	660°C
Yoğunluğu	2,7 gcm ⁻³
Rengi	Beyaz gümüş
Sağlığa Etkisi	Bileşikleri toksiktir.
Hava ile Kimyasal Reaksiyonları	Normal şartlarda hava ile reaksiyona girmez. Ancak üzerindeki ince oksit tabaka zarar görürse oksijenle aşağıdaki reaksiyonu yapar. $4\text{Al(s)} + 3\text{O}_2\text{(l)} \rightarrow 2\text{Al}_2\text{O}_3\text{(s)}$
Su ile Kimyasal Reaksiyon	Normal şartlarda su ile reaksiyona girmez.
Asite Karşı Dayanımı	sülfirik asit (H_2SO_4) ve hidroklorik asitte (HCl) aşağıdaki gibi bir çözünme gösterir. $2\text{Al(s)} + 3\text{H}_2\text{SO}_4\text{(aq)} \rightarrow 2\text{Al}^{3+}\text{(aq)} + 2\text{SO}_4^{2-}\text{(aq)} + 3\text{H}_2\text{(g)}$ $2\text{Al(s)} + 6\text{HCl(aq)} \rightarrow 2\text{Al}^{3+}\text{(aq)} + 6\text{Cl}^-\text{(aq)} + 3\text{H}_2\text{(g)}$

Alüminyum doğada genellikle boksit cevheri halinde bulunur ve oksidasyona karşı oldukça dirençlidir. Endüstrinin çoğu alanında her türlü ürünün yapımında kullanılan alüminyumun dünya ekonomisinde büyük bir payı vardır. Alüminyumdan üretilen, hava sürtünmesine karşı dayanıklı malzemeler uzay ve havacılık sanayisinde yaygın kullanım alanına sahiptir. Hafiflik ve yüksek dayanım özelliğinden dolayı da taşımacılık ve inşaat alanlarında geniş kullanım yeri bulur.



Şekil 3.11. Alüminyumun görünümü ve kristal yapısı (Anonymous 2014i)

3.2. Alaşımın Tanımı ve Özellikleri

Bir metale bir veya birden çok metal yada ametal katılması ile yada daha fazla sayıdaki metalin bir arada eritilmesi işlemi ile farklı mekanik özelliklere sahip olan veya metalurjinin çeşitli üretim yöntemleriyle üretilen yeni oluşuma alaşım denir. Bu üretim ile metalin bazı özelliklerini değiştirerek ona yeni vasıflar kazandırılır. Saf metallerin belirli özellikleri olduğundan ancak sınırlı kullanım alanları vardır. Soğuk biçimlendirme ve ısıtma işlemleri gibi yöntemlerle saf metallerin bazı özelliklerini belirli şartlarda değiştirmek mümkündür. Endüstride kullanılan saf metalin (dayanıklılık, uzama, şekil alma, yüzey parlaklığı, elektrik, ısı iletkenliği ve görünüm) gibi özelliklere sahip olması istenir bunun için alaşım yapımına gerek duyulur. Bunun yanında bazı özel metallerin renkleri değiştirilerek endüstride kullanılmasını sağlamak için de alaşım yapmak gerekir. Üretilen alaşımın fiziksel ve kimyasal özellikleri, yapımında kullanılan metallerinkinden tamamen farklı olabilir. Gümüş veya altın metaline bakırın eklenmesi sertliklerini artırdığı gibi alaşıma katılan diğer metaller de alaşımların rengini sarıdan yeşile, kırmızıdan, beyaza çevirebilir. Bir metalin bazı özellikleri binde bir oranında olsa bile başka bir metalle alaşım yaptığı sırada mekanik özellikleri tamamen değişebilir.

3.2.1. Alaşımın tarihçesi

Alaşımalar kullanarak malzeme yapımı özellikle savaşta kullanılacak dayanıklı silah üretimi M.Ö.4000 yıllara kadar uzanmaktadır. İran ve Mezopotamya bölgelerinde bulunan tunç (bronz) örneklerinin bu zamanlara ait olduğu saptanmıştır. Demirden daha sert olan tunç silah, kesici ve delici aletler, mutfak aletleri, süs eşyaları vb. yapımında günümüze kadar kullanılmıştır. Yapılan arkeolojik kazılarda Çin'in Sincan bölgesinde M.Ö. 1000 yıllarına ve Hindistan'ın Merkez Ganj Vadisi ve Doğu Vindhya bölgesinde M.Ö. 1800 yıllarına ait çelik buluntulara rastlanmıştır. Söz konusu buluntular çelik kullanımının en az 3000 yıllık bir tarihinin olduğunu göstermektedir. Tunç'a göre daha sert ve dayanıklı olan demir-karbon alaşımı çelik çeşitli araç gereç yapımında yaygın olarak kullanılmıştır (Anonim 2014b).

3.2.2. Alaşım yapmanın faydaları

Alaşımın bazı özellikleri saf metal ve ametallerden daha üstün olabilir. Metal yada ametallerin özelliklerini artırmak için en iyi yol alaşım yapmaktır. Örneğin demir tek başına kullanıldığında çekme, gerilme, basınca dayanım, gibi özellikleri alaşım olan çeliğe göre oldukça düşüktür. Alaşım yaparak alaşımı oluşturan metal yada ametalden, yoğunluk, reaktivite, young modülü, elektrik ve termal iletkenlik, çekme direnci, kayma mukavemeti, gibi farklı fiziksel niteliklere sahip yeni malzemeler elde edilebilir. Endüstride kullanılacak çok sayıda değişik özelliği olan makina parçaları üretilebilir. Yüksek ısıya ve basınca dayanıklı elamanlar alaşım yöntemiyle yapılabilir. Bu yöntemle istenilen yüksek özelliklere sahip ucuz bir şekilde malzeme yapılabilir. Her türlü kimyasal ve çevresel korozyona dayanıklı malzemeler kolaylıkla üretilebilir.

3.3. Alaşım Yapma Yöntemleri

Alaşım yapma yöntemlerinden en sık kullanılan iki yöntem mevcuttur. Yüksek ergime sıcaklığına sahip olan, metal yada ametallerle düşük erime sıcaklığına sahip metal yada ametalin alaşım yapılmasında tozların hazırlanması, tozların sıkıştırılması ve sinterleme gibi üç aşaması olan toz metalurji yöntemi kullanılır. Bu tür alaşımlarda ergime sıcaklığı yüksek olana göre ısıtım işlem uygulandığında düşük ergime ısısına sahip olan bileşen buharlaşır, bunun önüne geçmek için iki bileşende toz halinde homojen karıştırılır sıcak yada soğuk presleme ile sıkıştırılır. Sonra oluşan karışım sinterleme denilen işleme tabi tutularak uygun sıcaklıkta ısıtılıp yavaş yavaş soğutulularak alaşım yapımı tamamlanır. Alaşım hazırlanmasında en yaygın diğer yöntem, alaşımı oluşturan bileşen elementlerinin karıştırılıp birlikte eritildikten sonra soğutulmasıdır. Alaşım yapılacak bileşenlerin birbirlerine yakın erime sıcaklığında olması dikkat edilecek bir husustur. Ancak bu yöntem yüksek ergime sıcaklığına sahip bileşenlerde iyi sonuç vermez çünkü yüksek ısıda eritilen alaşım bileşenleri kalıba dökülüp soğumaya bırakıldığında çatlaklar oluşur. Bu hal istenmeyen bir durumdur.

3.3.1. Toz Metalurjisi nedir?

Toz metalürjisi aynı parçacık boyutuna veya farklı boyutlara sahip metal tozlarının, seramik, karbon, plastik gibi malzemelerin tozlarının homojen bir şekilde karıştırılıp, yüksek basınçta soğuk ya da sıcak preslenip, karışımdaki ana bileşenin ergime sıcaklığının altında bir sıcaklıkta, sinterlenip yavaş yavaş soğutularak tozları tek parça haline getirme işlemidir. Toz metalürjisinde sıkıştırılan partiküllerin temas yüzeyleri arasında oluşturulan bağ sinterleme işlemi ile de daha da güçlendirilerek, istenilen şekilde daha sağlam yapılar elde edilebilir.



Şekil 3.12. Toz metalürjisi ile üretilen malzemeler (Anonymous 2014k)

3.3.2. Toz metalurjisi yöntemi ile alaşım yapmanın avantajları ve dezavantajları

Toz metalürjisiyle malzeme üretme yönteminin bazı avantajlarının yanında bazı dezavantajları da vardır. Avantajlarını aşağıdaki gibi sıralayabiliriz.

- Yüksek oranda malzeme kullanılmasına rağmen düşük oranda malzeme kaybının olması.
- İstenilen ölçüde hızlı ve fazla üretim yapabilme.
- Üretim miktarına göre düşük maliyetli olması.
- Düzgün, kaliteli, hassas ve küçük yüzeylerin elde edilebilmesi.
- Karmaşık şekilli (dişli vb.) ve çok fonksiyonlu parçaların seri üretilmesi.
- Yüksek ergime sıcaklığına sahip metallerden (tungsten, molibden, bor, renyum vb.) malzeme üretebilme.
- Yüksek yoğunluğa ve yüksek ergime noktasına sahip malzeme üretebilme.
- Metal matriks kompozit, alaşımları üretebilme.
- Üstün mekanik ve kimyasal özelliklere sahip sert, süper alaşım malzemelerini üretebilme.
- Gözenekli ve geçirgen (filtre, kendi kendini yağlayabilen) malzeme üretebilme.

Dezavantajları ise aşağıdaki gibi sıralanabilir.

- Yüksek basınç (presleme) sinterleme, fırın maliyetinin fazla olması.
- Saf metal tozlarını elde etmek zahmetli ve oldukça maliyetlidir.
- Farklı yoğunluklardaki metal tozlarının, homojen karıştırılması zorluğunun yanında, presleme işlemi sırasında kalıp içine dökülen tozların yoğunluk farkından kaynaklanan yığılmalar nedeniyle, parça geometrisinde meydana gelen bozulmalar.
- Üretimde kullanılacak bazı metallerin (tungsten, molibden gibi), ergime sıcaklığının çok yüksek olması nedeniyle, sinterleme işlemi sırasında bu sıcaklıklara ulaşamaması.

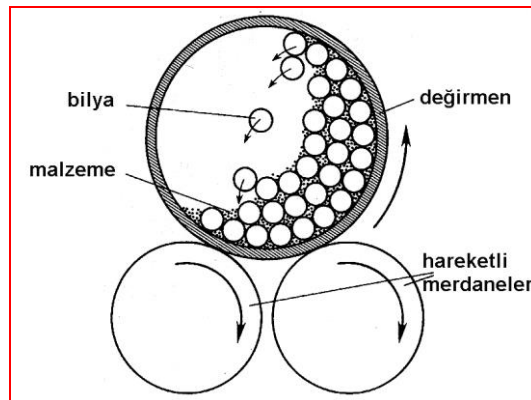
3.4. Toz Metalurjisi Yöntemi ile Alaşım Yapma Aşamaları

3.4.1. Toz üretim tekniği

Toz haline getirilecek malzemenin türüne göre uygun bir yöntem kullanılarak, bütün malzemeler toz haline getirilebilir. Öğütme (Mekanik), elektroliz, kimyasal indirgeme ve atomizasyon olmak üzere dört toz üretim yöntemi mevcuttur.

3.4.1.a. Öğütme (mekanik) tekniği

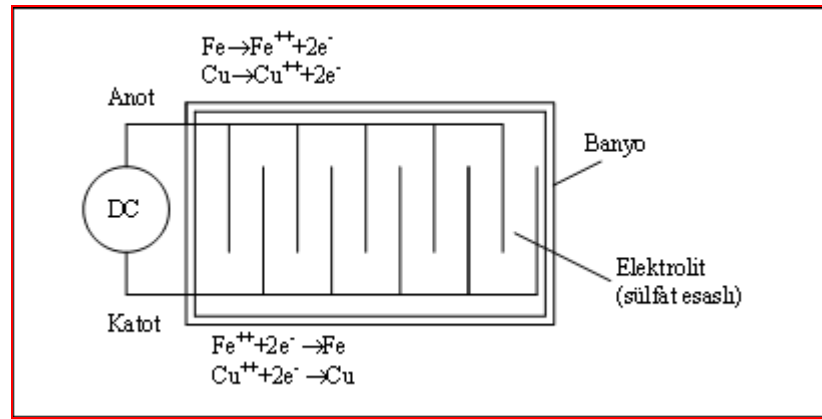
Öğütme işlemiyle özellikle gevşek ve kırılgan yapıya sahip olan karbürler, borürler metal bileşikleri, demir-krom, demir-silisyum gibi alaşımlar mekanik olarak bilyeli değirmenlerde öğütülerek toz haline getirilebilirler. Bu işlemde en az kabın yarısı bilye çapı tozun çapının otuz katı kadar olacak bilyelerle doldurulmalıdır. Değirmenin üçte biri kadarda öğütülecek malzeme ile doldurulmalıdır. Öğütme alüminyum, lityum gibi yumuşak sünek, malzemeler için uygun değildir. Çünkü bu yapıya sahip malzemeler kırılmak yerine soğuk kaynak yaparak birbirlerine yapışırlar ve daha büyük taneli yapılar oluştururlar. Bu soğuk kaynaklanmayı ve yapışmayı önlemek için yağlayıcılar kullanmak uygun olur.



Şekil 3.13. Öğütme işlemi (Anonim 2014 l)

3.4.1.b. Elektroliz tekniği

Elektroliz tekniği, metal oksitlerden oluşan tozların, iç yüzeyi kurşun kaplı, bakır sülfat ve sülfirik asit ile doldurulmuş, anodu bakır katodu ise antimuanlı kurşundan yapılmış, elektrolitik banyoda katoda akım verilip, çöktürülüp katot da toplama işlemidir. Elektroliz tekniği ile başta bakır olmak üzere magnezyum ve krom tozları da yüksek saflıkta üretilebilir. Bu yöntemle diğer metal tozlarını da üretebilmek için elektrolitteki sıcaklık, kimyasal seçimi, katottaki akım akış miktarı üretilen toza göre ayarlanmalıdır. Üretilen tozlar, yıkanarak elektrolitten iyice arındırılıp, oksitlenme olmasını önlemek için asal gaz kullanılarak kurutulur, istenilen boyutta elde etmek içinde öğütülür.



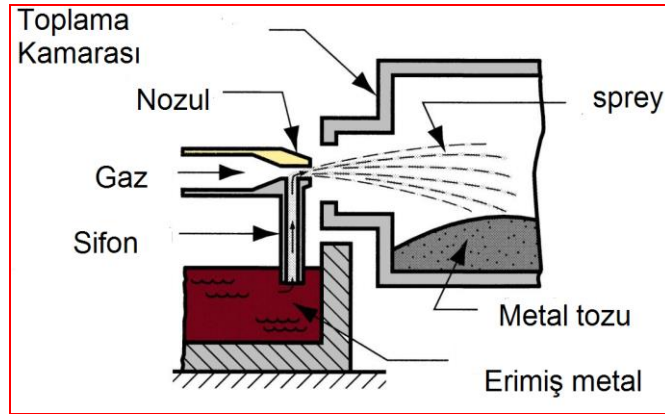
Şekil 3.14. Elektroliz tekniği (Anonim 2014 l)

3.4.1.c. Kimyasal indirgeme tekniği

Bu yöntemle toz üretimi, (demir, nikel, bakır, tungsten, kobalt, molibden vb.) metal oksitlerin hidrojen, katı karbon veya reaktif metaller yardımıyla kimyasal olarak indirgenmesiyle üretimidir. Demir oksitin bu yöntemle indirgenmesiyle sünger demir elde edilir. Elde edilen sünger demir öğütülüp, elenerek metal olmayan malzemeler ayrıldıktan sonra saf demir elde edilmiş olur.

3.4.1.d. Atomizasyon tekniđi

Atomizasyon, bir kabın dibinden açılan küçük bir delikten akan sıvı haldeki metal üzerine, yüksek basınçlı gaz (hava, azot veya argon) ya da sıvı (su) püskürtülmesi ile boyutları farklı olan damlacıklara ayırma işlemidir. Ayrılan damlacıklar kendileri dahil hiçbir malzeme ile etkileşmeden hemen soğutulur. Katılaştan damlacıklar, metal tozlarını oluştururlar. Kullanılan gaz veya su basıncı, hacmi, kabın dibinden açılan deliğın çapı gibi parametreler deđiştirilerek, elde edilerek istenilen boyutta toz elde edilebilir. Bu toz üretim metoduyla eritilebilen malzemeler alaşımlar demir, çelik, bakır, pirinç, bronz, alüminyum, kalay, kurşun, çinko ve kadmiyum tozları üretilebilir.



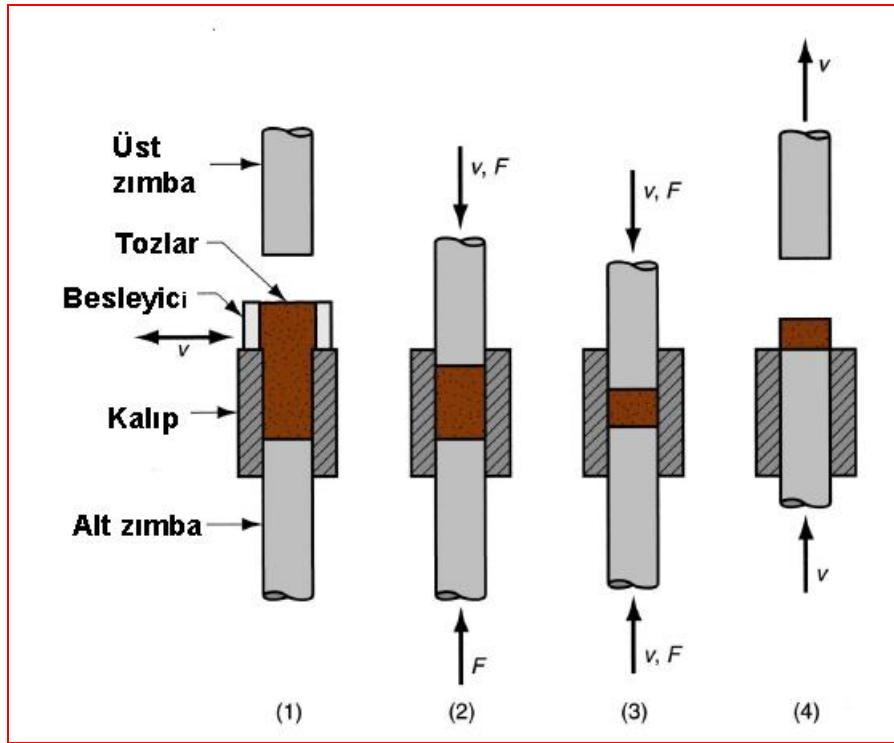
Şekil 3.15. Atomizasyon yöntemi (Anonim 2014 l)

3.4.2. Tozların Karıştırılması

Alaşımlar yapılacak metal tozları ile %0,5-1,5 oranında metalik stearit ve parafin gibi yağlayıcılarla homojen biçimde karıştırılır. Alaşımlar içinde yağlayıcı kullanılarak, alaşımlar tozları ile kalıplar arasındaki sürtünme azaltılır, tozların presleme sırasında topaklanmadan kaymaları sağlanır. Böylece parçanın bütününde düzgün bir yoğunluk elde edildiđi gibi preslenen parçalarında kalıptan kolay çıkması sağlanmış olur.

3.4.3. Tozların preslenmesi

Hazırlanan tozlar homojen karıştırıldıktan sonra çelik kalıplar içerisinde 300-800 MPa basınç altında sıkıştırma işlemidir. Bu şekilde karmaşık yapıları parçalar bile hızlı şekilde üretilebilir. Preslemeden sonra şekil alan tozlar bir bütün halinde çıkarılabilir. Alaşımlarda preslemeden sonra yoğunluk farkları oluşabilir. 130-150°C'lere kadar ısıtılan toz karışımları ılık presleme yapılır. Bu durumda soğuk preslemeye göre 0,2 g/cm³ ılık yoğunluk artışı görülebilir. Ilık presleme de alaşım sinterleme işleminden önce, talaşlı üretim için yeterli mukavemeti gösterir.



Şekil 3.16. Presleme işlemi sırası (Anonim, 2014 l)

1. Toz doldurma, 2. Presleme başlangıcı, 3. Presleme 4. Preslenmiş parçanın çıkarılması

3.4.4. Sinterleme işlemi

Uygun bir kalıpta homojen karıştırılan, metal tozlarının sıkıştırılmasının ardından tek bileşenli sistemlerde, metalin erime sıcaklığının 2/3 veya 4/5'i alınarak hesaplanan, birden

fazla bileşenli sistemlerde ise sıcaklığı, erime sıcaklığı yüksek olan bileşenin erime sıcaklığının altında, erime sıcaklığı düşük olan bileşenin erime sıcaklığının üzerinde bir sıcaklıkta tavlanması esasına dayanır. Preste sıkıştırılan, metal tozları aralarında yapışma, mekanik kilitleme gibi bağları yapsalar da bunlar, kristal yapıdaki bağlara oranla oldukça zayıftır. Preste sıkıştırılan, tozlar içindeki parçacıklar arasında sıkı bir temas olsa da her parçacık birbirinden bağımsızdır. Sinterleme işlemi ile toz parçacıklarının birbirleriyle, temas noktaları artırılarak, atomlar ve iyonlar arasında fiziksel bir bağ oluşturulur. Bu şekilde kristal yapılardaki, kuvvetli bağlara benzer bir bağ oluşturulabilir. Sinterleme sırasında parçacıklardaki gözenek boyutları azalacağından alaşımlarda büzülme görülebilir. Genelde sinterleme sıcaklığı aralığı demir esaslı alaşımlar için 1100-1300°C arasında seçilir. Ancak alaşımı oluşturan bileşenlere bağlı olarak bu sıcaklık refrakter metaller için 2000–2900°C arasındaki sıcaklıklara kadar çıkabilir. Alaşıma bağlı olarak sinterleme süresi genelde 10 ile 60 dakika arasında olsa da alaşımı oluşturan bileşenlere göre değişir. Sinterlenmiş malzemelerin 850-500°C arasındaki sıcaklıklarda soğuma hızlarına bağlı olarak malzeme içinde faz değişimlerinden kaynaklanan mekanik özelliklerinde farklılıklar olur. Bu nedenle malzemelerde genelde büzülme görülürken, bakırlı alaşımlarda büyüme meydana gelir. Boyutça küçük malzeme parçalarının üretiminde bu durum oldukça önemlidir.

3.4.5. İnfiltrasyonlama işlemi

Sinterlenmiş malzeme içindeki gözeneklerin sinterleme sıcaklığının altında bir ergime sıcaklığına sahip olan, dolgu metali ile doldurmak için malzemenin, dolgu metali ile sinterlenmesidir. Sinterleme işlemi sonucu dolgu metali kapiler etkisiyle gözeneklere dolar ve alaşım içindeki gözenekleri kapatır. Böylece alaşımların, sızdırmazlık, tokluk gibi mekanik özelliklerinin artmasının yanında boyut hassasiyetini azaltır.

3.4.6. Yağ emdirme işlemi

Toz metalürjisiyle üretilen malzemelerin korozyona ve radyal kırılmalara karşı dayanımları artırmak için metalik olmayan yağı emdirme işlemidir. Bu işlemin olabilmesi için sinterlenmiş malzemenin kendi kendini yağlayan yatak gibi gözenekli şekilde üretilmesi gerekir. Yağ emdirme işlemi vakum veya atmosfer basıncı altında 80°C sıcaklıkta malzemenin yağ içinde 6-12 saat gibi bir sürede bekletilmesiyle yapılır. Bu işlem genelde yağlamanın zor olduğu bilgisayarlar, elektrik motorları, otomobiller, dikiş makinaları, yazıcılar, tarım ve paketlenme makinaları gibi araçlarda çok kullanılır.

3.4.7. Ölçütleme işlemi

Sinterlenen malzemenin boyutlandırılması ve yoğunluğunun artırılması için yüksek basınç altında yeniden presleme işlemidir. Bu işlem malzemenin boyut ayarlanmasının yanında yüzey kalitesini de artırır.

3.4.8. Tekrar presleme işlemi

İkincil presleme ile malzeme içerisinde oluşan gözenekler azaltılarak gerekli yoğunluk artışı sağlanır. Malzeme 700-800°C’lerde sinterlenerek içindeki yağlayıcıların yanması sağlanır ve böylece malzeme içindeki gerilmeler azaltılarak, mekanik dayanımı artırılmış olur.

3.4.9. Buharlama işlemi

Buharlama işlemi demir tabanlı malzemelerin, 550°C sıcaklığına kadar ısıtılıp, su buharı içinde bekletilmesiyle olur. Bu işlemle oluşan, manyetit (Fe_3O_4) malzemenin yüzeyinde bir tabaka oluşturarak, malzemenin içindeki gözenekleri kapatır. Malzeme içindeki gözeneklerin kapanmasıyla, malzemenin, sertliğini, korozyona ve basınca dayanımını artırarak ömrünü uzatır.

3.4.10. apak alma iřlemi

Talařlı imalatla retilen malzemeler kaynak, dkm, torna, freze gibi deęiřik iřlemlerden getiklerinde para kenarlarında apak denilen istenmeyen ıkıntılar oluřur. Bu istenmeyen apakların alınmasına da apak alma iřlemi denir. apak malzemenin ularında olabildięi gibi yzeyinde de olabilir. Malzemede oluřan apaklar, baęlayıcının yerini doldurarak, baęlanma sorunlarına yol aarlar, delik křelerinde daha fazla baskıyada sebep olarak malzemenin atlamasına ve hızlı yorulmasına sebep olurlar. Ayrıca yzeyde birikip kaplamayı deforme ederek, malzemenin hızlı paslanmasına, hareketli paralarda srtnmeyi artırarak, ařınmaya ve fazla ısınmaya sebep olurlar. Malzemede oluřan apaklar, ařındırıcılarla, zımparalarla, kumlama ile ařındırıcı tozlarla dolu sıvılar kullanılarak temizlenir.

3.4.11. Yeniden sinterleme iřlemi

Alařımlarda ki faz deęiřimleri alařım iindeki gzenek miktarlarıyla deęil alařımı meydana getiren bileřenlerin kimyasal zelliklerine ve homojen daęılımlarıyla deęiřir. Bu nedenle dkmle elde edilen alařımlara uygulanan ısıl iřlemlerin benzeri toz metalrjisiyle retilen malzemeler iin de yeniden sinterleme iřlemi uygulanabilir. Yeniden sinterleme iřlemiyle malzemenin sertlięi, ařınma direnci mekanik mukavemeti gibi zellikleri artırılmıř olunur.

3.4.12. Kaplama iřlemi

Kaplama iřlemi yapılan malzemenin yzey yapısı deęiřir. Kaplama sonrası malzemenin dıř grnř parlaklıęı, rengi, sertlik derecesi, srtnme kayganlıęı, korozyona, ařınmaya karřı dayanıklılıęı, elektrik iletkenlięi istenilen deęerlere getirilir. Kaplamada genelde inko, nikel, tun, krom, altın, kadmiyum, bakır, pirin, gmř ve kalay gibi maddeler kullanılır. Kaplama kalınlıęı kaplama yapılacak malzemeye gre deęiřse de genelde 30-100 m arasında olur.

3.5. Toz Metalurjisi Yöntemi ile Numune Üretimi

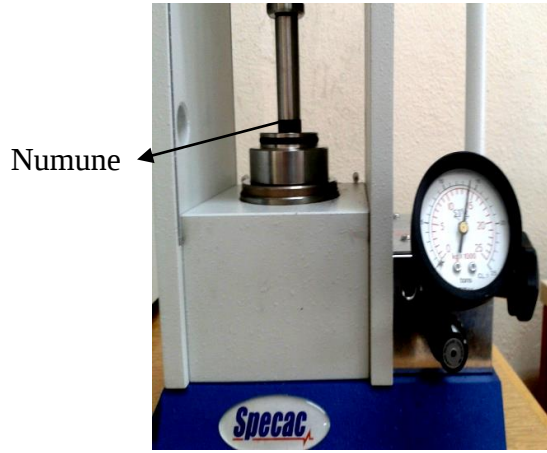
Nano boyutlara sahip toz halindeki malzemeler Monte Carlo simülasyonlarıyla belirlenen yüzdelere göz önünde bulundurularak renyum, lityum, bor, tantal, krom, nikel, demir, tungsten, ve borkarbür tozları homojen olarak karıştırıldı (Şekil 3.17). Karıştırma işlemi mikser karıştırıcı kullanılarak her bir numune için 1 saat boyunca gerçekleştirildi. Her numune için 5 gram toplam numune kütlesi ile 2cm çapına sahip olması sağlandı. Presleme işleminden önce yağlama işlemi adı altında hazırlanan toz karışımlarının içerisine %0,5 oranında parafin eklendi. Yağlayıcı kullanılarak toz kütleleri ile pres makinesinin takım yüzeyleri ve kalıp duvarları arasındaki sürtünmeyi azaltılarak, tozların sıkıştırma esnasında kolayca kaymaları sağlandı. Yağlama işlemiyle numunelerin alt yüzeyinden üst yüzeyine kadar düzgün bir yoğunluğun oluşması sağlandı. Yağlama işleminin diğer bir avantajı preslenen numunenin kalıptan kolaylıkla çıkmasını sağlamasıdır. Ardından homojen şekilde karıştırılan tozlar SPECAC model pellet pres makinesi kullanılarak (Şekil 3.18) pellet numuneler haline getirildi. Üretilen numunelerin görünümü (Şekil 3.21)'de verilmiştir. Üretilen pellet numuneler 4 saat boyunca 1300°C'de tavlama fırını kullanılarak tavlandı. Tavlama sonrası fırın kapatılarak numuneler soğumaya bırakıldı. Üretilen numuneler sülfürik asit aşınımı (Şekil 3.20) ve basınç dayanımı (Şekil 3.19) testlerine tabi tutuldu.



Şekil 3.17. Toz karıştırma işlemi



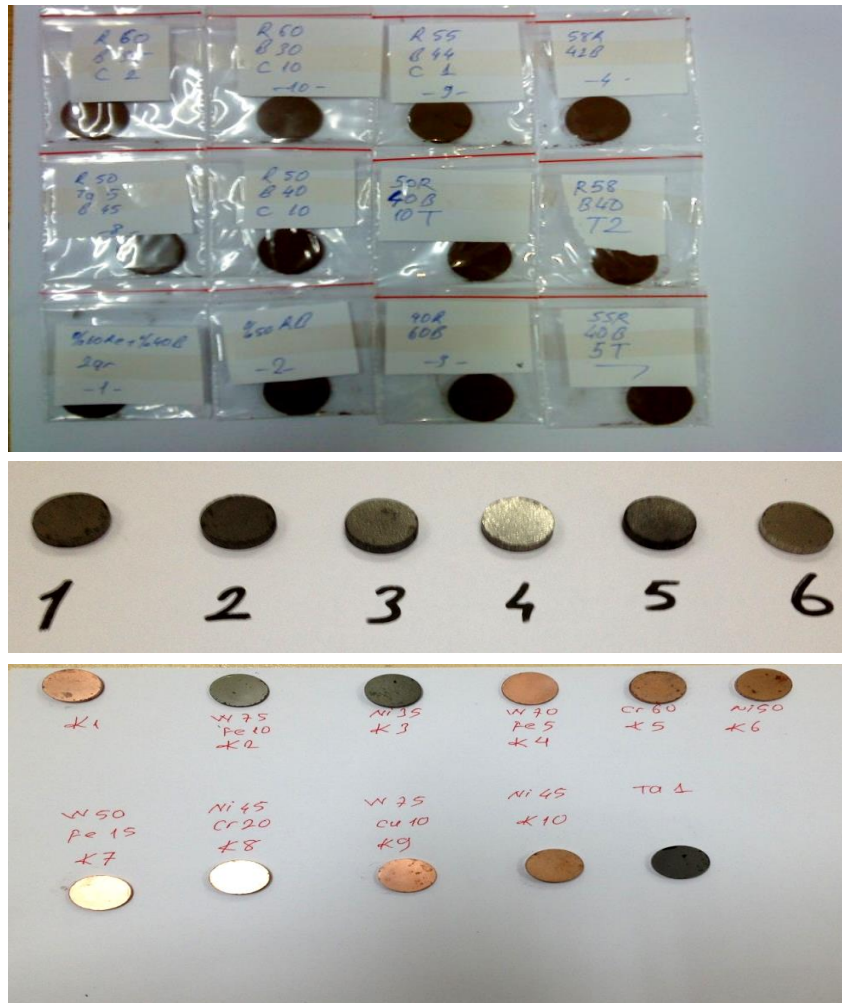
Şekil 3.18. Presleme işlemi



Şekil 3.19. Basınç Dayanımı testi



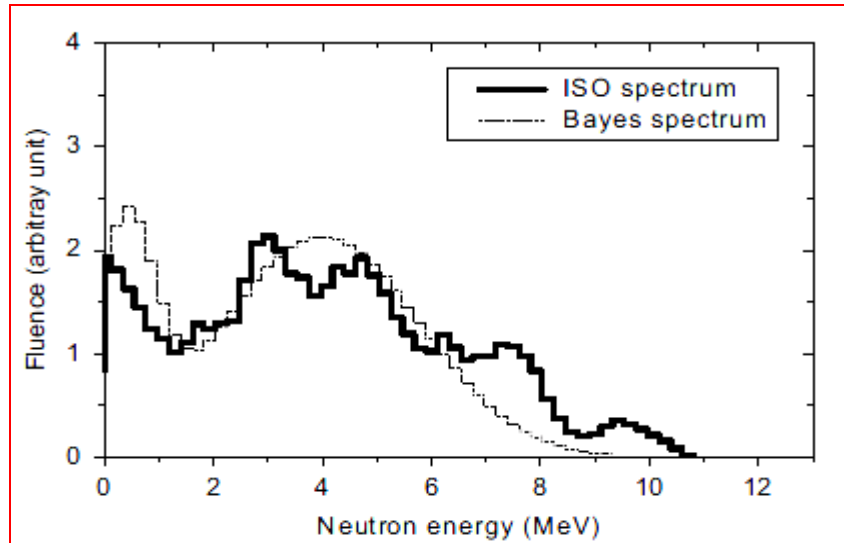
Şekil 3.20. Sülfürik asit aşınımı testi



Şekil 3.21. Presleme ve tavlama sonucu üretilen numunelerden bazıları

3.6. Nötron Eşdeğer Doz Ölçümü Deneylerinde Kullanılan Nötron Kaynağı

Ölçümlerimizde radyoaktif ^{241}Am -Be nötron kaynağı kullanılmıştır. Bu kaynaktaki alfa parçacığı (α) yayınlayıcısı ^{241}Am (486 yıl yarı ömürlü) izotopudur. Bu kaynak 0-11 MeV enerji aralığında nötron yayınlamasına rağmen enerji spektrumunun (Şekil 3.22) tepe noktası olan 4,5 MeV etkin enerjisi kaynağın enerjisi olarak kullanılmaktadır. 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. Bu nedenle kaynak ile çalışılırken radyasyon güvenliği açısından kaynağın etrafına nötron parçacıklarına karşı parafin wax ve gama ışınlarına karşı ise kurşun levhalar kullanılarak oluşturulan zırh kutusu (68*68*68 cm) ile kaynak güvenli hale getirilmiştir (Şekil 3.23).



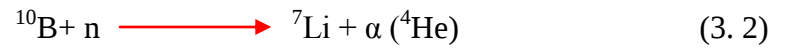
Şekil 3.22. Tipik standart spektrum (ISO spektrum) ile karşılaştırıldığında Bayes (Bayesian) analizinden elde edilen iki Gauss grafiğinin toplamı olarak modellenen nötron spektrumu (Boushaki *et al.* 2012)



Şekil 3.23. Ölçümlerde kullanılan nötron kaynağı (Parafin ve kurşun koruma içinde)

3.7. Nötron Eşdeğer Doz Ölçümü Deneylerinde Kullanılan Nötron Dedektörü

^{241}Am -Be nötron kaynağından yayınlanan nötron parçacıkları kullanılarak yapılan deneylerde Canberra markalı NP serisi BF_3 gazlı nötron dedektörü (Şekil 3.24) kullanılmıştır. Dedektörün özellikleri Çizelge 3.13'te 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 aşağıda ifade edilen nükleer reaksiyonuna dayanmaktadır.



Bu ifadeye göre bor ile nötron parçacıkları arasındaki etkileşim sonucu üretilen alfa parçacıkları, 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 iyonlaşma sonucu oluşan elektronlar merkezi anot teline ulaştığı zaman dedekte edilebilir bir pulsa neden olur. Bu pulsun oluşturduğu şarj ise hassas yükselticilerle yükseltilir ve ADM 616 model seri dijital veri okuyucuyla (Şekil 3.26) değerlendirilir.

Çizelge 3.13. 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 3.24.** Deneyde kullanılan Canberra NP100B nötron dedektörü



Şekil 3.25. Numune tutucu



Şekil 3.26. AMD606M model analizör

3.8. Deney Düzeneği

Numuneler numune tutucu (Şekil 3.25) kullanılarak kaynak zırh kutusunun kenarında bulunan 2,5 cm. çapındaki silindirik boşluğa yerleştirilmiştir. Daha sonra nötron dedektörü kaynağa yaklaştırılarak nötron eşdeğer doz ölçüm düzeneği hazırlanmıştır (Şekil 3.27). Dedektörün kablosu ADM-606 analizöre bağlanarak pulsların bilgisayar ortamına aktarılması sağlanmıştır. RADACS yazılımı ile eşdeğer doz ölçüm sonuçları XLS, dosyası olarak kaydedilmiştir.

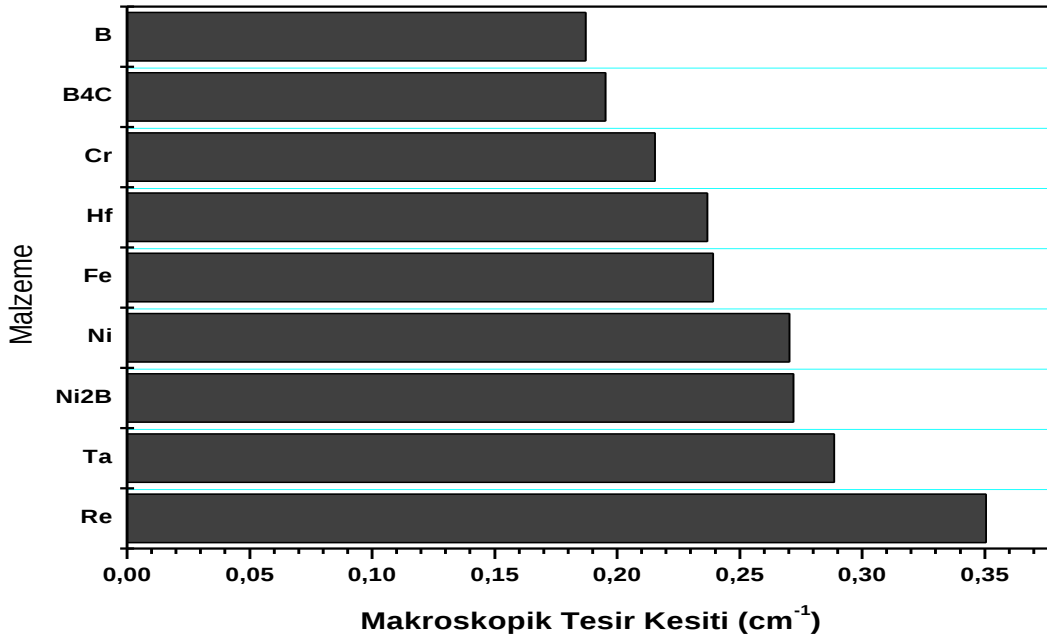


Şekil 3.27. Deney düzeneği

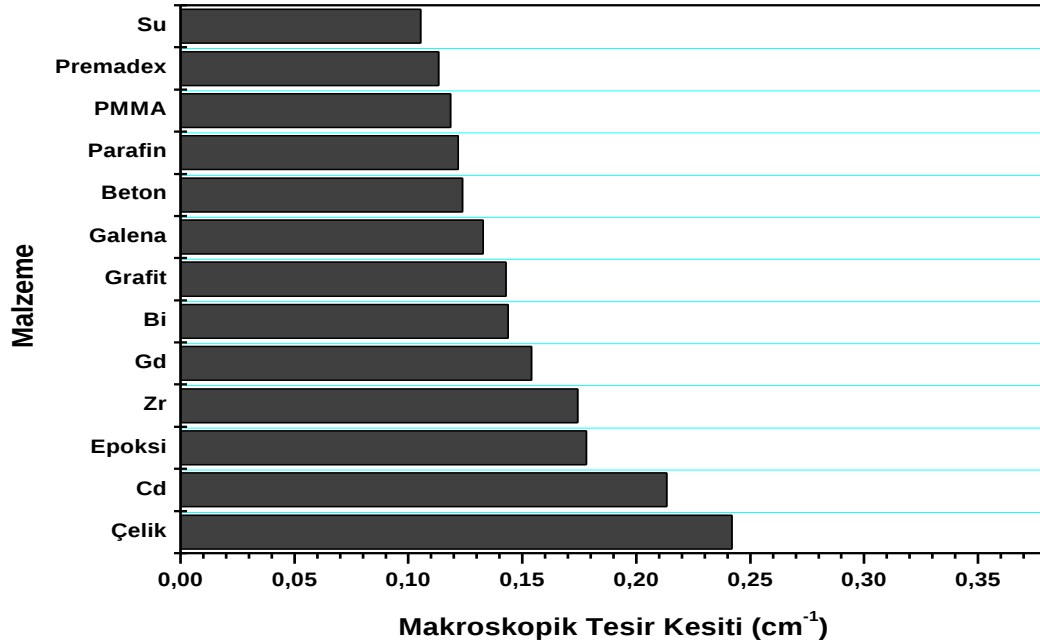
4. ARAŞTIRMA BULGULARI

4.1. Alaşım Fabrikasyonunda Kullanılan Malzemelerin Belirlenmesi

Nötron radyasyonuna karşı nükleer uygulamalarda kullanılmaya uygun alaşımların fabrikasyonu için kullanılması planlanan Renyum, Tantal, Demir, Nikel, Krom, Hafnium, Bor, Bor Karpit, Nikel Borid malzemeleri için Monte Carlo simülasyon kodları kullanılarak nötron makroskopik tesir kesitleri belirlendi (Şekil 4.1). Ayrıca literatürde geçen ve günümüzde nötron radyasyonuna karşı zırh malzemesi olarak kullanılan Galena, Premadex, Epoksi reçinesi, parafin, su, grafit, gadolinyum, bizmut, çelik, PMMA, beton, kadmiyum, zirkonyum malzemeleri için de aynı hesaplamalar yapıldı (Şekil 4.2).



Şekil 4.1. Alaşım üretimi için kullanılan malzemeler için nötron makroskopik tesir kesitleri



Şekil 4.2. Nötron zırhlamada yaygın olarak kullanılan bazı malzemeler için nötron makroskopik tesir kesitleri

Makroskopik tesir kesitinin yüksek olması nötron geçirgenlik değeri olarak tanımlanan transmisyonun düşük olması anlamına gelir. Nötron transmisyon değeri düşük olan malzemeler ise zırhlama işlemleri için idealdir. Grafiklere bakıldığında Renyum diğer malzemeler içerisinde nötron zırhlama kapasitesi açısından ön plana çıkmaktadır. Bu nedenle yapılan alaşımlarda bu malzemenin taban malzemesi olarak kullanılmasının yanında çeşitli oranlarda da kompozit süper alaşımların içerisine de katıldı.

Yapılan simülasyon çalışmaları sonucunda taban malzemesi olarak belirlenen Re içerisine diğer malzemeler farklı yüzdeli varyasyonlarla katılarak elde edilen sonuçlar içerisinde en iyi malzeme içerikleri tespit edilmiştir. Simülasyonlar sırasında Re içerisine B eklenmesinin tesir kesitini yükselttiği görülerek, atom numarası bor gibi düşük olan Li malzemesinde renyuma katkılandırılmıştır. Yapılan Re-Li içerikli simülasyonların sonucunda en yüksek tesir kesiti değerlerine ulaşılmıştır. Daha sonra Re-Li karışımı içerisine Fe, Ni, Cr, B eklenmiş ve iyi sonuçlar elde edilmiştir (Çizelge 4.1, Şekil 4.3).

Çizelge 4.1. FLUKA ve GEANT4 Monte Carlo simülasyon sonuçları

	GEANT4 (Makroskopik tesir kesiti cm^{-1})	FLUKA (Makroskopik tesir kesiti cm^{-1})
Re50-Ta50	0,4191	0,38228686
Re60-Ta40	0,4344	0,39156324
Re70-Ta30	0,4375	0,40122516
Re80-Ta20	0,4720	0,41385122
Re90-Ta10	0,4666	0,42556685
Re40-Ta60	0,4082	0,37833746
Re30-Ta70	0,3865	0,36932707
Re20-Ta80	0,3682	0,35724754
Re10-Ta90	0,3497	0,34446507
Re80-Cr20	0,4897	0,44988842
Re75-Cr25	0,4898	0,44347964
Re65-Cr35	0,4664	0,42556685
Re70-Cr30	0,4629	0,45334413
Re60-Cr40	0,4203	0,44832151
Re50-Cr50	0,4422	0,43155337
Re40-Cr60	0,4243	0,42526081
Ta90-Cr10	0,3574	0,35282636
Ta80-Cr20	0,3636	0,36557255
Ta70-Cr30	0,3636	0,37965220
Ta60-Cr40	0,3617	0,36730366
Ta50-Cr50	0,3672	0,36629348
Ta40-Cr60	0,3545	0,37411282
Re90-Ni10	0,4942	0,43016880
Re80-Ni20	0,4839	0,44254521
Re70-Ni30	0,4831	0,43974713
Re60-Ni40	0,4526	0,43819586
Re50-Ni50	0,4559	0,41870340
Ta90-Ni10	0,3474	0,33729369

Çizelge 4.1. (devam)

Ta80-Ni20	0,35762	0,35168841
Ta70-Ni30	0,36282	0,36600505
Ta60-Ni40	0,36031	0,35767645
Ta50-Ni50	0,35037	0,35453538
Ta40-Ni60	0,35078	0,35083602
Ta30-Ni70	0,34457	0,35097792
Ta20-Ni80	0,33143	0,34814103
Ta10-Ni90	0,32978	0,33673339
Re90-Fe10	0,48004	0,43943671
Re80-Fe20	0,48508	0,45318695
Re70-Fe30	0,49022	0,45098657
Re60-Fe40	0,46913	0,43664731
Re50-Fe50	0,45437	0,43340281
Re40-Fe60	0,43377	0,43001506
Re30-Fe70	0,40728	0,40496628
Re20-Fe80	0,38013	0,39660552
Re10-Fe90	0,33681	0,36874868
Re25-Ta25-Fe25-Ni25	0,40999	0,40571619
Re25-Ta25-Fe20-Ni30	0,39469	0,39883817
Re25-Ta25-Fe10-Ni40	0,41353	0,41339754
Re25-Ta25-Fe0-Ni50	0,39864	0,40811968
Re25-Ta25-Fe30-Ni20	0,41772	0,40872145
Re25-Ta25-Fe40-Ni10	0,40051	0,40962482
Re25-Ta25-Fe50-Ni0	0,41478	0,41915953
Re25-Ta25-Fe20-Ni20-Cr10	0,40728	0,41098135
Re25-Ta25-Fe10-Ni20-Cr20	0,40208	0,41037821
Re25-Ta25-Fe20-Ni10-Cr20	0,40093	0,40796929
Re25-Ta25-Fe30-Ni10-Cr10	0,40635	0,39749798
Re25-Ta25-Fe10-Ni30-Cr10	0,40437	0,40406714

Çizelge 4.1. (devam)

Re25-Ta25-Fe10-Ni10-Cr30	0,40176	0,41703281
Re25-Ta25-Fe5-Ni5-Cr40	0,40782	0,39749798
Re25-Ta25-Cr50	0,38782	0,39928529
Re25-Ta25-Hf50	0,34581	0,32503883
Re25-Ta25-Fe20-Ni20-Hf10	0,38959	0,39111955
Re25-Ta25-Fe10-Ni30-Hf10	0,39074	0,39185914
Re40-Ta10-Fe10-Ni10-Cr30	0,42438	0,42281582
Re50-Fe10-Ni10-Cr30	0,46183	0,42419039
Re50-Ni20-Cr30	0,43921	0,44879133
Re50-Ni30-Cr20	0,43127	0,36874868
Re50-Ni25-Cr25	0,44579	0,42909311
Re50-Ni10-Cr40	0,45615	0,42786518
Re50-Ni40-Cr10	0,44088	0,42801859
Re35-Ta35-Cr30	0,44088	0,40766858
Re60-Ta10-Cr30	0,45845	0,44332384
Re50-Ta20-Cr30	0,45081	0,44660059
Re40-Ta30-Cr30	0,43252	0,42205298
Re35-Fe35-Cr30	0,42062	0,41915953
Re60-Fe10-Cr30	0,47165	0,43990237
Re50-Fe20-Cr30	0,44318	0,43093785
Re35-Ni35-Cr30	0,42062	0,42052905
Re60-Ni10-Cr30	0,45646	0,43773115
Re60-Fe5-Ni5-Cr30	0,46096	0,44769544
Re68-Fe1-Ni1-Cr30	0,47689	0,44988842
Re60-Fe1-Ni1-Cr38	0,45615	0,44425933
Re60-Ni2-Cr38	0,46086	0,43541007
Re90-Ta5-Ni5	0,49012	0,42740509
Re80-Fe10-Ni10-Cr20	0,67605	0,44176718
Re71-Cr29	0,48991	0,45539202

Çizelge 4.1. (devam)

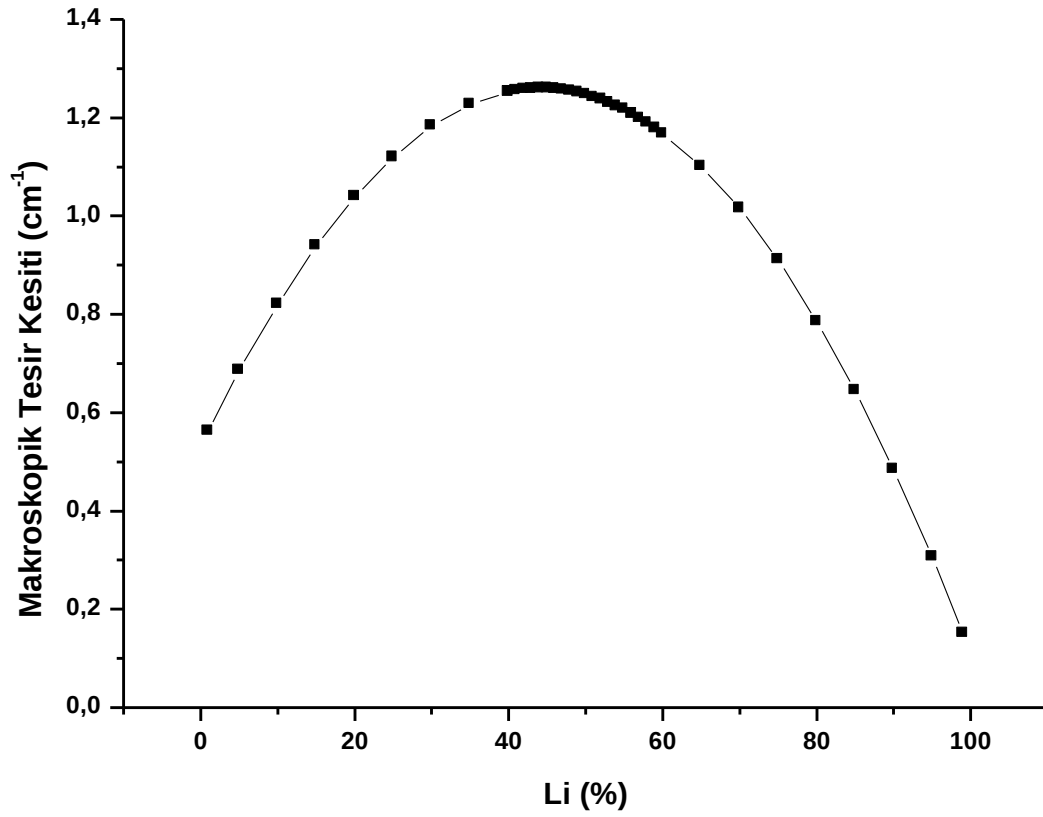
Re72-Cr28	0,48235	0,45350166
Re70-Cr15-Ta15	0,46515	0,43371135
Re90-B10	0,60094	0,52070884
Re80-B20	0,66386	0,59402718
Re70-B30	0,69329	0,65143074
Re60-B40	0,70122	0,66087478
Re50-B50	0,68857	0,65450452
Re40-B60	0,65093	0,62605056
Re30-B70	0,58021	0,55721971
Re20-B80	0,48466	0,45791808
Re25-B75	0,53854	0,50600493
Re10-B90	0,36301	0,3516884
Re60-B10-Cr30	0,55132	0,51332976
Re60-B30-Cr10	0,64069	0,61046274
Re50-B40-Cr10	0,64165	0,62511573
Re60-B38-Cr2	0,68804	0,65662337
Re52-B46-Cr2	0,67209	0,65066372
Re55-B43-Cr2	0,69318	0,65971337
Re63-B35-Cr2	0,69179	0,65431212
Re58-B40-Cr2	0,66773	0,65239015
R30-B60-Cr10	0,58392	0,54818245
Re20-B70-Cr10	0,47427	0,47048471
Re20-B75-Cr5	0,47773	0,46013346
Re55-B44-Cr1	0,68836	0,66184349
Re10-B85-Cr5	0,38439	0,36011041
Re20-B75-Ni5	0,50935	0,46872541
Re20-B75-Fe5	0,47878	0,46537548
B70-Cr30	0,29573	0,28528601
B70-Ni30	0,33050	0,31580833

Çizelge 4.1. (devam)

B80-Ta20	0,40614	0,39452636
B70-Ta30	0,46735	0,46045053
B70-Fe30	0,30346	0,30137635
Re20-B75-Ta5	0,52979	0,50005171
Re15-B75-Ta10	0,50483	0,48711024
Re15-B70-Ta15	0,53232	0,50170171
Re30-Ta30-B40	0,62286	0,61674296
Re40-B40-Ta20	0,65905	0,62511572
Re50-B40-Ta10	0,66888	0,64741024
Re70-B15-Ta15	0,59092	0,54162956
Re58-B40-Ta2	0,70959	0,65047206
Re50-B45-Ta5	0,67846	0,64550148
Re45-B45-Ta10	0,67134	0,63450212
Re55-B40-Ta5	0,68943	0,65932667
Ta90-B10	0,43931	0,42755843
Ta80-B20	0,48791	0,46952486
Ta70-B30	0,52473	0,51116018
Ta60-B40	0,54879	0,53426588
Ta50-B50	0,54351	0,53222071
Re60-B30-Ta10	0,67401	0,63771342
Re60-B30-Ni10	0,65691	0,61175265
Re45-Ta45-B10	0,65691	0,47048471
Re62-B38	0,70229	0,65855357
Re58-B42	0,69168	0,67373777
Re57-B43	0,68332	0,66514396
Re59-B41	0,68643	0,65778156
Re58-Li42	1,01265	1,28409993
Re60-Li40	1,00683	1,28373886
Re55-Li45	1,00622	1,28229585

Çizelge 4.1. (devam)

Re59-Li41	1,00520	1,28157513
Re70-Li30	0,96676	1,17895602
Re30-Li70	0,81123	1,03874202
Re58-B21-Li21	0,87859	1,00266704
Re58-Li40-B2	1,00865	1,25807812
Re60-Li30-B10	0,93674	1,13849816
Re60-Li38-B2	1,00327	1,24931995
Re58-Li35-B7	0,72592	1,19998178
Re55-Li40-Ta5	0,99644	1,26620395
Re58-Li40-Ta2	1,00533	1,26514035
Re55-Li35-Ta10	0,98021	1,23203043
Re60-Li35-Ta5	0,98672	1,24236823
Re60-Li10-Ta30	0,39791	0,71559833
Re55-Li40-Ni5	0,97447	1,23271630
Re55-Li35-Ni10	0,90658	1,15454887
Re70-Li25-Ni5	0,89465	1,08648729
Re58-Li40-Ni2	1,00795	1,25632034
Re55-Li40-Cr5	0,97943	1,22247734
Re55-Li35-Cr10	0,90439	1,14444777
Re60-Li38-Cr2	1,00333	1,23822028
Re58-Li40-Cr2	0,99456	1,24862267
Re55-Li40-Fe5	0,97789	1,22860811
Re55-Li35-Fe10	0,92806	1,15486618
Re60-Li38-Fe2	1,00456	1,24202191
Re58-Li40-Fe2	0,98782	1,26725275



Şekil 4.3. Re içerisindeki Li yüzdesine göre hesaplanan tesir kesiti değerleri

4.2. Alaşımların Fabrikasyonunda Kullanılan Malzemeler

Çizelge 4.2. Üretilen numunelerin kütle birleşim oranları

Alaşım Kodu	Re %	Li %	B %	Ta %	Cr %	Ni %	Fe %	W %	B ₄ C %	Cu %	Al %
SA1	58	40	-	2	-	-	-	-	-	-	-
SA2	58	40		2	-	-	-	-	-	-	-
SA3	58	40	-	-	-	2	-	-	-	-	-
SA4	58	40	-	-	-	-	2	-	-	-	-
SA5	58	40	-	-	2	-	-	-	-	-	-
SA6	60	-	40	-	-	-	-	-	-	-	-
SA7	50	-	50	-	-	-	-	-	-	-	-
SA8	40	-	60	-	-	-	-	-	-	-	-
SA9	58		42	-	-	-	-	-	-	-	-
SA10	55	-	40	5	-	-	-	-	-	-	-
SA11	58	-	40	2	-	-	-	-	-	-	-
SA12	50	-	40	10	-	-	-	-	-	-	-
SA13	50	-	40	-	10	-	-	-	-	-	-
SA14	50	-	45	5	-	-	-	-	-	-	-
SA15	60	-	38	-	2	-	-	-	-	-	-

Çizelge 4.2. (devam)

SA16	60	-	30	-	10	-	-	-	-	-	-
SA17	55	-	44	-	1	-	-	-	-	-	-
SA18	55	-	40	-	-	-	5	-	-	-	-
SA19	45	-	50	-	-	-	5	-	-	-	-
SA20	35	-	60	-	-	-	5	-	-	-	-
SA21	53	-	42	-	-	-	5	-	-	-	-
SA22	50	-	40	5	-	-	5	-	-	-	-
SA23	53	-	40	2	-	-	5	-	-	-	-
SA24	45	-	40	10	-	-	5	-	-	-	-
SA25	45	-	40	-	10	-	5	-	-	-	-
SA26	45	-	45	5	-	-	5	-	-	-	-
SA27	55	-	38	-	2	-	5	-	-	-	-
SA28	55	-	30	-	10	-	5	-	-	-	-
SA29	50	-	44	-	1	-	5	-	-	-	-
SA30	5	-	-	-	20	40	30	5	-	-	-
SA31	10	-	-	-	20	40	10	15	5	-	-
SA32	5	-	-	-	20	45	10	15	5	-	-
SA33	5	-	-	-	25	50	15	5	-	-	-
SA34	10	-	-	-	20	70	-	-	-	-	-
SA35	-	-	-	-	20	60	10	5	5	-	-
SA36	-	-	-	-	15	60	10	15	-	-	-
SA37	-	-	-	-	15	60	10	-	15	-	-
SA38	-	-	-	-	15	50	20	5	5	-	-
SA39	-	-	-	-	-	40	42	18	-	-	-
SA40	-	-	-	-	20	37	20	18	5	-	-
SA41	-	-	-	-	20	45	-	15	5	10	5
SA42	-	-	-	-	-	15	10	75	-	-	-
SA43	-	-	-	-	10	35	50	-	5	-	-
SA44	-	-	-	-	25	45	-	25	-	10	5
SA45	-	-	-	-	20	50	-	25	-	5	-
SA46	-	-	-	-	-	15	5	70	-	10	-
SA47	-	-	-	-	-	25	15	40	-	20	-
SA48	-	-	-	-	-	15	-	75	-	10	-

Tez süresince yukarıda % birleşme oranları verilen alaşım numuneleri üretilmiştir. Bu numunelerin değerlendirilmesi sonuç bölümünde yapılmıştır.

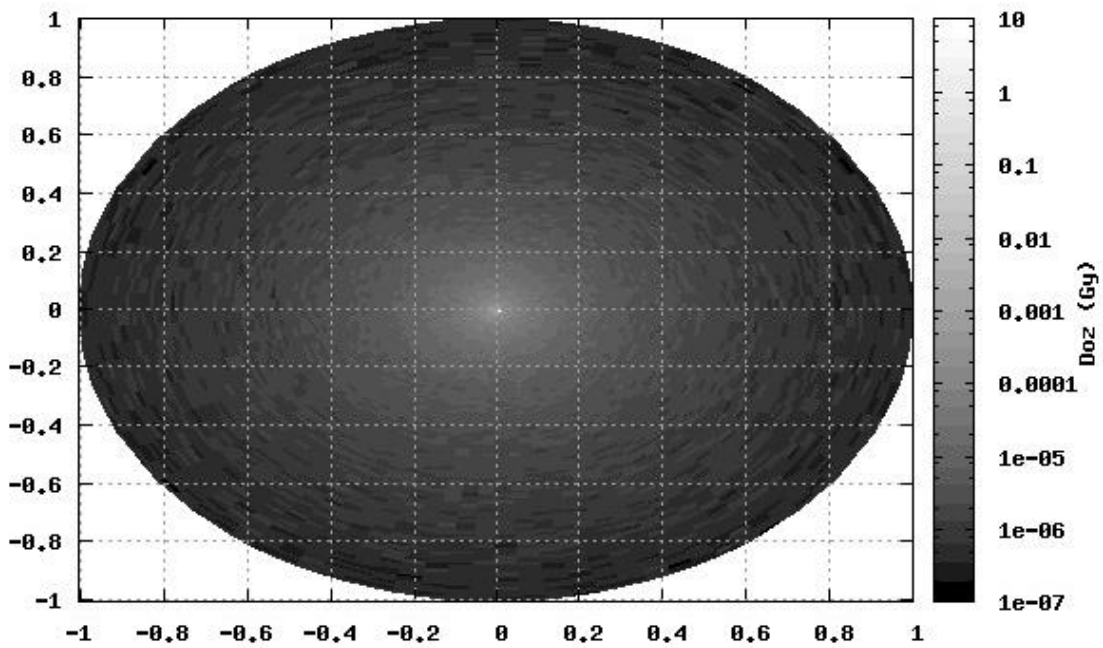
4.2.1. Renyum-lityum tabanlı alaşımlar

Yapılan Monte Carlo simülasyonları sonucunda %58 Re ve %42 Li içeren bir alaşımın en yüksek makroskopik tesir kesiti değerine sahip olduğu belirlendi. Bu ikiliye %2 oranında Li yerine Ta, B, Ni, Fe ve Cr eklendiğinde de iyi sonuçlar alındı. Bu sonuçlara göre 6 farklı numune üretildi. Bu numuneler Çizelge 4.2’de verilmiştir.

Çizelge 4.3. Alaşımların fabrikasyonunda kullanılan malzemeler ve nötron tesir kesitleri

Malzeme	GEANT4	FLUKA
Re58-Li42	1,0126	1,2840999
Re58-Li40-Ta2	1,0053	1,2651403
Re58-Li40-B2	1,0086	1,2580781
Re58-Li40-Ni2	1,0079	1,2563203
Re58-Li40-Fe2	1,0045	1,2672520
Re58-Li40-Cr2	1,0033	1,2486226

Toz metalürjisi yöntemi ile üretilen bu 6 numuneye ait detaylı simülasyonlar gerçekleştirilerek zırlama açısından önemli olan numunelerin doz dağılım grafikleri, nötronların her bir numune ile etkileşimi sonucunda ortaya çıkan radyoizotoplar belirlendi.

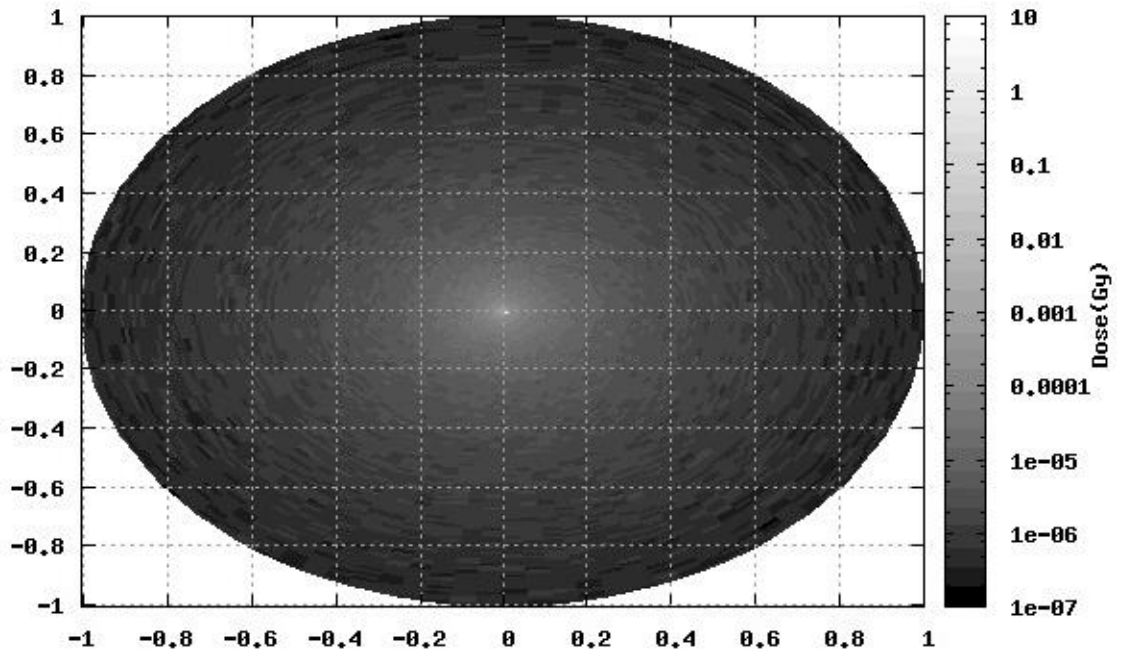


Şekil 4.4. Re58-Li42 numunesi için doz dağılımı (x ve y eksenleri cm)

Yukarıdaki grafikte Re58-Li42 numunesi için doz dağılımı verilmiştir. Şekil 4.4 deki grafiğe göre numunenin 10^{-7} ile 10 grey arasında, soğurduğu doz miktarları verilmiştir. Açık renkli bölgelerin çok olması numunenin iyi oranda soğurma yaptığını gösterir.

Çizelge 4.4. Re58-Li42 numunesi için radyoizotoplar

Radyoizotop	İzotop Verimi (izotop $\text{cm}^3/10^6$)
^1H	3.61E-04
^2H	2.93E-03
^3H	5.95E-03
^4He	5.91E-03
^6He	3.33E-03
^5Li	1.71E-03
^6Li	3.51E-02
^7Li	2.03E-01
^8Li	1.97E-06
^{184}Re	1.59E-02
^{185}Re	1.42E-02
^{186}Re	2.91E-02
^{187}Re	2.27E-02
^{188}Re	7.85E-04



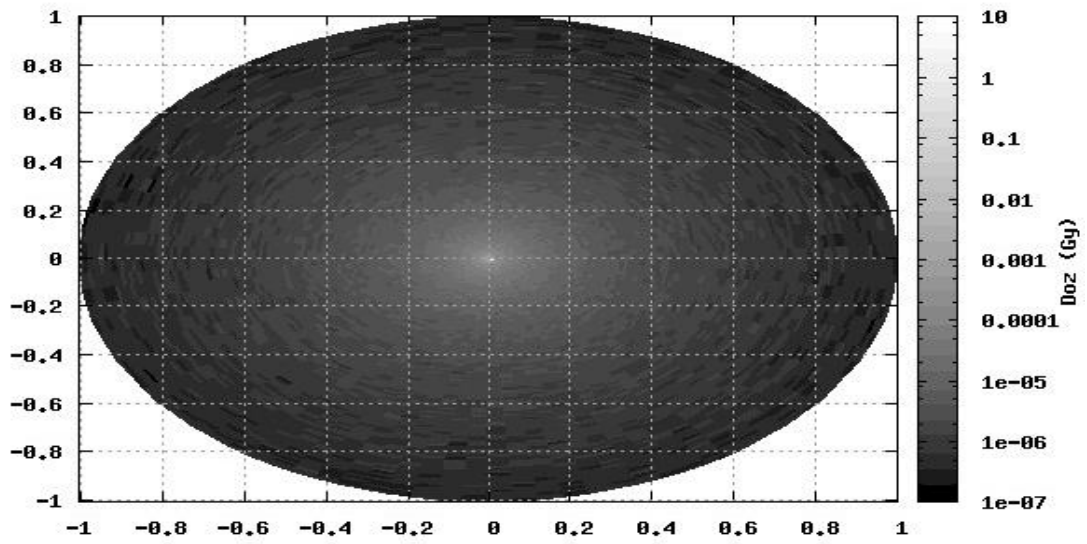
Şekil 4.5. Re58-Li40-Ta2 numunesi için doz dağılımı

Çizelge 4.5. Re58-Li40-Ta2 numunesi için Radyoizotoplar

Radyoizotop	İzotop Verimi (izotop $\text{cm}^3/10^6$)
^1H	3.67E-04
^2H	2.88E-03
^3H	5.86E-03
^4He	5.85E-03
^6He	3.27E-03
^5Li	1.64E-03
^6Li	3.43E-02
^7Li	1.98E-01
^8Li	2.02E-06
^{181}Hf	9.29E-07
^{180}Ta	1.51E-03

Çizelge 4.5. (devam)

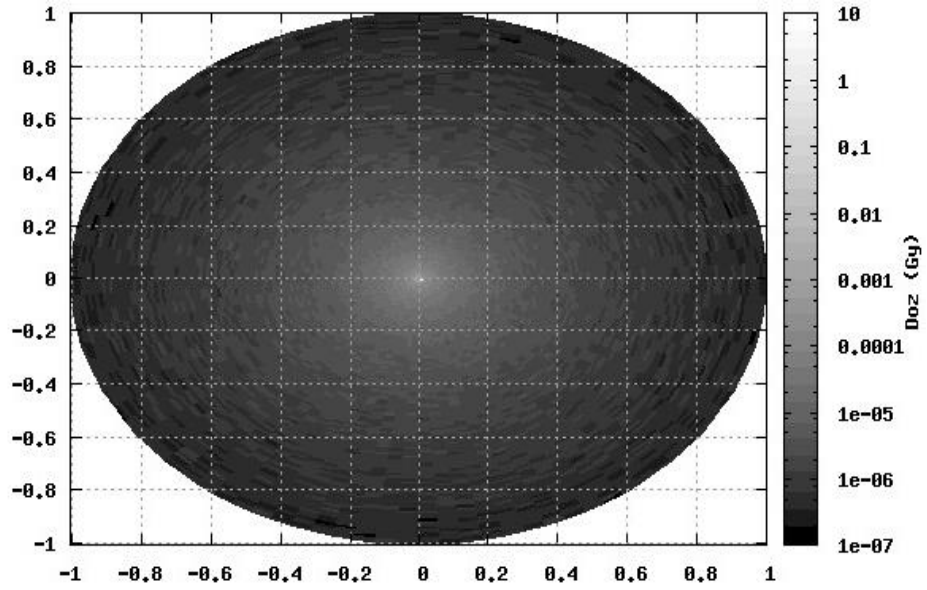
^{181}Ta	1.21E-03
^{182}Ta	3.74E-05
^{184}Re	1.63E-02
^{185}Re	1.45E-02
^{186}Re	2.98E-02
^{187}Re	2.32E-02
^{188}Re	8.02E-04



Şekil 4.6. Re58-Li40-B2 numunesi için doz dağılımı

Çizelge 4.6. Re58-Li40-B2 numunesi için Radyoizotoplar

Radyoizotop	İzotop Verimi (izotop cm³/10⁶)
¹ H	4.76E-04
² H	2.93E-03
³ H	5.96E-03
⁴ He	8.60E-03
⁶ He	3.18E-03
⁵ Li	1.61E-03
⁶ Li	3.34E-02
⁷ Li	1.95E-01
⁸ Li	3.23E-04
⁹ Be	1.07E-04
¹⁰ Be	1.29E-04
¹¹ Be	1.54E-06
¹⁰ B	9.58E-04
¹¹ B	4.37E-03
¹⁸⁴ Re	1.59E-02
¹⁸⁵ Re	1.41E-02
¹⁸⁶ Re	2.91E-02
¹⁸⁷ Re	2.27E-02
¹⁸⁸ Re	7.51E-04



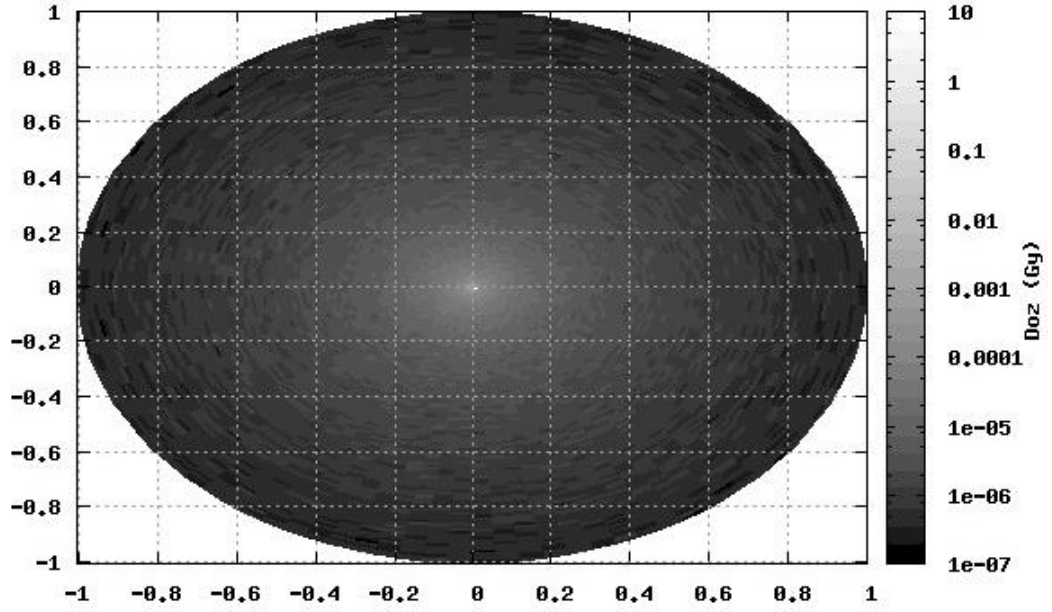
Şekil 4.7. Re58-Li40-Ni2 numunesi için doz dağılımı

Çizelge 4.7. Re58-Li40-Ni2 numunesi için Radyo izotop Verimi (izotop/cm³/10⁶)

Radyoizotop	İzotop Verimi (izotop cm ³ /10 ⁶)
³ H	5.67E-03
⁴ He	5.93E-03
⁶ He	3.23E-03
⁵ Li	1.62E-03
⁶ Li	3.39E-02
⁷ Li	1.95E-01
⁸ Li	1.84E-06
⁵⁴ Fe	9.66E-07
⁵⁵ Fe	2.32E-04
⁵⁶ Fe	1.95E-06
⁵⁷ Fe	3.16E-05

Çizelge 4.7. (devam)

⁵⁷ Co	3.70E-04
⁵⁸ Co	1.06E-03
⁵⁹ Co	1.75E-05
⁶⁰ Co	9.47E-05
⁶¹ Co	1.95E-06
⁶² Co	9.73E-07
⁵⁸ Ni	1.17E-03
⁵⁹ Ni	2.84E-05
⁶⁰ Ni	9.51E-04
⁶¹ Ni	5.56E-05
⁶² Ni	1.35E-04
⁶³ Ni	1.57E-05
⁶⁴ Ni	2.60E-05
⁶⁵ Ni	1.63E-08
¹⁸⁴ Re	1.62E-02
¹⁸⁵ Re	1.43E-02
¹⁸⁶ Re	2.96E-02
¹⁸⁷ Re	2.27E-02
¹⁸⁸ Re	7.67E-04



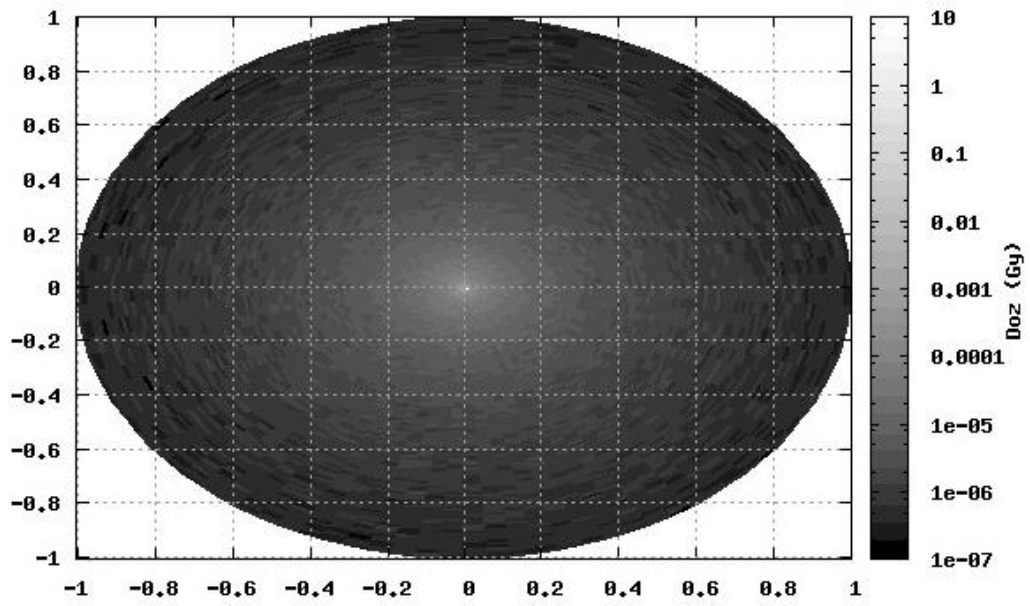
Şekil 4.8. Re58-Li40-Fe2 numunesi için doz dağılımı

Çizelge 4.8. Re58-Li40-Fe2 numunesi için Radyoizotoplar

Radyoizotop	İzotop Verimi(izotop/cm ³ /10 ⁶)
¹ H	7.16E-04
² H	2.85E-03
³ H	5.69E-03
⁴ He	5.77E-03
⁶ He	3.25E-03
⁵ Li	1.62E-03
⁶ Li	3.38E-02
⁷ Li	1.95E-01
⁸ Li	2.30E-06
⁵¹ Cr	1.05E-05
⁵³ Cr	1.02E-04
⁵⁴ Cr	9.48E-07
⁵³ Mn	1.61E-05

Çizelge 4.8. (devam)

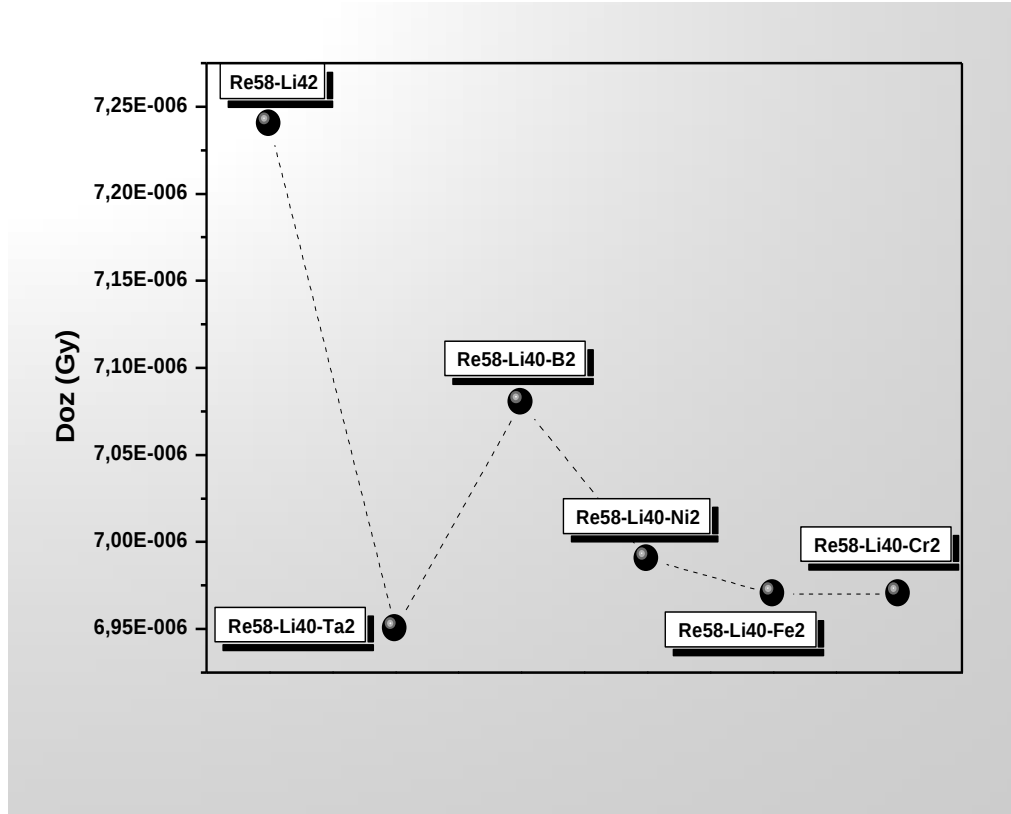
⁵⁴ Mn	8.49E-05
⁵⁵ Mn	8.08E-06
⁵⁶ Mn	2.31E-04
⁵⁷ Mn	1.01E-06
⁵⁴ Fe	1.28E-04
⁵⁵ Fe	1.14E-04
⁵⁶ Fe	3.60E-03
⁵⁷ Fe	7.81E-05
⁵⁸ Fe	6.84E-06
¹⁸⁴ Re	1.61E-02
¹⁸⁵ Re	1.43E-02
¹⁸⁶ Re	2.94E-02
¹⁸⁷ Re	2.28E-02



Şekil 4.9. Re58-Li40-Cr2 numunesi için doz dağılımı

Çizelge 4.9. Re58-Li40-Cr2 numunesi için Radyoizotoplar

Radyoizotop	İzotop Verimi(izotop/cm³/10⁶)
⁶ Li	3.38E-02
⁷ Li	1.95E-01
⁸ Li	2.07E-06
⁴⁷ Ti	1.46E-05
⁴⁹ Ti	6.14E-05
⁵⁰ Ti	2.73E-06
⁵¹ Ti	1.03E-06
⁴⁹ V	9.90E-06
⁵⁰ V	5.83E-05
⁵¹ V	4.40E-06
⁵² V	1.88E-04
⁵³ V	6.59E-06
⁵⁰ Cr	1.15E-04
⁵¹ Cr	1.32E-07
⁵² Cr	3.72E-03
⁵³ Cr	3.44E-04
⁵⁴ Cr	8.39E-05
⁵⁵ Cr	3.56E-08
¹⁸⁴ Re	1.61E-02
¹⁸⁵ Re	1.42E-02
¹⁸⁶ Re	2.93E-02
¹⁸⁷ Re	2.27E-02
¹⁸⁸ Re	7.71E-04



Şekil 4.10. Numunelerin ortalama doz değerleri

Renyum-Lityum tabanlı 5 numunenin içerisinde bulunan Lityum elementinin hava, su gibi dış etkenler ile kimyasal tepkime oluşturmaktadır. Ayrıca bu numunelerin mekaniksel sertliklerinin diğer 12 numuneye göre zayıf olduğundan üretilen bu 6 numunenin nötron deneyleri çelik kapsüller içerisinde yapılmıştır. Aynı zamanda Renyum-Lityum tabanlı bu altı numunenin 4,5 MeV’lik nötron için toplam makroskopik tesir kesitleri (Σ) ve 7 MeV’lik gama ışınlarının lineer soğurma katsayılarının (μ) belirlenmesi için Monte Carlo simülasyonları yapılmıştır. Simülasyonlarda pellet numuneler 316LN nükleer çelik kapsüller içerisinde modellenmiştir. Simülasyon sonuçları Çizelge 3.12’de verilmiştir. Çizelgedeki değerlere bakıldığında üretilen yeni numunelerin çelik kapsül içerisinde iken betona (~3,5 kat nötron- ~4,5 kat gama) ve 316LN tipi nükleer çeliğe göre (~1,6 kat nötron- ~1,2 kat gama) hem nötron hem de gama radyasyonuna karşı çok daha yüksek performans gösterdikleri açık bir şekilde görülmektedir.

Çizelge 4.10. Çelik Kapsül içerisindeki numuneler için toplam makroskopik tesir kesitleri

Numune Kodu	Malzeme	Nötron	Gama
	Ağır Beton	0,14822345	0,0610223
316LN	Nükleer Çelik	0,31859307	0,2338093
SA1	R58Li40Ta2	0,51164540	0,2724585
SA2	Re58Li40B2	0,50827022	0,2691019
SA3	Re58Li40Ni2	0,50902073	0,2709459
SA4	Re58Li40Fe2	0,50956440	0,2714224
SA5	Re58Li40Cr2	0,50991484	0,2709498

(SA: Süper Alaşım)

4.3. Renyum- Bor Tabanlı Alaşımlar

Üretilen numunelerin gama ışınlarına karşı zırlama performanslarının belirlenmesi amacıyla Monte Carlo simülasyonları gerçekleştirilmiştir. Simülasyonlarda CERN FLUKA ve GEANT4 Monte Carlo kodları kullanılmıştır. Nükleer santrallerde kor bölgesinde gerçekleşen fisyon reaksiyonuna göre ortaya çıkan 200 MeV’lik enerjinin yaklaşık 7 MeV’lik kısmı gama salınımından kaynaklanmaktadır.

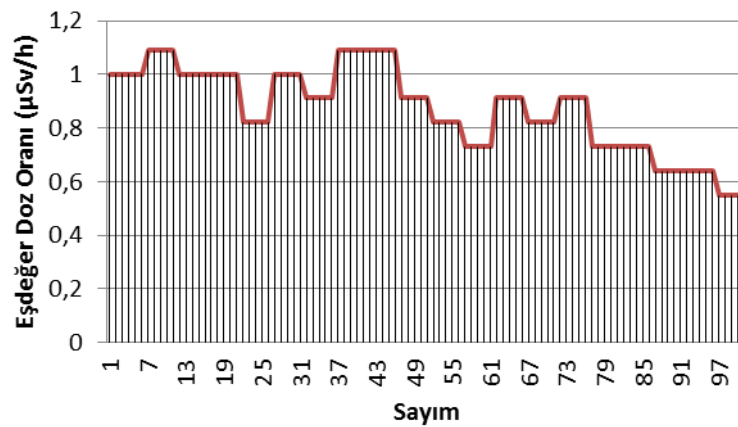


Bu nedenle simülasyonlarda birincil gama ışınlarının enerjisi olarak 7 MeV kullanılmıştır. Üretilen numuneler için nötron radyasyonu deneyleri yapılmıştır. Üretilen bu numunelerin 7 MeV enerjili reaktör gama ışınımı salınımına karşı performanslarının belirlenebilmesi için Monte Carlo simülasyonları gerçekleştirilmiştir. Simülasyon sonuçları Renyum-Bor tabanlı numuneler için Çizelge 4.11’de gösterilmiştir.

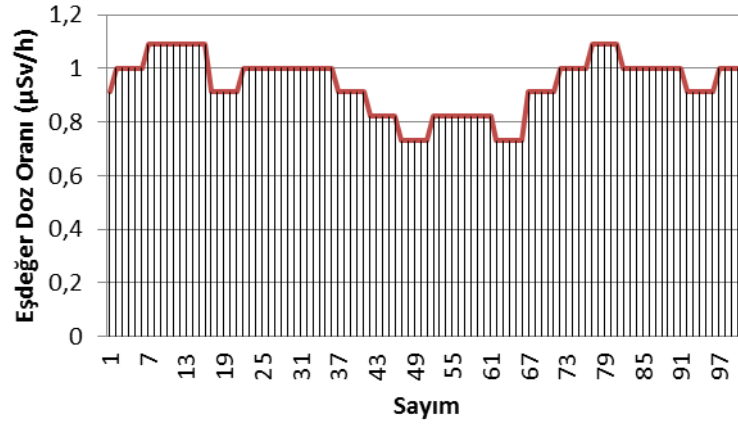
Çizelge 4.11. 7 MeV Gama Işınımı için FLUKA ve GEANT4 Lineer Soğurma Katsayıları

	FLUKA	GEANT4
Re60-B40	0,46578215	0,46514
Re50-B50	0,37513718	0,37282
Re40-B60	0,29240789	0,29162
Re58-B42	0,44719220	0,44812
Re55-B40-Ta5	0,45952750	0,45779
Re58-B40-Ta2	0,46176883	0,46275
Re50-B40-Ta10	0,45112535	0,45151
Re50-B40-Cr10	0,40093737	0,39781
Re50-B45-Ta5	0,41243232	0,41041
Re60-B38-Cr2	0,47347862	0,47055
Re60-B30-Cr10	0,49511305	0,49641
Re55-B44-Cr1	0,42226087	0,42210

12 farklı içeriğe sahip numunenin ve referans numunesi olarak çeliğin nötron eşdeğer doz oranı ölçümleri gerçekleştirilmiştir. Elde edilen sonuçlar sayıma karşı nötron eşdeğer doz oranı grafikleri, 12 numune için Şekil 4.5-Şekil 4.17’de verilmiştir.

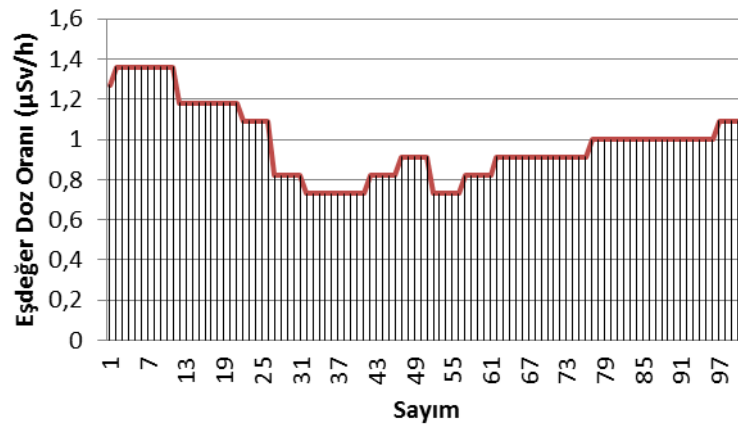
**Şekil 4.11.** R50B40C10 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,090-0,547 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 0,871 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



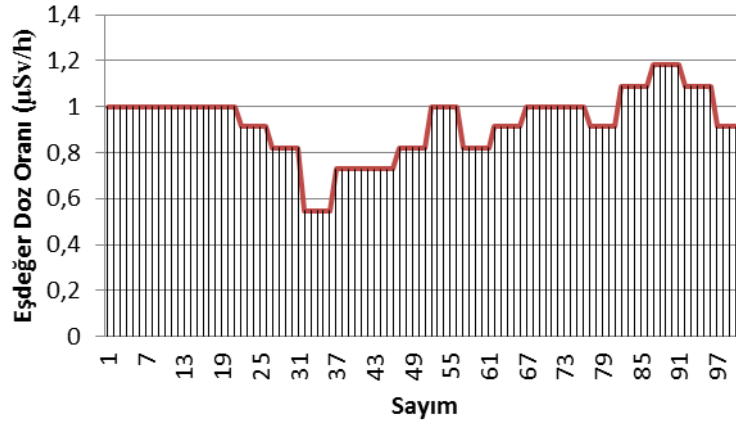
Şekil 4.12. R50B40T10 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,090-0,729 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 0,942 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



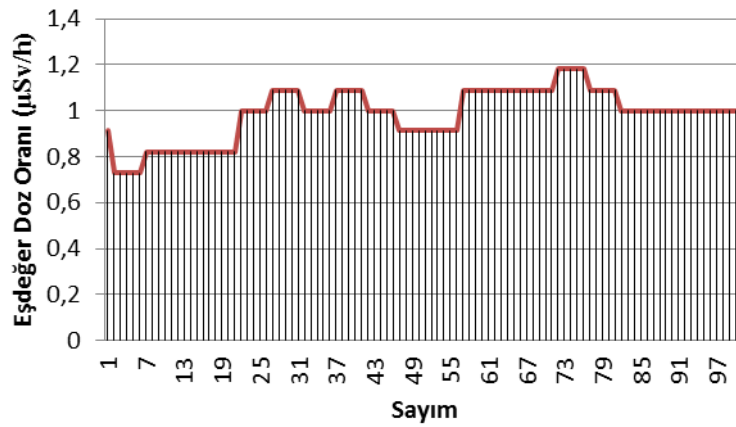
Şekil 4.13. R60B30C10 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,36-0,729 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 0,981 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



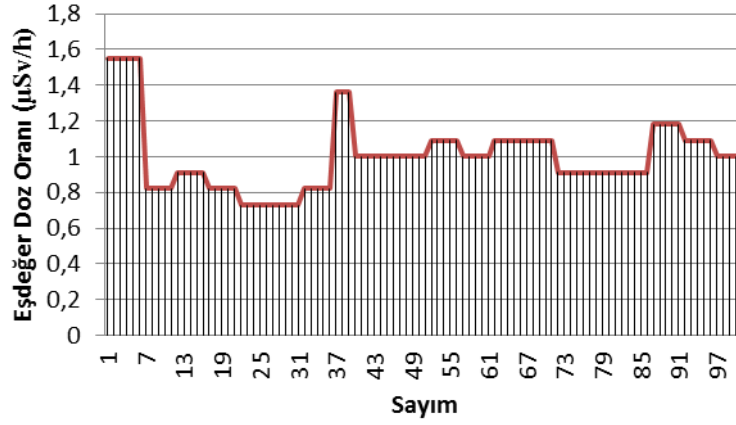
Şekil 4.14. R60B38C2 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,180-0,547 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 0,924 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



Şekil 4.15. R40B60 numunesi için eşdeğer doz oranları

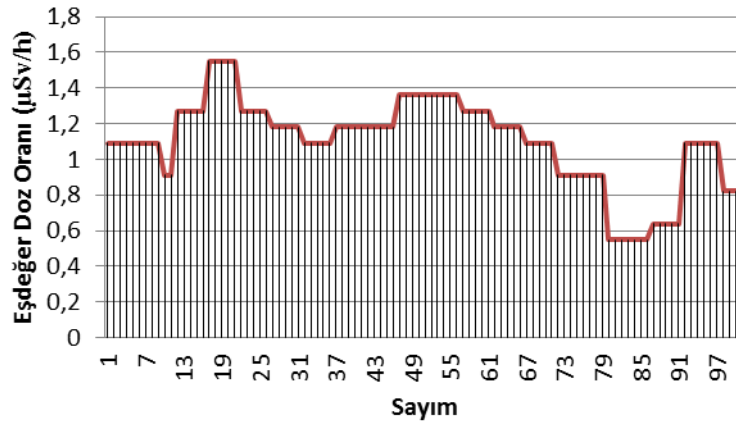
Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,180-0,729 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 0,986 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



Şekil 4.16. R50B50 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,550-0,729 µSv/h aralığında değişmektedir.

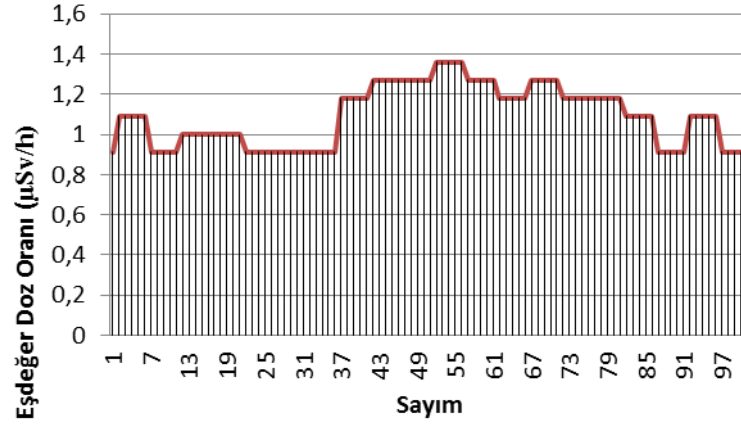
Ortalama eşdeğer doz oranı ise 0,999 µSv/h olarak belirlenmiştir.



Şekil 4.17. R60B40 numunesi için eşdeğer doz oranları

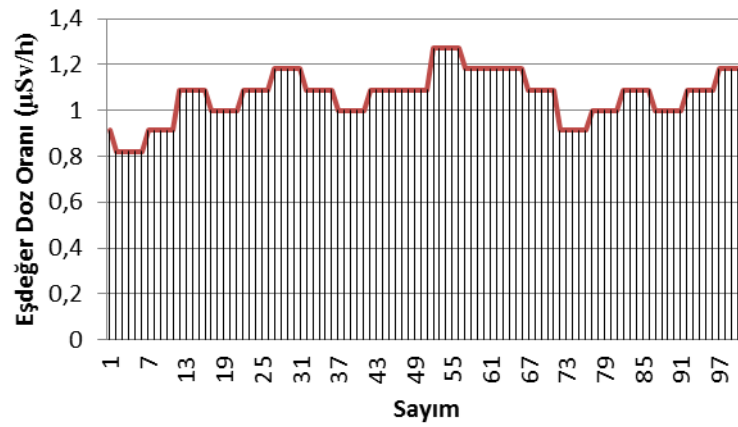
Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,550-0,547 µSv/h aralığında değişmektedir.

Ortalama eşdeğer doz oranı ise 1,096 µSv/h olarak belirlenmiştir.



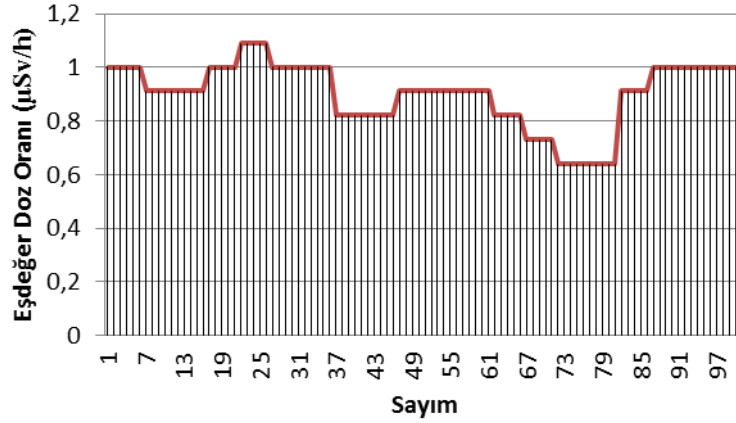
Şekil 4.18. R58B42 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,360-0,912 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 1,093 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



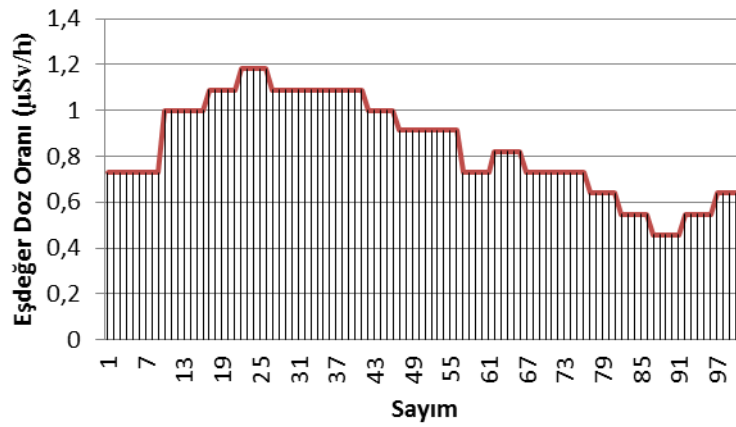
Şekil 4.19. R58B40T2 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,270-0,820 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 1,066 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



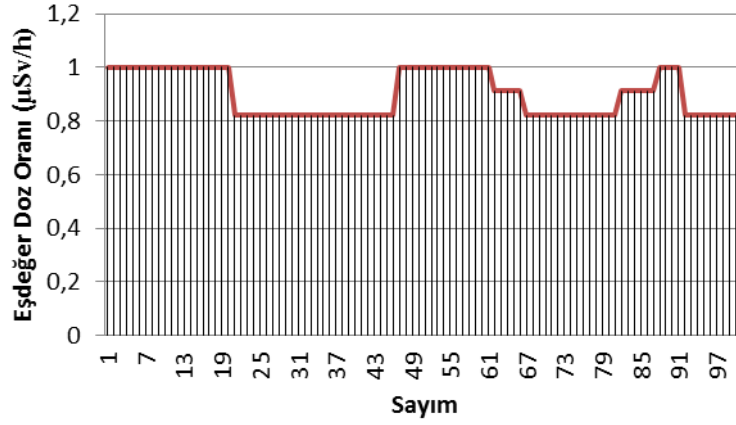
Şekil 4.20. R55B44C1 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,090-0,638 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 0,902 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



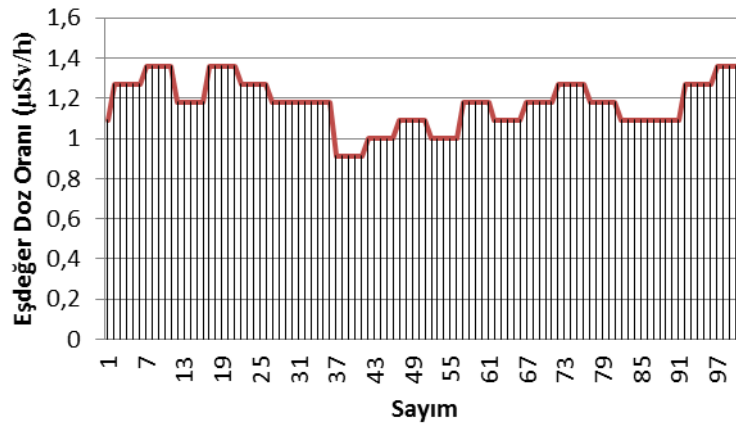
Şekil 4.21. R55B40T5 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,18-0,456 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 0,837089 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



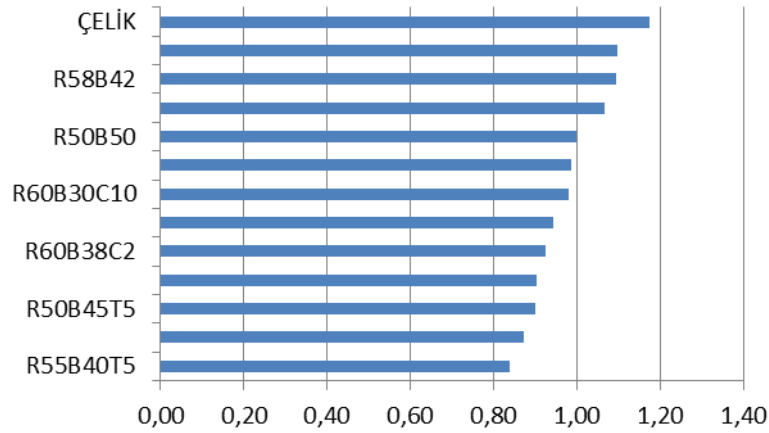
Şekil 4.22. R50B45T5 numunesi için eşdeğer doz oranları

Bu numune için eşdeğer doz oranları 1,00-0,82 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 0,899525 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



Şekil 4.23. Çelik referans numunesi için eşdeğer doz oranları

Çelik referans numunesi için eşdeğer doz oranları 1,36-0,912 $\mu\text{Sv/h}$ aralığında değişmektedir. Ortalama eşdeğer doz oranı ise 1,174752 $\mu\text{Sv/h}$ olarak belirlenmiştir.



Şekil 4.24. Renyum-Bor tabanlı Üretilen on iki numune için ortalama eşdeğer doz oranları

Şekil 4.24’de ise tüm numuneler için deneyler sonucunda elde edilen ortalama eşdeğer doz oranları verilmiştir. Verilen bu sonuçlara bakılırsa tez kapsamında üretilen renyum (Re) tabanlı 12 numunenin referans numunesi olan ve reaktör uygulamalarında sıkça kullanılan çeliğe göre daha yüksek nötron zırhlama performansına sahip oldukları açıkça görülmektedir. Çünkü eşdeğer doz oranının düşük olduğu numunelerde dedektörün daha az enerji absorpladığı söylenebilir. Bu durumda numunenin daha fazla enerji soğurduğu sonucuna varılır. Çeliğin kullanıldığı ölçüm sonucu dedektörün sahip olduğu eşdeğer doz oranı diğer numunelerden daha yüksek olduğuna göre diğer tüm numuneler çelikten daha fazla enerji soğurmuştur. Ayrıca üretilen bu 12 numune içerisinde nötron parçacıklarına karşı en yüksek performanslı numunelerin R55B40T5, R50B40C10 ve R50B45T5 numuneleri olduğu açıktır. Bu üç numunenin nötron zırhlama seviyesi çeliğe göre sırasıyla %40, %35 ve %31 daha fazladır. Üretilen bu numuneler için asit ortamında yapılan deneyler sonucunda aşınmalar saptanmıştır. Bu aşınmaların Re-B arasındaki bağların zayıf olmasından kaynaklandığı tespit edildi. Bu olumsuz durumun ortadan kaldırılması için 12 numunenin içerisine %5 oranında Fe eklenerek alaşım içerisinde FeB yapısı oluşturuldu. Fe eklenmesi sonucu asit içerisindeki aşınmalar ortadan kaldırıldı. Üretilen bu yeni 12 numune için yapılan simülasyon ve deneylerin sonuçlarına bakıldığında tüm numunelerin 316LN kalite nükleer çeliğe göre daha yüksek nötron zırhlama performansı gösterdikleri belirlendi.

Çizelge 4.12. Re-B tabanlı alaşımlar

Numune Kodu	Malzeme	GEANT4.9.4p01 (Σ -Toplam Tesir Kesiti-cm ⁻¹)	DENEY (Eşdeğer Doz Oranı- μSv/h)
316LN (Referans Numune)	Nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliği	0,309224	1,175673
SA6	Re60-B40	0,46514	1,096243
SA7	Re50-B50	0,37282	0,999106
SA8	Re40-B60	0,39162	0,986264
SA9	Re58-B42	0,44812	1,093641
SA10	Re55-B40-Ta5	0,45779	0,837642
SA11	Re58-B40-Ta2	0,46275	1,066748
SA12	Re50-B40-Ta10	0,45151	0,942863
SA13	Re50-B40-Cr10	0,39781	0,871217
SA14	Re50-B45-Ta5	0,41041	0,899120
SA15	Re60-B38-Cr2	0,47055	0,924316
SA16	Re60-B30-Cr10	0,49641	0,981110
SA17	Re55-B44-Cr1	0,42210	0,902883
SA18	Re55-B40-Fe5	0,451148	1,124123
SA19	Re45-B50-Fe5	0,442639	1,106540
SA20	Re35-B60-Fe5	0,413116	1,093534
SA21	Re53-B42-Fe5	0,451316	1,110560
SA22	Re50-B40-Ta5-Fe5	0,446225	0,923467
SA23	Re53-B40-Ta2-Fe5	0,448973	1,145320
SA24	Re45-B40-Ta10-Fe5	0,438323	1,039809
SA25	Re45-B40-Cr10-Fe5	0,418609	0,976505
SA26	Re45-B45-Ta5-Fe5	0,441732	0,998675
SA27	Re55-B38-Cr2-Fe5	0,446621	1,033460
SA28	Re55-B30-Cr10-Fe5	0,418577	1,078956
SA29	Re50-B44-Cr1-Fe5	0,4484	1,006754

(SA: Süper Alaşım)

4.4. Üretilen Diğer Alaşımlar

Üretilen 5 adet Re-Li ve 24 adet Re-B tabanlı alaşımlara ek olarak Ni, Fe, Cr, W, Re, B₄C, Cu ve Al tozları kullanılarak 19 adet yeni süper alaşım daha üretildi. Bu alaşımların 10

tanesi presleme işleminden sonra yapılan sinterleme işlemi sonucu istenilen mekanik özelliklere sahip olmadıkları için nötron eşdeğer doz ölçümleri gerçekleştirilmemiştir. Diğer 9 numunenin ise yüksek performanslı alaşım formunda olduğu yapılan testler (mekanik ve kimyasal dayanım) ile belirlendi. Bu numunelere ait sonuçlar Çizelge 4.13'te verilmiştir. Sonuçlara bakıldığında bu 9 alaşımın nötron zırlama performanslarının 316LN kalite nükleer çeliğe göre oldukça yüksek olduğu görüldü.

Çizelge 4.13. Üretilen diğer alaşımlar

Numune Kodu	Malzeme	GEANT4 Tesir Kesiti cm^{-1}	Deney Sonucu Eş Değer Doz Oranı $\mu\text{Sv/h}$
316LN Refereans Numune	Nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliği	0,309224	1,175673
SA30	40Ni-20Cr-30Fe-1B ₄ C-4Re-5W	0,337380	0,976565
SA31	40Ni-20Cr-10Fe-5B ₄ C-10Re-15W	0,406860	0,634959
SA32	45Ni-20Cr-10Fe-5B ₄ C-5Re-15W	0,378987	0,809943
SA33	50Ni-25Cr-15Fe-5Re-5W	0,371489	0,869183
SA34	70Ni-20Cr-10Re	0,341244	1,009866
SA35	60Ni-20Cr-10Fe-5B ₄ C-5W	0,335243	*
SA36	60Ni-15Cr-10Fe-15W	0,349313	0,878368
SA37	60Ni-15Cr-10Fe-15B ₄ C	0,338443	0,843645
SA38	50Ni-15Cr-20Fe-5B ₄ C-5Bi-5W	0,335479	0,896332
SA39	40Ni-42Fe-18W	0,360140	0,816591
SA40	37Ni-20Cr-20Fe-5B ₄ C-18W	0,370172	*
SA41	45Ni-20Cr-15W-10Cu-5Al-5B ₄ C	0,3447040	*
SA42	15Ni-75W-10Fe	0,428355	*
SA43	35Ni-10Cr-50Fe-5B ₄ C	0,321751	*
SA44	45Ni-25Cr-25W-10Cu-5Al	0,353648	*
SA45	50Ni-20Cr-25W-5Cu	0,354598	*
SA46	15Ni-70W-10Cu-5Fe	0,4043057	*
SA47	25Ni-40W-20Cu-15Fe	0,363570	*
SA48	15Ni-75W-10Cu	0,402344	*

* Mekanik Dayanım Testlerini Geçemeyen Numuneler

5. SONUÇ ve TARTIŞMA

Tez çalışması süresince yapılan Monte Carlo simülasyonlarına göre hızlı nötronları ve gama ışınlarını iyi soğuran, renyum (Re), lityum (Li), bor (B), krom (Cr), tantal (Ta), bor karpit (B_4C), nikel (Ni), demir (Fe), tungsten (W), bakır (Cu) ve alüminyum (Al) malzemeleri tespit edildi. Bu malzemeler Monte Carlo simülasyonlarıyla çeşitli oranlarda birleştirilerek, alaşım içerikleri geliştirildi. Nötron soğurma makroskopik tesir kesiti büyük olan 48 süper alaşım numunesi üretildi. 29 tanesi renyum (Re) tabanlı olan bu alaşımların 5 tanesi yüksek oranda lityum (Li), 24 tanesi ise yüksek oranda bor (B) içermektedir. Geriye kalan 19 tanesi ise hem erime noktası hem de nötron radyasyonunu soğurma gücü yüksek olacak şekilde yukarıdaki malzemeler kullanılarak üretildi.

Çizelge 5.1. Renyum-Lityum alaşımlarının Çelik Kapsül içerisindeki toplam makroskopik tesir kesitleri

Numune Kodu	Malzeme	Nötron	Gama
316LN (Referans Numune)	Nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliği	0,309224	0,23380931
SA1	R58Li40Ta2	0,51164540	0,2724585
SA2	Re58Li40B2	0,50827022	0,2691019
SA3	Re58Li40Ni2	0,50902073	0,2709459
SA4	Re58Li40Fe2	0,50956440	0,2714224
SA5	Re58Li40Cr2	0,50991484	0,2709498

Yukarıdaki Çizelgede verilen 5 alaşım için yapılan deney sonuçlarına göre, özellikle hızlı nötronlara karşı nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliğine göre, yüksek oranda soğurma yaparak iyi birer zırh görevi gördüler. Ancak alaşımlar içinde bulunan lityumun (Li) hava ve suya karşı aktif metal olmasından dolayı etkilendiği görüldü. Alaşımların bu olumsuz durumunu gidermek için 316LN paslanmaz çelik kapsüller içerisine konulup hava ve su ile temas etmesi engellendikten sonra kullanılabileceği düşünülerek Monte Carlo simülasyonlarıyla modellendi ve deneysel ölçümleri yapıldı. Deney sonuçlarına bakıldığında üretilen yeni numunelerin çelik kapsül içerisinde iken betona (~3.5 kat

nötron) ve 316LN tipi nükleer çeliğe göre (~1.6 kat nötron) nötron radyasyona karşı çok daha yüksek performans gösterdikleri belirlendi. Lityumun, NASA tarafından astronotların uzaydaki radyasyondan olumsuz etkilenmemeleri için hem koruyucu elbiselerinde hem de uzay araçlarının dış yüzeyinde kullanıldığı bilinmektedir. Ancak uzayda hava veya su olmadığından her hangi bir olumsuz durumla karşılaşılmamıştır. Bu beş numunenin nötron kaynağının emisyon değerine göre belirlenecek kalınlıklarda üretilip çelik kapsüller içerisinde konulup kullanılmasında her hangi bir sıkıntı olmayacağı tespit edilmiştir. Üretilen alaşımların erime noktaları 150-180°C aralığında olduğundan düşük sıcaklık ortamlarında kullanımlarında herhangi bir problemle karşılaşılmayacağı söylenebilir.

Çizelge 5.2. Renyum tabanlı ve içerisinde Bor yüzdesi fazla olan numuneler

Numune Kodu	Malzeme	FLUKA Tesir Kesiti	GEANT4 Tesir Kesiti	DENEY (Eşdeğer Doz Oranı- $\mu\text{Sv/h}$)	Erime Noktası Aralığı (°C)
316LN (Referans Numune)*	Nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliği	0,31024584	0,309224	1,175673	1345-1440*
SA6	Re60-B40	0,46578215	0,46514	1,096243	2000-2100
SA7	Re50-B50	0,37513718	0,37282	0,999106	2000-2100
SA8	Re40-B60	0,39240789	0,39162	0,986264	2000-2100
SA9	Re58-B42	0,51498924	0,44812	1,093641	2000-2100
SA10	Re55-B40-Ta5	0,45952750	0,45779	0,837642	2000-2100
SA11	Re58-B40-Ta2	0,46176883	0,46275	1,066748	2000-2100
SA12	Re50-B40-Ta10	0,45112535	0,45151	0,942863	2000-2100
SA13	Re50-B40-Cr10	0,40093737	0,39781	0,871217	1500-1650
SA14	Re50-B45-Ta5	0,41243232	0,41041	0,899120	2000-2100
SA15	Re60-B38-Cr2	0,47347862	0,47055	0,924316	1500-1650
SA16	Re60-B30-Cr10	0,49511305	0,49641	0,981110	1500-1650
SA17	Re55-B44-Cr1	0,42226087	0,42210	0,902883	1500-1650

*Anonymous 2014c

Çizelge 5.2’de içerikleri verilen renyum tabanlı ve içerisindeki bor içeriği yüksek olan 12 alaşım numunesi üretildi. Bu numunelerin hem Monte Carlo simülasyonlarıyla hızlı nötronlara karşı makroskopik tesir kesitlerinin yüksek olduğu hem de deneysel olarak hızlı nötronları iyi soğurdıkları tespit edildi. Ancak SA17 numunesinin tesir kesitine oranla

deneysel eşdeğer doz miktarının düşük olmasının sebebi alaşımın istenilen özelliklerde olmadığı ve içinde kılcal çatlakların oluşmasıdır bu durum alaşım elementlerinin iyi bağ yapmamalarından ve ısı genleşmeden kaynaklanmaktadır. Üretilen bu alaşımların yüksek basınç altında mekanik dayanım testleri ve sülfürik asit içerisinde kimyasal aşınma testleri gerçekleştirildi. Alaşımlardan (SA6) Re60-B40, (SA7) Re50-B50, (SA8) Re40-B60, (SA9) Re58-B42 başta olmak üzere hemen hemen hepsi 10 tonluk basınç altında dağılmayarak, yüksek dayanım direnci gösterdiler. Ancak üretilen bu 12 alaşım numunesi de sülfürik asit içerisine konulduğunda özellikle alaşım yüzeyine tutunmuş bor bileşeninin alaşımdan koparak alaşımın aşınmasına ve deformasyonlara neden olduğu belirlendi. Bu olumsuzluğu gidermek için numunelerin içerisine %5 oranında demir eklenerek bor atomları ile demir atomlarının FeB oluşturması sağlandı. Yapılan simülasyon ve deney sonuçları Çizelge 5.3'te verilmiştir.

Çizelge 5.3. Renyum tabanlı ve içerisinde Bor yüzdesi fazla olan ve demir eklenmiş Numuneler

Numune Kodu	Malzeme	GEANT4 Tesir Kesiti (cm ⁻¹)	DENEY (Eşdeğer Doz Oranı-μSv/h)	Demir Katkısı Sonucu Değişim Oranı (%)	Erime Noktası Aralığı (°C)
316LN (Referans Numune*)	Nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliği	0,309224	1,175673	-	1345-1440*
SA18	Re55-B40-Fe5	0,451148	1,124123	-3,008087	1350-1450
SA19	Re45-B50-Fe5	0,442639	1,106540	18,7273	1350-1450
SA20	Re35-B60-Fe5	0,413116	1,093534	5,48892	1350-1450
SA21	Re53-B42-Fe5	0,451316	1,110560	0,71329	1350-1450
SA22	Re50-B40-Ta5-Fe5	0,446225	0,923467	-2,526369	1350-1450
SA23	Re53-B40-Ta2-Fe5	0,448973	1,145320	-2,97717	1350-1450
SA24	Re45-B40-Ta10-Fe5	0,438323	1,039809	-2,920557	1350-1450
SA25	Re45-B40-Cr10-Fe5	0,418609	0,976505	5,22833	1350-1450
SA26	Re45-B45-Ta5-Fe5	0,441732	0,998675	7,63199	1350-1450
SA27	Re55-B38-Cr2-Fe5	0,446621	1,033460	-5,085339	1350-1450
SA28	Re55-B30-Cr10-Fe5	0,418577	1,078956	-15,67916	1350-1450
SA29	Re50-B44-Cr1-Fe5	0,4484	1,006754	6,23065	1350-1450

*Anonymous 2014c

Çizelge 5.3'e bakıldığında sonuçların makroskopik tesir kesitleri ve eşdeğer doz oranları üzerinde fazla bir değişim oluşturmadığı tespit edildi. Hatta demir katkısı sonucu 6

numune için SA (19, 20, 21, 25, 26, 29) eşdeğer doz değerlerine bakıldığında nötron zırhlama performansının arttığı ancak diğer 6 numune için ise azaldığı SA (18, 22, 23, 24, 27, 28) belirlenmiştir. Böylece yüksek erime noktasına sahip bu yeni süper alaşımların nükleer uygulamalarda kullanılmasının uygun olacağı sonucuna varılmıştır.

Çizelge 5.4. Nikel-krom tabanlı numuneler

Numune Kodu	Malzeme	GEANT4 Tesir Kesiti cm^{-1}	Deney Sonucu Eş Değer Doz Oranı $\mu\text{Sv/h}$	Erime Noktası Aralığı ($^{\circ}\text{C}$)
316LN (Referans Numune)*	Nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliği	0,309224	1,175673	1345-1440**
SA30	40Ni-20Cr-10Fe-5B ₄ C-10Re-15W	0,406860	*	1380-1450
SA31	45Ni-20Cr-10Fe-5B ₄ C-5Re-15W	0,378987	*	1380-1450
SA32	50Ni-25Cr-15Fe-5Re-5W	0,371489	0,525218	1380-1450
SA33	70Ni-20Cr-10Re	0,341244	0,610228	1380-1450
SA34	60Ni-20Cr-10Fe-5B ₄ C-5W	0,335243	*	1380-1450
SA35	60Ni-15Cr-10Fe-15W	0,349313	*	1380-1450
SA36	60Ni-15Cr-10Fe-15B ₄ C	0,338443	0,530768	1380-1450
SA37	37Ni-20Cr-20Fe-5B ₄ C-18W	0,370172	0,509786	1380-1450
SA38	45Ni-20Cr-15W-10Cu-5Al-5B ₄ C	0,3447040	0,541623	450-550
SA39	45Ni-25Cr-25W-10Cu-5Al	0,353648	0,493438	350-500

* Mekanik Dayanım Testlerini Geçemeyen Numuneler

*Anonymous 2014c

Çizelge 5.4'te Ni-Cr tabanlı alaşımlara ait Monte Carlo tesir kesitleri, deneysel eşdeğer doz oranları ve erime sıcaklıkları verilmiştir. Simülasyon ve deney sonuçlarına göre üretilen bu 10 numunenin tümü 316LN kalite nükleer çelik ile karşılaştırıldığında yüksek nötron zırhlama kapasitesine ve yüksek erime sıcaklıklarına sahip oldukları görülmektedir. Bu numunelerin tümü basınç dayanımı ve kimyasal korozyon (sülfürik asit ortamında) testlerini başarı ile geçmişlerdir.

Çizelge 5.5. Nikel-tungsten tabanlı numuneler

Numune Kodu	Malzeme	GEANT4 Tesir Kesiti cm^{-1}	Deney Sonucu Eş Değer Doz Oranı $\mu\text{Sv/h}$	Erime Noktası Aralığı ($^{\circ}\text{C}$)
316LN (Referans Numune**)	Nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliği	0,309224	1,175673	1345-1440**
SA40	15Ni-75W-10Fe	0,428355	*	1380-1450
SA41	50Ni-20Cr-25W-5Cu	0,354598	0,391248	970-1000
SA42	15Ni-70W-10Cu-5Fe	0,404306	*	970-1000
SA43	25Ni-40W-20Cu-15Fe	0,363570	0,527632	970-1000
SA44	15Ni-75W-10Cu	0,402344	*	970-1000

* Mekanik Dayanım Testlerini Geçemeyen Numuneler

**Anonymous 2014c

Çizelge 5.5'te Ni-W tabanlı alaşımlara ait Monte Carlo tesir kesitleri, deneysel eşdeğer doz oranları ve erime sıcaklıkları verilmiştir. Bu numunelerin 2 tanesi basınç dayanımı ve kimyasal korozyon (sülfürik asit ortamında) testlerini başarı ile geçmişlerdir. Ancak sinterleme işlemi sonucunda 3 numunenin (SA40, 42, 44) içerdikleri %W oranının fazla olmasından dolayı istenilen mekanik özelliklere sahip olmadığı görüldüğü için nötron eşdeğer doz ölçüm deneyleri gerçekleştirilmemiştir. SA41 ve SA43 kodlu numunelerin 316LN kalite nükleer çelik ile karşılaştırıldığında yüksek nötron zırlama kapasitesine ve yüksek erime sıcaklıklarına sahip oldukları görülmektedir.

Çizelge 5.6. Nikel-demir tabanlı numuneler

Numune Kodu	Malzeme	GEANT4 Tesir Kesiti cm^{-1}	Deney Sonucu Eş Değer Doz Oranı $\mu\text{Sv/h}$	Erime Noktası Aralığı ($^{\circ}\text{C}$)
316LN (Referans Numune**)	Nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliği	0,309224	1,175673	**1345-1440
SA45	40Ni-20Cr-30Fe-1B ₄ C-4Re-5W	0,337380	0,590105	1380-1450
SA46	50Ni-15Cr-20Fe-5B ₄ C-5Bi-5W	0,335479	*	1380-1450
SA47	40Ni-42Fe-18W	0,360140	*	1380-1450
SA48	35Ni-10Cr-50Fe-5B ₄ C	0,321751	*	1380-1450

* Mekanik Dayanım Testlerini Geçemeyen Numuneler

**Anonymous 2014c

Çizelge 5.6’da Ni-Fe tabanlı alaşımlara ait Monte Carlo tesir kesitleri, deneysel eşdeğer doz oranları ve erime sıcaklıkları verilmiştir. Bu numunelerin bir tanesi basınç dayanımı ve kimyasal korozyon (sülfürik asit ortamında) testlerini başarı ile geçmişlerdir. Ancak sinterleme işlemi sonucunda üç numunenin (SA46, 47, 48) istenilen mekanik özelliklere sahip olmadığı görüldüğü için nötron eşdeğer doz ölçüm deneyleri gerçekleştirilmemiştir. SA45 kodlu numunelerin 316LN kalite nükleer çelik ile karşılaştırıldığında yüksek nötron zırlama kapasitesine ve yüksek erime sıcaklıklarına sahip oldukları görülmektedir.

Bu tez çalışmasının amacı nükleer uygulamalarda kullanılmak üzere günümüzde kullanılan radyasyon güvenliği amaçlı zırh malzemelerinden daha yüksek performansa sahip yeni zırh materyalleri üretmek ve bu yeni materyalleri farklı kullanım alanları için bir araya getirip yeni zırh tasarımları elde etmek olduğu öngörülmekteydi. Tez çalışması sonucunda üretilen 5 adet Re-Li ve 24 adet Re-B tabanlı alaşımlara ek olarak Ni, Fe, Cr, W, Re, B₄C, Cu ve Al tozları kullanılarak 19 adet yeni süper alaşım daha üretildi. Bu alaşımların 10 tanesi presleme işleminden sonra yapılan sinterleme işlemi sonucu istenilen mekanik özelliklere sahip olmadıkları için nötron eşdeğer doz ölçümleri gerçekleştirilmemiştir.

Diğer 9 numunenin ise yüksek performanslı alaşım formunda olduğu yapılan testler (mekanik ve kimyasal dayanım) ile belirlendi. Sonuçlara bakıldığında bu 9 alaşımın nötron zırlama performanslarının 316LN kalite nükleer çeliğe göre oldukça yüksek olduğu görüldü.

Çizelge 5.7. Nükleer reaktörlerde kullanılabileceği öngörülen numuneler

Numune Kodu	Malzeme	GEANT4 Tesir Kesiti	DENEY (Eşdeğer Doz Oranı-μSv/h)	Erime Noktası Aralığı (°C)
316LN (Referans Numune*)	Nükleer reaktörlerde kullanılan zırh çeliği	0,309224	1,175673	1345-1440*
SA1	Re55-B40-Fe5	0,451148	1,124123	1350-1450
SA2	Re45-B50-Fe5	0,442639	1,106540	1350-1450
SA3	Re35-B60-Fe5	0,413116	1,093534	1350-1450
SA4	Re53-B42-Fe5	0,451316	1,110560	1350-1450
SA5	Re50-B40-Ta5-Fe5	0,446225	0,923467	1350-1450
SA6	Re53-B40-Ta2-Fe5	0,448973	1,145320	1350-1450
SA7	Re45-B40-Ta10-Fe5	0,438323	1,039809	1350-1450
SA8	Re45-B40-Cr10-Fe5	0,418609	0,976505	1350-1450
SA9	Re45-B45-Ta5-Fe5	0,441732	0,998675	1350-1450
SA10	Re55-B38-Cr2-Fe5	0,446621	1,033460	1350-1450
SA11	Re55-B30-Cr10-Fe5	0,418577	1,078956	1350-1450
SA12	Re50-B44-Cr1-Fe5	0,4484	1,006754	1350-1450
SA13	50Ni-25Cr-15Fe-5Re-5W	0,371489	0,525218	1380-1450
SA14	70Ni-20Cr-10Re	0,341244	0,610228	1380-1450
SA15	60Ni-15Cr-10Fe-15B ₄ C	0,338443	0,530768	1380-1450
SA16	37Ni-20Cr-20Fe-5B ₄ C-18W	0,370172	0,509786	1380-1450
SA17	50Ni-20Cr-25W-5Cu	0,354598	0,391248	970-1000
SA18	25Ni-40W-20Cu-15Fe	0,363570	0,527632	970-1000
SA19	40Ni-20Cr-30Fe-1B ₄ C-4Re-5W	0,337380	0,590105	1380-1450

Sonuç olarak bu tez çalışmasında üretimi yapıp çizelge 5.7’de verilen numunelerin hem erime sıcaklık aralıklarının yüksek olması hemde nötron absorblama yeteneklerinin referans numune olarak seçilen 316LN nükleer çelikten fazla olmasından dolayı, nükleer reaktör ortamında rahatlıkla kullanılabileceği tespit edilerek önerilmektedir.

KAYNAKLAR

- Altın, V., 2004. "Nükleer Enerji", Bilim ve Teknik Dergisi, [http://www. Nükleer Enerji](http://www.NükleerEnerji(NuclearEnergy).mht) (Nuclear Energy). mht (04.01.2013).
- Anonymous, 2014a, <http://www.google.com.tr.görseller> (13.05.2014)
- Anonymous, 2014b, <http://www.geant4.web.cern.ch/> (12.05.2014)
- Anonymous, 2014c, <http://www.physics.edu> (10.02.2014)
- Anonymous, 2014d, <http://www.euronuclear/info> (12.05.2014)
- Anonymous, 2014e, <http://fizz.physcal> files/25 (2.02.2014)
- Anonymous, 2014f, <http://www.scientificsentence.net>. (2.02.2014)
- Anonymous, 2014g, <http://www.chemwiki.ucdavis.edu> (3.02.2014)
- Anonymous, 2014h, <http://www.4nauedu/microanalysis> (05.02.2014)
- Anonymous, 2014i, <http://www.webelements.com> (06.04.2014)
- Anonymous, 2014k, <http://www.atimetals.com/Documents/ati> (06.04.2014)
- Anonymous, 2014l, <http://www.itu.edu.tr/~dikicioglu> (15.05.2014)
- Armstrong, D.E.J., Yi, X., Marquis, E.A., Roberts S.G., 2013. Hardening of self ion implanted tungsten and tungsten 5-wt% rhenium. J. Nucl. Mater. 432(1-3), 428-436.
- Armstrong, DEJ. YI,X. Marguis, EA., 2013. Hardening of self ion implanted tungsten and tungsten 5-wt% rhenium. Journal of Nuclear. Volume 432, Pages 428–436.
- Arya, P. A. Şahin, Y. (çeviri). 1999. Çekirdek Fizikinin Esasları. Bankalar Mat. Ltd, 419, Erzurum.
- Balabin, YU.V., Vashenyuk, E.V., Stoker, P.H .2007., Solar Cosmic Ray study with Neutron Monitors of a Various Design. 30Th International Cosmic Ray Conference PGI, Apatity, Murmansk Region, 184209, Russia.
- Barberr, M., Robert, S., Bordolrı, R., Sedgwick, D., Tyler, A., 1981. Fast Atom Bombardment of Solids (F.A.B.) : A New Ion Source for Mass Spectrometry. J.C.S. CHEM. COMM, 325 (60), 325-3.
- Battistoni, G., Muraro, S., Sala, P.R., Cerutti, F., Ferrari, A., Roesler, S., Fasso', A., Ranft, J., 2006. In Proceedings of the Hadronic Shower Simulation Workshop Fermilab.
- Blink, J. Choi, J. Farmer, J. 2007. Applications in the Nuclear Industry for Thermal Spray Amorphous Metal and Ceramic Coatings. Materials Science & Technology 2007 Conference and Exhibition Detroit, MI, United States September 16.
- Bohigas, O., Haq, R. U., Pandey, A. 2004. "Radyoaktiflik ve Nükleer Enerji", <http://www.aof.anadolu.edu.tr/kitap/EHSM/1221/unite13.pdf> (31.0.3.2013).
- Boussoufi, B. Liu, H. Egbert Cummings, BC. Radiation shielding for spacecraft components. US Patent 5,324,952, 1994
- Büyüksu, H. 2007. Isparta'nın Yalvaç İlçesi ve Çevresinin Doğal Fon (Background) Radyasyon Düzeylerinin Araştırılması. Yüksek Lisans Tezi, Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Isparta.
- Caldwell, M. M., Bornman, J. F., Ballar'e, C. L., Flint, S. D., Kulandaivelu, G., 2007. Terrestrial ecosystems, increased solar ultraviolet radiation, and interactions with other climate change factors. Photobiological Sciences, 1039 (10), 1-15.
- Caldwell, Steven., GWM Symposia., 2013., A Review of Tungsten Heavy Alloy Utilization in Isotope Transport Containers-13380 Material science Waste Menagemnet. United States.

- Carden, RA. 1997. Metal matrix compositions for neutron shielding applications. Patent 5,700,962
- Chen, XG. Dube, G. Steward, N. 2005., Neutron Absorption Effectiveness for Boron Content Aluminum Materials. US Patent App. 11/568,172.
- Cheng, B. Yang, RL., 1994. Hafnium alloys as neutron absorbers. US Patent 5,330,589,
- Choi, J-S. Farmer, J.C. Lee, C. Fischer, L. M. 2007. Neutron-Absorbing Coatings for Safe
- Curie, P. Artel, T. (çeviri). 1950. Radyoaktivite. İstanbul Üniversitesi, 287, İstanbul
- Conttingham, W.N. Greenwood, D. A. Yıldırım, S., 2001. Çekirdek Fiziğine Giriş. Mersin Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi, 221, İstanbul.
- Decroix, GM. Gosset, D. Kryger, B 1996. Neutron-absorbing material and its production process. US Patent 5,590,393.
- Dikicioglu Toz metalurjisi.pdf, web.itu.edu.tr.ch16
- Donald, B., 2007. Early iron in China, Korea, and Japan. University of Copenhagen Faculty of Humanities. <http://www.staff.hum.ku.dk/dbwagner/EARFE/EARFE.html>. (18.6.2014)
- Fukuda, F. Yabuuchi, K. Nogami, S. Hasegawa., 2014. Microstructural development of tungsten and tungsten-rhenium alloys due to neutron irradiation in HFIR. Journal of Nuclear Materials. Volume 455, Issues 1–3 Pages 460–463.
- Galip. B., Malzeme, Ankara 1998
- Gilbert, MR. Sublet, JC., 2011. Neutron-induced transmutation effects in W and W-alloys in a fusion environment. Nuclear Fusion. Page 6.
- Halverson, DC. Billings, GW. Johnston, GM. High neutron absorbing refractory compositions of matter and methods for their manufacture. US Patent 5,273,709
- Haynes, TG. Anderson, K. Oschmann, EL. 1999. Radiation absorbing refractory composition. US Patent 5,965,829.
- Huffman, P. R. Coakley, K. J. Dzhosyuk, S. N. Golub, R. E. Korobkina, K. Mattoni, C.E. H. McKinsey, D. N. Thompson, A. K. Yang, G. L. Yang, L. Lamoreaux, S. and Doyle, J. M., 2002. Progress Towards Measurement of the. Neutron Lifetime Using Magnetically Trapped Ultracold Neutrons. National Institute of Standards and Technology, Boulder, CO 80303, 1-8.
- Jasper, J. M. 1990, "Nuclear politics: Energy and the state in the United States, Sweden, and France", - pup.princeton. [http://www.NukleerEnerji\(NuclearEnergy\)04.01.2010](http://www.NukleerEnerji(NuclearEnergy)04.01.2010).
- Jin-Hong, D. Chao, S. Shuo, B. Ge, S. Zhe, Y. and Hui-Ming, C., 2002. Microwave electromagnetic characteristics of a microcoiled carbon fibers/paraffin wax Materials composite in Shenyang National Laboratory for Science, Institute of Metal Research Chinese Academy of Sciences, 110016 (72), 1-5.
- Karabulut, A. Gürol A, G. Budak, R. Polat, 2002. Measurements of L subshell and total L shell photoeffect cross-sections for some elements in. The European Physical Journal D - Atomic, Molecular, Optical and Plasma Physics. Volume 21, Issue 1, pp 57-61.
- Karagöz, S., 2008. Malzeme Bilgisi Ders Notu, Aydın
- Kibata. M., Saito. Y., Tsubota. M., Doken. Y., Sato. M., 2013. Neutron shielding material, method of manufacturing the same, and cask for spent fuel. US8481986 B2 US 13/360.

- Korkut, T. Karabulut, A, Budak, G, Aygün, B, Gencel, O, Hançerlioğulları., 2012. A. 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(1), 341-345
- Korkut, T. Korkut, H, Karabulut, A, Budak, G. A, 2011. New Radiation Shielding Material: Amethyst Ore, *Annals of Nuclear Energy*, 38 (1), 56-59,
- Korkut, T. ZI Umaç, B.Aygün, A.Karabulut, R.Şahin, S.Yapıcı., 2013. Neutron Equivalent Dose Rate Measurements of Gypsum-Waste Tire Rubber Layered Structures, *International Journal of Polymer Analysis and Characterization*, 18(6), 423-429,
- Korkut, T., H. Korkut, A. Karabulut, G. Budak., 2011. A new radiation shielding material: Amethyst ore. *Ann. Nucl. Energy* 38(1), 56–59.
- Korkut, T., H. Korkut., 2013. FLUKA simulations of DPA in 6H–SiC reactor blanket material induced by different radiation fields frequently mentioned in literature. *J. Fusion Energy* 32(1), 66–70.
- Krane, S. K. Şaşer, B. (çeviri). 2002. Nükleer Fizik. Palme Yayıncılık, 835, Ankara
- Littlefield, T.A, Thorley. N, Karadeniz, C. Yaramış, B. (çeviri)., 1973. Atom ve Çekirdek Fiziğine Giriş. İstanbul Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi, 533, İstanbul.
- Kumagai, T., Sato, T., 1992. Inhibitory Effect of Increase in Near-UV Radiation on the Growth of Japanese Rice Cultivars in a Phytotron and Recovery by Exposure to Visible Radiation. *Institute of Genetic Ecology*, 980 (42), 545-552.
- Leake, J. W., Lowe,T., Mason ,R. S. 2004. Improvements to the Leake Neutron Detector. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 519, (3),636-646.
- Lopate, C. 2004. Solar Energetic Plasmas and Particles Turku. Chapman Conference on Solar Energetic Plasmas and Particles Turku, Finland.
- Makine Teknolojileri Elektronik Dergisi., 2005. (2) 31-37
- Malone, S., 2007. A 3000 Year-old tradition. University of North Carolina.
- Margaret, L., Kripke., 1990. Effect of UV Radiation on Tumor Immunity. *JNCI Journal of the National Cancer Institute*, 82 (17), 1392-1396. Superposition State of an Atom. Time and Frequency Division, MS 847, National Institute of Standards and Technology, (847), 1-15.
- Milanese, M., Niedbalski, J., Moroso, R., Guichón, S., Supán J. 2008. Dense Plasma Focus as Collimated Source of D-D Fusion Neutron Beams for Irradiation Experiences and Study of Emitted Radiations. *Aires, Pinto* 399- (7000), 1-7.
- Mizia, RE. Lister, TE. Pinhero, PJ. Swank, WD.,2007. Neutron absorbing coating for nuclear criticality control. US Patent.6919576.
- Onrat, M. Konuk, S. T., 2004. Bnct (Boron Neutron Capture Therapy) ile Kanser Tedavisi Cancer Therapy with Boron Neutron Capture Therapy (Bnct). II. Uluslararası Bor Sempozyumu, Eskişehir Türkiye.
- Özger, G. 2005. Ceyhan, Yumurtalıkve Pozantı Bölgelerinde Doğal Radyoaktivite Düzeylerinin Belirlenmesi. Yüksek Lisans, Çukurova Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Adana.
- Pasinli, A. Malzeme Bilgisi DersNotları.ube.ege.edu.tr/ (07.09.2014)
- Provot, B. Deschanel, X. Bry, P. 2003. Method for making neutron absorber material. US Patent 6,669,893.

- Robley, D. Evans, Ph. D., 1955. The Atomic Nukleus. Maçraw-Hil Book Company, 953.
- Rudnick, R.H. Tennie, M. Zeitzschel, G. 1999. Absorption structure for absorbing neutrons and method for producing an absorption structure. US Patent 5,926,516.
- Sanz, R. B., Villafane, R. M., Iniguez, M. P., Bayo, T., Vega, H. R., 2001. Determination of Neutron Dose to Patients From a 18 MeV Linac. 5as Jornadas de Investigación Universidad Autónoma de Zacatecas Trabajo: CB/UFIS- (07/039), 1-8.
- Schmidt, E. Schmieden., 2013. Search for long-lived stopped R-hadrons decaying out of time with pp collisions using the ATLAS detector. Physical Review.
- Shapiro, J., 1974. Radiation Protection, Harvard University Press, Cambridge Massachusetts.
- Silva, A.X Da. Crispim, V.R. 2001. Shielding design studies for a neutron irradiator system based on a ²⁵²Cf source. Radiation protection dosimetry. 95 (4): 333-337.
- Singh, V.P., Badiger, N.M., 2014. Gamma ray and neutron shielding properties of some alloy materials. Annals of Nuclear Energy. Volume 64, February 2014, Pages 301–310
- Steyn, G. F Van Royen, T. J., Binns, P. J., Hough, J. H., Nortier, F. M., Mills, S.J., Shield Design Calculations for a Radioisotope Production Target Bombardment Station. National Accelerator Centre .P.O Box (72. Faure) 7131.
- Stoker, P.H., 2007. Two-detector recordings of GLE's at Sanae. 30Th International Cosmic Ray Conference, Unit for Space Physics, NW University, Potchefstroom 2531, South Africa.
- Storage of Fissile Materials with Enhanced Shielding & Criticality Safety Materials Science & Technology 2007 Conference and Exhibition Detroit, MI, United States September 16, 2007 through September 20, 2007.
- Sulmen, R. L. Duldig, M. L. and Humble J. E., 2001. A mobile neutron monitor to intercalibrate the worldwide network. Proceedings of ICRC, 1-4.
- Şahin, L., 2010. Parçacıklar ve Radyasyonun Madde ile Etkileşimi. thm.Ankara.edu.tr/tac/Yazokulu, <http://www.google.com.tr>, (29.05.2013).
- Takeshima, E. Hozumi, M. Takatsu, K. Radiation shield and shielding material with excellent heat-transferring property. US Patent 5,015,863,
- Tapan, İ., 2007. Parçacık Dedektörleri. III. Ulusal Parçacık Hızlandırıcıları ve Detektörleri Yaz Okulu, Bodrum –Türkiye.
- Tewari, R., 2007. The origins of iron working in India: new evidence from the Central Ganga Plain and the Eastern Vindhya. Antiquity Journal. <http://antiquity.ac.uk/projgall/tewari/tewari.pdf> (15.06.2014).
- Tuart, D. R., Arlryan, D., 1980. Epithermal neutron activation analysis with a SLOWPOKE nuclear reactor. Trace Analysis Research Centre, Chemistry Department, Dalhousie University, Halifax, N.S, 59, 1470 (1-6).
- Turhan, A. 2008. Borlamanın Paslanmaz Çeliğin Radyasyon Zırhlama Özelliğine Etkisinin Araştırılması. Yüksek Lisans Tezi, Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Isparta.
- Tülümen, Ş., Akçay, S., Oymak, S., (2009) Radyasyon Çeşitleri. Çomu-Fizik, <http://www.google.com.tr>, (12.04.2013).
- Unal, R., toz şekillendirme, Net.shaping.html
- Ün, H., 2007. Malzeme Bilgisi Ders Notu, Denizli

- Ünal, R., 1995, Gaz atomizasyonu ile metal tozu üretimi değişkenlerinin araştırılması, Yüksek Lisans Tezi, Gazi Üniversitesi, Ankara.
- Ünlü, B. S, Yılmaz, S. Varol, R. T/M Yatak Malzemelerinin Aşınma ve Mekanik Özelliklerinin Karşılaştırılması. osbmyo.cbu.edu.tr/eng.(10.05.2014)
- Weinberg, S. Aydın, Z. (çeviri). 2005. Atom Altı Parçacıklar. Tübitak Popüler Bilim Kitapları, 255, Türkiye.
- Wiley, J., Knoll, F. G., 1996. Radiation Detection and Measurement-Second-Edition. 754, Newyork.
- Wilkinson, D. 1976. Particle and Nuclear Physics. Proceedings of the international School of Nuclear Physics, 533, Erice.
- Yaramış, B.,1985. Nükleer Fizik. İTÜ Fen Edebiyat Fakültesi, 257, İstanbul.
- Yeniçay, F.,1964. Çekirdek Fiziği. İstanbul Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi, 301 İstanbul.
- Yıldırım, G., 2009. Bazı Amfoter Grubu Hedef Çekirdeklerinin Proton Giriş Reaksiyonlarında Üretilen Nötronların Reaksiyon Tesir Kesitlerinin ve Yayınlanma Spektrumlarının İncelenmesi. Yüksek Lisans Tezi, Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Isparta.
- Yin, W. Yu,Q.Z. Liang,T.J. Chen, Y.X.,2008. Shielding Design for CSNS Experimental System 1st Workshop on Accelerator Radiation Induced Activation, Paul Scherrer Institut, Switzerland.
- Yücel, H., Karadağ, M. 2004. Experimental determination of the a-shape factor in the $1/E^{1+\alpha}$ epithermal-isotopic neutron source-spectrum by dual monitor method. Annals of Nuclear Energy, 31, 681–695.
- Yüksel Özemre, A. Bayülken, A. Gençay, Ş., 2005. "50 soruda" Türkiye'nin Nükleer Enerji Sorunu Nükleer Teknoloji Bilgi Platformu, <http://www.nukte.org/radyasyonnedir> (20.04.2013).
- Yülek, C. G., 1994" Nükleer Enerji ve Çevre Sek", Semih Ofset, Ankara. [http://www.NükleerEnerji\(NuclearEnergy\).mht](http://www.NükleerEnerji(NuclearEnergy).mht) (04.01.2014).
- Zhao, L. Robinson, L. Paul, RL., 2007. Application of cold neutron prompt-gamma activation analysis in environmental studies of aquatic plants. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. Volume 271, Number 3.

ÖZGEÇMİŞ

1977 yılında Erzurum’da doğdu. İlk, Orta ve Lise öğrenimini Erzurum’da tamamladı. 1996 yılında girdiği Atatürk Üniversitesi Kâzım Karabekir Eğitim Fakültesi Fizik öğretmenliği bölümünden 2000 yılında mezun oldu. Aynı yıl Milli Eğitim bünyesinde öğretmenliğe başladı. 2007 yılında Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Atom ve Molekül Fiziği dalında başladığı yüksek lisansı 2010 yılında bitirerek aynı yıl Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Atom ve Molekül Fiziği dalında doktora başladı ve çalışmalarına devam etmektedir. Halen Erzurum’da öğretmenlik görevini sürdürmektedir.

Yaptığı Bilimsel Araştırma Projeleri

- 1- 111T764 nolu “Nükleer Uygulamalarda Radyasyon Güvenliği Amacıyla Yeni Kalkan Malzemelerin Deneysel ve Monte Carlo Simülasyon Kodları (CERN-FLUKA ve GEANT4) ile Belirlenmesi ve Fabrikasyonu” isimli TÜBİTAK. Projesinde bursiyer (2012-2014).
- 2- 2011/364 nolu ve “Nötron radyasyonu kullanılarak yapılan çalışmalarda ölçümlerin daha iyi olması için nötron dedektörünün, ölçüm sisteminin zırhlı olması ve araştırmacıların radyasyondan etkilenmemeleri için yeni bir deney düzeneği geliştirmek ”İsimli bilimsel araştırma projesinde, araştırmacı (2011-2013) (Atatürk Üniversitesi BAP)
- 3- 2013/71 “Deneysel ve Monte Carlo simülasyon kodları (CERN FLUKA-GEANT4) ile Epoksi reçinesi tabanlı nötron parçacıklarına karşı kullanılabilecek yeni zırh malzemelerinin geliştirilmesi.” İsimli bilimsel araştırma projesinde, araştırmacı (2013-2014) (Atatürk Üniversitesi BAP)
- 4- 2014/49 “Nükleer uygulamalar sırasında oluşan hızlı nötron ve gama radyasyonu sızıntılarına karşı yüksek ısıya dayanıklı yeni zırh malzemelerinin deneysel ve Monte Carlo simülasyon kodları (CERN FLUKA-GEANT4) ile geliştirilmesi.” İsimli bilimsel araştırma projesinde, Araştırmacı olarak devam ediyor (2014-2015) (Atatürk Üniversitesi BAP)

Uluslararası Kongre ve Konferanslarda Sunulan Bildiriler

- 1- Korkut, T, **Aygün, B***, Umaç, ZI, Karabulut, A, Budak, G. Neutron shielding properties of gypsum samples by experiments, Turkish Physical Society 29. International Physics Congress, Bodrum, Turkey, **2012**
- 2- Korkut, T*, **Aygün, B**, Karabulut, A, Budak, G. FLUKA Simülasyon Kodu Kullanılarak $^{241}\text{Am}/\text{Be}$ Nötron Kaynağının Bor Nötron Yakalama Tedavisinde Kullanılabilirliğinin Değerlendirilmesi, XIII. Ulusal Medikal Fizik Kongresi, Çeşme, İzmir, 17-19 Kasım, 2011.
- 3- Korkut, T*, **Aygün, B**, Karabulut, A, Budak, G, Neutron Equivalent Dose Rate Measurements and FLUKA Monte Carlo Simulations on Several Boron Compounds and Ores, International Advances in Applied Physics&Material Sciences Congress, Antalya, 12-15 May, 2011.
- 4- Korkut, T*, **Aygün, B**, Karabulut, A, Monte Carlo design on the new neutron shielding materials based on rhenium and boron. Turkish Physical Society 31. International Physics Congress, Bodrum, Turkey, 2014.

Uluslararası Yayınlanan Kitap Bölümü



A new neutron absorber material: Oil loaded paraffin wax, Bünyamin Aygün and Gökhan Budak* Nuclear Science and Technology, 2012: 33-39 ISBN: 978-81-7895-546-9 Editor: Turgay Korkut. *Faculty of Science, Department of Physics, Atatürk University, 25040, Erzurum, Turkey.*

Patent Başvurusu

Çevresel Korozyona Dayanıklı Yüksek Ergime Noktasına ve Üstün Nötron Absorblama Performansına sahip olan Süper Zırh Alaşımları (patent başvurusu aşamasında)

Uluslararası SCI Makaleler



A1. Korkut, T*, Karabulut, A, Budak, G, **Aygün, B**, Gencil, O, Hançerlioğulları, A. 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(1), 341-345, **2012**.



A2. T.Korkut*, ZI Umaç, **B.Aygün**, A.Karabulut, R.Şahin, S.Yapıcı. Neutron Equivalent Dose Rate Measurements of Gypsum-Waste Tire Rubber Layered Structures, International Journal of Polymer Analysis and Characterization, 18(6), 423-429, **2013**.

Uluslararası Hakemli Dergilerdeki Yayınlar



B1. Rasoul Mehrnejad, Abdulhalik Karabulut, Turgay Korkut and **Bunyamin Aygun**. Datolite and Galena with high density heavy concrete for shielding Nuclear reactors. International Journal of Current Life Sciences - Vol.4, Issue, 8, pp.4233-4236, August, **2014**

B2. Rasoul Mehrnejad1, Abdulhalik Karabulut2, Turgay Korkut3 and **Bunyamin Aygun4**. Datolite with B4C high density heavy concrete for shielding Nuclear Reactors. International Journal of Current Life Sciences - Vol. 4, Issue 8, pp. 4241-4243, August, **2014**.