

**T.C.
YILDIZ TEKNİK ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**POLYESTER MATRİSLİ BOR KARBÜR TAKVİYELİ
NÖTRON RADYASYONU ZIRHLAMA MALZEMESİ
GELİŞTİRİLMESİ VE KARAKTERİZASYONU**

TUNCAY TUNA

**YÜKSEK LİSANS TEZİ
MAKİNE MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI
İMAL USÜLLERİ PROGRAMI**

**DANIŞMAN
PROF. DR. AYŞEGÜL AKDOĞAN EKER**

İSTANBUL, 2017

T.C.
YILDIZ TEKNİK ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

POLYESTER MATRİSLİ BOR KARBÜR TAKVİYELİ
NÖTRON RADYASYONU ZIRHLAMA MALZEMESİ
TASARIMI İMALATI VE KARAKTERİZASYONU

Tuncay TUNA tarafından hazırlanan tez çalışması 13.06.2017 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından Yıldız Teknik Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Makine Mühendisliği Anabilim Dalı'nda **YÜKSEK LİSANS TEZİ** olarak kabul edilmiştir.

Tez Danışmanı

Prof. Dr. Ayşegül AKDOĞAN EKER
Yıldız Teknik Üniversitesi

Jüri Üyeleri

Prof. Dr. Ayşegül AKDOĞAN EKER
Yıldız Teknik Üniversitesi

Yrd. Doç. Dr. B. Onur KÜÇÜKYILDIRIM
Yıldız Teknik Üniversitesi

Prof. Dr. Nizamettin ERDURAN
Sabahattin Zaim Üniversitesi

ÖNSÖZ

Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezinde göreve başladığım tarih olan Temmuz 2010'dan bu yana hayatımda hiç aşına olmadığım bir gerçekle tanışma ve bu gerçekle çalışma imkânım oldu; Radyasyon. Görülemeyen, tadılamayan, tutulup hissedilemeyen, koklanamayan, ayrıca yaşanmış kazalarla adından korkuyla söz edilen bu olgunun hayatımızın tamda içinde yer aldığını ve vazgeçilemez bir öneme haiz olduğunu da öğrenmiş oldum. İtiraf etmeliyim ki ilk zamanlarda korkmadım değil, zira insanoğlu künhüne vakıf olmadığı herşeye mesafeli yaklaşmayı tercih ediyor. Fakat özellikle TR-2 Araştırma Reaktörü'nde görevlendirildiğim 2013 yılından bu yana artık bu olgudan korkmak değil, daha çok bilgi ile onun faydalarından yararlanmak gerektiğini farkettim. Bu anlamda bu teknolojiyi insanoğlunun hayrına kullanacak kişilerin şerrine kullanacaklara galip gelmesini temenni etmek ve bunun için yapılması gerekenleri yapmak, atılması gereken adımları atmak gerekiyor. Fakat en başta bu olguyla çalışan insanların zarar görmelerini engellemek için yapılmakta olan, kişi ile radyasyon kaynağı arasında bir zırh oluşturulması gayretlerine yaptığımız deneysel tabanlı çalışmayla katkıda bulunmayı hedefledik.

Benim için epeyce netameli geçen bu uzun süreçte yardımlarını hiçbir zaman eksik etmeyen tez danışmanım kıymetli hocam Sayın Prof. Dr. Ayşegül AKDOĞAN EKER'e teşekkürü bir borç bilirim. Sayın Doç. Dr. Erol KAM'a da tüm destekleri için hassaten teşekkür ederim. Ayrıca deneylerimde yardımcı olan Yüksek Fizikçi Sayın Osman ALAÇAYIR'a, numune hazırlama aşamasında laboratuvar imkanlarını kullanmam hususunda yardımcı olan Sayın Dr. Ahmet YAYLI ve elektron mikroskobu ile numunelerin mikro yapı analizlerinde ve kantitatif içerik ölçümlerinde yardımcı olan tüm Nükleer Yakıt Birimi elemanlarına ve XRF analizlerini gerçekleştiren sayın Dr. Asiye BAŞSARI'ya çok teşekkür ederim. Monte Carlo simülasyon çalışmalarını yapan nükleer mühendis Sayın Dr. Levent ÖZDEMİR'e de hassaten minnettarlığımı ifade ediyorum.

Ayrıca özellikle manen epey yorulduğum demlerde maddi manevi desteğini hiç eksik etmeyen kıymetli Eşime ve Oğullarıma sonsuz teşekkür ederim.

Haziran, 2017

Tuncay TUNA

İÇİNDEKİLER

	Sayfa
SİMGE LİSTESİ.....	vi
KISALTMA LİSTESİ.....	vii
ŞEKİL LİSTESİ.....	viii
ÇİZELGE LİSTESİ	x
ÖZET	xi
ABSTRACT.....	xiii
BÖLÜM	1
GİRİŞ	1
1.1 Literatür Özeti	1
1.2 Tezin Amacı	4
1.3 Hipotez	4
BÖLÜM 2	
NÜKLEER ENERJİNİN TARİHİ VE NÜKLEER SANTRAL ÇEŞİTLERİ	5
2.1 Nükleer Enerjinin Tarihi ve Dünyada Nükleer Enerji	5
2.2 Türkiye’de Nükleer Enerjinin Tarihi	10
2.3 Nükleer Santral Çeşitleri	13
2.4 Nükleer Santrallerin Diğer Santrallerden Farkları ve Çevreye Etkileri	17
BÖLÜM 3	
RADYASYON ÇEŞİTLERİ VE RADYASYONDAN KORUNMA	19
3.1 Radyasyon ve Çeşitleri	19
3.1.1 İyonlaştırıcı Radyasyon Çeşitleri	20
3.1.1.1 Parçacıklı Radyasyon	20
3.1.1.2 Elektromanyetik Radyasyon	21

3.2	Radyasyondan Korunma	22
3.2.1	Nötron Radyasyonu	23
3.2.2	Nötron Kaynakları ve Kullanım Alanları	24
3.2.2.1	İzotopik Nötron Kaynakları	24
3.2.2.1.1	(α , n) Kaynakları	24
3.2.2.1.2	(γ , n) Kaynakları (Fotonötron Kaynakları)	25
3.2.2.1.3	Kendiliğinden Fisyon Nötron Kaynakları	26
3.2.2.2	Hızlandırıcı ve Reaktör Tabanlı Nötron Kaynakları	26
3.2.3	Nötronların Maddeyle Etkileşmesi	27
3.2.3.1	Elastik saçılma	27
3.2.3.2	İnelastik saçılma	28
3.2.3.3	Nötron Yutulması	28
3.2.4	Nötronların Kullanım Alanları	29
3.3	Nötron Radyasyonundan Korunma	31
BÖLÜM 4		
ZIRHLAMA MALZEMESİ SEÇİMİ, GELİŞTİRİLMESİ VE KARAKTERİZASYONU		32
4.1	Malzeme Seçim Kriterleri	32
4.2	Malzeme Seçimi	33
4.2.1	Polyester Malzemenin Karakteristik Özellikleri	33
4.2.2	Takviye Malzemesi B ₄ C Karakteristik Özellikleri	35
4.2.3	Maliyet Analizi	36
4.3	Numune Hazırlama	38
4.4	Polyester Matrisli B ₄ C Takviyeli Kompozit Malzemenin Karakteristik Özellikleri	41
4.4.1	Elementel Safsızlık Analizleri	41
4.4.2	Mikroyapı İncelemeleri	42
4.4.3	Nötron Zırhlama Testleri	48
BÖLÜM 5		
MONTE CARLO SİMÜLASYONU		57
5.1	Simülasyon Sonuçları	58
5.1.1	Deneysel Sonuçlarla Simülasyon Sonuçlarının Karşılaştırılması	59
BÖLÜM 6		
SONUÇLAR ve ÖNERİLER		61
KAYNAKLAR		63
EK-A		
XRF SONUÇLARI		66
ÖZGEÇMİŞ		71

SİMGE LİSTESİ

B ₄ C	Bor Karbür
α	Alfa
β	Neta
n	Nötron
γ	Gama
Gd	Gadolinyum
GeV	Gigaelektronvolt
WO ₃	Tungstentrioksit
ATH	Alüminyumtrihidroksit
MW	Megawatt
Twh	Terawattsaat
GWh	Gigawattsaat
SS403	Stainless Steel Grade 403
SS410	Stainless Steel Grade 410
SS316	Stainless Steel Grade 316
SS316L	Stainless Steel Grade 316L
SS304L	Stainless Steel Grade 304L
UO ₂	Uranyumdioksit
mSv	Milisievert
akb	Atomik Kütle Birimi
MeV	Megaelektronvolt
DCPD	Dicyclopentadiene
BF ₃	Boron Trifluoride
Ci	Curie

KISALTMA LİSTESİ

AGR	Advanced Gas Cooled Reactor
ALARA	As Low As Reasonable Achievable
BNCT	Boron Neutron Capture Therapy
BSS	Basic Safety Standarts
BWR	Boiling Water Reactor
ÇED	Çevresel Etki Değerlendirmesi
ÇNAEM	Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi
EDS	Energy Dispersive X-Ray Spectroscopy
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
EPDM	Ethylene Propylene Diene Monomer
ETKB	Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı
EÜAŞ	Elektrik Üretim Anonim Şirketi
ICRP	International Commission on Radiological Protection
LANL	Los Alamos National Laboratory
MCNP	Monte Carlo N-Particle Transport Code
MEK-P	Metil Etil Keton Peroksit
MHI	Mitsubishi Heavy Industries
NGS	Nükleer Güç Santrali
NTD	Neutron Transmutation Doping
PHWR	Pressurised Heavy Water Reactor
PRIS	Power Reactor Information System
PWR	Pressurised Water Reactor
RBMK	Reaktor Bolşoy Moşçnosti Kanalni
SCA	Single-Channel Analyzer
SEM	Scanning Electron Microscope
SNS	Spallation Neutron Source
UAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
VVER	Vodo-Vodyanoi Energeticheskyy Reaktor
XRF	X-Ray Fluorescence

ŞEKİL LİSTESİ

	Sayfa
Şekil 2. 1	Nükleer enerji kullanılarak üretilen ilk enerji..... 5
Şekil 2. 2	Ülkelere göre işletme halindeki nükleer reaktörler 8
Şekil 2. 3	Ülkelere göre inşaat halindeki nükleer reaktörler 8
Şekil 2. 4	Ülkelere göre nükleer reaktörlerin elektrik üretimindeki payları 9
Şekil 2. 5	Basıncılı su reaktörünün (PWR) şematik görünümü 15
Şekil 2. 6	PWR tipi reaktör parçalarının imalatında kullanılan malzemeler 16
Şekil 3. 1	Enerji Tayfı..... 19
Şekil 3. 2	Alfa radyasyonu 20
Şekil 3. 3	Beta radyasyonu 20
Şekil 3. 4	Nötron Radyasyonu 21
Şekil 3. 5	a) γ radyasyonu b) X-ışını radyasyonu 21
Şekil 3. 6	İyonlaştırıcı radyasyon çeşitlerinin giricilikleri 22
Şekil 3. 7	Fisyon Olayı 27
Şekil 3. 8	Elastik saçılma 28
Şekil 3. 9	İnelastik saçılma 28
Şekil 3. 10	Nötron yutulması 29
Şekil 3. 11	Nötron görüntüleme teknikleri ile bitkilerin içindeki glukoz miktarının tespiti..... 30
Şekil 4. 1	Numune hazırlamada kullanılan malzemeler a) Hassas terazi b) Polyester reçine, sertleştirici ve kalıplar 40
Şekil 4. 2	Hazırlanan numunelerden birer örnek..... 40
Şekil 4. 3	Deneylerde kullanılan SEM cihazı 42
Şekil 4. 4	B ₄ C ilavesi yapılmayan polyester numunenin SEM görüntüsü (X30)..... 43
Şekil 4. 5	%50 B ₄ C SEM görüntüsü (X100) 44
Şekil 4. 6	%50 B ₄ C SEM görüntüsü (X500) 44
Şekil 4. 7	%50 B ₄ C SEM görüntüsü (X1000) 45
Şekil 4. 8	%50 B ₄ C SEM görüntüsü (X3000) 45
Şekil 4. 9	%50 B ₄ C EDS analizine esas teşkil eden SEM görüntüsü (X700-20 μ m) . 46
Şekil 4. 10	%50 B ₄ C EDS analizi sonuçları 47
Şekil 4. 11	Nötron kaynağı ve detektör sistemi..... 49
Şekil 4. 12	Nötron zırlama deney düzeneği sayım sistemi 49
Şekil 4. 13	Nötron sayım grafiği (h=20 mm %10-%50 B ₄ C)..... 51
Şekil 4. 14	Nötron zırlama grafiği (h=20 mm %10-%50 B ₄ C) 51

Şekil 4. 15	Nötron zırhlama sayım grafiği (h=40 mm %10-%20 B ₄ C).....	52
Şekil 4. 16	Nötron tutuculuk-geçirgenlik grafiği (h=40 mm %10-%20 B ₄ C).....	53
Şekil 4. 17	Nötron zırhlama sayım grafiği (h=60 mm %10-%20 B ₄ C).....	53
Şekil 4. 18	Nötron tutuculuk-zırhlama grafiği (h=60 mm %10-%20 B ₄ C)	54
Şekil 4. 19	Nötron zırhlama sayım grafiği (h=80 mm %10-%20 B ₄ C).....	54
Şekil 4. 20	Nötron tutuculuk-zırhlama grafiği (h=80 mm %10-%20 B ₄ C)	55
Şekil 4. 21	Nötron zırhlama sayım grafiği (h=100 mm %10-%20 B ₄ C).....	56
Şekil 4. 22	Nötron zırhlama & geçirgenlik grafiği (h=100 mm %10-%20 B ₄ C).....	56
Şekil 5. 1	MCNP Modelleme ve simülasyon çalışmaları	58
Şekil 5. 2	Simülasyon sonuçları.....	59
Şekil 5. 3	%10-%50 B ₄ C / 20 mm kalınlık değerlerindeki numunelerin karşılaştırmalı deney ve simülasyon sonuçları.....	60
Şekil 5. 4	%10-%20 B ₄ C / 20-100 mm kalınlık değerlerindeki numunelerin karşılaştırmalı deney ve simülasyon sonuçları.....	60

ÇİZELGE LİSTESİ

	Sayfa
Çizelge 2. 1	Dünya üzerinde işletme ve inşaat halindeki nükleer güç santrallerinin durumu 7
Çizelge 2. 2	Ülkemizin nükleer tarihi 11
Çizelge 2. 3	Akkuyu ve Sinop nükleer santrallerine dair veriler 12
Çizelge 2. 4	Türkiye'nin 2013-2021 yıllarına ait enerji üretim verileri(GWh) 13
Çizelge 2. 5	Kullanılmakta olan reaktör türlerinin genel özellikleri 14
Çizelge 2. 6	Farklı enerji kaynaklarının enerji yoğunluğu 17
Çizelge 2. 7	Aynı güçteki termik ve nükleer santralin karşılaştırması 17
Çizelge 3. 1	Nötronların kinetik enerjilerine göre sınıflandırılmaları 23
Çizelge 3. 2	Be (α , n) nötron kaynakları ve karakteristikleri 25
Çizelge 4. 1	E-6 Polyester reçine teknik özellikleri 34
Çizelge 4. 2	B ₄ C kimyasal özellikleri..... 35
Çizelge 4. 3	Nötron zırhlama özellikleri çalışılmış olan bazı matris ve takviye malzemeleri maliyet analizi..... 37
Çizelge 4. 4	h=20 mm değişken hacimli B ₄ C numune oranları..... 38
Çizelge 4. 5	%10 B ₄ C hacimli farklı kalınlıklarda numune oranları 39
Çizelge 4. 6	%20 B ₄ C hacimli farklı kalınlıklarda numune oranları 39
Çizelge 4. 7	20 mm kalınlıklı numune m ² maliyet analizi (07.01.2017)..... 41
Çizelge 5. 1	MCNP-5 simülasyon sonuçları..... 58
Çizelge A. 1	%10 B ₄ C XRF spektrometresi analiz sonuçları..... 66
Çizelge A. 2	%20 B ₄ C XRF spektrometresi analiz sonuçları..... 67
Çizelge A. 3	%30 B ₄ C XRF spektrometresi analiz sonuçları..... 68
Çizelge A. 4	%40 B ₄ C XRF spektrometresi analiz sonuçları..... 69
Çizelge A. 5	%50 B ₄ C XRF spektrometresi analiz sonuçları..... 70

**POLYESTER MATRİSLİ BOR KARBÜR TAKVİYELİ NÖTRON RADYASYONU
ZIRHLAMA MALZEMESİ GELİŞTİRİLMESİ VE KARAKTERİZASYONU**

Tuncay TUNA

Makine Mühendisliği Anabilim Dalı

Yüksek Lisans Tezi

Tez Danışmanı: Prof. Dr. Ayşegül AKDOĞAN EKER

Geçtiğimiz yüzyılın başlarından bu yana, radyasyonla yapılan çalışmalar; tıp, sanayi, eğitim ve AR-GE alanları gibi pek çok alanda insanlığın faydasına olacak gelişmelere kapı aralamıştır. Bununla birlikte kontrolsüz bir şekilde maruz kalındığında radyasyon, canlı sağlığını tehdit edebilme özelliğine sahiptir. İyonlaştırıcı radyasyon; parçacık radyasyonu ve elektromanyetik radyasyon olarak ayrılmaktadır. Bunlar ise; alfa, beta, gama, nötron radyasyonu ve X-ışınları olarak çeşitli özelliklerde sıralanabilir.

Çalışmada, radyasyon çeşitleri arasında giriciliği en yüksek ve canlı sağlığı için en tehlikeli radyasyon türü olan nötron radyasyonuna karşı zırhlama malzemesi geliştirilmesi ve karakterizasyon çalışmaları yapılmıştır. Bu sebeple öncelikle, nükleer reaktörlerin gelişimine ve radyasyonun çeşitlerine değinilmiştir. Radyasyondan korunma prensipleri anlatılmış, nötron radyasyonu üzerinde ise özellikle durulmuştur. Akabinde, deneysel olarak zırhlama özelliklerini inceleyeceğimiz kompozit malzemenin seçim kriterleri, malzeme özellikleri ve hazırlanması anlatılmıştır.

Deneysel çalışmalarda; ağırlıkça %10-%50 arası B₄C içeren 20, 40 ve 60 mm'lik numuneler hazırlanmış ve bu numunelerin karakterizasyonu yapılarak nötron zırhlama özellikleri çalışılmıştır. Safsızlık analizleri, mikro yapı incelemeleri ve nötron zırhlama kabiliyetleri araştırılan kompozit malzemenin kalınlık oranı arttıkça zırhlama kabiliyetinin

arttığı görülmüştür ayrıca malzeme içeriğindeki B₄C oranı %30'a kadar arttırıldıkça zırhlama oranı artmış %40 ve %50'ye çıkıldığında az miktarda düşme görülmüştür.

Fluka Monte Carlo (MCNP-5) kodu ile, yapılan çalışmanın simülasyonu gerçekleştirilmiş ve deneysel verilerle simülasyon sonucu elde edilen veriler kıyaslanmıştır. Elde edilen sonuçlara göre; ¹⁰B açısından zenginleştirilmemiş doğal bor içeren B₄C-Polyester zırhlama malzemesiyle yüksek zırhlama oranlarına çıkılabildiği görülmektedir.

Anahtar Kelimeler: Nükleer reaktörler, nötron radyasyonu, zırhlama, kompozit malzeme

ABSTRACT

BORON CARBIDE REINFORCED POLYESTER MATRISED NEUTRON RADIATION SHIELDING MATERIAL DEVELOPMENT AND CHARACTERIZATION

Tuncay TUNA

Department of Mechanical Engineering

MSc. Thesis

Adviser: Prof. Dr. Ayşegül AKDOĞAN EKER

Since the beginning of the past century, radiation studies such as medicine, industry, education, and R&D fields have opened doors to developments that will benefit many people. However, radiation has the ability to threaten the health of living organisms when exposed uncontrollably. Ionizing radiation can be divided into two main categories; particle radiation and electromagnetic radiation. These are; alpha, beta, gamma, neutron radiation and X-rays and they have different characteristics.

In this study, we work on the development of a radiation shielding material and its characterization against the most dangerous and penetrative radiation type for human body; neutron radiation. In this manner, we firstly mention the development of nuclear reactors and radiation types. The procedures of radiation protection have been explained and we talk about specially neutron radiation. Afterward, the material selection criterias, the properties of materials and preparing steps of specimens that we analyzed the shielding properties were mentioned.

In the experimental studies, 10 to 50 wt. % B₄C reinforcement 20, 40 and 60 mm-thick specimens were prepared and neutron shielding capabilities of boron carbide (B₄C) reinforced polyester matrix materials were investigated because of the excellent properties, like nonradioactive capturing, of boron carbide against neutron radiation

and their characterization were studied with various characterization methods. After metallographic determination of microstructure, impurity analysis and neutron absorption characterizations, it was observed that, shielding capability of the composite material increased with increasing its thickness furthermore when the amount of B₄C reinforcement was increased, the shielding rate also increased, but when it was increased up to 40 and 50 %, a slight decrease was observed in the shielding rate.

The simulation of the study, Fluka Monte Carlo (MCNP-5) was made, and experimental data were compared with those obtained by the simulation. The result we find out from this table is; we reached large absorption ratios with our specimens which contains enriched ¹⁰B, “B₄C-Polyester” shielding material.

Keywords: Nuclear reactors, neutron radiation, shielding, composite material

1.1 Literatür Özeti

Her geçen yıl katlanarak artan elektrik ihtiyacımızı karşılamak maksadıyla nükleer enerjiyi kullanmak giderek daha büyük bir tercih ve/veya zorunluluk haline gelmiştir. Bunun birinci sebebi, temel elektrik yükünün karşılanmasında yenilenebilir enerjilerin an itibari ile yetersiz kalması ve üretilen elektriğin depolanamaması sorunudur. Nükleer teknoloji, enerji sektörünün yanı sıra, tıpta, tarımda, endüstride, bilimsel araştırmalarda vb. birçok yerde yaygın olarak kullanılmaktadır. Bu faydalardan istifade etmekle beraber, ortaya çıkan iyonlaştırıcı radyasyonun canlılar üzerinde yapacağı zararı önlemek için ise birtakım tedbirlerin alınması gerekmektedir.

Radyasyondan korunmada en önemli kural; radyasyon dozunu olabildiğince azaltmaktır. Alınan doz seviyesi; radyasyon çeşidine bağlı olarak, radyasyon kaynağına olan uzaklık, maruz kalma süresi ve kaynağın zırhlanmasına göre değişmektedir.

Çalışanların ve diğer canlıların sağlığının korunması için radyoaktif malzemelerin çok iyi zırhlanması gerekmektedir. Çekirdek reaksiyonları sonucu ortaya çıkan α ve β parçacıklarının malzeme içerisinde aldıkları yollar kısa olduğundan hesaplama yapılırken genelde ihmal edilirler. Zırh tasarlarken nötron, gama ve X-ışınları göz önüne alınmaktadır [1].

Nötron zırhlamasında istenilen özelliklere sahip olan elementlerden birisi, ülkemizde bolca bulunan bor mineralidir. Doğal olarak elde edilen bor minerali, yaklaşık %20 ^{10}B ve %80 ^{11}B izotopu içermektedir. Doğal borun termal nötron yutma tesir kesiti 750 barn'dır. Nükleer alanda bor elementine önem kazandıran ^{10}B izotopunun termal nötron yutma

tesir kesiti ise 3837 barn olup, radyoaktif hale geçmemekte, Eşitlik (1.1)'de görüldüğü üzere sadece 2.8 MeV'lik alfa parçacıkları ve düşük enerjili gama ışını yaymaktadır [2].



Bu özelliğinden dolayı güç reaktörlerinde ani kapatma elemanı olarak kullanılma dahil fazlaca alanda kendine kullanım imkanı bulmuştur.

Dünya toplam bor rezervi 1,3 milyar ton olup; bu rezervin %72,8'i Türkiye'de bulunduğundan dolayı Türkiye bor minerali açısından rakipsizdir [3].

Nötron zırhlamasında kullanılmak üzere şu ana kadar çok farklı malzemeler ile pek çok deney yapılmış ve farklı zırh malzemeleri geliştirilmiştir. Epoksi matrisli bor karbür takviyeli ve karbon fiber ile güçlendirilmiş sandviç yapılı zırh malzemesi geliştirilen çalışmada, %20 bor karbür ve 0,4 mm karbon fiber film kalınlığı değerlerinde maksimum nötron zırhlama kabiliyeti elde edilirken, mekanik dayanım değerlerinin %5 bor karbür ilavesinden sonra azaldığı görülmüştür [4]. EPDM matris içine ilave edilen B₂O₃ ile elde edilen bir diğer kompozit malzemeyle yapılan çalışmalarda ise 2 mm'den 18 mm'ye kadar değişen kalınlıklarda ve %20 ağırlık oranında B₂O₃ ilavesi yapılmış numunelerle hızlı nötron ortamında çalışılmış, malzemelerin mekanik özellikleri ve nötron zırhlama kabiliyetleri araştırılmıştır. [5]. Alüminyum matrise %15 B₄C ve %1 Gd takviyesi ile hazırlanan numunelerle yapılan deneylerde %1'lik Gd ilavesinin %15'lik B₄C ilavesine eş değer oranda tutuculuğu arttırdığı gözlemlenmiştir. [6]. Akıllı polimerlerle gama ve nötron radyasyonuna karşı zırh tasarımı çalışmasında 8 farklı akıllı polimerle çalışılmıştır; 1 keV-100 GeV enerji aralığında çalışılan gama ışınlarına karşı dimetilsülfoksitin öne çıktığı, nötronlara karşı ise en yüksek etkin makroskobik tesir kesitine polietilenimin malzemesinin sahip olduğu görülmüştür [7]. B₄C ve epoksi reçine ile yapılan zırhlama malzemesi geliştirme çalışmasında kullanılan takviye malzemesi B₄C, %99 saflıkta ve 20µm ve 150 µm olarak iki farklı tanecik boyutunda seçilmiştir. Hazırlanan numunelerden birine, ikincil gama ışınlarına karşı 60 nm boyutlarında %99,9 saflıkta WO₃ ilavesi ile birlikte alevlenme geciktirici organik bileşik olarak ATH ilavesi yapılmıştır. Numuneler, 2 mm, 4 mm ve 8 mm kalınlıklarda ve ağırlıkça %1, %3 ve %5 B₄C içerecek şekilde hazırlanmıştır. Nötron zırhlama testlerine göre, numunelerin kalınlıkları ve B₄C içerikleri arttıkça nötron tutuculuk değerlerinin de arttığı gözlenmiştir. Ayrıca, yapı

bünyesine katılan bileşikler ATH ve WO₃'ünde malzemenin nötron tutuculuğuna etkisi araştırılmış ve pozitif etki ettiği görülmüştür [8]. Yüksek ısıl dayanım ve mekanik özelliklere sahip olması hedeflenen zırhlama malzemesi eldesine yönelik bir başka çalışmada ise karbon fiber takviyeli Sm₂O₃-poliamid kompozit numuneler hazırlanmıştır. Numunelerin; yüksek kopma dayanımına ulaştığı, 300 °C'ye kadar deformasyona uğramadığı ve sırasıyla gama radyasyonuna ve nötron radyasyonuna karşı yüksek zırhlama kabiliyetine sahip olduğu görülmüştür [9]. Ultra hızlı nötronların zırhlaması için yapılan çalışmada, Fluka Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak Fe-B ve B₄C takviye malzemesi içeren beton numunelerin davranışları bilgisayar ortamında araştırılmıştır. Simülasyon sonuçlarına göre, belirlenen 0,1 µSv/h doz limitine, takviye malzemesi içermeyen beton numunelerinde 650 cm kalınlıkla ulaşılabilmişken bu değer, %20'lik B₄C takviyesi ile 610 cm'ye, %20'lik Fe-B içinse 490 cm'ye düşmüştür [10]. Epoksi-barit (baryum) ve doymamış çapraz bağlı polyester-barit (baryum) ile oluşturulan iki farklı kompozit malzeme ile yapılan araştırmalar sonucu elde edilen malzemelerin istenilen değerlerde nötron zırhlama kabiliyetine sahip olmadığı, bunun yanında polyester baritli kompozit malzemenin gama ışını soğurma değerinin diğer kompozit malzemedan daha yüksek olduğu görülmüştür [11]. B₄C ve parafin (Wax) ile yapılan bir çalışmada 0,30 mm, 0,55 mm ve 0,65 mm kalınlık oranlarındaki numunelerle yapılmış olan nötron zırhlama deney sonuçlarına göre en kalın numunenin en fazla nötron tutuculuğuna sahip olduğu gözlenmiştir. Bununla birlikte B₄C takviyeli numunelerin, diğer bor bileşiklerinden olan kurnakovit ve inderite göre daha üstün tutuculuk değerleri verdiği ifade edilmiştir [12]. Yüksek yoğunluklu polietilen matris içine mikro ve nano boyutlarda B₄C ilave edilen bir diğer çalışmada ise tanecik büyüklüğünün zırhlamaya olan etkisi araştırılmıştır [13]. Reaktörlerde sıklıkla kullanılan bazı metal alaşımlarla yapılan çalışmada 516-Karbon Çeliği, SS403, SS410, SS316, SS316L, SS304L, Inconel600 Nikel-Krom alaşımı ve Monel400 Bakır-Nikel alaşımı parçaların gama ve nötron radyasyonuna karşı zırhlama davranışları incelenmiştir. Hızlı nötronlarla ve gama ışınları ile çalışılmıştır. Nötronlara karşı SS316, gama radyasyonuna karşı ise Bakır-Nikel alaşımı parçaların zırhlama özellikleri diğer metal ve alaşımları içinde öne çıkmıştır [14].

1.2 Tezin Amacı

Radyasyonun farklı şekillerde hayatımıza girdiği çağımızda, zararlı etkilerine karşı canlı yaşamını korumak da birincil öncelik olarak belirginleşmiştir. Farklı radyasyon çeşitlerine karşı, farklı koruma/korunma yöntemleri bulunmakla birlikte, tüm radyasyon türleri içinde en tehlikelisi olan nötron radyasyonuna karşı korunma çalışmaları daha bir önem arz etmektedir. Bu kapsamda yapılmakta olan çalışmalar ise, radyasyon kaynakları ile çalışılan sürenin ve çalışma mesafesinin ayarlanması gibi nisbeten teorik çalışmalarla birlikte, kaynakla canlı arasına konulması gereken zırhlama malzemelerinin geliştirilmesi üzerine yoğunlaşmıştır.

Çalışmanın amacı; nötron radyasyonu zırhlamasında kullanılabilmesi öngörülen, elde döküme uygun polyester reçine ve takviye malzemesi olarak B_4C kullanılarak kompozit matrisli nötron zırhlama malzemesi geliştirilmesi ve elde edilen bu malzemenin karakterizasyonunun yapılarak zırhlama kabiliyetinin araştırılmasıdır. Böylece elde edilen kompozit malzeme ile nötron zırhlama oranı yüksek, kolay hazırlanabilir ve daha ekonomik bir zırhlama malzemesi geliştirilmesi hedeflenmektedir.

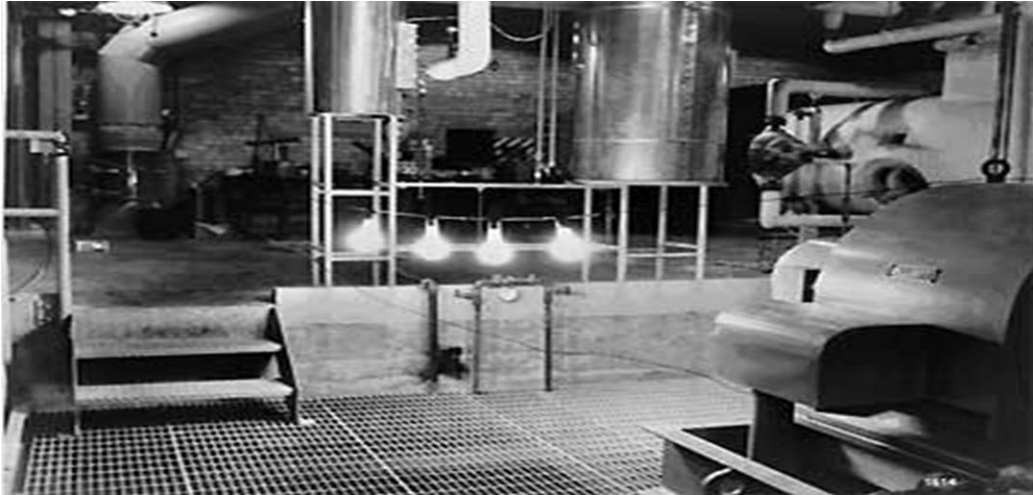
1.3 Hipotez

Zenginleştirilmemiş bor içeren B_4C ve polyester kullanımıyla, yüksek zırhlama değerlerine ulaşılabilen, kolay hazırlanabilen ve nötron zırhlama çalışmalarında kullanılan pek çok zırh malzemesinden daha ekonomik zırh malzemesi geliştirilmesi öngörülmektedir.

NÜKLEER ENERJİNİN TARİHİ VE NÜKLEER SANTRAL ÇEŞİTLERİ

2.1 Nükleer Enerjinin Tarihi ve Dünyada Nükleer Enerji

Nükleer enerji kullanılarak ilk elektrik üretimi, deneysel üretim reaktörü EBR-I kullanılarak 20 Aralık 1951 de Arca, Idaho, Amerika’da gerçekleştirilmiştir [15]. Bu ilk tecrübeye 4 adet 200 Watt gücündeki lamba dizisi, reaktörden elde edilen enerjiyle aydınlatılmıştır. EBR-I sürekli elektrik üretimini gerçekleştirecek şekilde tasarlanmamış olsa da nükleer reaktörlerin kullanılabilirliğini ispatlamıştır.



Şekil 2. 1 Nükleer enerji kullanılarak üretilen ilk enerji

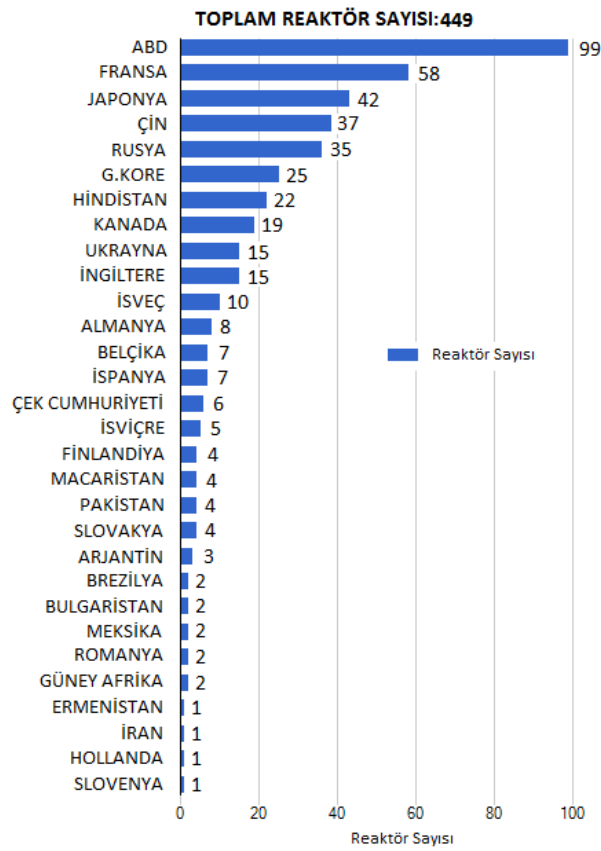
26 Temmuz 1954’te, Rusyanın Obninsk şehrinde APS-I 5 MW’lık elektrik çıkışı ile şebekeye bağlanan ve ticari olarak elektrik üreten ilk nükleer güç santrali olmuş, 27 Ağustos 1956’da ise İngiltere’de Calder Hall 1 nükleer güç santrali, 50 MW seviyesinde elektrik üretimine başlamıştır [16].

1960'lerden itibaren dünya ülkeleri için güvenilir enerji kaynaklarından enerji temini en önemli husus haline gelmiştir. 1970'li yıllardaki dünya petrol krizi nükleer güce olan talebi artırmış ve nükleer enerji en güvenilir enerji kaynakları arasına girmiştir. 1980'lerde dünya üzerinde onlarca reaktör kurulumu tamamlanmış ve çalışmaya başlamış haldedir. 1980'lerin sonlarından itibaren ise nükleer enerji talebi düşmüş, 1990'larda durağan hale dönmüştür. Buna sebep olarak 1979 yılında ABD'de yaşanan Three Mile Island ve 1986 yılında Rusya'da yaşanan Chernobyl kazaları gösterilse bile en büyük etki dünya ekonomisindeki yavaşlama ve doğalgazın enerji üretim piyasasına girmesidir. Bununla birlikte 21. yüzyılda yaşanmakta olan küresel iklim değişimleri de gözönünde bulundurulduğundan yeni enerji üretim metotları değerlendirilmeye başlanmıştır. Bu minvalde nükleer enerjiyle birlikte yenilenebilir enerji kaynaklarına olan ilgi de artmıştır. Fakat yenilenebilir enerji kaynaklarının iklim koşullarına bağlılığı sebebiyle enerji arz güvenliğini sağlayamamasından ötürü nükleer enerji güvenilir ve sürdürülebilir enerji kaynağı olarak ön plana çıkmıştır [17]. Çizelge 2.1'de UAEA verilerine göre 16 Haziran 2017 tarihi itibari ile dünyadaki nükleer güç santrallerinin ulaştığı seviye görülmektedir.

Çizelge 2. 1 Dünya üzerinde işletme ve inşaat halindeki nükleer güç santrallerinin durumu (UAEA, PRIS 16.06.2017)

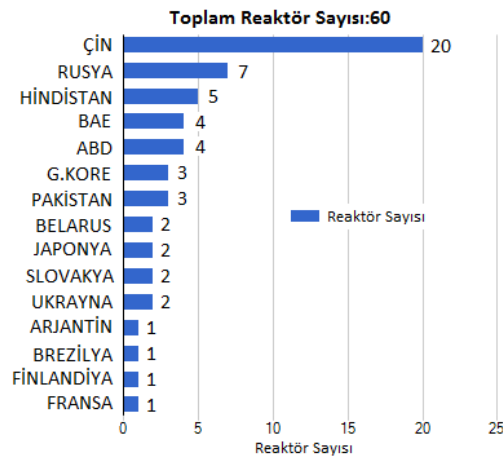
Ülke	İşletme Halinde		Yapım Aşamasında		Ülke	İşletme Halinde		Yapım Aşamasında	
	Adet	Net Elekt. Çıkışı-MWe	Adet	Net Elekt. Çıkışı-MWe		Adet	Net Elekt. Çıkışı-MWe	Adet	Net Elekt. Çıkışı-MWe
Arjantin	3	1632	1	25	Kore Cumhuriyeti	25	23077	3	4020
Ermenistan	1	375	-	-	Meksika	2	1552	-	-
Belarus	-	-	2	2218	Hollanda	1	482	-	-
Belçika	7	5913	-	-	Pakistan	4	1005	3	2343
Brezilya	2	1884	1	1245	Romanya	2	1300	-	-
Bulgaristan	2	1926	-	-	Rusya Federasyonu	35	26111	7	5520
Kanada	19	13554	-	-	Slovakya Cumhuriyeti	4	1814	2	880
Çin ➤ Anakara ➤ Tayvan	37 6	32384 5052	20 2	20936 2600	Slovenya	1	688	-	-
Çek Cumhuriyeti	6	3930	-	-	Güney Afrika	2	1860	-	-
Finlandiya	4	2764	1	1600	İspanya	7	7121	-	-
Fransa	58	63130	1	1630	İsveç	10	9740	-	-
Almanya	8	10799	-	-	İsviçre	5	3333	-	-
Macaristan	4	1889	-	-	Ukrayna	15	13107	2	2070
Hindistan	22	6240	5	2990	Birleşik Arap Emirlikleri	-	-	4	5380
İran	1	915	-	-	İngiltere	15	8918	-	-
Japonya	42	39752	2	2653	Amerika	99	99868	4	4468
Toplam						449	392.116	60	60.578

Çizelge 2.1’ de görülen işletme halindeki nükleer güç santrallerinin sayısı Şekil 2.2’de grafiksel olarak verilmiştir.



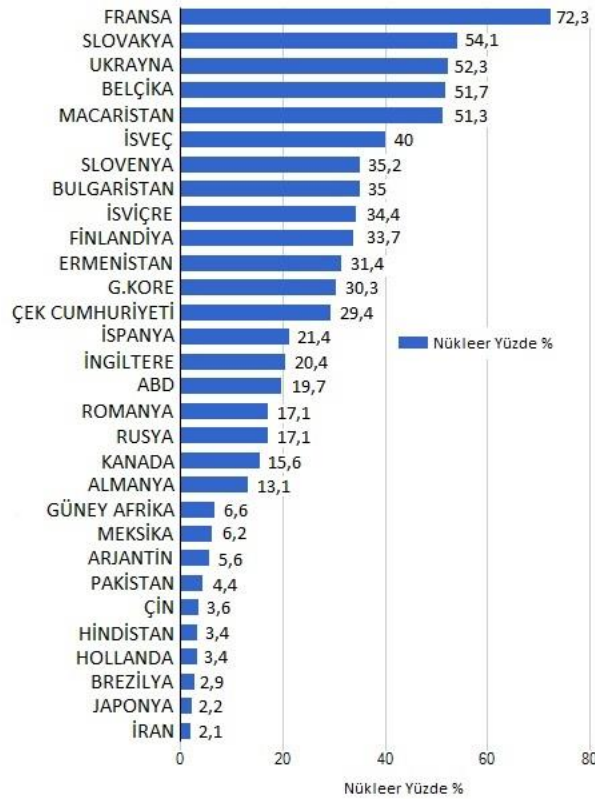
Şekil 2. 2 Ülkelere göre işletme halindeki nükleer reaktörler (UAEA, PRIS 16.06.2017)

UAEA 2017 verilerine göre dünya üzerinde yapımı devam eden nükleer güç santralleri Şekil 2.3’te görülmekte olup ülkemiz benzeri pek çok ülke ise güç santrali kurmanın niyet, ihale, şartname hazırlığı vb. gibi farklı aşamalarında bulunmaktadır.



Şekil 2. 3 Ülkelere göre inşaat halindeki nükleer reaktörler (UAEA, PRIS 16.06.2017)

Elektrik üretiminin Fransa'da yaklaşık %73'ü, ABD'de %20'si, Rusya'da %18'i ve İngiltere'de %21'i nükleer santrallerden sağlanmaktadır (Şekil 2.4).



Şekil 2. 4 Ülkelere göre nükleer reaktörlerin elektrik üretimindeki payları (UAEA, PRIS 16.06.2017)

UAEA verilerinden görüldüğü gibi dünya üzerinde gelişmiş ülkeler başta olmak üzere pek çok ülke nükleer enerjiyi hali hazırda kullanmaya ve kullanım ömrünü tamamlamış olan veya ihtiyaç duyulan güvenlik güçlendirmesi ekonomik olmayan reaktörlerini devre dışı bırakırken yeni nesil reaktörleri devreye almaya da devam etmektedir. Gelişmiş ülkeler arasında bulunan Almanya, son yıllarda nükleer enerjiden vazgeçme yoluna gitmekle birlikte, tarihteki en büyük nükleer kazalardan olan Fukushima kazasını yaşayan Japonya ise geçici süreliğine reaktörlerini devre dışı bırakmıştır. Bununla beraber Japonya'nın kullanıma hazır 42 adet reaktörü bulunmaktadır ve inşaat aşamasındaki ve planlanan&önerilen toplam 14 adet reaktörle birlikte, bu teknolojiye yatırım yapmaya devam etmektedir.

2.2 Türkiye’de Nükleer Enerjinin Tarihi

Gelişmiş ülkelerin pek çoğu, elektrik ihtiyaçlarının çok ciddi miktarını Şekil 2.4’te görüldüğü üzere nükleer santrallerden karşılamaktadır. Türkiye ise 1970’ten bu yana nükleer güç santrali kurma planlarına sahip bir ülke konumundadır. Bugün ise nükleer güç sahibi olmaya, ülkenin ekonomik büyümesini devam ettirebilmenin, cari açığı azaltmanın yanı sıra enerji arz güvenliğinin kilidi olarak bakılmaktadır.

Bu minvalde 12 Mayıs 2010 tarihinde Türkiye ile Rusya arasında Nükleer Güç Santrali kurulum ve işletimine dair bir anlaşma imzalanmıştır [18]. Anlaşma çerçevesinde Rus devlet şirketi Rosatom, herbiri 1200 MW’lık toplam 4 üniteden oluşan, 4800 MW güç çıkışlı VVER-1200 tipi güç santralini Mersin ilimizin Akkuyu bölgesinde inşaa edecek ve işletecektir.

Bu kapsamda lisanslayıcı kuruluş olan TAEK ile devam edegelen süreçte Rus şirketi yer etüt çalışmalarını yaparak saha lisanslaması için başvurusunu yapmış olup, Güncellenmiş Yer Raporunu TAEK onayına sunmuş ve bu rapor 06.12.2013 tarihinde Atom Enerjisi Komisyonu tarafından 130/2 sayılı kararla kabul edilmiştir [18]. Bununla beraber Rosatom, ÇED çalışmalarını da yaparak 09.07.2013 tarihinde Çevre ve Şehircilik Bakanlığı’na ÇED raporunu sunmuştur.

Bunun yanı sıra ülkemizin ikinci nükleer reaktör çalışmaları da devam etmekte olup Sinop’ta kurulması düşünülen reaktör için teklifler alınmış ve yapılan incelemeler sonucu 2007 yılında kurulan Paris merkezli, Japon MHI ve Fransız AREVA ortak girişimi olan ATMEA tarafından geliştirilen “ATMEA1”in Sinop projesinde uygulanmasına karar verilmiştir. Bu proje MHI ile birlikte Japon ITOCHU Corporation, Fransız GDF SUEZ ve Türk EÜAŞ’ın oluşturduğu uluslararası bir şirketler birliği tarafından gerçekleştirilecek olup ilk ünitesinin 2023 yılında hizmete girmesi hedeflenmektedir [19].

2014 yılında Türkiye’nin elektrik üretimi 251 milyar kWh’tir. Bunun 120 Twh’lik (%48) kısmının 2/3’ü Rusya’dan, geri kalan kısmının da hemen hemen tamamı İran’dan satın alınan doğalgazdan, 76 TWh’lik (%28) kısmı kömürden, 40 TWh’lik (%24) kısmı da hidroelektrik santrallerden elde edilmiştir. 6 TWh’lik elektrik enerjisi de doğrudan ithal edilmiştir [19].

%4'lik büyüme oranına sahip olan Türkiye'de kişi başı elektrik tüketim miktarı değeri, 1990 yılı için 800 kWh/yıl iken 2014 yılında bu değer 2600 kWh/yıl oranına çıkmış ve 2012 yılı toplam elektrik tüketimi 195 milyar kWh değerlerini bulmuştur. Aynı büyüme hızı ile devam edildiği takdirde, 2023 yılında senelik bazda elektrik ihtiyacının 450 milyar kWh olacağı öngörülmektedir [20]. ETKB bünyesinde yapılan tüm planlamalar Türkiye'nin ilerleyen yıllarda ihtiyaç duyacağı bu enerji talebini karşılamaya yöneliktir. Bu sebeple sahip olunan tüm kaynaklardan en üst seviyede enerji üretimine ve yeni kaynaklar oluşturmaya yönelik adımlar atılmaktadır. Bu çerçevede kurulmaya çalışılan nükleer santrallere dair 1970 yılından bu yana işleyen süreç Çizelge 2.2'de görülmektedir.

Çizelge 2. 2 Ülkemizin nükleer tarihi [21]

Tarih	Gelişme
1956	Atom Enerjisi Komisyonu kuruldu
1972	TEK Nükleer Enerji Dairesi kuruldu
1976	Akkuyu yer lisansı verildi
1977-1979	Açılan ihale iptal oldu
1983-1985	Açılan ihale iptal oldu
1986	TEK Nükleer Enerji Dairesi kapatıldı
1996-2000	Açılan ihale 8 defa karar ertelenerek iptal oldu
2007	5710 sayılı Kanun yayımlandı
2008-2009	Açılan ihale iptal oldu
2010	Rusya Federasyonu ile Mersin-Akkuyu'da NGS kurulmasına ilişkin hükümetler arası anlaşma imzalandı

Çizelge 2.2'den de görüleceği gibi, Türkiye'nin 1956 yılından bu yana devam edegelen nükleer güç santrali edinme girişimleri başarısızlığa uğramıştır. Geline nokta ise, Rusya ve Japonya ile anlaşmalar imzalanmış olup, nükleer güç santrali kurulumuna 1956 yılından bu yana ilk kez bu kadar yaklaşılmıştır. Türkiye'nin kurmayı planladığı Akkuyu ve Sinop nükleer santrallerine dair veriler Çizelge 2.3'de gösterilmiştir.

Çizelge 2. 3 Akkuyu ve Sinop nükleer santrallerine dair veriler [19]

	Tip	Brüt Güç (MWe)	İnşaat Başlangıç	İşletmeye Alma
Akkuyu 1	VVER-1200	1200	2018	2023
Akkuyu 2	VVER-1200	1200	2019	2023
Akkuyu 3	VVER-1200	1200	2020	2024
Akkuyu 4	VVER-1200	1200	2021	2025
Sinop 1	Atmea1	1150	2017	2023
Sinop 2	Atmea1	1150	2018	2024
Sinop 3	Atmea1	1150	-	-
Sinop 4	Atmea1	1150	-	-
İğneada 1-4	AP1000x2 CAP1400X2	2X1250 2X1400	-	-

Türkiye, ilk iki reaktörün kurulumunun akabinde 3. ve 4. nükleer reaktörünü de kurmayı planlamaktadır. Çizelge 2.3'te görülen, Sinop ilimize kurulması planlanan Atmea1 tipi nükleer reaktör, Fransız AREVA firması ile Japon Mitsubishi Heavy Industries firmalarının ortaklaşa geliştirdikleri bir reaktör olup III+ nesil bir basınçlı su reaktörüdür.

İğneada'da kurulması planlanan reaktörlerden ikisi olan AP1000 reaktör tipi Westinghouse Electric Company firmasının AP600 basınçlı su reaktörünü geliştirmesiyle ortaya çıkan III+ bir basınçlı su reaktörü olup şu anda çoğunluk hissesi Toshiba Corporation firmasına aittir. CAP1400 tipi diğer iki reaktör ise Westinghouse ile Çin State Nuclear Power Technology Corporation firması arasında kabul edilen anlaşma ile AP1000'in teknolojik altyapısının kullanılmasıyla ortaya çıkan yine III+ bir basınçlı su reaktörüdür. Türkiye'nin 2012-2021 yıllarına ait enerji üretimindeki farklı enerji kaynaklarına ait üretim gücü dağılımı Çizelge 2.4'te görülmektedir.

Çizelge 2. 4 Türkiye'nin 2013-2021 yıllarına ait enerji üretim verileri(GWh) [22]

	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021
LİNYİT	52861	53185	57261	61236	61333	61333	61333	61333	61333
TAŞ KÖMÜRÜ + ASFALTİT	3967	3967	4939	5911	5911	5911	5911	5911	5911
İTHAL KÖMÜR	26780	26281	30790	37901	39626	39673	39673	39673	39673
DOĞAL GAZ	152777	158748	169522	175072	175154	176011	175785	176011	176011
JEOTERMAL	912	1212	1402	1402	1402	1402	1402	1402	1402
FUEL OİL	9224	9224	9224	9224	9224	9224	9224	9224	9224
MOTORİN	148	148	148	148	148	148	148	148	148
NÜKLEER	0	0	0	0	0	0	4200	12600	21000
DİĞER	1408	1408	1408	1408	1408	1408	1408	1408	1408
TERMİK TOP.	248076	254172	274693	292301	294205	295108	299083	307708	316108
BİOGAZ+ATIK	1111	1166	1196	1196	1196	1196	1196	1196	1196
HİDROLİK	72934	79651	90522	104443	112708	115779	116558	116558	116558
RÜZGAR	7001	8343	9208	9208	9208	9208	9208	9208	9208
TOPLAM	329123	343333	375619	407148	417317	421292	426044	434670	443070

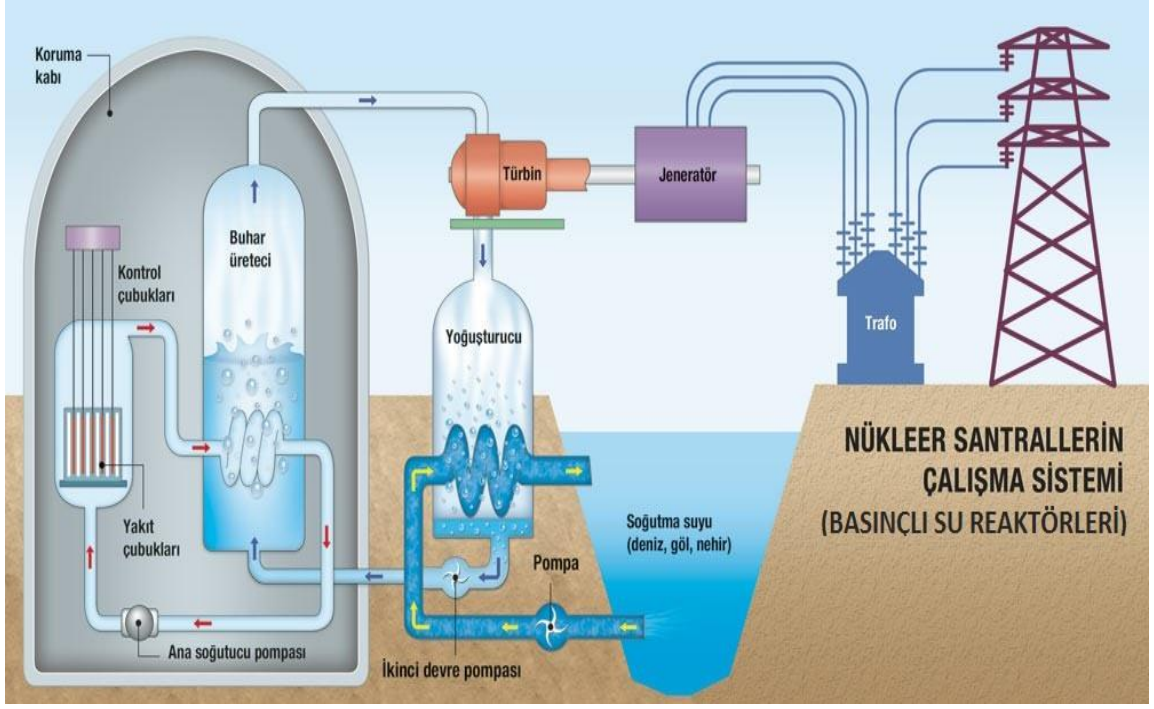
2.3 Nükleer Santral Çeşitleri

Günümüzde, nükleer enerji ile elektrik üretiminde kullanılmakta bulunan 6 çeşit nükleer reaktör bulunmaktadır. Bunlar sırasıyla; Basınçlı Su Reaktörleri (PWR), Kaynar Sulu Reaktörler (BWR), Candu Tipi Basınçlı Ağır Su Reaktörleri (PHWR), Gaz Soğutmalı Reaktörler (AGR & Magnox), Hafif Sulu Grafit Yavaşlatıcılı Reaktörler (RBMK & EGP) ve Hızlı Nötron Reaktörleridir (FBR). Tüm bu reaktörlerin yapısal komponentleri birbirinden farklı olup; yakıt tipine, soğutucu akışkanlarına, yavaşlatıcılarına ve nesillerine göre sınıflandırmalar yapılmaktadır. Söz konusu reaktör türlerinin genel özellikleri Çizelge 2.5'te verilmiştir.

Çizelge 2. 5 Kullanılmakta olan reaktör türlerinin genel özellikleri (IAEA, PRIS 16.06.2017)

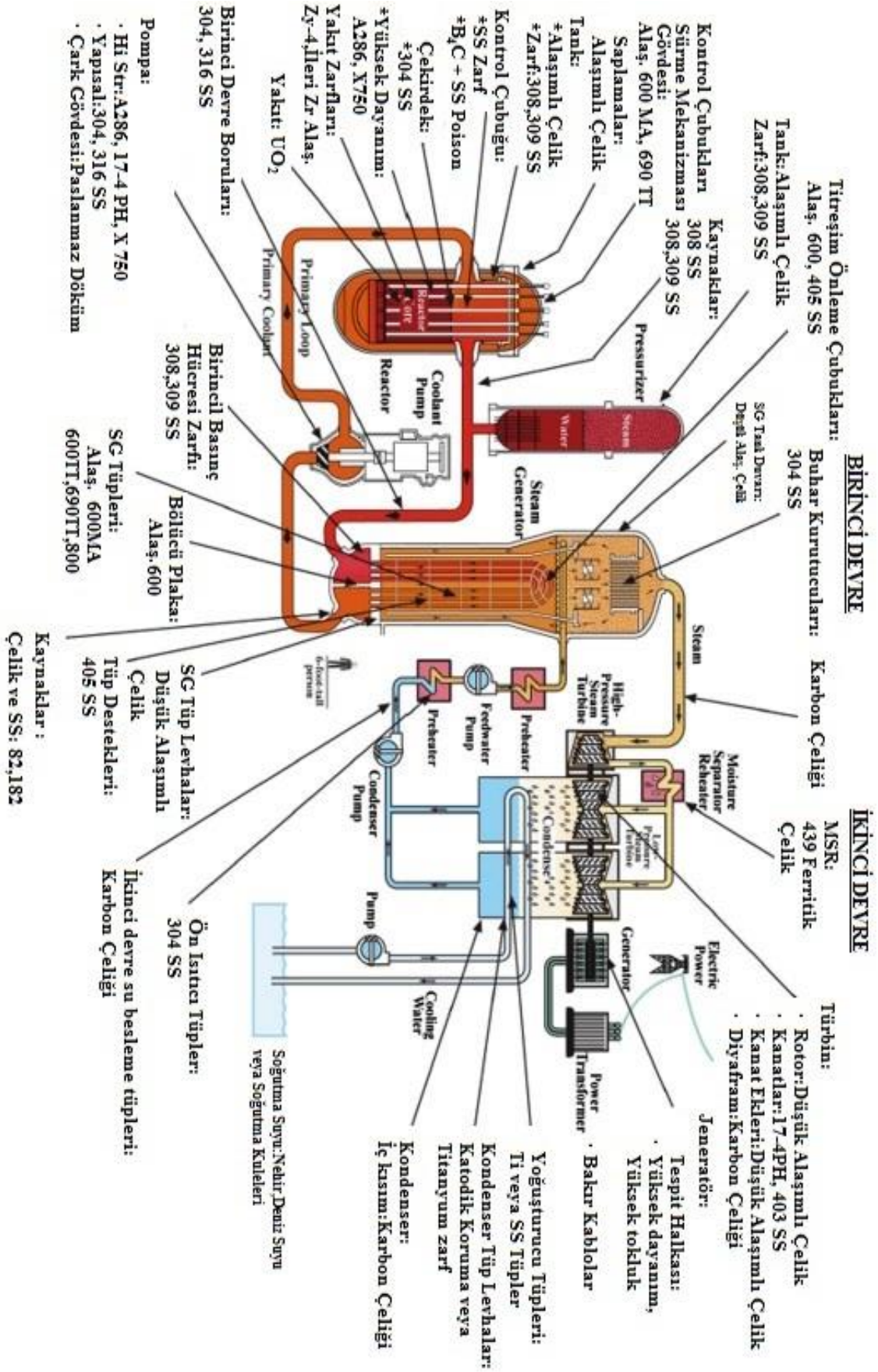
Reaktör Tipi	Ana Ülkeler	Sayı	Güç(GWe)	Yakıt Tipi	Soğutucu	Yavaşlatıcı
Basınçlı Su Reaktörleri (PWR)	Amerika Fransa Japonya Rusya Çin	291	277,28	Zenginleştirilmiş UO ₂	Su	Su
Kaynar Sulu Reaktörler (BWR)	Amerika Japonya İsveç	77	74,85	Zenginleştirilmiş UO ₂	Su	Su
Candu Tipi Basınçlı Ağır Su Reaktörleri (PHWR)	Kanada	49	24,63	Doğal UO ₂	Ağır Su	Ağır Su
Gaz Soğutmalı Reaktörler (AGR & Magnox)	İngiltere	14	7,72	Doğal U (metal), Zenginleştirilmiş UO ₂	CO ₂	Grafit
Hafif Sulu Grafit Yavaşlatıcılı Reaktörler (RBMK & EGP)	Rusya	11 + 4	10,21	Zenginleştirilmiş UO ₂	Su	Grafit
Hızlı Nötron Reaktörleri (FBR)	Rusya	3	1,37	PuO ₂ ve UO ₂	Sıvı Sodyum	Yok
TOPLAM		449	396.06			

Reaktör türleri arasında dünyada en yaygın olarak kullanılmakta olan basınçlı su reaktörlerinin çalışma sistemine ait şema Şekil 2.5'te görülmektedir.



Şekil 2. 5 Basıncılı su reaktörünün (PWR) şematik görünümü

Çalışma sistemi yukarıda şematik olarak verilen basıncılı su reaktörlerinin inşasında genel olarak kullanılan malzemeler ise Şekil 2.6'da verilmiştir.



Şekil 2. 6 PWR tipi reaktör parçalarının imalatında kullanılan malzemeler [23]

2.4 Nükleer Santrallerin Diğer Santrallerden Farkları ve Çevreye Etkileri

Herhangi bir enerji santrali ile nükleer enerji santrali arasındaki en önemli fark, kullanılan yakıtın cinsi ve kullanılış şeklidir. Fosil yakıt çevrim santrallerinde kullanılan yakıtlar, kömür, petrol, doğalgaz ve fuel oil gibi yakıtlar olup yanma sonucu açığa çıkan enerji kimyasal bağ enerjisidir. Nükleer santrallerde ise yakıt olarak uranyum kullanılır ve çekirdekte meydana gelen parçalanma reaksiyonu sonucu çekirdek bağ enerjisinin bir kısmı açığa çıkar.

Yakıt türlerinin sahip olduğu enerji yoğunluğu Çizelge 2.6’da görülmektedir.

Çizelge 2. 6 Farklı enerji kaynaklarının enerji yoğunluğu [24]

Yakıt (1 kg)	Enerji Yoğunluğu (kWh)
Odun	1
Kömür	3
Petrol	4
Doğal gaz (Sıvılaştırılmış)	4,5
Uranyum	50.000
Plütonyum	6.000.000

Aynı miktar enerji eldesi için nükleer santral ve kömür yakıtlı termik santralin yakıt ve çevresel atık değerleri karşılaştırmalı olarak Çizelge 2.7’de görülmektedir.

Çizelge 2. 7 Aynı güçteki termik ve nükleer santralin karşılaştırması [25]

Karşılaştırma Kriterleri	Nükleer Santral (1000 MWe)	Kömür Santrali (1000 MWe)
Tüketilen yakıt miktarı	27 ton/yıl	2,6 milyon ton/yıl
Kullanılmış yakıt	27 ton/yıl	-
Yüksek radyoaktifiteli atık	3-5 m ³ /yıl	-
Orta ve düşük radyoaktifiteli atık	800 ton/yıl	-
CO ₂	-	6,5 milyon ton/yıl
Kül	-	300.000 ton/yıl
SO ₂	-	20.000 ton/yıl
NO _x	-	4.000 ton/yıl
Ağır Metal	-	400 ton/yıl

Uranyumdan elde edilen enerji yoğunluđu fosil yakıtlara nazaran bir hayli yüksek olduğundan yakıt maliyetindeki değışimin elektrik üretim maliyetlerine etkisi bakımından nükleer santraller ile fosil yakıtlı santraller arasında çok ciddi bir fark olmaktadır. Fosil yakıtlara dayalı santrallerde yakıt maliyeti iki katına çıktığında üretim maliyeti yaklaşık yüzde 60-80 artarken, nükleer santrallerde üretim maliyeti sadece yüzde 10 etkilenmektedir [26].

Nükleer enerji kullanan ülkelerin bu enerjiyi seçme sebepleri kısaca şu şekilde sıralanabilir;

- Nükleer santraller çevre dostudur, sera gazı salımı yoktur,
- Nükleer teknoloji ülkeye farklı alanlarda (teknolojik, ekonomik vb.) katkılar sağlamaktadır,
- Ülkenin yetişmiş, nitelikli personel oranını arttırır,
- Enerji üretim birim fiyatı, fosil yakıt çevrim santrallerinden ucuza mal olmaktadır.

RADYASYON ÇEŞİTLERİ VE RADYASYONDAN KORUNMA**3.1 Radyasyon ve Çeşitleri**

Radyasyon; dalga, parçacık veya foton formunda yayılan enerjidir. Günlük hayatımızın hemen her alanında gerek doğal yollardan gerekse yapay kaynaklardan sürekli radyasyona maruz kalmaktayız. Bu maruziyet ciddi durumlarda belirgin sonuçlara sebep olurken, çoğu zaman farkında bile olmamaktayız. Radyasyon, kainat yaratılalı beri varolagelen, hayatın bir gerçeğidir. Ancak, doğal ve yapay radyoaktif kaynakların elde edilip farklı disiplinlerde kullanılmaya başlanması ile radyasyonun zararlı etkileri artmaya başlamıştır. Radyasyon türlerini; iyonlaştırıcı olan ve iyonlaştırıcı olmayan radyasyon olarak iki sınıfa ayırabiliriz. İyonlaştırıcı radyasyon; kozmik ışınlar, X-ışınları ve radyoaktif maddelerden yayınlanan radyasyonu içerir. İyonlaştırıcı olmayan radyasyon ise; kızılötesi ışık, radyant ısı, morötesi ışık, görünür ışık, radyo dalgaları ve mikro dalgaları içerir [27]. Günlük hayatımızda içiçe olduğumuz radyasyon çeşitlerini gösteren enerji tayfı Şekil 3.1’de verilmiştir.



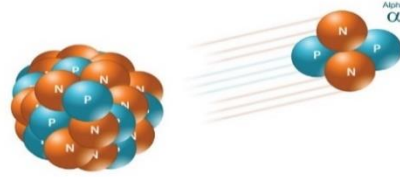
Şekil 3. 1 Enerji Tayfı

3.1.1 İyonlaştırıcı Radyasyon Çeşitleri

Atom çekirdeğinden kaynaklanan ve içine girdiği ortamı iyonlarına ayırıtıran radyasyonlara iyonlaştırıcı radyasyon adı verilir. Parçacıklı radyasyon ve elektromanyetik radyasyon olarak ikiye ayrılır.

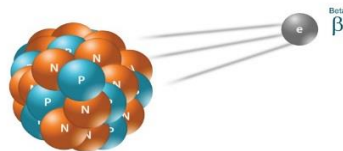
3.1.1.1 Parçacıklı Radyasyon

Alfa Radyasyonu: Kararsız ağır çekirdeklerden yayınlanan pozitif yüklü helyum çekirdekleridir (Şekil 3.2). Göreceli olarak ağır bir parçacık olduğundan havada çok az yol alabilir ve bir kâğıt parçası veya cildimiz tarafından tamamıyla soğurulabilir. Fakat α parçacıkları solunum veya başka bir yolla vücut içine alındıklarında mide veya akciğer hücreleri gibi yakın mesafedeki hücreler için çok zararlı olabilirler çünkü enerji yoğunlukları fazladır [28].



Şekil 3. 2 Alfa radyasyonu [29]

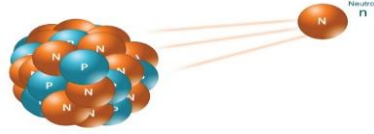
Beta Radyasyonu: Kararsız çekirdeklerden yayınlanan elektronlar ve pozitronlardır (Şekil 3.3). α parçacıklarına göre epey hafif parçacıklar olmakla birlikte tıpkı α kaynaklarında olduğu gibi güçlü β kaynakları da vücut içine alındığı takdirde canlı dokulara ciddi miktarda zarar verir. Plastik, cam veya metal levhalarla rahatlıkla durdurulabilir [28].



Şekil 3. 3 Beta radyasyonu [29]

Hem α hem β radyasyonu sonucu ışıma yapan çekirdeğin kimliği değişir.

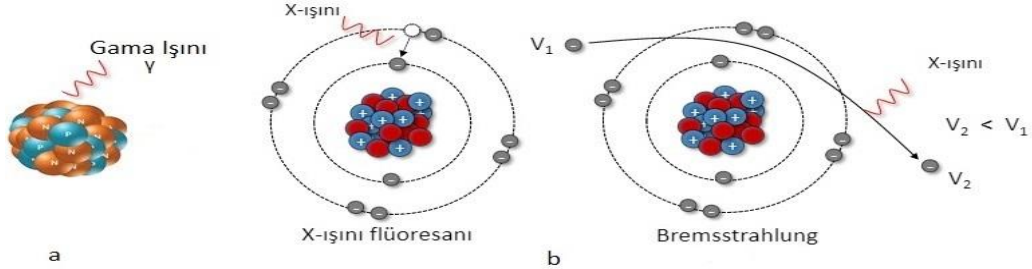
Nötron Radyasyonu: Nötron radyasyonu bağımsız bir nötrondan oluşur ve genellikle doğal veya tetiklenmiş fisyon sonucu salınırlar (Şekil 3.4). Kütleleri alfa parçacıklarına nazaran dörtte bir kadar olan parçacıklardır. Yüksüz olduklarından dolayı giricilikleri çok yüksektir ve dolaylı iyonizasyona sebep olurlar; kararlı bir çekirdek tarafından soğurulduklarında çekirdeği kararsız hale getirir ve ışıma yapmasına sebep olurlar [29].



Şekil 3. 4 Nötron Radyasyonu [29]

3.1.1.2 Elektromanyetik Radyasyon

Elektromanyetik radyasyon, Şekil 3.5'te görüldüğü gibi gama ve X-ışınları olmak üzere incelenebilir.



Şekil 3. 5 a) γ radyasyonu b) X-ışını radyasyonu [29]

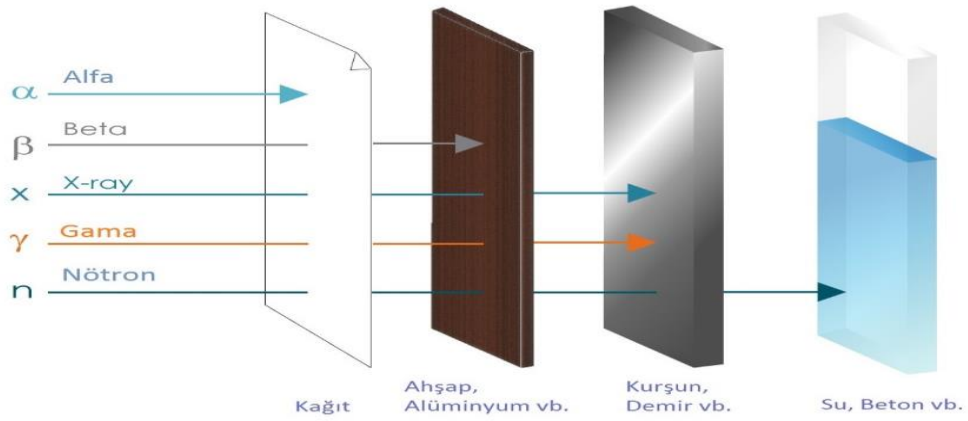
Gama Radyasyonu: Kararsız çekirdeklerden yayınlanan dalga boyları çok küçük, yüksüz, kütsüz ve yüksek enerjili fotonlardır. Atom numarası yüksek olan, ağır ve yoğun maddelerle durdurulabilirler. Kurşun ve seyreltilmiş uranyum bunun için en ideal iki malzemedir.

X-İşını Radyasyonu: Gama ışınlarına benzerdirler fakat kaynakları farklıdır. X-ışınları genelde elektron bulutlarında oluşan enerji değişimlerinden meydana gelir. Yüksek enerji seviyesinde bulunan bir elektron düşük enerji seviyesine aniden indiğinde fazla olan enerji dışa salınır. Tıpkı bunun gibi yüksek enerjili elektron demeti aniden yavaşlatılırsa oluşan frenlemelerden (Bremsstrahlung) dolayı elektron demetinin

bünyesinden ortama enerji salımı meydana gelmektedir. Giricilikleri yüksek olup tıpkı gama ışınları gibi yoğunluğu yüksek maddelerle durdurulabilirler [28], [29].

3.2 Radyasyondan Korunma

Bölüm 3.1’de anlatılan radyasyon çeşitlerinin giricilik özellikleri Şekil 3.6’dan görülebilir. Görüldüğü gibi her bir radyasyon çeşidi, farklı özelliklerde malzemelerle etkin şekilde durdurulabilmektedir.



Şekil 3. 6 İyonlaştırıcı radyasyon çeşitlerinin giricilikleri [29]

Tıp bilimi, radyasyonun giricilik özelliğinin kullanıldığı alanların ilkidir ve X-ışınları insan ile ilgili çalışmalarda ve tedavide devrimsel gelişmelere neden olmuştur. Fakat çok erken safhada yararlarının yanı sıra bazı riskleri de içerdiği anlaşılmış ve kişilerin radyasyonun zararlı etkilerinden korunması gerektiği ortaya çıkmıştır. Radyasyonun kullanımında faydalar ve riskler dengesi söz konusudur. Bu hususta uluslararası düzlemde radyasyondan korunma sistemi ve düzenleyici esaslar oluşturulan kurum ve kuruluşlarca belirlenmiş ve küresel ölçekte kabul görüp uygulanmaya başlanmıştır. Bu kurum ve kuruluşların başında UAEA ve Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu (ICRP) gelmekte olup yayınladıkları Tavsiye Kararlar ve Temel Güvenlik Standartları (BSS) gibi direktif ve düzenlemelerle yararlı ışınlamalara izin verirken, kişilerin yanı sıra bitkileri ve hayvanları da (flora ve fauna) radyasyonun zararlı etkilerinden korumayı amaç edinmektedirler. Bu maksatla dünya genelinde kabul gören üç temel ilke belirlenmiştir;

- Uygulamaların gerekçelendirilmesi,

Her bir uygulamada, karar merciinde olanların fayda ve risk değerlendirmesi yaparak uygulamaları gerekçelendirmesi gerekmektedir.

- Korunmanın optimizasyonu (ALARA),

Tüm ışınlamalarda, gerek ve yeter sınırları çerçevesinde en düşük doz seviyesinin hesaplanarak, mümkün olan en az zararın verilmesini gerektirir.

- Işınlamalarının sınırlandırılması (Doz sınırları),

Toplum üyelerinin ve radyasyon çalışanlarının bir yılda almasına müsaade edilen en fazla doz değerleri ICRP tavsiye kararları çerçevesinde belirlenmiş olup sırasıyla 1 mSv/yıl ve 20 mSv/yıl'dır [30], [31].

3.2.1 Nötron Radyasyonu

Nötron, atom çekirdeğini oluşturan temel parçacıklardan biridir. Toplam yükü sıfırdır ve atomik kütlesi $1,67495 \times 10^{-27}$ kg'dır. Serbest nötronlar yaklaşık olarak 12 dakika yarı ömre sahiptirler [32]. Nötronların kinetik enerjileri 0,025 eV değerinden >20 MeV'e kadar geniş bir dağılım gösterir ve kinetik enerjilerine göre Çizelge 3.1'de görüldüğü üzere ultra soğuk nötronlardan hızlı nötronlara kadar sınıflandırılabilirler [33].

Çizelge 3. 1 Nötronların kinetik enerjilerine göre sınıflandırılmaları [34]

Nötronlar	Enerji Aralığı	Dalgaboyu (Å)	Hız(m/s)
Ultra Soğuk	≤ 300 neV	≥ 500	≤ 8
Soğuk	0.12 meV-12 meV	26.1 – 2.6	152 – 1515
Termal	12 meV-100 meV	2.6 – 0.9	1515-4374
Epitermal	100 meV-1 eV	0.9 – 0.28	4374-13800
Orta	1eV – 0.8 MeV		
Hızlı	> 0.8 MeV		

3.2.2 Nötron Kaynakları ve Kullanım Alanları

Nötronlar, çok kısa yarı ömürlerinden dolayı doğada serbest halde bulunamazlar, yapay olarak elde edilmeleri gerekir. Bunun için çeşitli reaksiyonlar kullanılır. Bu reaksiyonlarda hedef çekirdek alfa, proton, döteron, gama ışınları ile bombardıman edilerek, uyarılmış birleşik çekirdek elde edilir. Eğer uyarılma enerjisi birleşik çekirdek içindeki son nötronun bağlanma enerjisinden daha büyükse, bu durumda nötronun yayınlanması olasıdır. Geri kalan uyarılma enerjisi nötron ve kalan çekirdek arasında paylaşılır. Kalan çekirdek uyarılmış durumda bir süre kalabilir. Sonra gama ışını yayınlayarak taban düzeyine geçer. Nötron kaynaklarını incelemek için önce son nötronun bağlanma enerjisini düşünmek gerekir. Alfa parçacıklarının birleşerek oluşturduğu düşünülen çekirdeklerin ayrılma enerjileri büyüktür ve bu çekirdekler çok karardır (^8Be hariç; ^{12}C , ^4He , ^{16}O vb.). Hafif çekirdekler için bağlanma enerjisi 2-20 MeV, orta ağırlıkta çekirdekler için 7-10 MeV, ağır çekirdekler için 6-7 MeV civarındadır. Nötron elde etmek için hafif çekirdekler kullanılır [35].

3.2.2.1 İzotopik Nötron Kaynakları

Küçük, taşınabilir ve sabit verimleri olan kaynaklardır. Malzemelerin tesir kesitlerinin tespitinde, nötron yavaşlatma malzemelerinin geliştirilmesinde ve nötron detektörlerinin kalibrasyonu işlerinde kullanılırlar.

3.2.2.1.1 (α , n) Kaynakları

Belli bazı hafif atomların çekirdeklerinde nisbeten zayıf bir bağ ile çekirdeğe bağlanmış nötron bulunmaktadır ve çekirdek α parçacıkları ile bombardıman edildiğinde bu nötron serbest kalır. Örneğin ^9_4Be 1,7 MeV bağlanma enerjili zayıf bağlı bir nötrona sahiptir ve radyoaktif bozunma sonucu bir α parçacığı (4-6 MeV), bir ^9_4Be çekirdeğine çarparsa bir nötron salımı olabilir (Denklemler 3.1).



α yayıcısı olarak radyum, plutonyum veya amerisyum gibi α aktif izotoplar kullanılarak nötron kaynakları oluşturulmaktadır [33].

Çizelge 3.2’ de bu tip kaynaklar ve karakteristikleri için çeşitli örnekler verilmiştir.

Çizelge 3. 2 Be (α , n) nötron kaynakları ve karakteristikleri [35]

Kaynak	Yarıömür	E_α (MeV)
$^{239}\text{Pu}/\text{Be}$	24000y	5.14
$^{210}\text{Po}/\text{Be}$	138 g	5.30
$^{238}\text{Pu}/\text{Be}$	87.4 y	5.48
$^{241}\text{Am}/\text{Be}$	433 y	5.48
$^{244}\text{Cm}/\text{Be}$	18 y	5.79
$^{242}\text{Cm}/\text{Be}$	162 d	6.10
$^{226}\text{Ra}/\text{Be}$	1602 y	Çoklu
$^{227}\text{Ac}/\text{Be}$	216 y	Çoklu

^{226}Ra ve ^{227}Ac ’da arka planda yüksek enerjili gama radyasyonu gözlenir. Bu nedenle bu kaynaklarla çalışma yapılırken çalışma koşullarının çok daha dikkatli belirlenmesi ve nötron zırhlamasının yanısıra gama radyasyonuna karşı da zırhlama sağlanması gerekmektedir. Çizelge 3.2’deki diğer izotoplara ait arka plan gama radyasyonu seviyesi daha düşük olduğundan Ra-Be kaynakları yerine Po-Be, Pu-Be ve Am-Be kaynakları tercih edilmektedir. Bu kaynakların nötron akısı ortalama $2\text{-}3 \times 10^6$ nötron/s civarındadır [35].

3.2.2.1.2 (γ , n) Kaynakları (Fotonötron Kaynakları)

α , n kaynaklarındaki temel mantıkla oluşturulan kaynaklardır. Fakat çekirdekteki zayıf bağı sökmek için α parçacıkları yerine yüksek enerjili fotonlar olan γ ışınları kullanılmaktadır. Bu sebeple bu kaynaklara fotonötron kaynağı da denilmektedir. Bu kaynakların (α , n) kaynaklarına göre avantajı, gama ışınları tek enerjili olduğundan salınan nötronların da tek enerjili olmasıdır. Ayrıca gama kaynağını ortamdan uzaklaştırarak reaksiyonu durdurmak da mümkündür. ^9Be ve ^2H , (γ , n) kaynakları için önemlidir ve oluşturdukları reaksiyonlar Denklem 3.2 ve Denklem 3.3’te verilmiştir:



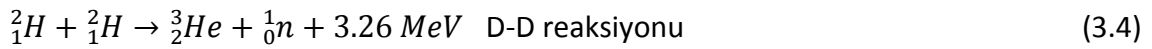
Birinci reaksiyonun verimi (yaklaşık 2×10^6 nötron/s) yeterli olmakla birlikte 15 saatlik kısa bir yarı-ömrü vardır. Açığa çıkan nötronların enerjisi 0,8 MeV civarındadır. Gama yayıcı olarak ${}^{124}\text{Sb}$ kullanıldığında ortaya çıkan nötronlar ise 24 keV gibi düşük enerjilidir fakat ${}^{124}\text{Sb}$ izotopunun yarı ömrü 60 gün olduğundan nisbeten daha yüksektir. (γ, n) kaynaklarının sakıncalı tarafı ise reaksiyonda kullanılan gama ışınlarının enerjisinin yüksek olması ve fazladan dikkat ve korunma gerektirmesidir [33], [35].

3.2.2.1.3 Kendiliğinden Fisyon Nötron Kaynakları

Uranyum veya uranyumdan daha ağır (transuranik) izotopların nükleer reaktörlerde ışınlanmasıyla elde edilen, kendiliğinden fisyonla uğrayabilen ağır çekirdekler izotopik nötron kaynağı olarak kullanılabilir. Bunun için en yaygın kullanılan izotop ${}^{252}\text{Cf}$ dir. 2,65 yıllık yarıömre sahiptir ve yayınlanan nötronların enerjisi ortalama 1-3 MeV civarındadır. Kendiliğinden fisyon yapma olasılığı %3'tür. Kaynak aktivitesi ise yaklaşık 10^9 n/s dolaylarındadır [33], [35].

3.2.2.2 Hızlandırıcı ve Reaktör Tabanlı Nötron Kaynakları

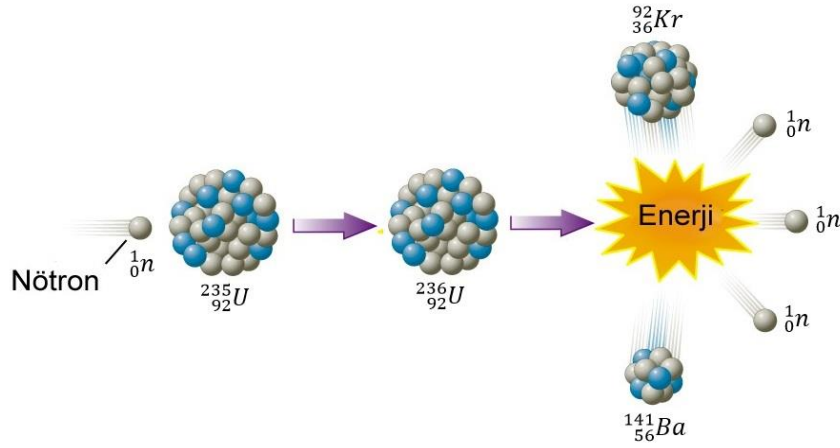
Hızlandırıcı tabanlı kaynaklarda; ${}^2\text{H}$, ${}^3\text{H}$, ${}^6\text{Li}$ ve ${}^9\text{Be}$ gibi düşük atom ağırlığına sahip izotoplar, hızlandırılmış ${}^1\text{H}$, ${}^2\text{H}$ ve ${}^3\text{H}$ çekirdekleri ile bombardıman edilir. Denklem 3.4'te D-D, Denklem 3.5'te ise D-T reaksiyonları görülmektedir.



Taşınabilir nötron kaynakları gibi kullanışlı olmamakla birlikte hızlandırıcı tabanlı kaynakların avantajı, parametrelerin iyi ayarlanmasıyla, istenilen enerji seviyesinde tek enerjili nötron demetlerinin elde edilebilmesidir.

Reaktör tabanlı nötron kaynakları ise, nükleer reaktörlerdir. Nükleer reaktörlerde ${}^{233}_{92}\text{U}$, ${}^{235}_{92}\text{U}$, ${}^{239}_{94}\text{Pu}$ izotoplarının ağır ve kararsız çekirdekleri gibi çekirdeklerle çarpışan yavaş nötronlar, kararsız olan bu çekirdeklerin bölünmesine (fisyon) sebep olur. Fisyon

sonucunda çekirdek bölünür ve ortaya çekirdekleri bir arada tutan bağlanma enerjisinin bir bölümü ile birlikte 2-3 nötron ve yan ürünler açığa çıkar (Şekil 3.7). Bu nedenle nükleer reaktörler, yüksek akı ve yüksek enerjili büyük nötron kaynakları olarak da düşünülebilir. Reaktör korunda açığa çıkan ve deney ortamlarına yönlendirilebilen bu yüksek akı ve yüksek enerjili nötron demetleri, tıpta ve sanayide kullanılan radyoizotopların üretiminde, nötron aktivasyon analizlerinde ve nötrografi uygulamaları gibi pek çok alanda kullanılmaktadır.



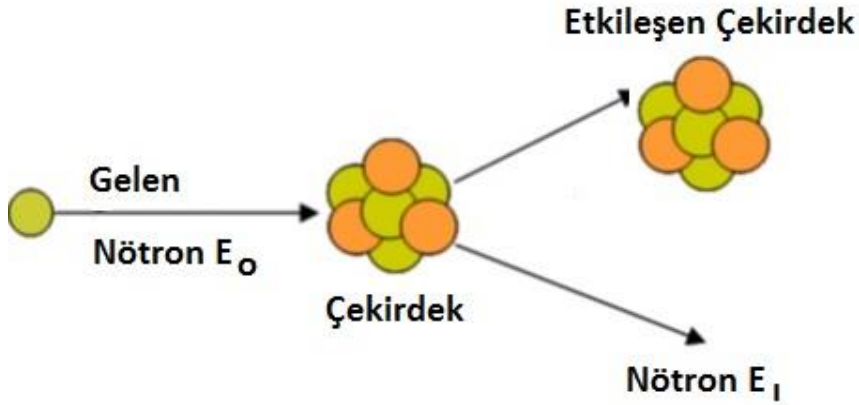
Şekil 3. 7 Fisyon Olayı

3.2.3 Nötronların Maddeyle Etkileşmesi

Nötronlar büyük ölçüde enerjilerine bağlı olarak saçılma ve yutulma şeklinde madde ile etkileşime girerler ve nötron etkileşimleri; elastik saçılma, inelastik saçılma ve nötron yutulması olarak üç sınıfa ayrılabilir.

3.2.3.1 Elastik saçılma

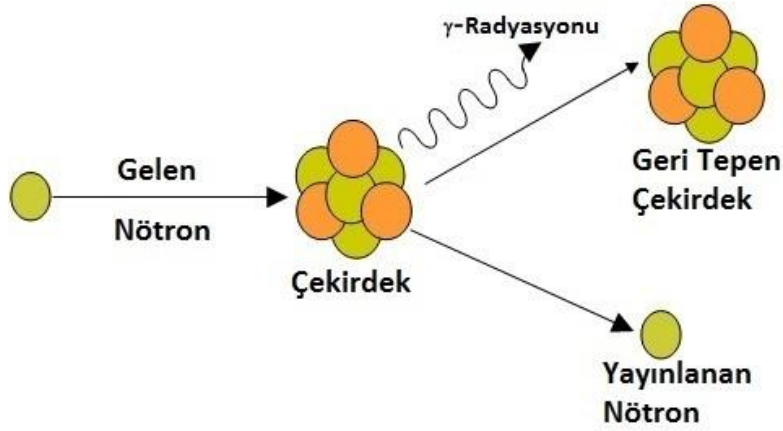
Elastik saçılmada nötron hedef çekirdeğe çarptıktan sonra kinetik enerjisinin bir kısmını hedef çekirdeğe vererek geliş doğrultusundan sapar ve çekirdekten uzaklaşır (Şekil 3.8). Bu tür saçılmada kinetik enerji ve momentum korunur ve çekirdeğin yapısında bir değişiklik meydana gelmez. Elastik saçılma nötron parçacığının sahip olduğu her enerjide gerçekleşebilir. Elastik saçılmada çekirdek ile nötron etkileşiminden sonra ayrılan nötron genellikle aynıdır. Etkileşim (n, n) sembolü ile de gösterilebilir [36].



Şekil 3. 8 Elastik saçılma

3.2.3.2 İnelastik saçılma

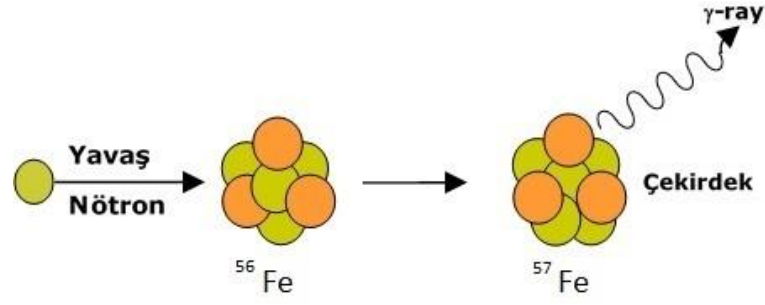
İnelastik saçılmada, nötron hedef çekirdeğin içerisine girerek kinetik enerjisinin bir kısmını hedef çekirdeğe vererek onu uyarılmış duruma getirir. Nötronun çekirdeği terk etmesinden sonra çekirdek gama ışınları yayınlamaya başlayarak temel enerji haline döner (Şekil 3.9). Elastik olmayan saçılma enerji açısından yalnız hızlı nötronlar ile mümkündür [36].



Şekil 3. 9 İnelastik saçılma

3.2.3.3 Nötron Yutulması

Yutulma reaksiyonlarında ise genellikle nötronlar kaybolmaktadır. Çoğunlukla, çekirdek bir nötronu soğurarak uyarılmış enerji seviyesine yükselir ve daha sonra oluşan yeni izotop bir gama yayınlaması ile (n, γ) temel enerji durumuna döner (Şekil 3.10). Bunun haricinde nötronun hedef çekirdekle etkileşmesi sonucu, nötron, proton, α gibi yeni parçacıkların salındığı (n, p) , (n, α) , $(n, 2n)$ reaksiyonlar da meydana gelir [36].



Şekil 3. 10 Nötron yutulması

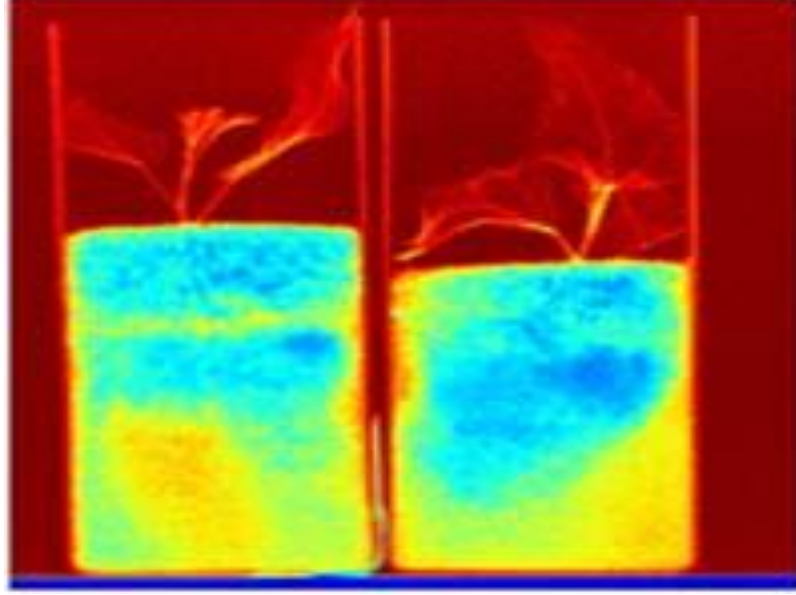
3.2.4 Nötronların Kullanım Alanları

Günümüzde nötronlar; sanayiden tarıma, ilaç sektöründen enerji sektörüne, kimya sektöründen jeoloji çalışmalarına varıncaya kadar geniş bir yelpazede, hem Ar-Ge çalışmalarında hem de üretim ve kontrol basamaklarında kullanılmaktadır. Orta ve düşük akı ve enerjili yapay kaynaklardan yüksek akı ve enerjili nükleer reaktörlere ve son yıllarda farklı ülkelerde kurulum ve işletimi hız kazanan SNS nötron kaynaklarına kadar, istenilen özelliklerde nötron eldesinin yapılabilmesi, nötronların kullanımını kolaylaştırmış ve yaygınlaştırmıştır.

Nötronlar, kendilerini belirli tip araştırmalarda vazgeçilmez yapan pek çok özelliğe sahiptirler.

- Eşsiz hidrojen duyarlılıkları sebebiyle, hidrojen atomlarının yerlerinin tam olarak tespitinde kullanılabilir. Bu anlamda coğrafik çalışmalar yürüten araştırmacılar ve ziraatçılar, topraktaki su miktarının veya yeraltı sularının tespiti için nötron nem ölçme cihazlarını kullanmaktadır.
- Terapatik ilaç tasarımlarında önemli olan moleküler yapıya dair daha kesin karar vermeye olanak sağlamaktadır.
- Savaş uçaklarının kanatlarındaki mikroskobik çatlakların sebep olduğu zerrecik şeklindeki nemin tespitinde ve böylece değiştirilmesi gerekli olan parçaların tam olarak bulunmasında, nötronun hidrojenle saçılması olgusundan faydalanılmaktadır.

- Nötron görüntüleme teknikleri ile bitkilerin içindeki glukoz miktarı tespit edilebilmekte böylece biyokütlenin daha verimli bir şekilde yakıta çevrilebilmesi için çalışmalar yapılmaktadır (Şekil 3.11) [37].



Şekil 3. 11 Nötron görüntüleme teknikleri ile bitkilerin içindeki glukoz miktarının tespiti

- Ağır atomların arasındaki hafif atomların yerlerinin tespitinde nötronlar kullanılabilir. Bu süper iletkenlik ve süper akışkanlık gibi kuantum dünyasının süperevrelerinin kapılarını açmıştır. Araştırmacılar sıvı helyumun (^4He) atomik momentum dağılımını ölçmekte ve süper katı evresini aramaktadırlar. Ayrıca yüksek-sıcaklık malzemelerinden ve süper iletken malzemelerden umut vaadedenlerin içeriğindeki hafif oksijen atomlarının kritik pozisyonlarını belirleyebilmektedirler [38].
- Bunun yanı sıra nötronlar, tanısal ve tedavi maksatlı olarak tıpta ve imalat sonrası kalite kontrole yönelik olarak sanayide kullanılmakta olan çeşitli radyoizotopların üretiminde, elementlerin içyapı analizinde, nötron aktivasyon analizlerinde, jeokronolojik çalışmalarda, BNCT tedavilerinde, NTD-silikon üretiminde, değerli taş renklendirme işlemleri gibi çok farklı alanlarda da kullanılmaktadır [39].

3.3 Nötron Radyasyonundan Korunma

Konumuzun temelini teşkil eden bu hususla ilgili yapılan çalışmalar, Bölüm 3.2.3’de anlatılmış olan nötronların maddeyle etkileşme şekilleri üzerine bina edilmiştir; elastik saçılma, inelastik saçılma ve nötron yutulması. Nötron radyasyonuna karşı korunmada da, radyasyondan korunmanın temel yöntemleri olan mesafe, süre ve zırhlama prensipleri uygulanmaktadır. Bunların içinde de zırhlama özellikle önem kazanmaktadır zira tüm radyasyon çeşitleri içinde nötron radyasyonu girciliği en yüksek ve en tehlikeli radyasyon çeşididir.

Gama ışını ve x-ışını radyasyonlarından farklı olarak nötronlar, hafif çekirdeklerle yavaşlatılabilmektedir. Bu yüzden zırhlamada hidrojen gibi hafif çekirdeklerce zengin olan malzemeler, ağır çekirdek içerenlerden çok daha etkilidir. Nötron radyasyonu çoğunlukla etkileşime girdiği çekirdekleri aktif hale getirerek ikincil radyasyon olarak gama ışını yaymalarına sebep olur. Bu yüzden de çoğunlukla nötron radyasyonu zırhlamasında gama ışınlarına karşıda zırhlama yapılması gerekir. Bu ise, malzemelerin tabi tutulduğu nötron aktivasyon analizi çalışmaları sonucunda belirlenen bir özelliktir.

Nötronlara karşı kullanılan en etkili zırh malzemeleri belirtildiği gibi hafif çekirdekler içeren polietilen, parafin ve su gibi hidrokarbonlardır. Bünyesinde fazla miktarda su içerdiğinden beton ve çakıl taşları da hem nötron hem de gama radyasyonlarına karşı etkili zırhlama malzemesidirler. Ayrıca araştırma konumuzu teşkil eden bor elementi de nötron yutuculuk oranı çok yüksek bir malzemedir. Eşitlik (3.6)’da boron-nötron kimyası görülmektedir.



ZIRHLAMA MALZEMESİ SEÇİMİ, GELİŞTİRİLMESİ VE KARAKTERİZASYONU

4.1 Malzeme Seçim Kriterleri

Nötron zırhlama malzemesi geliştirilmesi çalışmalarında farklı malzemeler seçilerek çalışmalar yapılmış olup, malzeme seçimine temel oluşturan başlıca kriterler aşağıdaki gibi sıralanabilir.

- Zırhlama çalışmalarında, nötronların öncelikle termal seviye olarak adlandırılan enerji seviyelerine indirilerek termalize edilmesi gerekmektedir. Bunun için de nötronların enerjilerini aktaracakları hafif atom çekirdekleri ile mümkün olduğu kadar fazla sayıda çarpışma yapmaları gerekir. Her çarpışmada (elastik veya inelastik) bir miktar enerjisini kaybeden nötron parçacığı absorbe edilebileceği enerji seviyesi olan termal bölgeye kadar bu şekilde ulaştırılır. Bu sebeple geliştirilecek malzemenin, hidrojen gibi hafif elementlerce zengin olması gerekmektedir. Aynı zamanda matris görevi görecektir olan bu malzemenin, yutucu malzemeyi bünyesinde barındırabilecek yapıda olması gerekir.
- Termalize olan nötronların yutularak ortamdan uzaklaştırılmaları gerekmektedir. Bunun için de seçilecek olan malzemenin termal nötron tesir kesiti yüksek olan yani nötron parçacıklarına karşı hassasiyeti yüksek elementleri ihtiva eden bir malzeme olması gerekmektedir.
- Elde edilecek olan zırh malzemesinin ekonomik olması için seçilecek malzemelerin de ekonomik olması gerekmektedir.

- Seçilen malzemelerin bulunabilirliğidir. Termal nötron tesir kesiti çok yüksek olan nadir elementlerle yapılmış çalışmalardan olan Xu vd. [6] yapmış oldukları çalışmada etkin zırhlama değerlerine ulaşmış olmakla birlikte seçilen yutucu malzemenin bulunabilirliği maalesef az ve fiyatı Çizelge 4.1'den görülebileceği gibi yüksektir. Bunun yanı sıra Sakurai vd. [40] tarafından yapılan çalışmada kullanılan zenginleştirilmiş ^6Li son derece pahalı ve nadir bir malzemedir.
- Hazırlanacak zırh malzemelerinin kolay elde edilebilmesini temine yönelik olarak seçilen malzemelerin kolay hazırlanabilir malzemeler olması da bir başka kriter olarak sayılabilir. Bu sebeple, polimer matris seçimleri son yıllarda artmaktadır.

4.2 Malzeme Seçimi

Nötron zırhlama malzemesi geliştirme çalışmasında kullanmak üzere belirlenen malzemeler yukarıda sayılmış olan kriterleri yerine getirecek şekilde seçilmiştir.

Yutucu malzeme olan B_4C 'yi bünyesinde barındıracak olan matris malzemesi olarak kimyasal ve fiziksel dayanım değerleri tatminkar olan polyester, hidrokarbon malzemeler sınıfından olup hidrojen zengin olduğundan, nötronları yavaşlatma özelliğine sahiptir. Kullanımı kolay, bulunabilirliği yüksek ve fiyat açısından oldukça uygun bir malzemedir.

B_4C ise, ^{10}B elementini içermesinden dolayı termal nötron tesir kesiti çok yüksek bir malzeme olmakla birlikte mekanik özellikleri açısından da son derece uygun bir takviye malzemesidir.

Ayrıca, Çizelge 4.4'de verilmiş olan matris ve takviye malzemelerine dair fiyat analizi çalışmasına göre, seçilmiş olan malzemeler çalışılmış olan pek çok malzemeye nazaran ekonomik bir tablo sergilemektedir.

4.2.1 Polyester Malzemenin Karakteristik Özellikleri

Kullanılan polyester reçine ERCO/E-6 marka olup döküm ve el yatırmasına uygun, açık renkte, düşük reaktiviteli, orta viskozitede, genel amaçlı döküm ve tezgâh tipi bir doymamış polyester reçinedir. E-6 reçinenin uygulaması kolaydır ve üretimde beklenen

performansı göstermektedir. Düşük hacimsel çekmesi ve düşük ekzotermik ısınması ile genel amaçlı kullanımlar için uygundur ve hızlandırıcı içermemektedir. Teknik özellikleri Çizelge 4.1’de görülmektedir.

Çizelge 4. 1 E-6 Polyester reçine teknik özellikleri

Kimyasal Özellikleri			
Asit	Ortoftalik (Genel amaçlı)		
Hızlandırıcı	Yok		
Reaktivite	Düşük		
Glikol	Standart		
Modifikasyon	Yok		
Döküm	Uygun		
El yatırması	Uygun		
Sıvı Özellikleri			
	Metod	Tolerans	Değer
Renk	ISO 2211	-	Max. 25 Hazen
Asit Değeri	ISO 2114	±%20	22 mg KOH/g
Viskozite	ISO 2555	±%20	600 cps
Tiksotropi (Sıvı Hale Gelme)	-	-	-
Jelleşme Süresi	ISO 2535	±%20	5'
Ekzoterm Sıcaklık	-	±%5	158 °C
Katı Oranı	-	±%3	%67
Parlama Noktası	Abel-Pernsky	-	33 °C
Raf Ömrü	-	-	6 ay

Numune hazırlanmasında; E-6 polyester reçinenin oda sıcaklıklarındaki kullanımlarında tavsiye edilen değerler olan, % 0,2 ml Kobalt Oktoat (%6) hızlandırıcı ve % 2 ml MEK-P (% 50) sertleştirici kullanılmıştır.

4.2.2 Takviye Malzemesi B₄C Karakteristik Özellikleri

B₄C'ye ait kimyasal özellikler Çizelge 4.2'de görülmektedir.

Çizelge 4. 2 B₄C kimyasal özellikleri [41]

Tabii İzotopları ve Oranları	¹⁰ B - % 18,8 / ¹¹ B - %81,2		
Moleküler Ağırlığı (gr/mol)	55,25		
Yoğunluk (gr/cm ³)	2,51		
Erime Sıcaklığı (°C)	2763		
Kaynama Sıcaklığı (°C)	3500		
Nötron Tesir Kesiti (barn)	755		
Vickers Sertliği	20-78 GPa (32 GPa)		
Tane Boyut Analizi (3m)*x50	4-4800 mesh		
Görünüm	Granül ve toz/ siyah-gri		
Oksitlenme Direnci	Havada 600°C'ye kadar oksitlenme direnci. Oluşan B ₂ O ₃ filmi oksitlenmeyi azaltır.		
Kimyasal Direnç	Mükemmeldir, sıcaklıkta halojenlerle reaksiyona girer.		
Kimyasal Kompozisyonu	Sınıf A		Sınıf B
* Tane Boyut Analizi: Lazer Kırınım Saçılım Metodu (Mastersizer X)	B(%)	77-79	75-77
	C(%)	18-21	18-21
	O(%) max	0,1	0,1
	Fe(%) max	0,05-0,15	0,15-0,25
	Si(%) max	0,1	0,1

Bor elementinin B₄C'nün yanısıra başka bileşikler de bulunmaktadır. Bor bileşiklerinin kullanım yerlerini sektörel bazda şu şekilde sıralayabiliriz; cam sanayiinde cam elyafı, optik cam elyafı imalatında, seramik sanayiinde seramik imalatı ve emaye imalatında, temizleme ve beyazlatma sanayiinde sabun ve deterjan üretiminde, tarım sektöründe

gübre imalatında, metalurji sanayiinde cüruf oluşturuıcı ve sertlik arttırıcı olarak, nikel kaplamada ve elektrolit eldesinde, enerji depolama sanayiinde, otomotiv sanayiinde hava yastıkları, yakıt katkı maddesi ve antifirizde, atık temizleme sanayiinde atık sulardaki civa kurşun ve gümüş gibi ağır metallerin temizlenmesinde, sağlık sektöründe BNCT ile kanser tedavisinde kullanılmaktadır.

4.2.3 Maliyet Analizi

1970'lerde kurulumu gerçekleştirilen nükleer tesislerdeki zırhlama maliyetlerinin tüm tesis maliyetinin yaklaşık %5,5'ine tekabül ettiğı hesap edilmiştir [42]. Bu rakamın yaklaşık %20 si Ar-Ge faaliyetlerine ayrılmış olan kısım olup, böylece uygun zırhların geliştirilmesi hedeflenmiştir. Günümüzde de hem tesis bazında hem de parça ve alet bazında radyasyon zırhlaması aynı önemini korumakta olup nükleer alanda yatırım yapan devletler ve şirketler hem Ar-Ge çalışmalarına hem de radyasyon zırhlama uygulamalarına ciddi oranda yatırım yapmaktadır. Her geçen gün artmakta olan radyasyon güvenliği riskine binaen getirilen ulusal ve uluslararası ilave tedbir ve denetimler ise bu çalışmaların daha da önem kazanarak devam etmesini sağlamaktadır. Nötron zırhlama çalışmalarında kullanılan bazı malzemelere ait maliyet analizi Çizelge 4.3'te görölmektedir.

Çizelge 4. 3 Nötron zırhlama özellikleri çalışılmış olan bazı matris ve takviye malzemeleri maliyet analizi

Matris Malzemesi	Birim Fiyat* (Usd/kg)	Takviye Malzemesi	Birim Fiyat*
Polyester	2-10	B ₄ C	200-250 USD
DCPD (Metathene)	1-5	⁶ LiF (%96 Zengin)	>10.000 USD
Beton	30-50	Boraks	2 USD
-	-	Kolemanit Üleksit Tinkal	0,5 USD 0,25-0,5 USD -
Wax	2-3	B ₄ C	200-250 USD
Epoksi	10-15	B ₄ C	200-250 USD
Epoksi	10-15	B ₄ C + Karbon Fiber	200-250 USD + 15-20 USD/m ²
Çelik(F82H)	-	ZrH / Zr(BH ₄) ₄	20-100 USD
Epoksi Polyester	10-15 2-10	Barit	15-20 USD
Alüminyum	4-6	B ₄ C + Gd	200-250 USD + 10.000-11.000 USD
PE	2-5	B ₄ C	200-250 USD
EPDM	3-5	B ₂ O ₃	3-4 USD
Polyamit	10-12	Sm ₂ O ₃ + Karbon Fiber	9.000-10.000 USD + 15-20 USD/m ²

*Malzemelerin fiyatları güncel fiyatlar üzerinden ortalama olarak belirlenmiştir.

4.3 Numune Hazırlama

Zırlama testlerinde, nötron kaynağı olarak kullanacağımız howitzerin fiziki koşulları ve deney sonuçlarının karşılaştırmalı olarak alınabilmesine yönelik, farklı takviye malzemesi oranlarında numune elde etme gereksinimi dikkate alınarak numuneler hazırlanmıştır. Bu sebeplerle, numuneler, howitzer çıkış ağzına göre şekillendirilen kolimatöre uygun olarak 25 mm çapında, farklı kalınlık ve ağırlıkça farklı B₄C– Polyester oranlarında hazırlanmıştır. Çizelge 4.4'te sabit kalınlık değişken takviye malzemesi oranlarında hazırlanmış numunelere ait veriler görülmektedir. Numuneler, ÇNAEM Nükleer Yakıt Birimi pelet hazırlama laboratuvarı olanakları kullanılarak; plastik kalıplar, hacimce ölçeklendirilmiş numune hazırlama elemanları, hassas terazi ve diğer ekipmanlarla çalışılarak hazırlanmıştır. Hazırlanan numuneler silindirik olup, tüm numunelerin yarıçapı 1,25 cm'dir. Ayrıca, B₄C yoğunluğu 2,51 g/cm³, polyester malzemenin yoğunluğu ise 0,967 g/cm³ alınmıştır.

Çizelge 4. 4 h=20 mm değişken hacimli B₄C numune oranları

V_{Malzeme} (cm³)	Hacimce Yüzde B₄C	V_{B₄C} (cm³)	m_{B₄C} (g)	V_{Polyester} (cm³)	m_{Polyester} (g)
9,81	0,1	0,98	2,46	8,84	8,54
9,81	0,2	1,96	4,93	7,85	7,59
9,81	0,3	2,94	7,39	6,87	6,64
9,81	0,4	3,92	9,86	5,89	5,69
9,81	0,5	4,90	12,32	4,91	4,74

Yüksekliği 20 mm olan numunelerden sonra, Çizelge 4.5 ve Çizelge 4.6'da değerleri görünen farklı kalınlıklarda ve %10 ve %20 B₄C takviye oranlarında numuneler hazırlanmıştır.

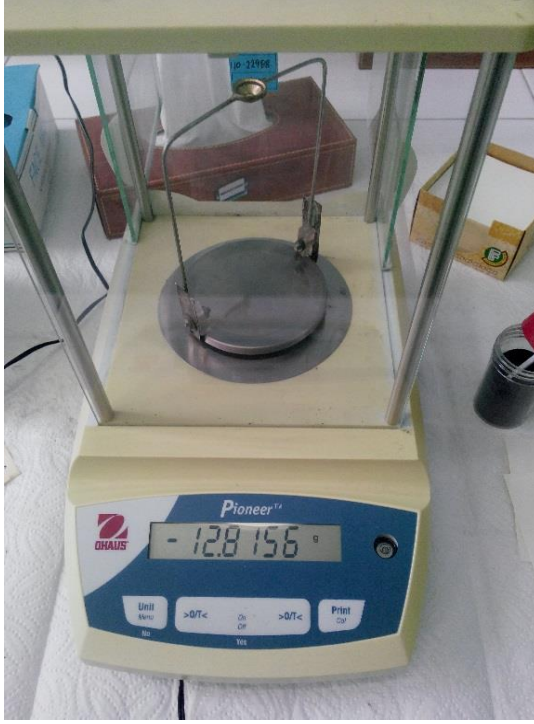
Çizelge 4. 5 %10 B₄C hacimli farklı kalınlıklarda numune oranları

h (mm)	V_{Malzeme} (cm³)	Hacimce Yüzde B₄C	V_{B₄C} (cm³)	m_{B₄C} (g)	V_{Polyester} (cm³)	m_{Polyester} (g)
20	9,81	0,1	0,98	2,46	8,84	8,54
40	19,63	0,1	1,96	4,93	17,67	17,08
60	29,45	0,1	2,94	7,39	26,51	25,63

Çizelge 4. 6 %20 B₄C hacimli farklı kalınlıklarda numune oranları

h (mm)	V_{Malzeme} (cm³)	Hacimce Yüzde B₄C	V_{B₄C} (cm³)	m_{B₄C} (g)	V_{Polyester} (cm³)	m_{Polyester} (g)
20	9,81	0,2	1,96	4,93	7,85	7,59
40	19,63	0,2	3,92	9,86	15,71	15,18
60	29,45	0,2	5,89	14,79	23,56	22,78

Şekil 4.1’de numune hazırlama sırasında kullanılan malzemelerden hassas terazi, polyester reçine, sertleştirici ve hızlandırıcı ile numune hazırlama kapları olarak kullanılan plastik pelet döküm kapları görülmektedir.



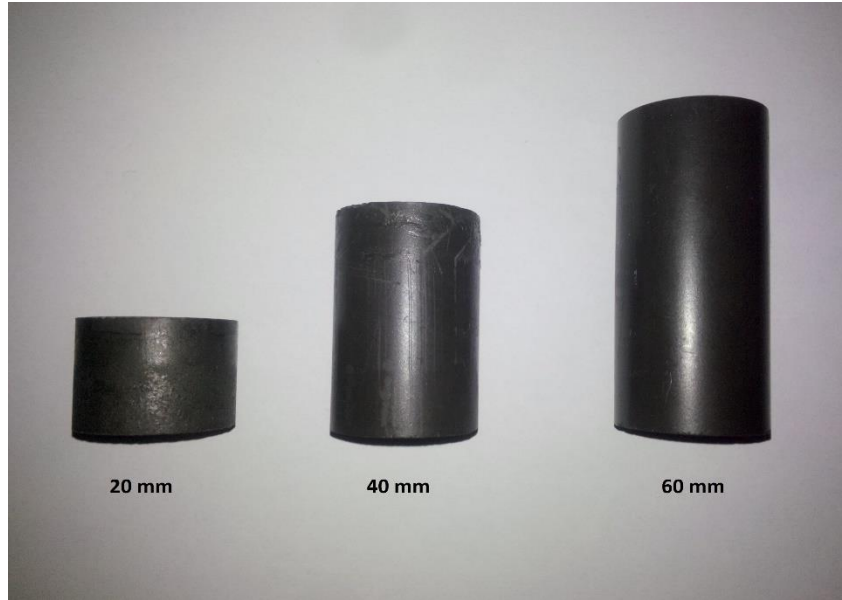
a)



b)

Şekil 4. 1 Numune hazırlamada kullanılan malzemeler a) Hassas terazi b) Polyester reçine, sertleştirici ve kalıplar

Şekil 4.2 de hazırlanan numunelerden 20,40 ve 60 mm'lik örnekler görülmektedir.



Şekil 4. 2 Hazırlanan numunelerden birer örnek

Hazırlamış olduğumuz numunelerden 20 mm kalınlığındaki %10-%50 B₄C içeren numune içeriklerine uygun olarak 1 m²'lik alanı zırhlamak için hazırlanması gereken zırh maliyeti

Çizelge 4.7’de verilmiştir. Kullanılan birim fiyatlar, yerli firmalardan alınan güncel fiyat tekliflerine istinaden hazırlanmıştır.

Çizelge 4. 7 20 mm kalınlıklı numune m² maliyet analizi (07.01.2017)

Malzeme	Birim Fiyat (USD/Kg)	Birim Fiyat (USD/m ²) %10 B ₄ C	Birim Fiyat (USD/m ²) %20 B ₄ C	Birim Fiyat (USD/m ²) %30 B ₄ C	Birim Fiyat (USD/m ²) %40 B ₄ C	Birim Fiyat (USD/m ²) %50 B ₄ C
Polyester	2,75	47,85	42,54	37,2	31,9	26,59
B₄C (3-17 µm)	210	1054,2	2108,4	3162,6	4216,8	5271
TOPLAM	212,75	1.102,05	2.150,94	3.199,80	4.248,70	5.297,59

B₄C fiyatı talep edilen miktara göre değişmekte olup, miktar yükseldikçe fiyat düşmektedir.

4.4 Polyester Matrisli B₄C Takviyeli Kompozit Malzemenin Karakteristik Özellikleri

Elde edilen numunelerin elementel safsızlık analizleri, mikroyapı incelemeleri, EDS analizleri ve nötron zırlama analizleri yapılmıştır.

4.4.1 Elementel Safsızlık Analizleri

Elementel kompozisyonu belirlemede kullanılan önemli yöntemlerden olduğundan, elde edilen numunelerdeki safsızlıkları tespit edebilmek için X ışınları floresans spektrometresi kullanılmıştır. Kullanılan XRF cihazı; dalga boyu dağılımlı olup WXRf spektrometreli Axios Advance 4 markadır.

Numunelere ait XRF sonuçları Ek-A’da Çizelge A.1 - Çizelge A.5’de verilmiştir.

Analiz sonuçlarına göre, numune içeriklerinde eser miktarda farklı elementler bulunmakla birlikte malzemelerin ana yapısını O, H, B ve C teşkil etmektedir. Kullanılan WXRf cihazında henüz atom numarası 8'in altında olan elementleri belirlemeye yönelik kod yazılmadığından dolayı oksijenin altındaki elementler görülememiştir. Görülemeyen H, B ve C gibi ana yapıda ciddi bir yekün teşkil eden elementlerin tespiti ve takviye malzemelerinin yapı içindeki dağılımının tesbiti için de SEM-EDS Analiz yöntemi kullanılmıştır. Bu yöntemle, numunelerin mikro yapı incelemesi yapılarak mikro yapı üzerinden içerik tayini yöntemi olan EDS yöntemi ile düşük atom ağırlıklı elementlerin spektrumu da elde edilmiştir.

4.4.2 Mikroyapı İncelemeleri

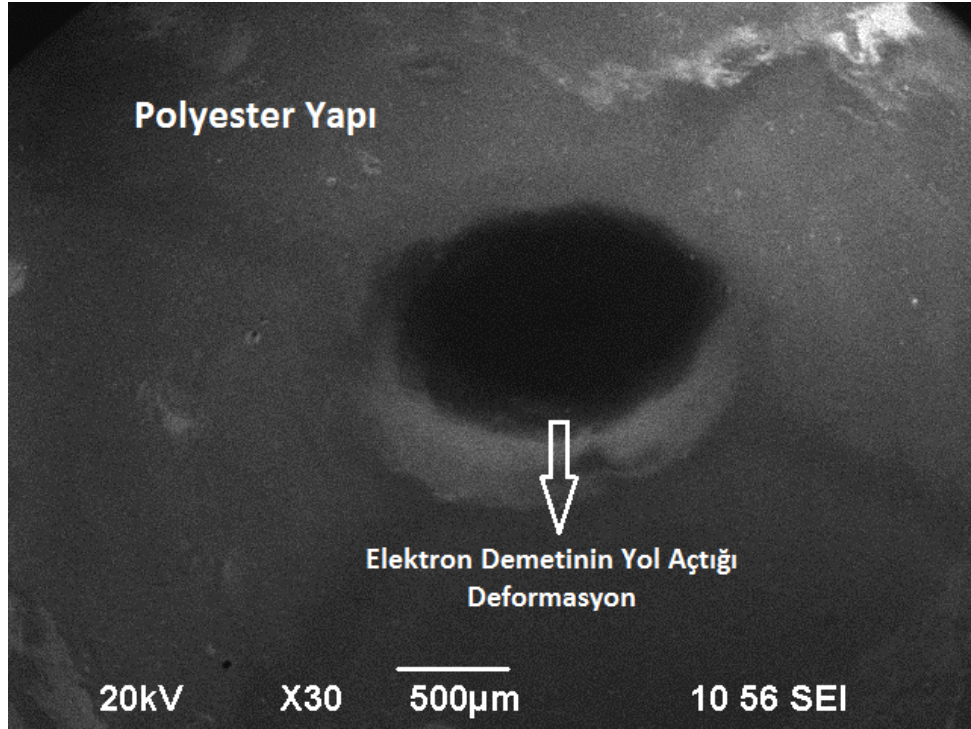
Numunelere ait mikroyapı görüntülemeleri taramalı elektron mikroskopu ile yapılmıştır (Şekil 4.3).



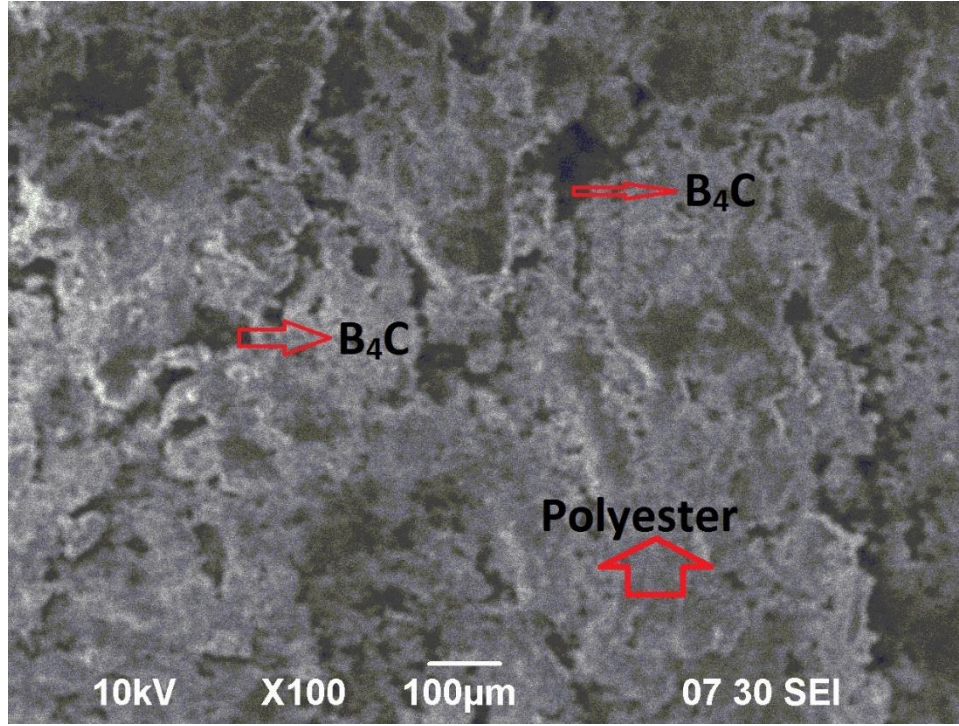
Şekil 4. 3 Deneylerde kullanılan SEM cihazı

JSM-6390 marka SEM cihazında 10 kV çalışma voltajı, 100X-3000X büyütme gücü ve 100µm-5µm objektif açıklığı bandında görüntüler elde edilmiştir.

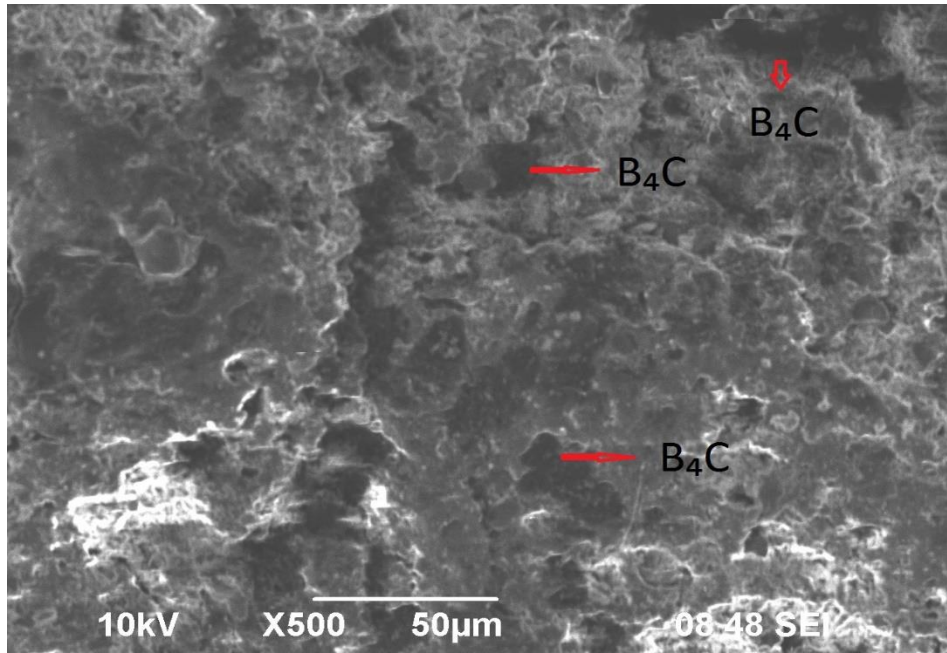
Şekil 4.4'te B₄C ilave edilmemiş polyester numunenin SEM sonucu, Şekil 4.5, Şekil 4.6, Şekil 4.7, Şekil 4.8'de %50 B₄C numunesi için alınan SEM sonuçları görülmektedir. SEM sonuçlarına bağlı olarak tüm numunelerde SEM-EDS analizi yapılmış olmakla birlikte sadece %50 B₄C- %50 polyester numunenin analiz sonuçları görsel olarak verilmiştir.



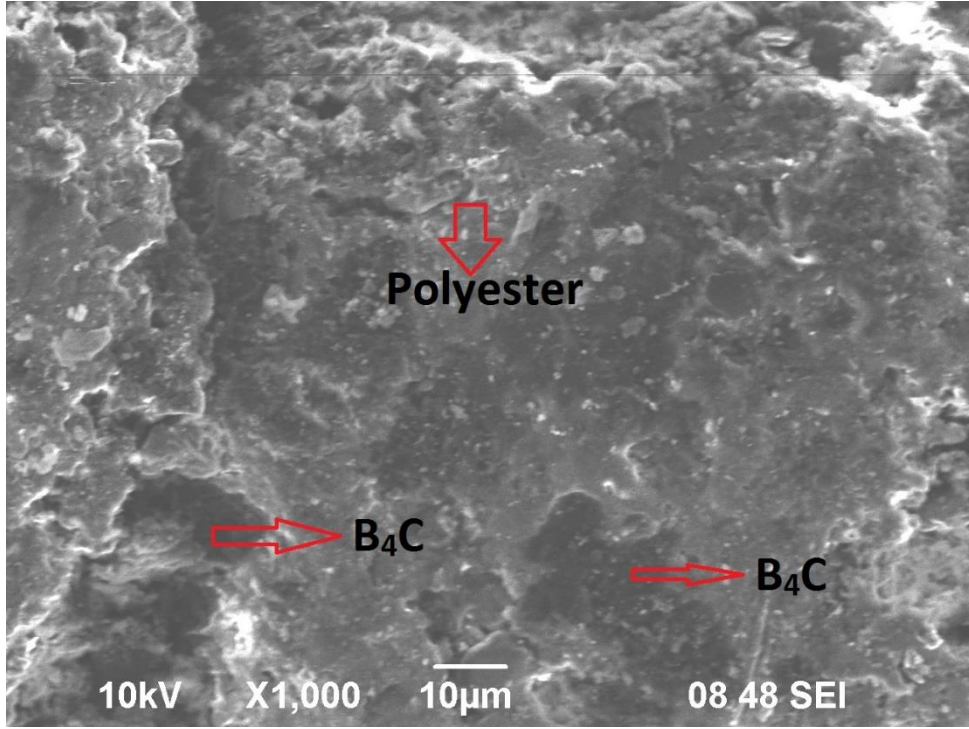
Şekil 4. 4 B₄C ilavesi yapılmayan polyester numunenin SEM görüntüsü (X30)



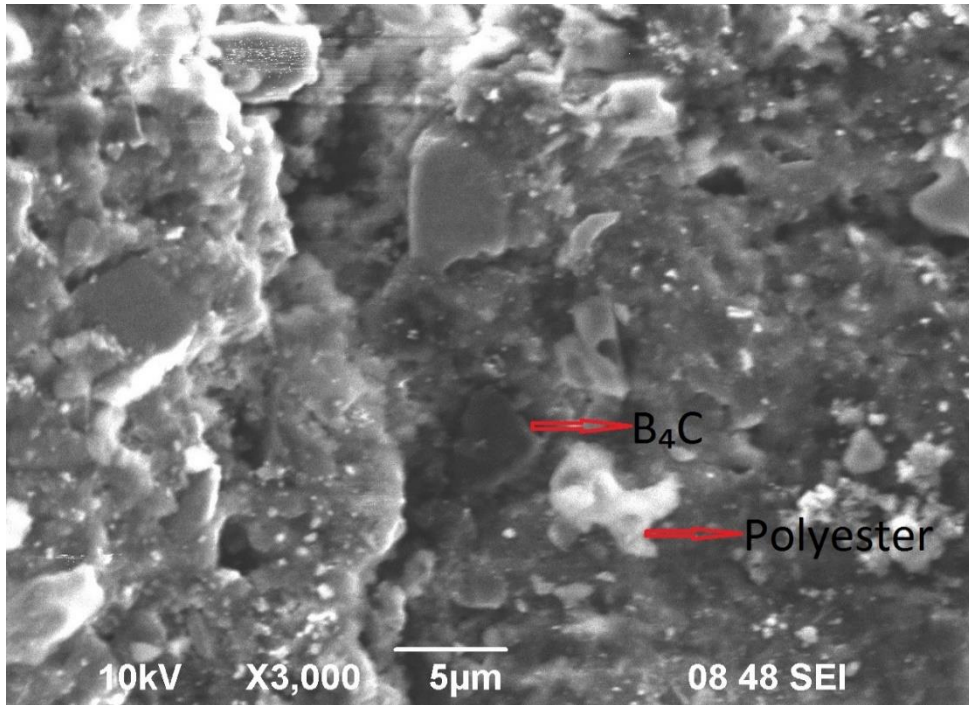
Şekil 4. 5 %50 B_4C SEM görüntüsü (X100)



Şekil 4. 6 %50 B_4C SEM görüntüsü (X500)



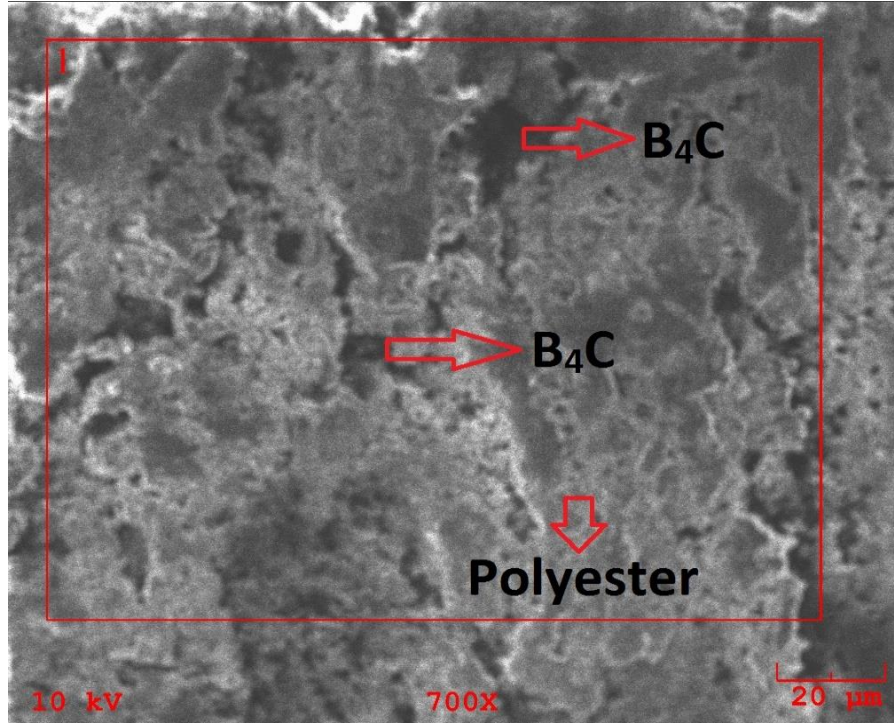
Şekil 4. 7 %50 B₄C SEM görüntüsü (X1000)



Şekil 4. 8 %50 B₄C SEM görüntüsü (X3000)

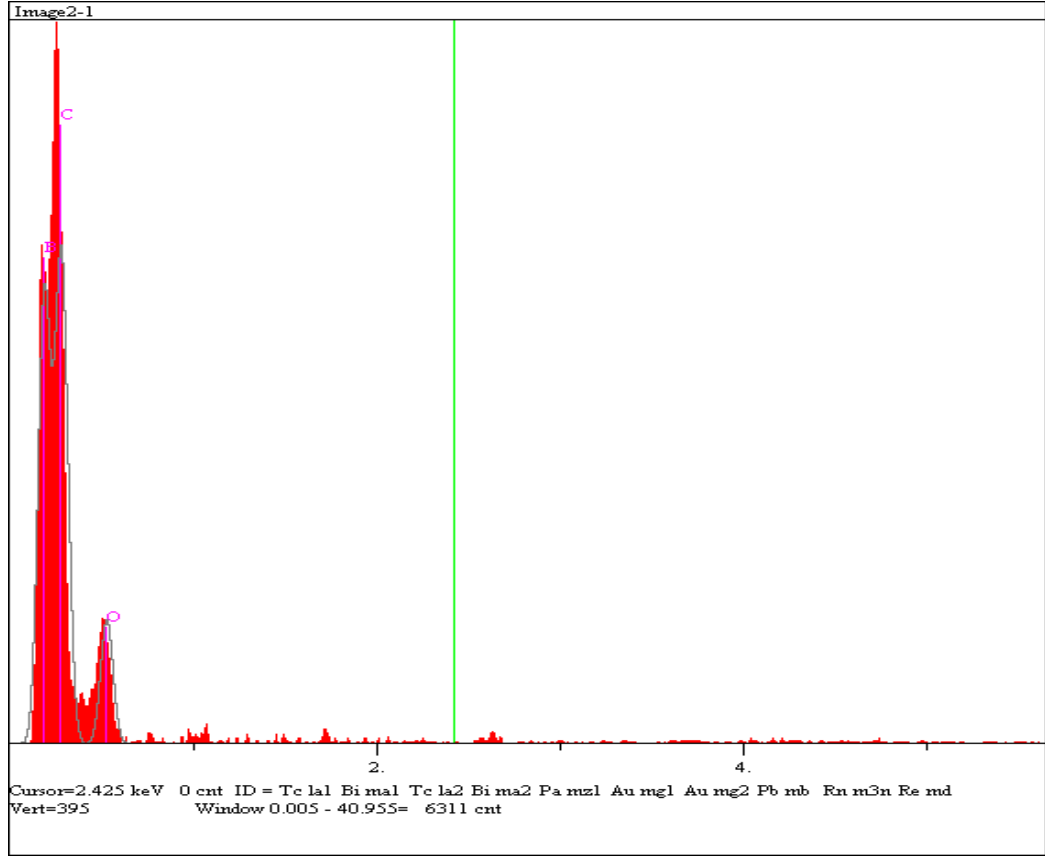
Yapılan SEM görüntüleme çalışmasında, numunelere EDS (Energy Dispersive Spectrometry) analizi de yapılarak enerji dağılım spektrometresine göre malzeme

içerikleri ve miktar tayini yapılmıştır. Şekil 4.9, Şekil 4.10 ve Çizelge 4.8’de %50 B₄C içerikli numuneye ait EDS analiz sonuçları görülmektedir.



Şekil 4. 9 %50 B₄C EDS analizine esas teşkil eden SEM görüntüsü (X700-20 μm)

Numunelerin SEM görüntüleri üzerinden yapılan EDS analizinde, bor içeriği grafiklerde pik olarak görünmekle birlikte cihazın doğası sebebiyle, içerik tablosunda % ağırlık olarak gösterilememektedir.



Şekil 4. 10 %50 B₄C EDS analizi sonuçları

Tespit edilen malzemelerin ağırlıksal oranı Çizelge 4.8’de görülmektedir.

Çizelge 4. 8 %50 B₄C EDS analizi ağırlıksal dağılım değerleri

Element	Çizgi	Yoğunluk (c/s)	Hata (2-sig)	Sonuç	Birim
B	Ka	34,31	1,512	0,00	wt.%
C	Ka	40,17	1,636	62,46	wt.%
O	Ka	9,55	0,798	37,54	wt.%
kv 10.0 / Takeoff Angle 35.0° / Elapsed Livetime 60.0				100,00	wt.% Toplam

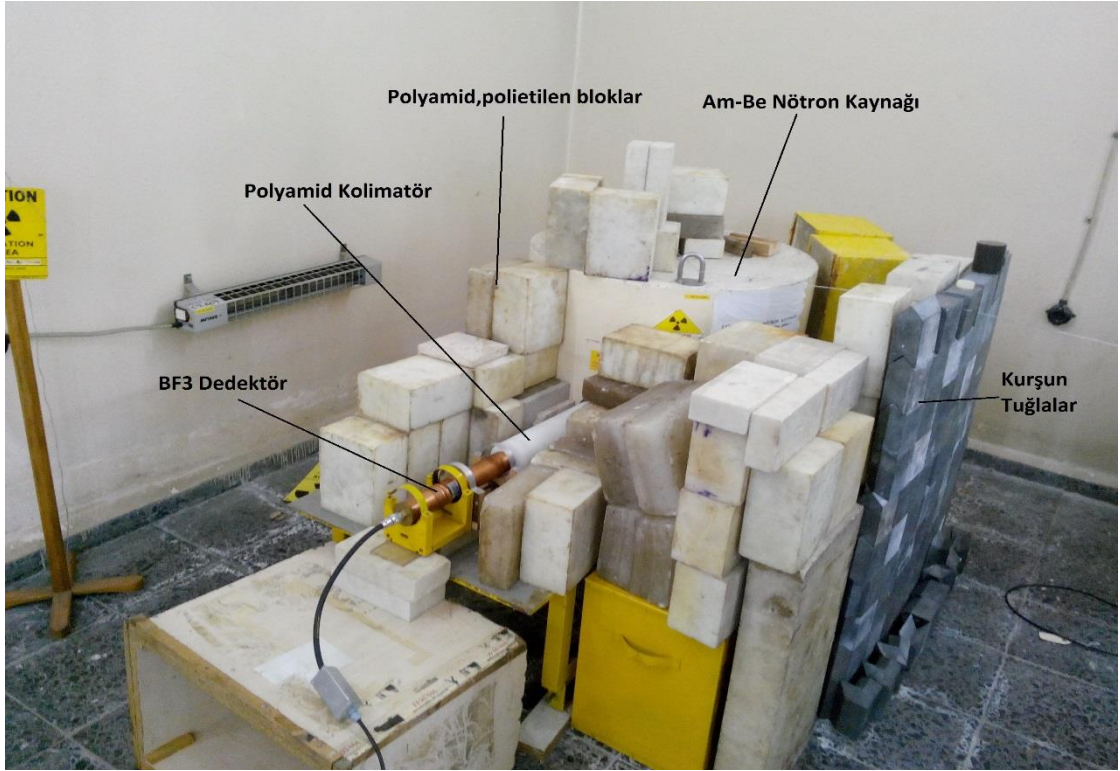
4.4.3 Nötron Zırlama Testleri

Geliştirilen nötron zırlama malzemesinin zırlama davranışı, ÇNAEM Nükleer Fizik Birimi'nde bulunan Am-Be nötron kaynaklı howitzer ve sayım sistemlerine sahip hızlandırıcı laboratuvarında test edilmiştir. Bunun için kullanılan nötron kaynağı, 4-5 MeV enerjili nötron yaymakta olup, kaynak aktivitesi 2 Curie'dir. Howitzerin çıkış ağzı 50 mm çapında olup, etrafı parafinle izole edilmiş durumdadır. Deney sisteminde kullanılan donanımlara ait bilgiler Çizelge 4.9'da verilmiştir.

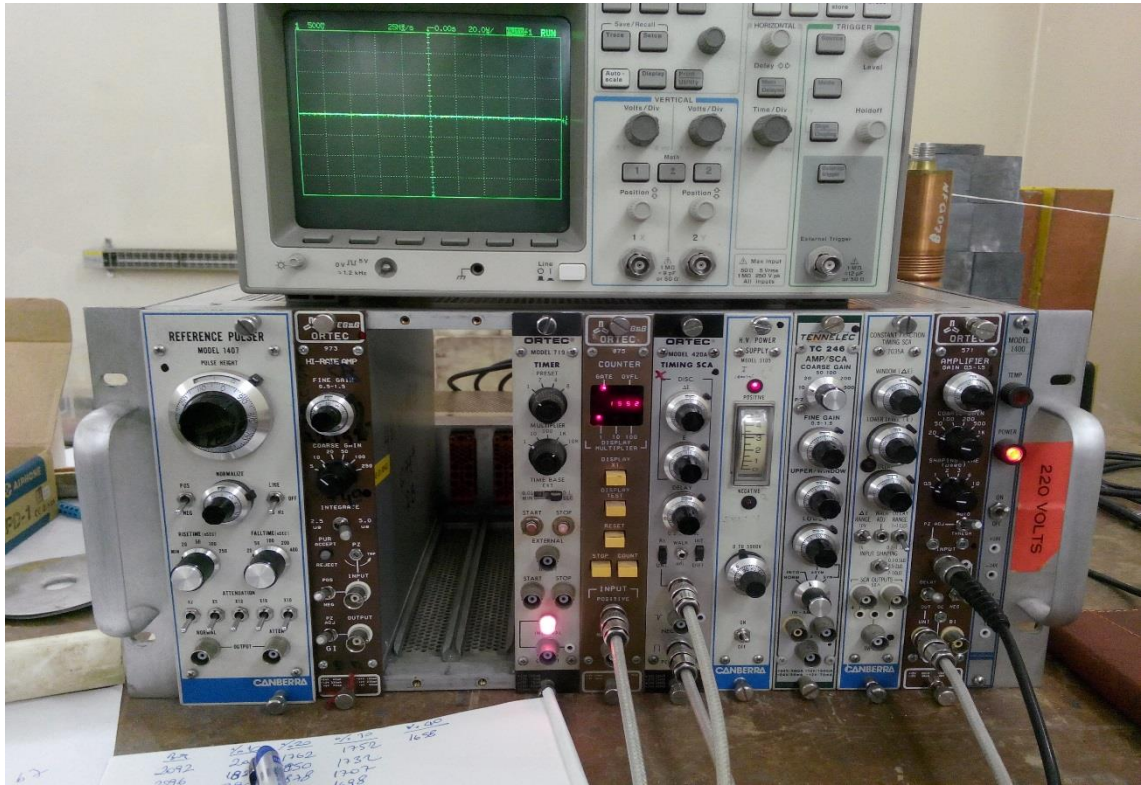
Çizelge 4. 9 Nötron zırlama testinde kullanılan donanım bilgileri

Donanım	Niteliği/Markası
Nötron Kaynağı	$^{241}\text{Am}-^9\text{Be}$
Enerjisi	4-5 MeV
Aktivitesi	2 Ci
Detektör	Boron Trifluoride (BF_3) Nötron Detektörü
Osiloskop	Hewlett Packard
Sayıcı	Ortec 875
Zaman Ayarlayıcı & SCA	Ortec Model 420A
Preamplifikatör	Ortec 142AH
Amplifikatör	Ortec 571
Güç Kaynağı	Canberra Model 3105 H.V. 0-5 kV
Sayım Süresi	5x100 sn

Deneylerde numunelerin zırlama oranını test edebilmek için önce numunesiz ölçüm alınmış ve arka plan sayım değerleri belirlenmiştir. Sonra numuneler yüzdelik takviye malzemesi oranları ve kalınlıklarına göre kolimatörle hizalanarak yavaşlatılmış nötron demetinin önüne konulmuş, numunelerden geçebilen nötronlar tekrar sayılarak hazırlanan numunelerin zırlama oranları belirlenmiştir. Şekil 4.11 ve Şekil 4.12'de kullanılan deney düzeneği görülmektedir.



Şekil 4. 11 Nötron kaynağı ve dedektör sistemi



Şekil 4. 12 Nötron zırlama deney düzeneği sayım sistemi

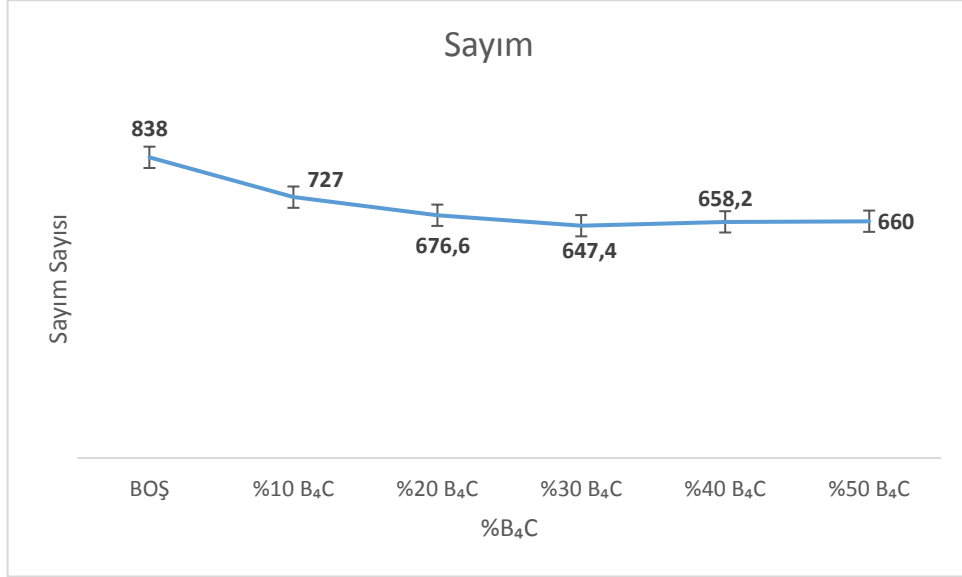
Detektöre gelen nötronlar, detektörün içindeki boron ile etkileşime girmektedir. Denklem 3.6'da gösterildiği şekilde, ortama bir α taneciği ve bir miktar enerji salınmaktadır. Yüksek gerilim altındaki gazı iyonize eden α parçacıklarının oluşturduğu gerilim farkı, elektriksel sinyal olarak detektörden preamplifikatöre oradan da amplifikatöre gelmektedir. Bu istasyonda sayım yapılabilecek kadar kuvvetlendirilen sinyaller SCA olarak isimlendirilen tek kanallı analizör modüle yönlendirilmektedir. Bu modülde ise belli gerilim değerinin altındaki sinyaller yok edilip sadece nötronlardan oluştuğunu bildiğimiz yeterli gerilim değerindeki sinyalleri bırakacak şekilde eşik değeri ayarlanmakta, bunun için ise gelen sinyaller öncelikle osiloskopta değerlendirilerek girilecek alt eşik değeri tesbit edilmektedir. Sonrasında ise sayım almaya hazır sinyaller, birbirlerine bağlanmış olan zamanlayıcı ve sayıcı modüle aktarılmaktadır. İstenilen zaman aralığı zamanlayıcıdan seçilerek sayıcı modülden sayım başlatılmaktadır. Böylece, belirlenen zaman aralığında detekte edilen alt eşik değerin üzerindeki sinyaller sayılarak kaynaktan gelen nötron sayısı tesbit edilmektedir. Deney süresince tüm sayımlar, hata payını en aza indirebilmek için 100'er saniyelik zaman dilimleriyle ve 5'er kez yapılmış ve alınan sayımların ortalaması alınarak sayım değerleri belirlenmiştir.

20mm'lik numunelerde B₄C karışım oranı %10'dan %50'ye kadarken diğer numunelerde B₄C karışım oranı sadece %10 ve %20 olan numunelerle çalışılmıştır. Söz konusu ölçümlere ait veriler tablolar haline getirilmiş olup Çizelge 4.10'dan Çizelge 4.15'e kadar ölçüm sonuçlarına dair veriler ve grafikler görülmektedir.

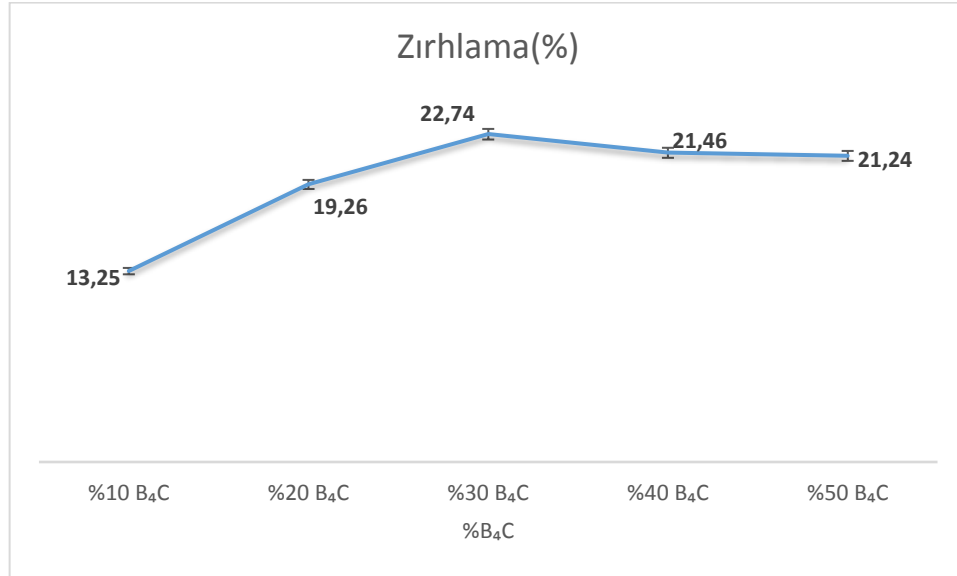
Çizelge 4. 10 Nötron zırhlama testi sonuçları (h=20 mm %10-%50 B₄C)

h=20 mm						
SAYIM	BOŞ	%10 B ₄ C	%20 B ₄ C	%30 B ₄ C	%40 B ₄ C	%50 B ₄ C
1	811	674	691	682	691	650
2	857	698	660	678	649	681
3	858	753	707	663	677	657
4	800	778	646	598	608	653
5	864	732	679	616	666	659
Ortalama	838	727	676,6	647,4	658,2	660
Geçirgenlik (%)		86,75	80,74	77,26	78,54	78,76
Zırhlama (%)		13,25	19,26	22,74	21,46	21,24

Sabit kalınlık deęiřen oranda takviye malzemesi ieren numunelere dair sayım grafięi řekil 4.13’de, zırhlama grafięi ise řekil 4.14’te grlmektedir.



řekil 4. 13 Ntron sayım eęrisi (h=20 mm %10-%50 B₄C)



řekil 4. 14 Ntron zırhlama grafięi (h=20 mm %10-%50 B₄C)

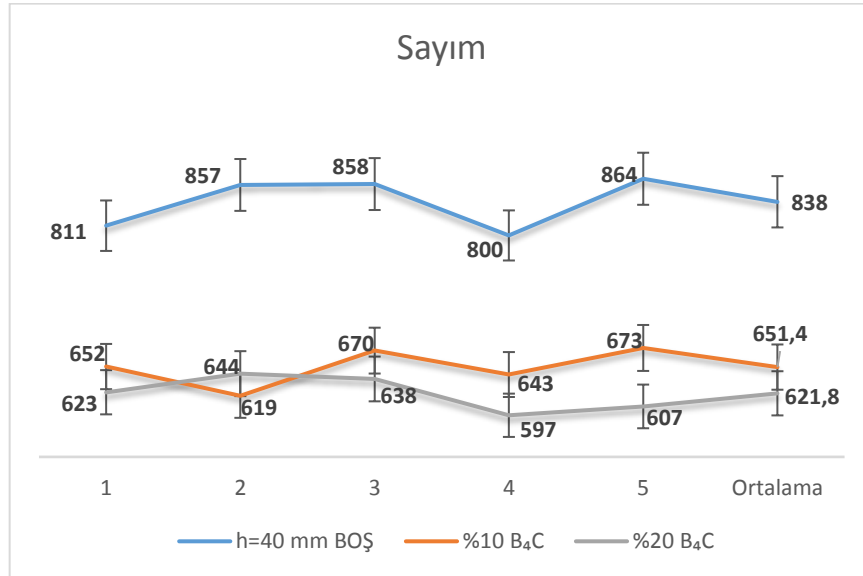
20mm’lik numune ile yapılan deneylerde elde edilen verilerden grldę kadarıyla, zırhlama oranlarının, %10 B₄C deęerinden %30 B₄C deęerine kadar yaklaşık %10 oranında artış gsterdięi, %40 ve %50 B₄C oranlarına ıkıldığında ise malzeme bnyesindeki yavařlatıcı oranının dřmesine baęlı olarak ntronların termalizasyon oranının nisbeten dřmesiyle birlikte, ok az miktar dřř gsterdięi gzlemlenmektedir.

Sabit kalınlık farklı B₄C oranlarına dair zırhlama testleri h=20 mm'lik numunelerle yapıldıktan sonra, kalınlık 20'şer mm arttırılarak 40mm, 60mm, 80mm ve 100mm'lik farklı kalınlıklarda, ağırlıkça %10 ve %20 B₄C takviye malzemesi ilave edilerek hazırlanan numunelerle zırhlama testleri yapılmıştır. Buna dair veriler ve grafikler Çizelge 4.11 ile Çizelge 4.13 ve Şekil 4.15 ile Şekil 4.21 arasında listelenmiştir.

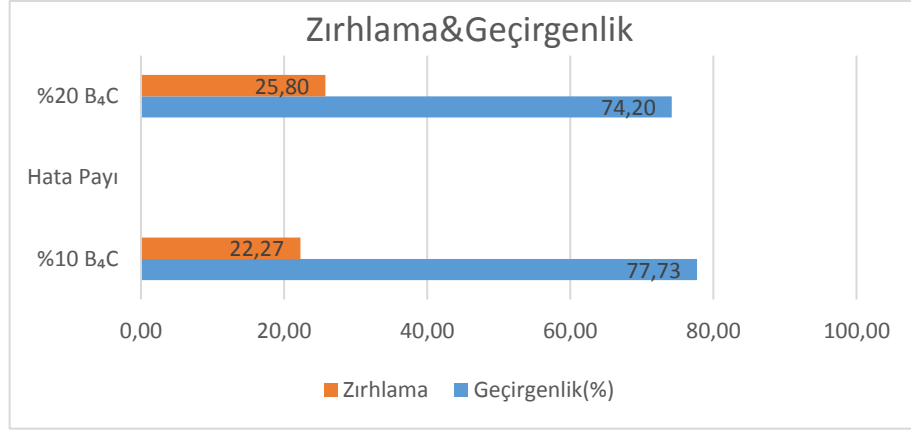
Çizelge 4. 11 Nötron zırhlama testi sonuçları (h=40 mm %10-%20 B₄C)

h=40 mm			
SAYIM	BOŞ	%10 B ₄ C	%20 B ₄ C
1	811	652	623
2	857	619	644
3	858	670	638
4	800	643	597
5	864	673	607
Ortalama	838	651,4	621,8
Geçirgenlik (%)		77,73	66,81
Zırhlama (%)		22,27	25,80

40 mm'lik numunelerde kalınlık artışı ile birlikte yaklaşık %10'luk zırhlama artışı olmakla birlikte, B₄C artışı ile zırhlananın da az miktarda arttığı görülmektedir (Şekil 4.15).



Şekil 4. 15 Nötron zırhlama sayım grafiği (h=40 mm %10-%20 B₄C)



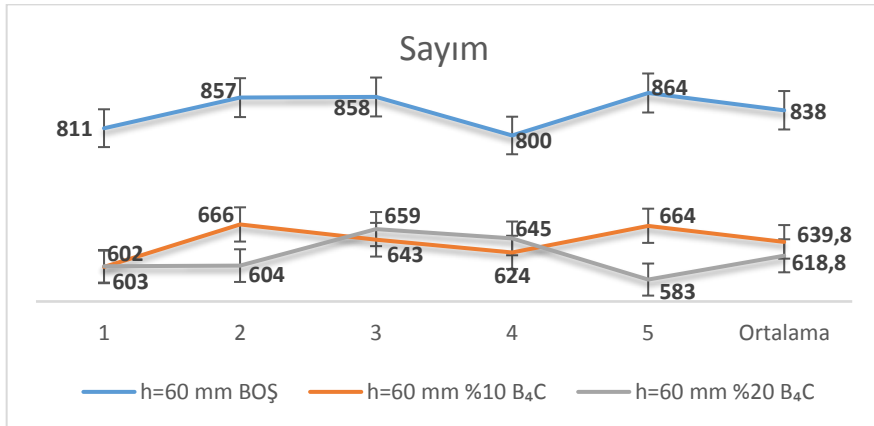
Şekil 4. 16 Nötron tutuculuk-geçirgenlik grafiği (h=40 mm %10-%20 B₄C)

60 mm'lik numunelerden alınan sonuçlar 40 mm'lik numunelerle kıyaslandığında belirgin bir artış olmadığı görülmektedir (Çizelge 4.12).

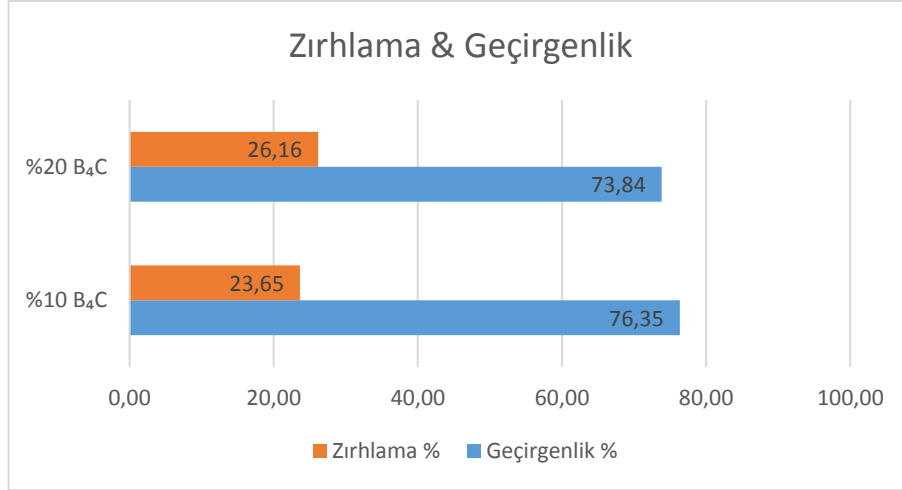
Çizelge 4. 12 Nötron zırlama testi sonuçları (h=60 mm %10-%20 B₄C)

h=60 mm			
SAYIM	BOŞ	%10 B ₄ C	%20 B ₄ C
1	811	602	603
2	857	666	604
3	858	643	659
4	800	624	645
5	864	664	583
Ortalama	838	639,8	618,8
Geçirgenlik (%)		76,35	65,74
Zırlama (%)		23,65	26,16

60 mm'lik numune için sayım ve zırlama-tutuculuk eğrileri Şekil 4.17 ve Şekil 4.18'de görülmektedir.



Şekil 4. 17 Nötron zırlama sayım grafiği (h=60 mm %10-%20 B₄C)

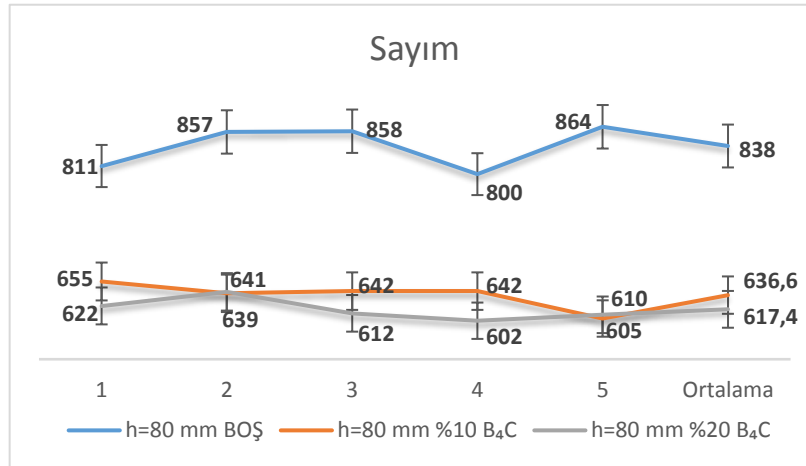


Şekil 4. 18 Nötron tutuculuk-zırhlama grafiği (h=60 mm %10-%20 B₄C)

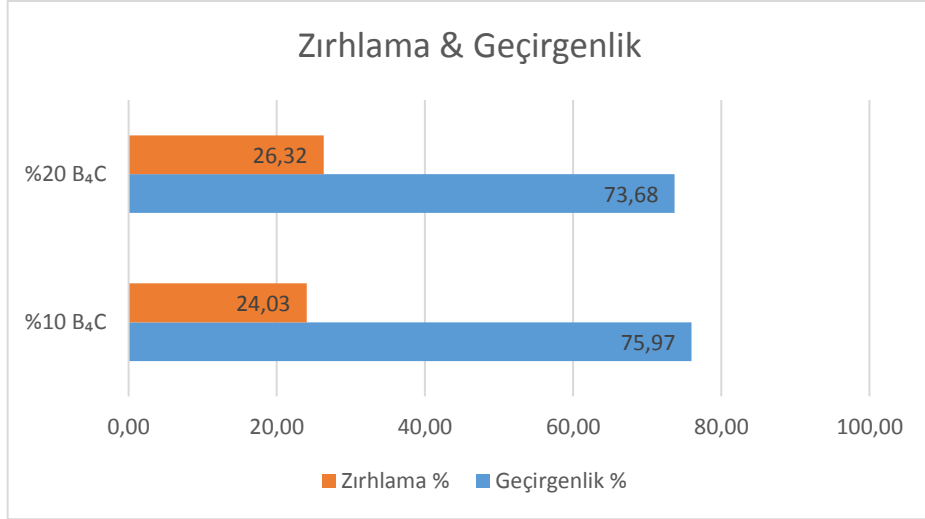
80 mm'lik numunelere ait ölçüm sonuçları Çizelge 4.13'de görülmektedir. Ayrıca Şekil 4.19 ve 4.20'de sayım ve tutuculuk-zırhlama grafikleri de verilmiştir. Kalınlık artışı ile görülen tutuculuk artışının devam ettiği görülmektedir.

Çizelge 4. 13 Nötron zırhlama testi sonuçları (h=80 mm %10-%20 B₄C)

h=80 mm			
SAYIM	BOŞ	%10 B ₄ C	%20 B ₄ C
1	811	655	622
2	857	639	641
3	858	642	612
4	800	642	602
5	864	605	610
Ortalama	838	636,6	617,4
Geçirgenlik (%)		75,97	73,68
Zırhlama (%)		24,03	26,32



Şekil 4. 19 Nötron zırhlama sayım grafiği (h=80 mm %10-%20 B₄C)

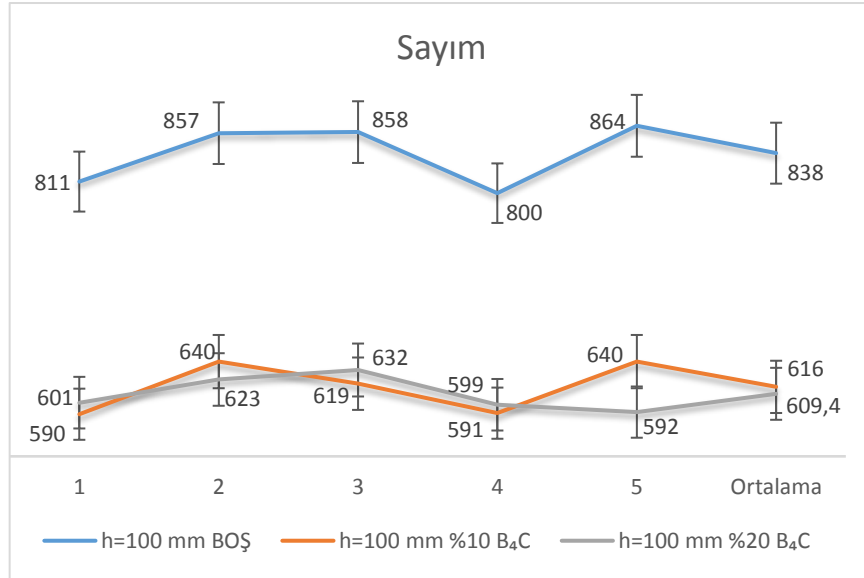


Şekil 4. 20 Nötron tutuculuk-zırlama grafiği (h=80 mm %10-%20 B₄C)

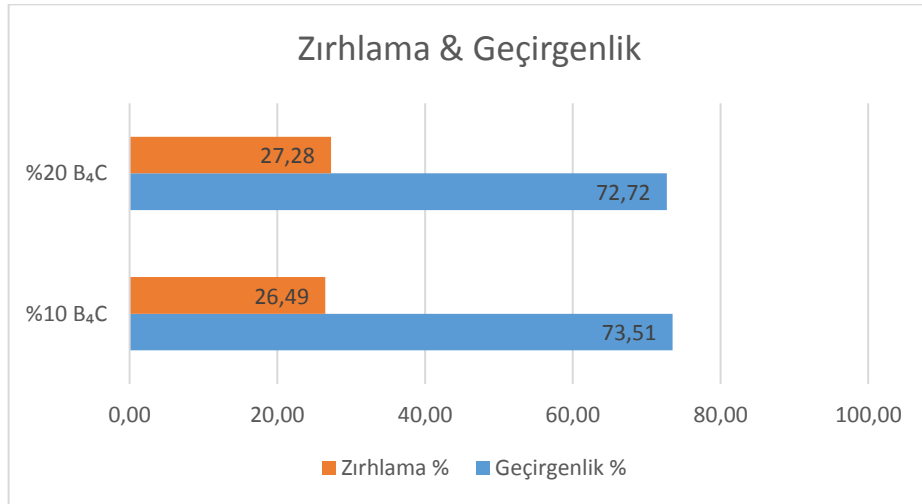
Son olarak 100mm'lik numunelerimizle deneyler yapılmış olup, Çizelge 4.14'de elde edilen sayım sonuçları verilmiştir. Elde edilen en fazla tutuculuk değerine 100 mm'lik %20 B₄C takviyeli numunede ulaşılmıştır. Şekil 4.21 ve Şekil 4.22'de sonuç eğrileri gösterilmiştir.

Çizelge 4. 14 Nötron zırlama testi sonuçları (h=100 mm %10-%20 B₄C)

h=100 mm			
SAYIM	BOŞ	%10 B ₄ C	%20 B ₄ C
1	811	590	601
2	857	640	623
3	858	619	632
4	800	591	599
5	864	640	592
Ortalama	838	616	609,4
Geçirgenlik (%)		73,51	72,72
Zırlama (%)		26,49	27,28



Şekil 4. 21 Nötron zırlama sayım grafiği (h=100 mm %10-%20 B₄C)



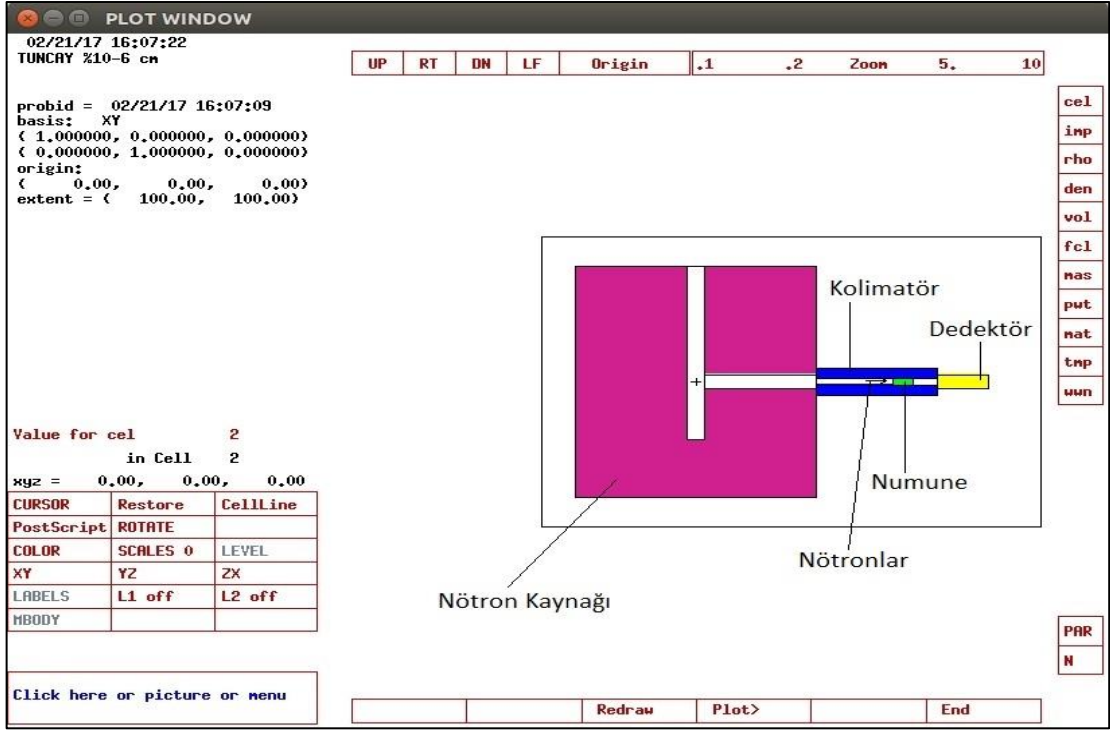
Şekil 4. 22 Nötron zırlama & geçirgenlik grafiği (h=100 mm %10-%20 B₄C)

MONTE CARLO SİMÜLASYONU

Deneysel olarak nötron zırhlama özellikleri araştırılan numunelerin, MCNP-5 kodu ile simülasyonu gerçekleştirilmiştir.

Reaktör fiziği ve radyasyon zırhlama hesaplamalarında kullanılmakta olan Monte Carlo N-Particle Transport Code bilgisayar kodu, ABD Los Alamos National Laboratory tarafından geliştirilmiştir. Olasılıksal “Monte Carlo” yöntemini kullanan MCNP ile nötron/foton/elektron ile ilgili simülasyonlar modellenenbilmektedir. Monte Carlo yöntemi, istatistiksel teknikler kullanarak fiziksel bir olayın ya da matematiksel bir problemin sayısal modeller yardımıyla temsil edilmesidir [43].

Simülasyonlarda MCNP-5 kodu ve nötron tesir kesitleri için ENDF/B-VI kütüphanesi kullanılmıştır. Am-Be nötron kaynağından, MCNP ortamında yapılan modelleme ve analiz çalışmasındaki nötron kaynağı, kolimatör, dedektör ve numune modellemeleri Şekil 5.1’de görülmektedir. Yapılan simülasyonlar 5×10^6 adet parçacık ile gerçekleştirilmiştir.



Şekil 5. 1 MCNP Modelleme ve simülasyon çalışmaları

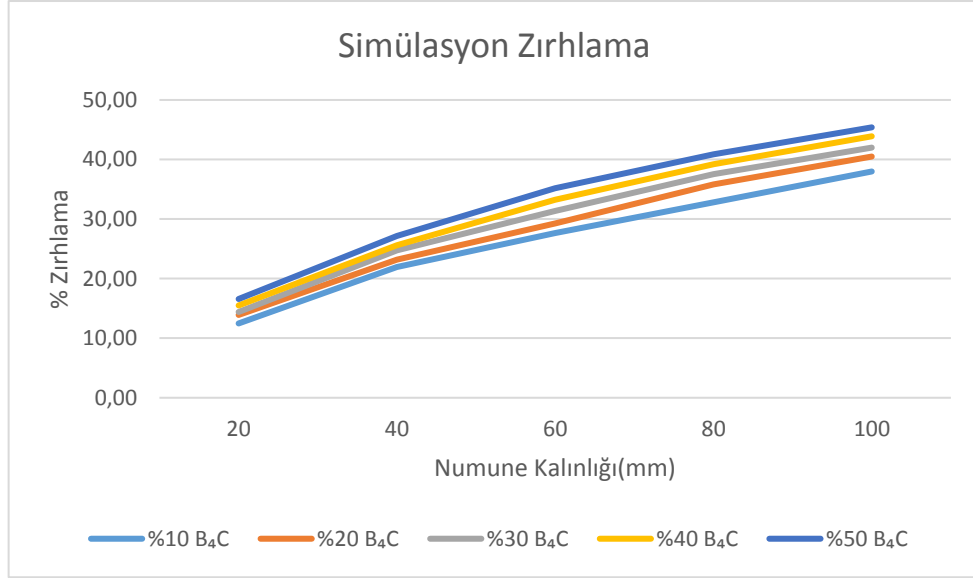
5.1 Simülasyon Sonuçları

Simülasyon sonuçları Çizelge 5.1’de verilmiştir. Simülasyon sonuçlarına göre zırlama oranları; kalınlık artışı ve % B₄C artışı ile doğru orantılı olarak artmaktadır.

Çizelge 5. 1 MCNP-5 simülasyon sonuçları

Tutuculuk (%)		Kalınlık (mm)				
		20	40	60	80	100
B ₄ C İçeriği (%)	10	12,48	21,96	27,68	32,79	37,99
	20	13,91	23,17	29,28	35,83	40,50
	30	14,40	24,77	31,36	37,53	42,00
	40	15,50	25,60	33,25	39,21	43,90
	50	16,58	27,18	35,18	40,89	45,40

Simülasyon sonuç eğrileri Şekil 5.2’de görülmektedir.



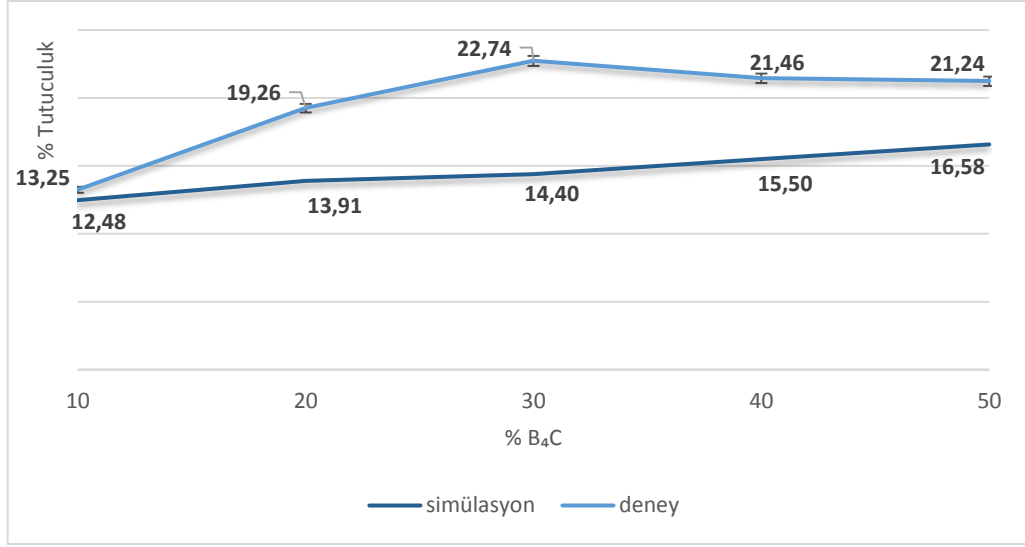
Şekil 5. 2 Simülasyon sonuçları

5.1.1 DeneySEL Sonuçlarla Simülasyon Sonuçlarının Karşılaştırılması

Elde edilen sonuçlara göre nötron tutuculuk oranları, numune kalınlığına ve numunelerdeki B₄C miktarına göre değişmektedir. Adeli vd. [8], ve Korkut vd. [44] tarafından bulunan sonuçlarla paralel sonuç alınmıştır.

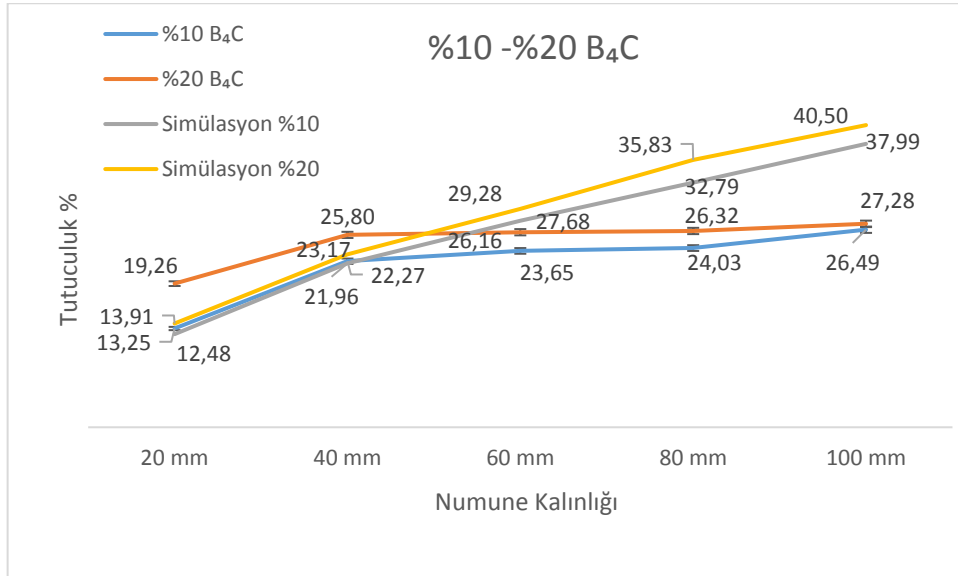
20mm'lik numunelerle yapılan dENEYSEL çalışmaya göre en yüksek tutuculuk oranına %30 B₄C içeren numunede ulaşılabilmiş iken simülasyon sonuçlarına göre ise % B₄C miktarı arttıkça zırhlama oranı doğrusal şekilde artmaktadır (Şekil 5.3).

%10 ve %20 B₄C içeren numuneler için söz konusu oransal değişim ise deney ve simülasyon sonuçları için Şekil 5.4'te görülmektedir.



Şekil 5. 3 %10-%50 B₄C / 20 mm kalınlık değerlerindeki numunelerin karşılaştırmalı deney ve simülasyon sonuçları

20 mm-100 mm numune kalınlık aralığındaki %10-%20 B₄C takviye oranları ile hazırlanmış numunelerdeki zırlama oranlarındaki değişim ise karşılaştırmalı olarak Şekil 5.4’de verilmiştir.



Şekil 5. 4 %10-%20 B₄C / 20-100 mm kalınlık değerlerindeki numunelerin karşılaştırmalı deney ve simülasyon sonuçları

Sonuçlardan görüldüğü gibi deneysel eğriler ile simülasyon sonuçları 20 mm ve 40 mm’lik numunelerde daha çok paralellik arz etmekte diğer numunelerde ise bir miktar farklılık göstermektedir.

SONUÇLAR ve ÖNERİLER

Nötron zırlama malzemesi geliştirme ve karakterizasyonu çalışmalarında malzeme seçimi ve numune hazırlanması çalışmalarından sonra, elde edilen numunelerin elementel safsızlık analizi XRF ile yapılmış ve safsızlıklar belirlenmiştir. Bunun yanısıra tüm numunelerin mikroyapı özellikleri incelenmiş, SEM görüntüleri alınarak yapının homojenliğine bakılmış ve nötron zırlama testleri hem deneysel olarak hem de simülasyon ortamında gerçekleştirilmiştir.

Elde edilen sonuçlara göre;

- Deneysel sonuçlardaki en fazla % zırlama değeri, 100 mm kalınlığındaki %20 B₄C takviyeli numuneden elde edilmiştir.
- Simülasyon sonuçlarından alınan sonuçlara göre ise zırlama oranları numune kalınlığı ve B₄C takviye malzemesi oranları ile doğru orantılı şekilde artmakta olup en fazla zırlama değerini 100 mm kalınlıkta %50 B₄C takviyeli numune sağlamıştır.
- Zırlama malzemesi kalınlığı arttıkça kompozit malzemenin nötron zırlama oranı da artmaktadır. Böylelikle radyasyonun canlı sağlığına verebileceği zararlar, kullanılan zırh kalınlığı arttıkça azalmaktadır. Kullanımı düşünülen uygulamadaki nötron enerji seviyelerine özel olarak zırh kalınlıkları belirlenmelidir.
- Diğer çalışmalarda araştırılan malzemelerle kıyaslamalar yapılmış olup, geliştirilen malzemenin elde döküme uygun, çabuk ve kolay hazırlanabilen ve

arařtırılan pek ok malzemeye nazaran (Li-6, Sm, Gd vb.) olduka ekonomik bir tablo sergilediėi yapılan fiyat analizi alıřmasında grlmřtr.

- Deneylerden ve simlasyonlardan alınan sonulara gre, hazırlanan kompozit malzeme, termal ntron zırhlama malzemesi olarak kullanılabilecek zelliktedir.

KAYNAKLAR

-
- [1] Keyhandokht, K. S., Laleh, R. M. and Hashem, M. H., (2013). "Finding a suitable shield for mixed neutron and photon fields based on an Am-Be source", J Radioanal Nucl Chem, 298:33–39.
- [2] Martin, J., (2006). Physics For Radiation Protection, Second Edition, WILEY-VCH Verlag GmbH&Co., Weinheim.
- [3] Ulusal Bor Araştırma Enstitüsü, Rezervler, <http://www.boren.gov.tr/tr/bor/bor-rezervleri>, 12 Ekim 2016.
- [4] Huang, Y., Liang, L., Xu, J., Zhang, W. ve Chen, Z., (2013). "A 'Sandwich' Type of Neutron Shielding Composite Filled With Boron Carbide Reinforced By Carbon Fiber", Chemical Engineering Journal, 220:143-150.
- [5] Özdemir, T., Güngör, A. ve Reyhancan, İ.A., (2017). "Flexible neutron shielding composite material of EPDM rubber with boron trioxide: Mechanical, thermal investigations and neutron shielding tests", Radiation Physics and Chemistry 131:7–12.
- [6] Xu, Z.G., Jiang, L.T., Zhang, Q., Qiao, J., Gong, D. ve Wu, G.H., (2016). "The design of a novel neutron shielding B4C/Al composite containing Gd", Materials and Design 111:375-381.
- [7] Sayyed, M.I., (2016). "Investigation of shielding parameters for smart polymers", Chinese Journal of Physics 54:408-415.
- [8] Adeli, R., Shirmardi, S.P. ve Ahmadi, S.J., (2016). "Neutron irradiation tests on B4C-epoxy composite for neutron shielding application and the parameters assay", Radiation Physics and Chemistry 127: 140–146
- [9] Wang, P., Tang, X., Chai, H., Chen, D. ve Qiu, Y., (2016). "Design, fabrication, and properties of a continuous carbon-fiber reinforced Sm₂O₃/Polyimide gamma ray/neutron shielding material", Fusion Engineering and Design 101:218–225.
- [10] Sarıyer, D., Küçer, R. ve Küçer, N., (2015). "Neutron Shielding Properties of Concretes Containing boron carbide and ferro boron", Procedia - Social and Behavioral Sciences 195:1752 – 1756

- [11] El-sarraf, M.A. ve El-sayed A.A., (2013). "Insulating Epoxy Barite and Polyester Barite Composites For Radiation Attenuation", Applied Radiation and Isotopes, 79:18-24.
- [12] Kıpçak, A.S., Gürses, P., Derun, E.M., Tuğrul, N. ve Pişkin, S., (2013). "Characterization of Boron Carbide Particles and Its Shielding Behavior", Energy Conversion and Management.
- [13] Soltani, Z., Beigzadeh, A., Ziaie, F., ve Asadi, İ., (2016). "Effect of particle size and percentages of Boron carbide on the thermal neutron radiation shielding properties of HDPE/B4C composite: Experimental and simulation studies" , Radiation Physics and Chemistry, 127:182–187.
- [14] Singh, V.P. ve Badiger, N.M., (2013). "Gamma ray and neutron shielding properties of some alloy materials" , Annals of Nuclear Energy 64:301–310.
- [15] Michal, R., (2001). "Fifty years ago in December Atomic reactor EBR-I produced first electricity" Nuclear News Magazine, November 28-29.
- [16] European Nuclear Society, Nuclear Power Plants-World Wide, <http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/n/nuclear-power-plant-world-wide.htm>, 13 Ekim 2016.
- [17] ETKB, (2013). Nuclear Power Program And Npp Projects In Turkey, Nuclear Energy ProjePct Implemantation Department Report No:2, Ankara.
- [18] Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/165-akkuyu-nukleer-guc-santrali/432-akkuyu-ngs-gelismeler.html>, 11 Kasım 2016.
- [19] World Nuclear Association, Nuclear Power in Turkey, <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/turkey.aspx>, 11 Kasım 2016.
- [20] EÜAŞ, (2015). Elektrik Üretim Sektör Raporu, Ankara.
- [21] ETKB, (2011). Nükleer Enerji ve Türkiye, Yayın No:2, Ankara.
- [22] TEİAŞ, (2012). Türkiye Elektrik Enerjisi 10 Yıllık Üretim Kapasite Projeksiyonu, Ankara.
- [23] Allen, T., Busby, J., Meyer, M. and Petty, D., (2010). "Material Challanges For Nuclear Systems", Materialstoday, 13(12):14-23.
- [24] TAEK, (2008). Nükleer Enerji ve Çevre, Ankara.
- [25] Atılğan, İ., (2004). "Nükleer Enerji, Toryum Elementi ve Türkiye İçin Önemi", Mühendis ve Makine, 45 (529):29-34.
- [26] ETKB, (2011). Nükleer Santraller Ve Ülkemizde Kurulacak Nükleer Santrale İlişkin Bilgiler, Yayın No:1, Ankara
- [27] TAEK, (2009). Radyasyon, İnsan ve Çevre, Ankara.
- [28] UAEA, (2004). Division of Radiation and Waste Safety, Radiation, People and The Environment, Austria.

- [29] Mirion Technologies, <https://www.mirion.com/introduction-to-radiation-safety/types-of-ionizing-radiation/>, 15 Kasım 2016.
- [30] UAEA, (2011). Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, Austria.
- [31] ICRP Commision, (2007). "The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection", ICRP Publication 103, Sweden.
- [32] Lamarsh, J. R., (2001). Introduction to Nuclear Engineering, Third Edition, Prentice Hall Upper Saddle River, New Jersey.
- [33] Nuclear Power Engineering Group, <http://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/atomic-nuclear-physics/fundamental-particles/neutron/>, 01 Aralık 2016.
- [34] The Paul Scherrer Institute, <https://www.psi.ch/niag/neutron-physics>, 01 Aralık 2016.
- [35] Şenyiğit, M., (2011). Nükleer Reaksiyonlar Sonucu Açığa Çıkan Gamma Işınları ve Nötronların Germanyum Detektör Sistemi İle Etkileşimleri, Doktora Tezi, Ankara Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara.
- [36] Artıg, B., (2016). Pandemit, Kolemanit Konsantratör Atığı, Hematit, Manyetit ve Limonit İçeren Beton Numunelerinin Nötron Parçacıkları, X ve γ – Işınları İçin Radyasyon Soğurganlıklarının Belirlenmesi, Doktora Tezi, Yüzüncü Yıl Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Van.
- [37] Valkovic, V., (2016). "14MeV Neutrons Physics and Aplications" Taylor Francis Group CRC Press, New York.
- [38] Brückel, T., Heger, G., Richter, D., Roth, G. ve Zorn, R., (2013). "University Münster Laboratory Course Neutron Scattering Lectures"
- [39] UAEA, (2001). The Applications Of Research Reactors, Austria.
- [40] Sakurai, Y., Sasaki, A. ve Kobayashi, T., (2003). "Development of Neutron Shielding Material Using Metathesis-Polymer Matrix", Nuclear Instruments & Methods in Physics Research, A522:455-461.
- [41] Material Properties Charts, NIST, www.ceramics.nist.gov/srd/scd/Z00093.htm#M1P1, 29 Mart 2017.
- [42] Schaeffer, N.M., (1973). Reactor Shielding For Nuclear Engineers, U.S. Atomic Energy Commission, Virginia.
- [43] Monte Carlo Code Group Los Alamos National Laboratory, <https://laws.lanl.gov/vhosts/mcnp.lanl.gov/index.shtml>, 29 Mart 2017.
- [44] Korkut, T., Karabulut, A., Budak, B., Aygün, A., Gencel, O. ve Hançerlioğulları, A., (2011), "Investigation of Neutron Shielding Properties on Number of Boron Atoms For Colemanite, Ulexite and Tincal Ores By Experiments and Fluka Monte Carlo Simulations", Applied Radiation and Isotopes, 70:341-345.

XRF SONUÇLARI

Dalga boyu dağılımlı WXRf spektrometrelili Axios Advance 4 marka cihazla belirlenen elementel kompozisyonlara ait veriler Çizelge A.1 - Çizelge A.5’de verilmiştir.

Çizelge A. 1 %10 B₄C XRF spektrometresi analiz sonuçları

%10 B₄C	(%)Ağırlık	Belirsizlik (%)
Al	0,006999	0,001
Ca	0,007968	0,001
Co	0,002702	0,001
Cr	0,00157	0,001
Cu	0,004021	0,001
Fe	0,049985	0,001
K	0,003247	0,001
Mn	0,001845	0,001
Na	0,002987	0,001
Ni	0,001466	0,001
O	0,15775	0,03
Si	0,011652	0,001
Ti	0,002017	0,001

Çizelge A. 2 %20 B₄C XRF spektrometresi analiz sonuçları

%20 B₄C	(%)Ağırlık	Belirsizlik (%)
Al	0,015917	0,001
Ca	0,010892	0,001
Cl	0,001209	0,001
Cr	0,002065	0,001
Cu	0,007926	0,001
Fe	0,086721	0,002
K	0,002341	0,001
Mn	0,002984	0,001
Na	0,004924	0,001
Ni	0,006041	0,001
O	0,21146	0,02
P	0,000708	0,001
Si	0,031292	0,002
Ti	0,003661	0,001
V	0,00287	0,001
Zr	0,001375	0,001

Çizelge A. 3 %30 B₄C XRF spektrometresi analiz sonuçları

%30 B₄C	(%)Ağırlık	Belirsizlik (%)
Al	0,035661	0,002
Ca	0,029858	0,002
Cl	0,027076	0,001
Co	0,012020	0,001
Cr	0,003596	0,001
Cu	0,008637	0,001
Fe	0,20698	0,003
K	0,014523	0,001
Mn	0,005193	0,001
Na	0,023399	0,001
Ni	0,007181	0,001
O	0,1897	0,03
P	0,000838	0,001
S	0,002041	0,001
Si	0,056693	0,002
Ti	0,009037	0,001
W	0,02221	0,002
Zr	0,002389	0,001

Çizelge A. 4 %40 B₄C XRF spektrometresi analiz sonuçları

%40 B₄C	(%)Ağırlık	Belirsizlik (%)
Al	0,032977	0,001
Ca	0,024979	0,001
Cl	0,001777	0,001
Co	0,012646	0,001
Cr	0,006403	0,001
Cu	0,016049	0,001
Fe	0,24545	0,003
K	0,00718	0,001
Mn	0,005631	0,001
Na	0,007112	0,001
Ni	0,00877	0,001
O	0,18428	0,02
P	0,000741	0,001
S	0,000278	0,001
Si	0,072469	0,003
Ti	0,004467	0,001
Zr	0,002992	0,001

Çizelge A. 5 %50 B₄C XRF spektrometresi analiz sonuçları

%50 B₄C	(%)Ağırlık	Belirsizlik (%)
Al	0,027153	0,002
Ca	0,030501	0,002
Cl	0,035095	0,002
Co	0,009006	0,001
Cr	0,006031	0,001
Cu	0,015522	0,001
Fe	0,19826	0,003
K	0,01291	0,001
Mn	0,005115	0,001
Na	0,025976	0,001
Ni	0,005783	0,001
O	0,16514	0,02
P	0,000324	0,001
S	0,01	0,001
Si	0,063872	0,003
Ti	0,007111	0,001
W	0,023182	0,002
Zr	0,002053	0,001

ÖZGEÇMİŞ

KİŞİSEL BİLGİLER

Adı Soyadı : Tuncay TUNA
Doğum Tarihi ve Yeri : 01.09.1985/Sivrihisar
Yabancı Dili : İngilizce
E-posta : tuncay.tuna@taek.gov.tr

ÖĞRENİM DURUMU

Derece	Alan	Okul/Üniversite	Mezuniyet Yılı
Yüksek Lisans	Makine Mühendisliği	YTÜ	2017
Lisans	Makine Mühendisliği	YTÜ	2008
Lise	Fen Bilimleri	Atatürk Lisesi	2002

İŞ TECRÜBESİ

Yıl	Firma/Kurum	Görevi
2010-Halen	TAEK	Reaktör Operatörü
2009-2010	Başakşehir Bel.	Saha Mühendisi