

**NÖTRON DOZİMETRİSİNDE B₄C İLE FİLTRELİ LiF-
TLD100 KULLANIMININ İNCELENMESİ**

**INVESTIGATION OF LiF-TLD100 USE WITH B₄C FILTER
IN NEUTRON DOSIMETRY**

İLKEM AYDOĞAN

PROF. DR. AYHAN YILMAZER

Tez Danışmanı

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin
Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı için Öngördüğü
YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak hazırlanmıştır.

2015

İLKEM AYDOĞAN'ın hazırladığı “**Nötron Dozimetrisinde B₄C ile Filtreli LiF-TLD100 Kullanımının İncelenmesi**” adlı bu çalışma aşağıdaki jüri tarafından **NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI**'nda **YÜKSEK LİSANS TEZİ** olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU

Başkan

.....

Prof. Dr. Ayhan YILMAZER

Danışman

.....

Doç. Dr. İlker TARI

Üye

.....

Doç. Dr. Cemil KOCAR

Üye

.....

Doç. Dr. Şule ERGÜN

Üye

.....

Bu tez Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü tarafından **YÜKSEK LİSANS TEZİ** olarak onaylanmıştır.

Prof. Dr. Fatma SEVİN DÜZ
Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

ETİK

Hacettepe Üniversitesi Fen bilimleri Enstitüsü, tez yazım kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmada;

- tez içindeki bütün bilgi ve belgeleri akademik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi,
- görsel, işitsel ve yazılı tüm bilgi ve sonuçları bilimsel ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu,
- başkalarının eserlerinden yararlanılması durumunda ilgili eserlere bilimsel normlara uygun olarak atıfta bulunduğumu,
- atıfta bulunduğum eserlerin tümünü kaynak olarak gösterdiğimi,
- kullanılan verilerde herhangi bir tahribat yapmadığımı,
- ve bu tezin herhangi bir bölümünü bu üniversite veya başka bir üniversitede başka bir tez çalışması olarak sunmadığımı

beyan ederim.

23/12/2015

İLKEM AYDOĞAN

ÖZET

NÖTRON DOZİMETRİSİNDE B₄C İLE FİLTRELİ LiF-TLD100 KULLANIMININ İNCELENMESİ

İlkem Aydoğan

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Prof. Dr. Ayhan Yılmaz

(Aralık) 2015, 78 sayfa

Bu çalışmada, kişisel kullanımda izin verilen enerji aralıklarında, hem gama radyasyonu hem de nötron radyasyon dozunu belirlemek için detektör malzemesi olarak LiF-TLD100 filtre olarak da B₄C malzemesi kullanılarak nötron dozimetresi tasarlanabilmesi amaçlanmıştır. Birinci kısımda termolüninesans (TL) özellik gösteren LiF-TLD100 malzemeden yapılmış silindir şeklindeki kristaller Am-Be nötron kaynağı içeren Türkiye Atom Enerjisi Kurumu'na ait ışınlama düzeneğinde, uygun enerji aralıklarını içerecek süreler dahilinde ışınlanmıştır. Işınlanan kristaller TLD okuyucuda değerlendirilerek kristalin içerisinde soğurulan radyasyon dozu belirlenmiştir. Aynı işlemler, ikinci kısımda LiF-TLD100 kristaller önüne doğal B-10 oranına sahip toz halindeki bor karbür malzemesinin sinterlenmesiyle oluşturulan levhalar yerleştirilerek tekrarlanmıştır. Termal ve epitermal nötronların tespiti için en verimli sürelerde gerçekleştirilen ışınlamalarda B₄C levha filtreli numunelerin yanı sıra aynı setler içerisinde bir adet LiF-TLD100 tek başına konumlandırılmıştır. Bu sayede ölçümlerin birinci bölümdeki sonuçlarla paralelliği gözlemlenmiştir.

MCNP5 ve MCNP6 programları ile deney düzeneğinin simülasyonu gerçekleştirilerek kristal içerisinde soğurulan radyasyon dozu hesaplanmıştır. MCNP kodlarından elde edilen gama ve nötron radyasyon dozları hesaplamalarda ayrı irdelenmiştir. Deneysel verilerle hesaplama sonuçları kaynaktan doğrudan gelen toplam soğurulan radyasyon dozu

değerinde tutarlılık göstermiştir. B₄C malzemesinin kişisel nötron dozimetresinde uygun filtre malzemesi olarak kullanılabileceği tespit edilmiştir. Ayrıca, LiF-TLD100 detektörünün nötron dozimetresinde kullanılabilmesi için özellikle spesifik enerjilerde yapılan inceleme sonrası nötron parçacığına duyarlılığı gözlemlenmiştir.

Anahtar Kelimeler: nötron dozimetresi, B₄C, termolüminesans, LiF-TLD100, radyasyon dozu, MCNP5, soğurulan dozun belirlenmesi

ABSTRACT

INVESTIGATION OF LiF-TLD100 USE WITH B₄C FILTER IN NEUTRON DOSIMETRY

İlkem Aydoğan

Master of Science, Department of Nuclear Energy Engineering

Supervisor: Prof. Dr. Ayhan Yilmazer

(December) 2015, 78 pages

In this study, in terms of determination of gamma and neutron radiation doses which are in allowed energy ranges in personal usage with the aim of designing of neutron dosimetry, LiF-TLD100 has been used as detector material, when B₄C material has been used for filtration. In the first part of the study, cylindrical crystals made by LiF-TLD100 material, which has feature of TL, were irradiated by Am-Be neutron source where is in an irradiation facility, which belongs to Turkish Atomic Energy Agency, within the time periods that has appropriate energy regions. As the irradiated crystals were measured with TLD reader, the absorbed radiation dose in the crystal was determined. The same procedures were repeated in the second part locating the plates in front of LiF-TLD100 crystals, which are made sintering boron carbide that includes natural rate of B-10. Performing irradiation with most efficient time periods in order to specify thermal and epithermal ranges of neutrons, one piece of LiF-TLD100 was located alone into the same sets besides samples with B₄C ones. Thus, some similarities have been observed along with results in the first part.

The absorbed radiation dose into the crystal was calculated modeling similar experiment set up simulating by MCNP5 and MCNP6 programs. Gamma and neutron radiation doses getting from MCNP codes were investigated separately in the calculations. When looking at the total amount of absorbed doses getting from the source directly, consistency between

experimental values and calculated values were specified. According to study, the B_4C material could be used as a filter in usage of personal neutron dosimetry. Moreover, the limits of sensitivity to neutron particle of LiF-TLD100 detectors could be provided in order to use in neutron dosimetry.

Keywords: neutron dosimetry, B_4C , thermoluminescence, LiF-TLD100, radiation dose, MCNP5, determination of absorbed dose

TEŞEKKÜR

Tez çalışmamda profesyonel görüşlerini paylaşarak yol gösteren, hassasiyetle üzerinde durulması gereken kritik noktaları işaret ederek çalışmalarımı bir adım ileriye taşıyan, uzun süren sonlandırma aşamasında dahi sabırla eleştirilerine devam ederek beni çalışmaya teşvik eden danışmanım Sayın Prof. Dr. Ayhan YILMAZER'e, konu seçimi ve uygulama aşamaları da dahil olmak üzere her konuda bilgi birikimini, maddi ve manevi desteklerini esirgemeyen Sayın Arş. Gör. Şamil Osman GÜRDAL'a, deney sürecinde katkılarından dolayı Sayın Ömer GÜNDÜZ'e, yardım ve desteğinden dolayı meslektaşım Alp TEZBAŞARAN'a, tezim süresince desteklerini esirgemeyen ve bana güvenen Ailem'e sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

İÇİNDEKİLER

	<u>Sayfa</u>
ÖZET	i
ABSTRACT	iii
TEŞEKKÜR	v
İÇİNDEKİLER.....	vi
ÇİZELGELER.....	viii
ŞEKİLLER	x
SİMGELER VE KISALTMALAR	xi
1. GİRİŞ.....	1
2. TEORİK BİLGİLER	3
2.1. Katı Hal Deteksiyonunda TL Fosfor Kavramı	3
2.1.1. Işıma Eğrisi.....	3
2.1.2. Hassasiyet	3
2.1.3. Doz Cevabı Eğrileri	4
2.1.4. Doz Hızı Bağımlılığı	4
2.1.5. Enerji Cevabı	4
2.1.6. Kararlılık.....	5
2.1.7. Doğrusallıktan Yukarı Doğru Sapma ve Hassaslaştırma	5
2.2. Lityum Flüorür (LiF)	5
2.2.1. LiF Kristalinin Tavlama Karakteristiği	6
2.2.2. Nötron, Yüklü Parçacık ve Elektron Cevabı	7
2.2.3. Personel Dozimetri Sistemleri	8
2.3. Nötron Radyasyonu (Parçacığı)	9
2.3.1. Nötron Sınıflandırılması	9
2.3.2. Nötron Kaynakları	10
2.3.3. Nötronların Maddeyle Etkileşimleri	10
2.3.4. Nötron Yakalama.....	11
2.3.5. Nonelastik Reaksiyonlar	11
2.3.6. Nötron Dozimetresi	12
2.4. Dozimetride Enerji Aktarımı Kavramı	14
2.5. Soğurulan Doz Kavramı	16
2.6. Bor Karbür (B ₄ C)	17

2.7. Amerisiyum-Berilyum (Am-Be) Nötron Kaynağı	18
3. YAPILAN DENEYLER	21
3.1. Deneyde Kullanılan Am-Be İzotopik Nötron Kaynağı	22
3.2. LiF-TLD100 Kristallerinin Nötron Cevabının Gözlemlenmesi	28
3.3. LiF-TLD100 Kristali + B ₄ C Levhası Nötron Cevabının Gözlemlenmesi.....	34
4. HESAPLAMALAR.....	40
4.1. LiF-TLD100 Kristalleri için Doz Hızı Hesapları	40
4.1.1. Nötron Doz Hızı Hesabı	42
4.1.2. Gama Doz Hızı Hesabı	43
4.1.2.1. Termal Nötron Yakalama Sonucu Oluşan Gama Doz Hızı Hesabı.....	44
4.1.2.2. Am ²⁴¹ 59.5 keV Enerjili Hızlı Gama Işınlarnının Doz Hızı Hesabı.....	45
4.1.2.3. 4.438 MeV Enerjili Gama Işınlarnının Doz Hızı Hesabı	48
4.2. Kısım 3.3. LiF-TLD100 Kristali + B ₄ C Levhası Işınlanması için Doz Hızı Hesabı...	51
4.2.1. Nötron ve Gama Doz Hızı Hesapları.....	51
4.2.2. Bor Nötron Yakalama Alfa Doz Hızı Hesabı	52
SONUÇLAR VE TARTIŞMALAR.....	54
KAYNAKLAR.....	61
ÖZGEÇMİŞ.....	63

ÇİZELGELER

	<u>Sayfa</u>
Çizelge 2.1. LiF Fosfor Karakteristiği [2, 3]	6
Çizelge 2.2. Nötron Enerjilerine göre Sınıflandırma.....	9
Çizelge 2.3. Nötron üretmek için yöntemler ve spektral akıları [6]	10
Çizelge 2.4. Nötron enerjisinin bir fonksiyonu olarak Akı Başına Ortam Doz Eşdeğeri [6]	13
Çizelge 2.5. Doku Ağırlık Faktörleri, wT , ICRP (2007) önerileri	17
Çizelge 3.1. LiF-TLD100 Kristali Fiziksel Özellikleri	21
Çizelge 3.2. Katman Malzeme Bilgisi.....	25
Çizelge 3.3. Tesir Kesiti Çizelgesi	26
Çizelge 3.4. LiF-TLD100 kristalleri ışınlanma değerleri	30
Çizelge 3.5. LiF-TLD100 kristalleri ve B ₄ C levha+LiF-TLD100 kristalleri ışınlanma.....	36
Çizelge 4.1. SI Birim Dönüşümleri [20]	40
Çizelge 4.2. LiF için F6 kart sonuçları	43
Çizelge 4.3. ²⁴¹ Am α dönüşümleri ve γ yayımları[26]	45
Çizelge 4.4. NIST LiF X ışını Kütle Enerji Soğurma Katsayıları [28]	47
Çizelge 4.5. Am-Be kaynağının nötron ve gama yayımının alfa parçacığına oranı [30] ..	49
Çizelge 4.6. 4.438 MeV Enerjili Gama/ Nötron Oranı kıyaslaması [14]	50
Çizelge 4.7. LiF-TLD100 Kristali + B ₄ C Levhası için F6 kart sonuçları	51
Çizelge 4.8. SRIM/TRIM menzil verilerinden B ₄ C içerisinde alfanın aldığı yol değerleri	53
Çizelge 4.9. SRIM/TRIM menzil verilerinden LiF içerisinde alfanın aldığı yol değerleri .	53
Çizelge 5.1. LiF-TLD100 kristali için hesaplanan doz sonuçları.....	54
Çizelge 5.2. LiF-TLD100 kristali için ölçülen ve hesaplanan doz sonuçları	55
Çizelge 5.3. LiF-TLD100 kristali + B ₄ C levhası için hesaplanan doz sonuçları	57
Çizelge 5.4. LiF-TLD100 kristali + B ₄ C levhası ve LiF kristali için oluşturulan setlere ait	58
Çizelge 5.5. LiF-TLD100 kristali + B ₄ C levhası için tahmini belirsizlikleri ile birlikte ölçülen doz sonuçları.....	58
Çizelge 5.6. LiF-TLD100 kristali + B ₄ C levhası için tahmini belirsizlikleri ile birlikte hesaplanan doz sonuçları.....	59
Çizelge 5.7. LiF-TLD100 kristali için yüzeylerdeki nötron akısı ve kristal içerisinde soğurulan enerji aralıkları.....	60

Çizelge 5.8. LiF-TLD100 kristali + B ₄ C levhası için yüzeylerdeki nötron akısı ve kristal içerisinde soğurulan enerji aralıkları	60
--	----

ŞEKİLLER

Sayfa

Şekil 2.1. Tipik bir TL-Soğurulan Doz Cevabı Eğrisi.....	5
Şekil 2.2. 400 °C'de 1 saat tavlانیp daha sonra 100 R radyasyona maruz kaldıktan sonra ..	7
Şekil 2.3. S(V) alanı ile çevrelenmiş V hacmindeki kütle [9]	15
Şekil 2.4. Am ²⁴¹ Bozunma Şeması [12]	19
Şekil 2.5. ¹³ C* için Bozunum Şeması [14].....	20
Şekil 3.1. B ₄ C Atomik Yapısı [16].....	22
Şekil 3.2. 3 × 592 GBq ²⁴¹ Am-Be Nötron Işınlama Sistemi [17]	23
Şekil 3.3. ²⁴¹ Am-Be Nötron Kaynağı Düzeneği [17]	24
Şekil 3.4. LiF Toplam Nötron Tesir Kesiti.....	26
Şekil 3.5. LiF Nötron Soğurma Tesir Kesiti.....	27
Şekil 3.6. B ₄ C Nötron Soğurma Tesir Kesiti.....	28
Şekil 3.7. LiF-TLD-100 Kristallerinin Konum ve Yön Pozisyonları.....	29
Şekil 3.8. 300 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri	31
Şekil 3.9. 900 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri	32
Şekil 3.10. 1800 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 Sayım ve Sıcaklık-Zaman.....	33
Şekil 3.11. 3600 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 Sayım ve Sıcaklık-Zaman....	34
Şekil 3.12. 1 cm × 1 cm × 0.1 cm B ₄ C Levhalar.....	35
Şekil 3.13. 900 sn Nötron Işınlaması Sonrası LiF-TLD100 - B ₄ C Sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri.....	37
Şekil 3.14. 1800 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 - B ₄ C Sayım ve Sıcaklık-Zaman	38
Şekil 3.15. Işınlama öncesi düzenek dışarısındaki ortam dozunun Sayım ve Sıcaklık- Zaman Eğrileri.....	39
Şekil 4.1. Katmanlara ait Hücre ve Yüzeyler	41
Şekil 4.2. Gama ışınları oluşumu fiziksel şeması [25]	44
Şekil 4.3. Np ²³⁷ bozunum şeması	46
Şekil 4.4. NIST LiF X ışını Kütle Enerji Soğurma Katsayı eğrisi [28].....	47

SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler

β^-	Beta Parçacığı
$\bar{\epsilon}$	Radyoaktif Bir Kütleye Ortalama Enerji Aktarımı
μ_{en}/ρ	Kütle Enerji Soğurma Katsayısı
$\sum_i T_{a,i}$	Proseste Oluşan Tüm İyonize Parçacıkların Toplam Kinetik Enerjisi
(t, E_γ)	Gama Enerjisi Cinsinden Radyasyon Birikim Faktörü
α	Alfa
γ	Foton
$\delta\epsilon$	Aktarılan Enerji
ϵ	Birim Hacimdeki Maddeye Aktarılmış Enerji
μ	Detektör Malzemesinin Kütle Sönümleme Katsayısı
σ	Tesir Kesiti
ϕ	Nötron Akısı
B	Işına Maruz Bırakılmayan Fosfora Ait Ortam TL Sinyali
D	Soğurulan Doz
$d\mathbf{A}$	Hacmin Yüzeyindeki Alan Vektörü
D_l	Işıma Eğrisi Üzerindeki Yukarı Doğru Lineerlikten Sapma Noktası
D_s	Işıma Eğrisi Üzerindeki Maksimuma Ulaştıktan Sonra Ani Düşme Noktası
$D_{T,R}$	R Türü Radyasyon İçin Doku Tarafından Soğurulan Doz
E	Efektif (Etkin) Doz
E_n	Nötron Enerjisi
f	Birim Soğurulan Doz Başına TL nin Yayımladığı Sinyal
$H(d)$	Doz Eşdeğeri
$H(d)/\emptyset$	Yayınlanan Çeviri Katsayısı
$H(d)/M_c$	Doz Eşdeğerinin Tepsinin Tersisi
H_T	İnsan Vücudunda Eş Değer Dozu
I	Radyasyon Yoğunluğu (Geçiş Yapan Foton Sayısı)
I_0	Soğurucu Olmadan Radyasyon Yoğunluğu Miktarı

K	Belirtilen Zaman Aralığı Boyunca Hacme Giren Ve Etkileşen İyonize Parçacık Sayısı
M_c	Detektörden Okunan Değer
$M_c/\emptyset$	E_n Nötron Enerjisinde Nötron Cevabı
n	Nötron
N	Bozunma Zaman Aralığı Öncesi Hacimdeki Parçacık Sayısı
Q	Çekirdek Transformasyonu Ve Temel Bileşen Oluşumunda Ortaya Çıkan Çekirdek Ve Temel Bileşenlerin Durgun kütlesi
R	Gama Işını İçin Elde Edilen Yayımlama Oranı
$S(V)$	Alanı ile Çevrelenmiş V Hacmindeki Kütlev
t	Detektörün Kalınlığı
$T = E - m_0c^2$	Durgun kütle Enerjisi
T_b	Etkileşimin Hemen Öncesinde Etkileşen İyonize Parçacığın Kinetik Enerjisi
w_R	R Türü Radyasyon İçin Radyasyon Ağırlık Faktörü
w_T	Doku Ağırlık Faktörü
Z	Atom numarası

Kısaltmalar

HVL	Half Value Layer (Yarı Değer Uzunluğu)
ICRP	International Commission of Radiological Protection (Uluslararası Radyolojik Korunma Komisyonu)
ICRU	International Commission on Radiation Units and Measurements (Uluslararası Radyasyon Birimleri ve Ölçümleri Komisyonu)
LET	Lineer Enerji Transferi
MCNP	Monte Carlo N-Particle
NIST	National Institute of Standards and Technology (Ulusal Standartlar ve Teknoloji Enstitüsü)
TL	Termolüminesans
TLD	Termolüminesans Dozimetre
TAEK	Türkiye Atom Enerjisi Kurumu

1. GİRİŞ

Radyasyon kaynaklarıyla çalışılan hastaneler, kanser tedavi merkezleri, nükleer araştırma birimleri, nükleer güç santralleri, araştırma reaktörleri, endüstriyel üretim sahaları vb. tesislerde radyasyona maruz kalan personelin birincil (doğrudan) ve ikincil (geri saçılmış) nötron radyasyon dozlarının ölçülebilmesi ve alınan gama ve nötron radyasyon dozlarının belirlenmesi insan sağlığı açısından son derece önemlidir. Nötron dozunun ölçümü ve insan vücuduna etkisinin tespiti oldukça karmaşık bir işlemdir ve bu ölçüm yalnızca nötron dozimetreleriyle sağlanmaktadır. Enerjisine bağlı olarak nötronlar, benzer enerjili diğer parçacıklardan çok daha kolay madde boyunca ilerleyebilir. Yüksüz oldukları için nötronlar doğrudan maddede iyonizasyon oluşturmaz ve doğrudan ölçülemez. Başka bir malzemeyle etkileşime maruz bırakılarak ölçülebilmektedirler.

İnsan vücudu hem nötronların saçılmasına hem de yavaşlamasına neden olan hidrojen içerikli materyallerden oluşur. Bu nedenle, insan vücudu nötronlara maruz kaldığında, gelen nötronlardan bazıları vücudu terk ederken bazıları çeşitli enerjilerde nötron akısı yaratarak saçılırlar. Pek çok kişisel nötron dozimetresi, termal ve epitermal albedo nötronlar olarak adlandırılan düşük enerjili vücutta tekrar ortaya çıkan geri saçılmış (ikincil) nötronların algılanması amacıyla tasarlanmaktadır. Kaynaktan çıkan termal nötronların soğurularak yalnızca vücuttan geri saçılan termal nötronların algılanabilmesi amacıyla Kadmiyum (^{113}Cd), Gadolinyum (^{157}Gd), Helyum (^3He), Lityum (^6Li), Bor (^{10}B) gibi termal nötron soğurma tesir kesiti yüksek malzemeler kullanılmaktadır. Ne yazık ki, hem termal nötronların geri saçılma ile tekrar meydana gelen nötron sayısına oranı hem de nötron akısının doz eşdeğerine dönüşüm faktörü enerji ile değişiklik göstermektedir. Bu da albedo kişisel nötron dozimetrelerinin parçacık tepkisinin yüksek oranda enerjiye bağımlı olması demektir. Hızlı nötron enerjileri için bu bağımlılık daha fazladır. Dozimetrenin tepkisini artırabilmek amaçlı termal ve epitermal nötronların algılanması için yavaşlatıcı malzeme kullanımı ve gelen parçacıkların enerji spektrumu hakkında daha fazla bilgi sahibi olmak için fazladan detektör kullanımı işlemleri gerçekleştirilebilir. Geçmişten bu yana termolüminesant kullanılarak oluşturulan albedo nötron dozimetreleri termal, epitermal ve buna ek olarak hızlı nötron algılanması ile ilgili değişik tasarımlar ile gelişim göstermiştir. (Piesch-1977, Falk-1971, Hankins-1972, Harvey- 1973, Brunskill-1977, Hoy-1972, Busualti-1976, Kocher-1973, Griffith-1973, Piesch-1974, vb.) [1].

Radyasyondan korunma alanında tüm limitleri ve standartları belirleyen ICRP ve ICRU'nun son on yıl boyunca radyasyondan korunma kavramında değişikliğe gitmesi ile

günümüzde kullanılan çeşitli nötron dozimetreleri dar enerji aralıkları, kişisel dozimetre kavramına uygunsuzluğu ve doğru ölçümden sapma gibi kritik dezavantajları sebebiyle geçerliliğini yitirmektedir. Enerji bağımlılığı olmayan, gelen nötron parçacıklarının açısından bağımsız ve düşük doz limitlerini algılayabilen bir kişisel nötron dozimetresi yapımı hala gelişme aşamasındadır.

Bu çalışma; nötron dozimetresi temel prensipleri çerçevesinde insan vücudu tarafından soğurulan nötron ve gama radyasyon dozunun tespitini içermektedir. Bu doğrultuda; 1) kişisel dozimetre görüntüleme sistemlerinde yaygın olarak kullanılan LiF-TLD100 kristalinin detektör malzemesi olarak hem deneysel hem de simülasyon yöntemleri ile nötron ve fotonlara duyarlılığının incelenmesi 2) nötron dozimetre tasarımında yer alan gama ve nötron parçacıklarının algılanması ayrımı için filtre olarak kullanılabilecek B₄C malzemesinin incelenmesi 3) insan vücudunda soğurulan toplam gama ve nötron radyasyon dozunun tespitinin yapılması tezin başlıca amaçlarıdır.

2. TEORİK BİLGİLER

2.1. Katı Hal Deteksiyonunda TL Fosfor Kavramı

Lüminesans; atom veya moleküllerin enerjiye maruz kalarak düşük enerji seviyesinden yüksek enerji seviyesine çıkması durumunda ısı veya optik yöntemlerle uyarılarak düşük enerji seviyesine tekrar geçerken yaydığı ışık olarak tanımlanmaktadır. İyonlaştırıcı radyasyon enerjisine maruz kalıp ısı metotlarla lüminesans oluşumunu gerçekleştiren bu tür materyallere termolüminesans fosfor adı verilmektedir. Bu tür materyallerin radyasyona maruz bırakılması sonucu tekrar uyarılması ile oluşan ışık miktarının ölçülmesi ise termolüminesans dozimetri olarak ifade edilmektedir.

2.1.1. Işıma Eğrisi

Termolüminesans olayında sıcaklığa bağlı olarak lüminesans şiddeti artmakta buna karşılık ışıma süresi azalmaktadır. TL'nin ışıma eğrisi kavram olarak sıcaklık veya zaman fonksiyonu cinsinden TL grafiğine karşılık gelmektedir. Eğer ısıtma oranı tekdüze ise, bu eğriler oldukça basittir. Aksi durumda; TL'nin zaman fonksiyonu cinsinden integrali, ışıma sonucu oluşan toplam TL ile orantılıyken; sıcaklığın fonksiyonu cinsinden ifade edilen ışıma eğrisinde TL'nin integralinde bu tip bir oran gözlemlenmemektedir. Işıma eğrisi fosfor malzemesini en iyi karakterize eden eğridir. Işıma tepe noktalarının sadece düşük sıcaklıklarda görülmesi fosforun zamanla depoladığı TL'nin bir kısmını kaybettiğini işaret etmektedir. Çok yüksek sıcaklıklarda tepe noktaları olan ışıma eğrisi; fosforun, TL'yi serbest bırakması gereken sıcaklıkta kızıl ötesi ışın üreteceğini belirtmektedir. İdeal olarak, bir ışıma eğrisi oda sıcaklığında kararlı olabilecek ama aygıtsal bir probleme neden olmayacak kadar yüksek sıcaklıkta sadece bir termolüminesans tepe noktası oluşturmalıdır [2].

2.1.2. Hassasiyet

TL hassasiyeti fosforun birim radyasyona maruz kaldığında yayınladığı ışık olarak tanımlanabilir. Anlamli hassasiyetin en düşük limiti TLD okuyucuya ve fosforun karakteristiğine bağlıdır. Isıl uyarılan fosforun yalıtkan iletim bandında yalnızca radyasyon sonucu uyarılan elektronları içermesi için kübik halojenler gibi uygun atomik yapıda olması gerekmektedir. Ayrıca; yüksek ısıya maruz kalındığından fosforun ışık yaydıktan sonra yapısında değişiklik gözlemlenmemesi gerekmektedir. Pek çok ticari TLD okuyucu 100 mR'nin altındaki dozu ölçebilmeye uygundur. En yüksek limitse yalnızca fosfora bağlıdır. Dolayısıyla, TLD okuyucular fosfor baz alınarak en yüksek seviyedeki dozu okumaya yönelik geliştirilmektedir [2].

2.1.3. Doz Cevabı Eğrileri

Bir TLD fosforun ideal cevap eğrisi, tüm elverişli aralıklar boyunca hem kalibrasyonu kolaylaştırma hem de kullanım açısından doğrusal olmalıdır. Bazı TLD fosforları doğrusal tepki vermemektedir ve ilgilenilen doz aralığında hassas kalibrasyon yapılması gerekmektedir. Genel olarak doğrusallıktan sapma yavaş yavaş (kademeli şekilde) olmaktadır, bu yüzden tepki, çoğunlukla sınırlı bir aralık boyunca, neredeyse doğrusal olmaktadır. Ayrıca, TLD okuyucular doğrusal olmayan bir tepki de gösterebilir, fosforun tepkisinin belirlenmesi komplike bir işlemdir [2].

2.1.4. Doz Hızı Bağımlılığı

Pek çok radyasyon detektörü doz hızının bir fonksiyonu şeklinde tepki değişikliği göstermektedir. TL dozimetreler geniş bir aralıkta doz hızı etkisi göstermemektedir [2].

2.1.5. Enerji Cevabı

Düşük foton enerjilerinde (<100 keV) baskın soğurma olayı genellikle fotoelektrik efekttir. En içteki elektronları içeren bu etkileşim, atomun çekirdek yüküne (atom numarası, Z) bağlıdır. Sonuç olarak atom numarası yüksek olan malzemelerle tasarlanmış radyasyon detektörleri düşük foton enerjilerinde çok iyi tepki göstermektedir. Belli bir foton enerjisinde detektörün enerji cevabı; detektörün o foton enerjisindeki cevabının, fotoelektrik soğurmanın işlevsiz olduğu bazı referans enerjilerdeki (genellikle 1-3 MeV) cevabına olan ilişkisi şeklinde tanımlanabilir. Bir dozimetrenin iyi bir enerji cevabına sahip olduğunu söyleyebilmek için Röntgen (R) başına cevabı foton enerjisi ile çok küçük değişiklik göstermelidir. Bu fark büyük ise enerji cevabı zayıftır. Bir detektör malzemesinin etkin Z değeri havanınkine ne kadar yakınsa (7,64) o kadar iyi bir enerji cevabı gösterir. 7,64'ten uzaklığıyla orantılı şekilde zayıf enerji cevabı gösterir.

Enerji cevabıyla ilgilenilirken tekrar tekrar karşılaşılan bir problem; X ışını demeti kalitesinin hassas ifade edilmesi gerektiğidir. Eğer radyasyon kaynağı tek enerjili gama ışını salıyorsa (örneğin Cs^{137}), o zaman demet kalitesi doğru ve basit olarak tek enerjili foton enerjisi (662 keV) olarak betimlenebilir. Ancak; eğer kullanılan kaynak X ışını üreticisiyse (maksimum hızlandırıcı voltaja kadar olan foton enerjileri spektrumu üreten), o zaman demet kalitesini tanımlamak çok daha zordur. Demet kalitesi “efektif keV” cinsinden tanımlanabilir. “efektif keV”; ilgilenilen X ışını demeti ile aynı yarı değer uzunluğuna (HVL) sahip tek enerjili foton enerjisi olarak tanımlanır.

Termoluminesans fosforlar için enerji cevabı eğrisinin elde edilmesinin iki yolu vardır; 1) çeşitli X ışını ve γ ışını kaynakları için deneysel olarak efektif keV'a dayalı elde edilen

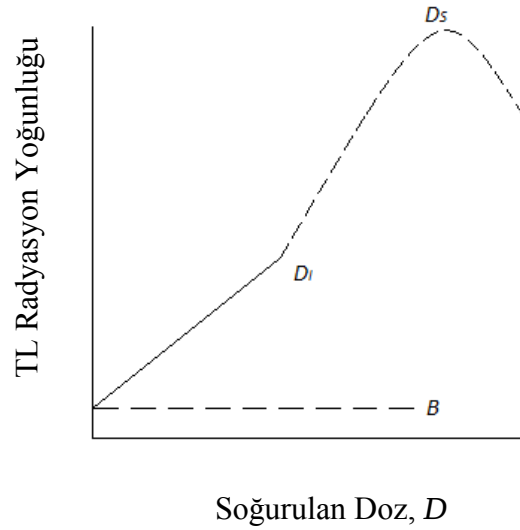
verileri kullanmak, 2) çeşitli foton enerjileri için uygun olan soğurma katsayılarından teorik olarak hesaplanan değerleri kullanmak [1, 2].

2.1.6. Kararlılık

TL; radyasyondan soğurulan enerjinin görünen ışık formunda salınımıdır. Hangi enerjide salınım yapıldığının hızı fosforun sıcaklığına bağlıdır ve daha yüksek sıcaklıklarda keskin artış gösterir [2].

2.1.7. Doğrusallıktan Yukarı Doğru Sapma ve Hassaslaştırma

Soğurulan doz cevabı bir termoluminesans fosforun önemli bir karakteristiğidir.



Şekil 2.1. Tipik bir TL-Soğurulan Doz Cevabı Eğrisi

Oldukça düşük soğurulan dozlarda tepki doğrusaldır;

$$TL = fD + B \quad (2.1)$$

Eşitlik 2.1’de ifade edilen nicelikler; TL soğurulan doz D için termoluminesans sinyali, f birim soğurulan doz başına TL’nin yayımladığı fosfor, ve B ışına maruz bırakılmayan fosfora ait ortam TL sinyalidir. Bir dozimetrenin algılama eşik değeri, bir grup istatistiksel ortam dozu değerinin standart sapmasının iki veya üç katı şeklinde tanımlanır. D_l ’nin üzerindeki tepki yukarı doğru lineerlikten sapma, D_s noktasında maksimuma ulaştıktan sonra ani düşme davranışı göstermektedir. Pratik en yüksek soğurulan doz limiti D_s ’nin yaklaşık olarak %20 sinden az alınarak ifade edilmektedir [1, 2]

2.2. Lityum Flüorür (LiF)

Lityum flüorürün TL karakteristikleri ilk olarak Wisconsin Üniversitesi’nde çalışılmış ve olası bir radyasyon detektörü olarak incelenmiştir (Daniels ve Saunders, 1951). Daha sonra çalışmalar gene Wisconsin Üniversitesi’nde genişletilmiştir (Cameron, 1964) [3].

Lityum flüorür düşük atom numarası ve basit kübik kafes kristal yapısıyla üzerinde en iyi şekilde çalışılabilen ve TL fosfor olarak kullanımı yaygın olan bilinen en iyi katı hal malzemesidir. Amerikan Harshaw firması tarafından Cameron işbirliği ile ticari amaçlı geliştirilen bir malzemedir. TLD-100, 600 ve 700 markalarıyla satılmaktadır. Ne yazık ki bu materyal yüksek doz seviyelerinde doğrusallıktan yukarı doğru sapma göstermektedir. Bunun yanında iyonlaştırıcı radyasyon ölçümünde en büyük dezavantajları; komplike tavlama işlemlerine ihtiyaç duyması ve diğer malzemelere görece oldukça düşük hassasiyete sahip olmasıdır. LiF 1954 ve 1960 yılları arasında saf olarak TL fosfor malzemesi görevi yapmış ancak 190 °C de elde edilen zirve değeri çok düşük hassasiyet göstermiştir. Bu problemi gidermek amaçlı LiF malzemesine farklı oranlarda diğer elementlerden eklenmiş ve 3 farklı modifikasyon oluşturulmuştur; TLD-100 (doğal izotop oranı %7.5 Li⁶ ve %92.5 Li⁷), TLD-600 (~%95.6 Li⁶, %4.4 Li⁷) ve TLD-700 (~%99.99 Li⁷, ~%0.01 Li⁶). Aktifleştirici olarak kullanılan malzemelerin kesin oranları resmi olarak açıklanmamaktadır. Ancak; içeriklerinde Al (~20 ppm*), Ca (~6 ppm), Mg (~300 ppm), Si (~40 ppm), Ti (~5 ppm) bulunduğu bilinmektedir [3].

*birim milyondaki partikül miktarı

Çizelge 2.1. LiF Fosfor Karakteristiği [2, 3]

Yoğunluk (gm/cc)	2.64
Efektif Atom Numarası (Z)	8.2
TL Yayım Spektrumu	
Aralık	3500-6000
Maksimum	4000
Işıma Tepe Noktası Sıcaklığı ¹	190-210 °C
Filtresiz Enerji Cevabı (30 keV/Cobalt 60)	1.25-1.3
Doz Kaybı (Oda sıcaklığındaki)	< %5 3 -12 ay içinde
Soğurulan Dozun Uygun Aralığı ¹	5×10^{-5} - 10^3
Fiziksel Formu	Toz, suyu çekimli, teflona gömülmüş, silikona gömülmüş, kristal

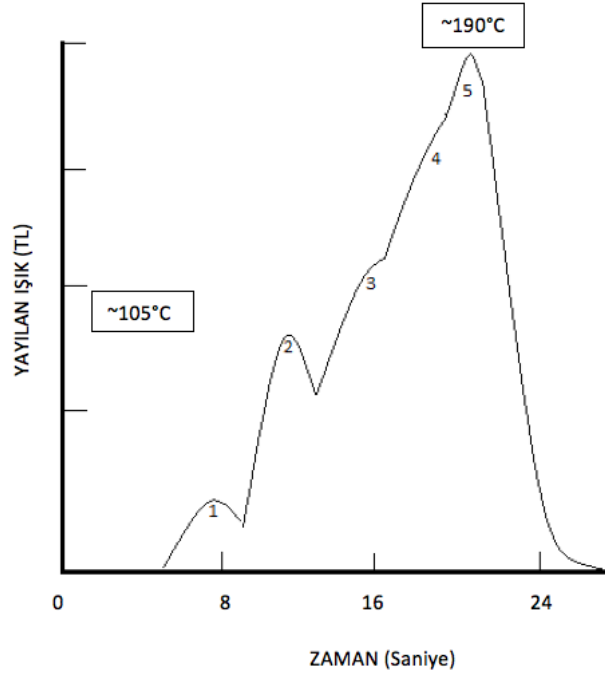
2.2.1. LiF Kristalinin Tavlama Karakteristiği

LiF fosforun en büyük dezavantajı tekrar kullanılabilmesi için karmaşık ve zaman harcanan tavlama prosedürlerine sahip olmasıdır.

Başlangıç tavlaması ve tekrar kullanmadan önceki tavlama için 400 °C'nin LiF kristali için optimum sıcaklık olduğu gözlemlenmiştir. Başlangıç tavlaması hassasiyeti 4 ila 5 kat

¹ Isıtma sıcaklığına ve fiziksel formuna bağlı

artırmaktadır. Şekil 2.2’de TLD-100 için 400 °C’de 1 saat tavlama sonucu elde edilen ışıma eğrisi gösterilmektedir [2].



Şekil 2.2. 400 °C’de 1 saat tavlama ve daha sonra 100 R radyasyona maruz kaldıktan sonra okunan LiF-TLD-100’ün tipik ışıma eğrisi

Tavlama işlemi üç aşamada gerçekleşmektedir;

- 1- 400 °C’de 1 saat ısıtılır,
- 2- Sabit bir hızda soğutulur,
- 3- 80 °C’de 20 saat (Zimmerman 1966) veya 100 °C’de 2 saat depolama.

Tavlama sıcaklıkları kristal yapısına göre değişiklik gösterebilmektedir. Ancak; soğutma hızındaki değişimler, ısıtılan materyalden çıkan ışıktaki (tuzaklardan ısıtılma yöntemiyle çıkan elektronların enerji seviyelerinden doğan ışık) farklılıklar oluşmasıyla sonuçlanabilir. Dolayısıyla ölçülen değerde de değişime sebep olmaktadır [2].

2.2.2. Nötron, Yüklü Parçacık ve Elektron Cevabı

LiF içeriğindeki termal nötron cevabında etkili bileşen Li^6 ’dır. LiF içeriklerinden diğerlerinin cevabı düşük olduğu için ihmal edilebilir düzeydedir. $Li^6(n, \alpha)^3H$ reaksiyonunun tesir kesiti 945 barn’dır. Bu reaksiyon kısa menzilli α parçacığı (2,07 MeV) ve triton (2,74 MeV) üretmektedir. Yani, toplam kinetik enerjileri 4,8 MeV olan yüklü parçacıklar yayımlanmaktadır. $Li^7(n, \alpha)^8Li$ reaksiyonunun tesir kesiti 0,033 barn’dır ve ayrıca $Li^7(n, \gamma)^8Li$ reaksiyonu da gerçekleşmektedir. Li^6 içeriği bakımından daha zengin

olan TLD-600 kristaline kıyasla TLD-100'ün termal nötron cevabı çok daha düşüktür. Ancak; malzemelerin iç soğurması potansiyel bir hata kaynağı oluşturmaktadır. 0.1 mm kalınlığında TLD-100 için gelen termal nötronun %5-%10 oranda iç soğurması bulunurken, TLD-600 için bu oran %50 civarındadır. Bu özellik termal nötron deteksiyonunda TLD-600'ü TLD-100'den daha az elverişli bir malzeme haline getirmektedir. Fakat; kalınlığı inceltirilmiş şekilde kullanılırlarsa, malzemenin içerisindeki iç soğurmasından kaynaklanan hata oranı düşebilmektedir. TLD-700'ün karışık bir radyasyon alanının gama ışını ve termal nötron ölçümünü yapabilmesi için TLD-600 veya TLD-100 ile kombinasyonunun uygulanması gerekmektedir [3]. Oluşturulan kombinasyonlar hem gama hem de termal nötron içeren karışık radyasyon kaynaklarını algılamada başarılı şekilde kullanılmaktadır [3].

Termal nötronlar yüksek LET radyasyon yaratarak etkileşime girmektedir. Bu sebepten, diğer faktörlerin yanında, termal nötron ölçümü için LiF malzemesi kullanılırken tepki karakteristiklerinin LET-bağımlılığı göz önünde bulundurulmalıdır [3].

TLD-100, TLD-600 ve TLD-700'ün hızlı nötron hassasiyetleri çok küçüktür. Hızlı nötron kaynakları aynı zamanda foton da yayımlamaktadır. Bu sebeple tam nötron cevabını ölçmek kolay değildir. Işınlama boyunca Lityum zırhlı olması ne kadar iyi olursa olsun, saçılan termal nötronlar ölçülen sonuçlarda ilave bir hataya sebep olmaktadır. TL malzemelerin hızlı nötron cevabı üzerinde yapılan çalışmalar neticesinde (Wingate, Goldstein, Furuta, Taraka ve Attix 1970); 17 keV- 14 MeV nötron enerji aralığındaki deneysel ve matematiksel hesaplamalardaki değerlerde (saçılan flor hesaplamalarda göz önünde bulundurulmadığı koşulda) mutabık kalınmış ve nötron enerjisinin yaklaşık 1 MeV'u geçmediği durumlarda, karışık radyasyon alanlarında LiF'ün iyi bir gama radyasyon detektörü olduğu sonucuna varılmıştır [2]. Tüm inorganik TLD fosforların hızlı nötron cevabı hidrojen içerikli materyaller eklenerek artırılabilir. Ancak; kristalle karıştırılan malzemenin düşük nötron enerjilerindeki cevaplarına, doğal radyasyon hassasiyetine ve foton enerji bağımlılığına olan etkileri incelenmelidir. Ayrıca; detektörde depolanan enerjinin zamana göre değer kaybetmesi özelliği de mutlaka araştırılmalıdır. LiF'ün hızlı nötron cevabının artırılmasını sağlayacak bir başka metod da yeterli miktarda geri saçılma veya yavaşlatma yüzeyi ile çevrelenmesidir.

2.2.3. Personel Dozimetri Sistemleri

Personel dozimetriyle alakalı kullanılan tüm dozimetri sistemleri birtakım önemli özellikleri kesinlikle sağlamalıdır. Öncelikli olarak sistem; normal çevre koşullarında uzun

sürekli soğurulan enerjiyi depolayabilme kabiliyetine sahip olmalıdır. Eğer ışınlamadan dozimetre okunana kadarki süreçte önemli derecede bir depolanan enerji kaybı olursa, ölçülen maruz kalınan doz bir anlam ifade etmemektedir. İkinci en temel gereklilik; dozimetrenin işe yarar bir hassasiyete ve kullanıma elverişli geniş bir enerji aralığına sahip olmasıdır. Bunlara ek olarak, herhangi bir seviyede belirgin bir enerji bağımlılığı göstermemelidir. İşleyiş ve ekonomik kolaylığı açısından ise maruz kalınan doz değerlendirilebilmeli, kaydedilebilmeli, basit ve tercihen otomatik olmalıdır. Bir dozimetre mutlaka küçük ve ucuz olmalıdır. LiF diğer termoluminesans fosforlarla kıyaslandığında dokuya eşdeğerliği yakındır (düşük enerji seviyelerinde bile göreceli olarak küçük enerji bağımlılığı) ve zamanla depolanan enerji kaybı düşüktür.

2.3. Nötron Radyasyonu (Parçacığı)

Nötron sadece atom çekirdeğinde kararlı olan yüksüz parçacıktır. Çekirdek dışındayken yaklaşık 15 dakikalık ortalama bir ömür ile bozunmaktadır. Proton gibi kütlesi yaklaşık 1 u (atomik kütle birimi)'ne eşittir. Alfa ve Beta parçacıklarının aksine, kendiliğinden fisyon ile bozunan Cf²⁵² ve Cm²⁴⁸ gibi birkaç radyoaktif çekirdek dışında nükleer bozunma işlemlerine maruz kalan radyoaktif çekirdeklerden nötron radyasyonu ciddi miktarlarda yayılmaz. Nötronlar çoğunlukla; çekirdek ve parçacık radyasyonu arasındaki etkileşimleri takiben oluşan atom çekirdeklerinin nötron yayması ile oluşur. Yüksüz olmasından kaynaklı, Alfa ve Beta radyasyonunun tersine, nötron direk olarak maddede iyonlaşma oluşturmaz.

2.3.1. Nötron Sınıflandırılması

Nötronlar genel olarak kinetik enerjilerine göre sınıflandırılırlar. Nötron sınıfları arasında çok belirgin ayrımlar veya enerji sınırları olmamakla birlikte; enerjilerine göre nötronlar yaklaşık olarak Çizelge 2.2'deki gibi sınıflandırılırlar [5].

Çizelge 2.2. Nötron Enerjilerine göre Sınıflandırma

Soğuk nötronlar	<0,003 eV
Yavaş (termal) nötronlar	0,003-0,4 eV
Yavaş (epitermal) nötronlar	0,4-100 eV
Orta enerjili nötronlar	100 eV-200 keV
Hızlı nötronlar	200 keV-10 MeV
Yüksek enerjili (görelî) nötronlar	>10 MeV

Yavaş (termal) nötronlar 0,003-0,4 eV'u çevreleyen enerji aralığının dahilinde sınıflandırılır ancak; pek çok referans çizelge elementlerin ve izotopların, hızı 2200 m/s ve termal nötron enerjisi 0,0253 eV'a tekabül eden oda sıcaklığındaki (20,43 °C) termal nötron tesir kesitini içermektedir.

Nötron enerjileri hız cinsinden de ifade edilebildiği gibi belirli bir enerji veya hıza karşılık gelen nötron dalga boyu cinsinden de tanımlanabilir; çünkü hareket halindeki parçacıklar aynı zamanda dalga özelliklerine de sahiptir. Bu sebepten belirli enerjiye ve hıza sahip bir nötronun hızı, dalga boyu ve enerjisi birbirleri cinsinden ifade edilebilmektedir.

2.3.2. Nötron Kaynakları

Temel nötron kaynakları şu şekilde sıralanır;

- i) Alfa parçacığı uyarımlı (α, n) nükleer reaksiyonlar
- ii) Kendiliğinden fisyonla bozunan radyoaktif çekirdekler
- iii) Nötron uyarımlı fisyon
- iv) Fotonötron (γ, n) kaynakları
- v) Yüklü parçacık hızlandırıcı kaynaklar
- vi) Nükleer füzyon

Bu reaksiyonlara bazı örnekler 2.3.'te verilmektedir.

Çizelge 2.3. Nötron üretmek için yöntemler ve spektral akıları [6]

Yöntem	Örnek	Nötron akısı enerji dağılımı
Kendiliğinden Fisyon	$^{252}\text{Cf} \rightarrow n + \text{EP}$	Maxwellian, $E_{\text{ort}} \sim 2 \text{ MeV}$
Nötron Uyarımlı Fisyon	$^{235}\text{U}(n, f)$	
Radyoizotop (α, n) kaynakları	$\alpha + {}^9\text{Be} \rightarrow {}^{12}\text{C} + n$	Tek veya çok enerjili nötronlar
Foton Reaksiyonu	${}^A\text{X}(\gamma, n){}^{A-1}\text{X}$	Tek veya çok enerjili nötronlar (γ -ışını yayan kısa yarı ömürlü)
Yüklü parçacık doğrudan reaksiyonu	${}^2\text{H}(d, n){}^3\text{He}$	Tek enerjili nötronlar, $E_{\text{ort}} \sim 0,5 E_{\text{deuteryum}}$
Yüklü parçacık parçalanma (dağılma) reaksiyonu	${}^2\text{H}(d, np){}^2\text{H}$	Geniş (Broad) enerji dağılımı $E_n \text{ max } \sim E_p$
Parçalanma (Spallation) Reaksiyonu	${}^{238}\text{U}(p, 20n)$	Geniş (Broad) enerji dağılımı

2.3.3. Nötronların Maddeyle Etkileşimleri

Bir nötron alfa parçacığı, negatronlar, pozitronlar, protonlar veya elektronlar gibi benzer enerjili diğer nükleer parçacıklardan çok daha kolay madde boyunca ilerleyebilir. Yüklü

parçacıkların aksine, nötron yüksüz olması sebebiyle atom elektronları ile etkileşmeden geçebilir, hatta atomun çekirdeğiyle çarpışabilir ve bu işlemde saçılabilir veya bir atom çekirdeği tarafından yakalanabilir.

Nötronların çekirdekle çarpışması nötronun saçılmasına ve çekirdeğin geri tepmesine (momentumu koruyarak, “*elastik saçılma*”, veya gama radyasyonda olduğu gibi nötronun kinetik enerji kaybıyla, “*elastik olmayan saçılma*”) neden olur. Atom çekirdeği tarafından yakalanan nötron, çekirdekten diğer bir nükleer parçacığın yayılmasına (elastik olmayan reaksiyon) veya iki farklı çekirdeğe ayrışmasına (nükleer fisyon) neden olabilir [5].

Etkileşim türleri;

- i) Elastik Saçılma
- ii) Elastik Olmayan Saçılma
- iii) Nötron Yakalama**
- iv) Nonelastik Reaksiyonlar**
- v) Nükleer Fisyon

Bu etkileşimlerden nötron algılamasında önemli reaksiyonlar nötron yakalama ve nonelastik reaksiyonlarıdır. Bu reaksiyonlar aşağıda açıklanmaktadır.

2.3.4. Nötron Yakalama

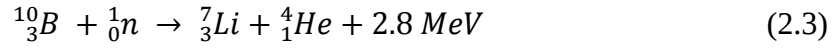
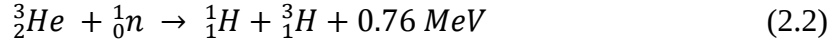
Yüksüz olmalarından dolayı, düşük kinetik enerjilerine rağmen, yavaş nötronların atomun Coulomb kuvveti engelini aşmaya gerek duymadan çekirdeğin yakınına erişmesi oldukça kolaydır. Çekirdeğin civarına ulaşan yavaş nötronların çekirdek tarafından yakalanıp nükleer reaksiyona sebep olmaları mümkündür. Bir çekirdeğin nötron yakalaması nötronun enerjisine olduğu kadar çekirdeğin tipine de bağlıdır. Çekirdeklerin nötron yakalama tesir kesitleri genellikle $1\text{barn} = 10^{-24}\text{ cm}^2$ birimi cinsinden ifade edilir [5].

Çekirdek tarafından bir yavaş nötron yakalanması, yeni oluşan bileşik çekirdekteki nötronun bağlanma enerjisinden biraz daha yüksek enerjiye karşılık gelen uyarılmış enerji seviyesinde bir bileşik çekirdeğe sebebiyet verir. Bu uyarılma enerjisi genellikle gama radyasyonu olarak yayımlanır.

2.3.5. Nonelastik Reaksiyonlar

Çekirdekte (n, p) , (n, d) , (n, α) ve $(n, 2n)$ gibi nötron yakalama reaksiyonları sonrası sırası ile proton, döteron, alfa ve nötron gibi parçacıklar salınabilir. Bu reaksiyonlar belirli bir enerji aralığında meydana gelmeyebilir. Ama gelen nötronun dar bir enerji aralığına karşılık gelen bileşik çekirdeğin uyarılmış enerji seviyelerindeki birtakım rezonanslarda

gerçekleşebilirler. 10 MeV üzerindeki yüksek nötron enerjilerinde $(n, 2n)$ reaksiyonu meydana gelmektedir (Gibson&Piesch, 1985). Yavaş nötron yakalama ve düşük atom numaralı (düşük Z) çekirdekler ile (n, p) ve (n, α) reaksiyonları meydana gelebilir. (n, p) ve (n, α) reaksiyonları, yavaş nötronların He^3 ve B^{10} ile aşağıdaki eşitliklerde ifade edilen etkileşimlerinden yararlanılarak nötronları algılamada kullanılabilir [5].



2.3.6. Nötron Dozimetresi

Nötron dozimetreleri nötron dozu ölçmek için kullanılmaktadır. Günümüzde, uygulama alanına bağlı olarak avantajlar ve dezavantajlar içeren pek çok çeşitte aktif ve pasif nötron algılama ve izleme tekniği bulunmaktadır. Kişisel izlemede, Albedo nötron detektörleri, etch-trach detektörleri ve nükleer emülsiyon detektörleri yaygın olarak nötron algılanmasında kullanılmaktadır. Nötron dozimetresinin okunmasıyla kişinin aldığı doz bilgisine doğrudan ulaşılabilir. Albedo nötronlar; yüksek enerjilerden saçılarak yavaşlayan, soğutulan, nötronlar olarak tanımlanır. Ölçüm yapılacak yüzeye yakın bir yere takılarak albedo nötronların ve gelen yavaş nötronların eşdeğer dozunun belirlenmesi için termal nötron detektörleri kullanılması tekniği albedo nötron dozimetresi olarak bilinir (Piesch, 1984). Nötron dozunun doğru ölçümü çok zordur. Teorik olarak, nötronların enerji birikiminin ölçümü ve insan vücuduna etkileri oldukça karmaşıktır. ICRP nötron enerji birikimi ve insan sağlığı etkileri konularında sürekli yeni önerilerde bulunmaktadır (ICRP yayın 60 1991 yayın 103 2007). Pratikte, şuan için ideal bir nötron dozimetresi bulunmamakla birlikte, var olan tüm nötron dozimetreleri kendine özgü eksikliklerden kaynaklanan nedenlerden, doğru nötron doz ölçümü verememektedir [8].

Nötron doz ölçümü temelde iki ilkeye dayanmaktadır. İlk aşama, radyasyona maruz bırakılan insan vücuduna ait nötron akısı, Φ , değerinin ölçülmesidir. İkinci aşama, ICRP tarafından yayınlanan güncel çeviri katsayıları, $(H(d) / \Phi)$, kullanılarak nötron akısının, Φ 'nin, doz eşdeğerine, $H(d)$, çevrilmesidir. Çizelge 2.4'te bazı nötron enerjilerine karşılık gelen en son ve bir önceki ICRP dokümanlarındaki akı-doz eşdeğeri çeviri katsayıları belirtilmektedir [6]. İki farklı ICRP dokümanındaki katsayılardaki değişim, yüksek enerjili radyasyona maruz kalan dokuların doz eşdeğeri hesaplanırken yeni çalışmalardan yararlanılarak revizyon yapıldığını ortaya koymaktadır.

Çizelge 2.4. Nötron enerjisinin bir fonksiyonu olarak Akı Başına Ortam Doz Eşdeğeri [6]

Nötron Enerjisi (MeV)	ICRP 21 (pSv cm²)	ICRP 74 (pSv cm²)
2.50E-08	8.39	10.6
1E-07	9.59	12.9
0.0005	6.35	8.3
0.001	6.14	7.9
0.002	6.23	7.7
0.005	7.23	8
0.01	9.45	10.5
0.02	14.71	16.6
0.024	17.0	19.4
0.05	34.1	41.1
0.1	70.2	88
0.2	135	170
0.5	250	322
1	328	416
2	382	420
5	415	405
10	451	440
14.8	553	536
15.92	574	555

Nötron dozimetresinde ölçümü öncelikli olarak etkileyen faktör, dozimetrenin kalibrasyon işleminde kararlı bir kaynak kullanılmasıdır. Bir nötron detektörünün nötron dozimetresine dönüşmesini sağlayan kalibrasyon prosedürü şu şekildedir; enerjisi bilinen (E_n) nötron alanına nötron detektörü yerleştirilir; detektör kesin bir akıda ($\emptyset$) nötronlara maruz bırakılır; detektörden okunan değerler (M_c) nötronların akısı enerjisiyle, E_n , birlikte kaydedilir. Bu sayede; E_n nötron enerjisinde nötron cevabı ($M_c/\emptyset$) elde edilir. ($M_c/\emptyset$)'nin $H(d)/\emptyset$ 'ya bölünmesiyle doz eşdeğerinin cevabı ($M_c/H(d)$) elde edilir (ICRP yayın 74). Doz eşdeğerinin cevabının tersi, $H(d)/M_c$, dozimetrenin bir okumasına karşılık gelen doz eşdeğeridir. Bu proses enerjisi bilinen tek enerjili nötronlar için doğrudur. Bilinen enerjili bir nötron spektrum dağılımı için, ortalama çeviri katsayısı $H(d)/\emptyset$ nötron spektrumundan hesaplanmalıdır [6].

İdeal bir nötron dozimetresi tüm enerjilerde;

$$\frac{M_c/\emptyset}{H(d)/\emptyset} = \text{sabit} \quad (2.4)$$

ya da

$$\frac{M_c}{H(d)} = \text{sabit} \quad (2.5)$$

2.4 ve 2.5 eşitliklerinden birini sağlamalıdır. Diğer deyişle, $M_c/\emptyset$ karşılık E_n ve $H(d)/\emptyset$ 'ya karşılık E_n eğrileri, herhangi bir sabit katsayı ile çarpıldığında örtüşmelidir. Böylece; nötron enerjisi göz önünde bulundurulmadan okunan değerden, M_c , eş değer doz, $H(d)$, doğrudan elde edilebilir.

2.4. Dozimetrde Enerji Aktarımı Kavramı

“İyonize radyasyon tarafından birim hacimdeki maddeye enerji aktarımı” (ICRP 1980) kavramı radyasyon dozimetresinin temelini oluşturmaktadır. Enerji aktarımının temel iki prosesinden bir tanesi maddenin atomik bileşenleri ile parçacığın etkileşimidir; bir diğeri ise iyonlaştırıcı parçacıkların oluştuğu çekirdek veya temel tanecik transformasyonlarıdır [9].

Aktarılan enerji $\delta\epsilon$ aşağıdaki gibi hesaplanabilir;

$$\delta\epsilon = T_b - \sum_i T_{a,i} + Q \quad (2.6)$$

Eşitlik 2.6'da T_b : etkileşimin hemen öncesinde etkileşen iyonlaştırıcı parçacığın kinetik enerjisi (durgun kütle enerjisi hariç $T = E - m_0c_2$), $\sum_i T_{a,i}$: proseste oluşan tüm iyonlaştırıcı parçacıkların toplam kinetik enerjisi ve Q : çekirdek transformasyonlarının veya temel parçacıkların oluştuğu proseslerde salınan durgun kütle enerjisidir [9]. Q etkileşimin türüne göre 0, <0 veya >0 değerlerini alabilir.

Birim hacimdeki maddeye aktarılan enerji, ϵ , belirli bir zaman aralığı boyunca meydana gelen tüm enerji aktarımlarının toplamıdır ve bu toplam aşağıdaki şekilde ifade edilebilir;

$$\epsilon = \sum_i \delta\epsilon_i \quad (2.7)$$

Eğer K sayıda iyonlaşan parçacık belirli bir zaman aralığı boyunca bir hacme girerek etkileşirse ve hacimde başlangıçta N sayıda radyoaktif çekirdek varsa, sözkonusu hacimdeki maddeye aktarılan enerji aşağıdaki şekilde ifade edilir [9];

$$\begin{aligned}
\epsilon &= \sum_{j=1}^{K+N} \left(\sum_{i=1}^{n_j} \delta \epsilon_{ij} \right) = \sum_{j=1}^{K+N} \left(\sum_{i=1}^{n_j} \left\{ T_b - \sum_k T_{a,k} + Q \right\}_{ij} \right) \\
&= \sum_{j=1}^K T_{in,j} - \sum_{m=1}^L T_{out,m} + \underbrace{\sum_{n=1}^M Q_n}_{(2.8)}
\end{aligned}$$

İyonize parçacıkların kinetik veya kuantum enerjileri toplamı (radyan enerji) [9]

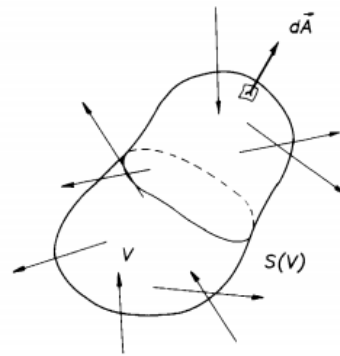
Radyasyona maruz kalan insan vücudu gibi ortama enerji aktarımının konuma bağımlılığı sözkonusu ise, hacmi küçük hücresel bileşenlere ayırmak ve konumun fonksiyonu cinsinden bu hacimlere enerji aktarımını belirlemek gerekmektedir. Radyasyon kaynaklarından iyonlaşan parçacıkların yayımlanması stokastik olduğu gibi iyonlaşan parçacıkların etkileşimi de stokastik bir niteliktir.

Bir kütleye aktarılan ortalama enerji, kütle içindeki net radyan enerji transferi ile hesaplanır. Vektörel enerji akısı cinsinden ortalama enerji aktarımı ve soğurulan doz aşağıdaki eşitliklerle ifade edilmektedir;

$$\bar{\epsilon} = -\oint_{S(V)} \Psi \cdot d\vec{A} + \overline{\sum Q} \quad (2.9)$$

$$\oint_{S(V)} \Psi \cdot d\vec{A} = \iiint_V \text{div } \Psi dV \quad (2.10)$$

Eşitlik 2.10'da $\bar{\epsilon}$: kütleye aktarılan ortalama enerji, $-\Psi \cdot d\vec{A}$: $-d\vec{A}$ yönünde dA yüzeyi boyunca kütleye aktarılan net radyant enerji skaler değeri ve $\overline{\sum Q}$: kütleye net radyant enerji aktarımı doğrulama terimidir. Eşitlik 2.10'da belirtilen birim kütlenin hacmi Şekil 2.3'te gösterilmektedir.



Şekil 2.3. $S(V)$ alanı ile çevrelenmiş V hacmindeki kütle [9]

Soğurulan doz ile aktarılan enerji arasındaki bağıntı aşağıdaki gibidir;

$$D = \frac{1}{\rho} \lim_{v \rightarrow 0} \left(\frac{\bar{\epsilon}}{V} \right) = -\frac{1}{\rho} \text{div } \Psi + \frac{1}{\rho} \frac{d(\overline{\Sigma Q})}{dv} \quad (2.11)$$

Eşitlik 2.11’de ρ : özkütledir. Kütleyle toplam enerji aktarımı ise şu şekildedir;

$$\bar{\epsilon} = \int_m D \, dm \quad (2.12)$$

Radyasyon biyolojisi, klinik radyoloji ve radyasyondan korunma alanlarında soğurulan doz, D , temel fiziksel niceliktir ve tüm radyasyon türlerinde ve geometrilerinde kullanılır. Soğurulan doz; bir maddeye aktarılmış kütle başına ortalama enerji şeklinde tanımlanır (ICRP 1998). Birimi Joule/kg =Gy dir.

2.5. Soğurulan Doz Kavramı

Radyasyondan korunma alanındaki dozimetride, soğurulan doz genellikle tüm organların veya ana doku bileşenlerinin toplam ortalaması şeklinde ifade edilmektedir. Bu kavram; radyasyonun tipi ve miktarından bağımsız, ilgilenilen hacim veya kütledeki ortalama iyonlaşma yoğunluğuyla orantılıdır. İnsan sağlığını risk eden en düşük doz limitlerinin belirlenebilmesi için, soğurulan dozun iki ağırlık faktörüyle modifiye edilerek ilave bir dozimetrik nitelik elde edilmesi gerekmektedir. Radyasyon çeşitlerinin insan vücudunda, organ veya dokusunda neden olduğu stokastik etkiler eş değer doz, H_T , (ICRP 2007) olarak kavramsallaştırılmıştır [8]. Birimi Sievert’dir ve aşağıdaki şekilde ifade edilir;

$$H_T = \sum_R (w_R D_{T,R}) \quad (2.13)$$

R türü radyasyonu için; w_R radyasyon ağırlık faktörü, $D_{T,R}$ doku tarafından soğurulan dozdur.

Farklı organ ve dokulardaki radyasyon hassasiyetini ve stokastik etkilerini ICRP efektif (etkin) doz olarak tanımlamıştır, birimi Sievert’dir;

$$E = \sum_T (w_T) \sum_R (w_R D_{T,R}) \quad (2.14)$$

w_T doku ağırlık faktörüdür. $\sum w_T = 1$ olduğunda vücuttaki tüm ilgili dokuları ifade eder. Çizelge 2.5’te farklı vücut dokuları için w_T değerleri verilmektedir [8].

Çizelge 2.5. Doku Ağırlık Faktörleri, w_T , ICRP (2007) önerileri

Organ/Doku	Sayı	w_T	Toplam Katkısı
Akciğer, Mide, Kolon, Kemik İliği, Göğüs, Kalanlar ²	6	0.12	0.72
Gonadlar	1	0.08	0.08
Tiroit, Yemek Borusu, Mesane, Karaciğer	4	0.04	0.16
Kemik Yüzeyi, Deri, Beyin, Tükürük Bezi	4	0.01	0.04

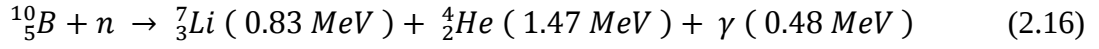
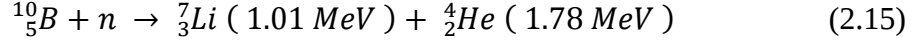
2.6. Bor Karbür (B₄C)

Nötron algılama verimliliği nötron yakalama malzemesinin yoğunluğunun, atomik bileşeninin, nötron soğurma tesir kesitinin ve kalınlığının bir fonksiyonudur. Nötron algılanmasındaki son gelişmeler detektörün elektriksel açıdan aktif olan kısmında bor bakımından zenginleştirilmiş yarı iletken bir malzemenin kullanılmasının verimliliği artırdığı yönündedir. ¹⁰B izotopu, termal nötronlar için 3840 barn'lık yüksek nötron yakalama tesir kesitiyle az bulunan izotoplardan biridir. Katı hal nötron detektörleri için kullanıma uygun dört element bulunmaktadır; bor (B), kadmiyum (Cd), gadolinyum (Gd) ve lityum (Li). Detektörlerde kullanılan lityum içerikli yarı iletken malzemeler de mevcuttur (LiInS₂, LiInSe₂ ve LiZnP). Ancak; cihaza yerleştirirken ki fabrikasyon aşamaları çok zordur. Gadolinyum, çalışılması zor bir materyal olup, nötron deteksiyonu için silikon (Si) diyotlar tabanlı plakalar yapılmaktadır fakat, bilhassa kararlı bir malzeme değildir. Bunun dışında kadmiyum çinko telürür ve kadmiyumun nötron yakalama tesir kesiti oldukça yüksek olduğu için termal nötron algılanmasında verimlidir. Bu malzemenin dezavantajı ise, nötron yakalarken yüksek enerjili gama ışını üretmesidir (0.5 MeV üzerinde). Dolayısıyla, bu gamaların algılanabilmesi için detektör boyutlarının büyük olması gerekmektedir [11].

Nötron deteksiyonunda hem sintilatörde hem de gaz ve çeşitli katman oluşumlarında bor kullanılabilir. Katı hal nötron deteksiyon cihazları; $p - n$ diyotları, p -tipi bor karbür/ n -tipi silikon hetero yapısı formunda geliştirilmektedir. Lityum dopinginin artmasından kaynaklanan değişimlere karşı göstermiş olduğu dirence bağlı olarak bor karbür (B₄C) malzemesi nötron deteksiyonunda başarılı bir malzemedir. Gösterilen direnç değişikliği yakalanan toplam nötron sayısı ile kalibrasyon yapıldığında nötron akısı

² Adrenal Bezleri, Extrathoracic Doku (ET), Safra Kesesi, Kalp, Böbrek, Lenf, Kas, Ağız Mukoza, Pankreas, Prostat(♂), İnce Bağırsak (SI), Dalak, Timus (boyun altı bezi), Rahim/rahim boynu (♀) [8].

belirlenebilmektedir. Bor karbürdeki lityum üretimi aşağıdaki nükleer reaksiyonlar neticesinde meydana gelmektedir [11];

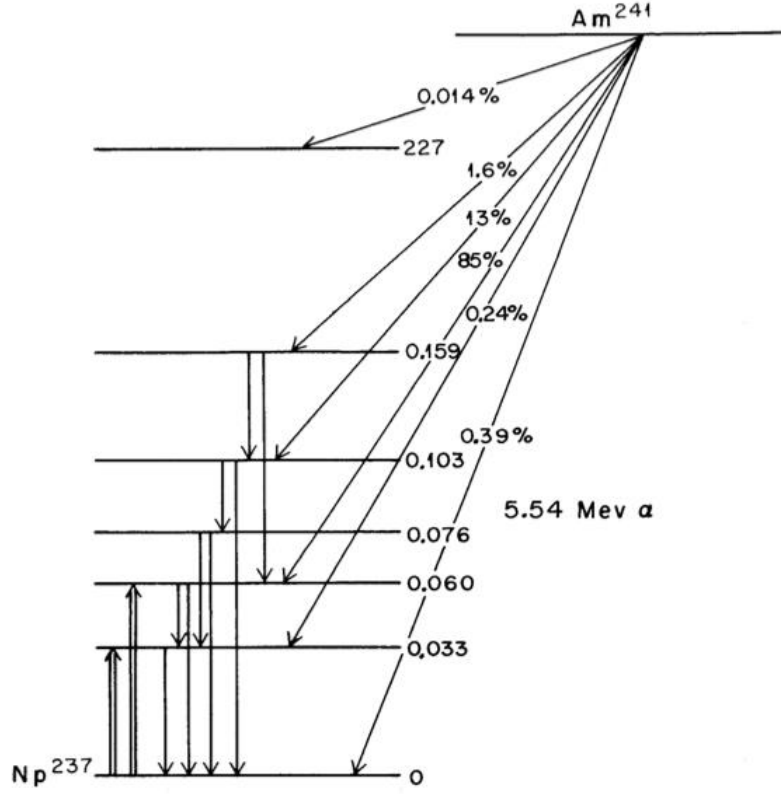


Bu reaksiyonlar 0.025 eV nötronlar için sırasıyla % 6 ve % 94 yakalanma olasılıklarıyla oluşmaktadır. Yakalama sonucu doğan iyonların algılanması mümkündür çünkü; elastik ve elastik olmayan saçılma ile bir iyon malzeme boyunca ilerlerken enerji kaybetmektedir. Uyarılma işlemi sonucu hedef malzemenin içerisinde oluşan elektron- boşluk çiftleri uygun şekilde birikir ve böylece yakalama reaksiyonunun enerjisi değerlendirilebilir.

2.7. Amerisyum-Berilyum (Am-Be) Nötron Kaynağı

Am-Be Nötron kaynağı dolaylı bir nötron kaynağıdır. Dolaylı kaynaklar, bir radyonüklitten salınan yüklü bir parçacığın kararlı bir hedef nükleer reaksiyonu sonucu nötron oluşması prensibine dayanan kaynaklardır. Radyonüklid kaynaklar fiziksel olarak küçük ve kullanım kolaylığı açısından avantajlı kaynaklardır. Bu kaynak tipleri uzun süreli kullanılabilirler. Ancak; nötron salımları tüm yönlerde doğrusal değildir ve spektrumları tek-enerjiden daha dağınık özelliktedir. Bu sebeple dağınık işlevsel spektrumların simülasyonu için kullanışlıdır fakat enerji cevabı ölçümleri için çok uygun kaynaklar değildirler. Kalibrasyon için kullanılan radyasyon alanı, kaynaktan doğrudan gelen nötronların yanı sıra kaynağın bulunduğu odanın duvarlarından, tavanından, ortamdaki havadan ve civardaki nesnelerden saçılan nötronları da içermektedir. Dolayısıyla saçılan nötronların bölgesel ölçümü doğrudan kaynak nötronlarından farklı bir enerji spektrumu doğurmaktadır. Sonuç olarak, doğrudan gelen kaynak nötronları ile kıyaslandığında saçılan nötronlar daha farklı bir enerji cevabı oluşturmaktadır [12].

En yaygın olarak bilinen dolaylı kaynak, Am-Be kaynağıdır. Amerisyum, Uranyum-238 izotopunun Helyum ile bombardımanından meydana gelmektedir. Atom numarası 95 ve atom kütlesi 241'dir. Uranyum-238 izotopunun bombardımanı sonucunda oluşan Pu^{241} 13,2 yıl yarı ömürlü negatron (β^-) yayılımı bozunması neticesinde Am^{241} izotopuna dönüşmektedir. Günümüzde Am^{241} yüksek akınlı nükleer reaktörlerde Pu^{239} izotopunun nötron yakalama reaksiyonu sonucunda elde edilmektedir. Am^{241} izotopu alfa yayımlamaktadır [12]. Yarı ömrü 432,2 yıldır. Am^{241} izotopunun bozunma şeması Şekil 2.4'teki gibidir.



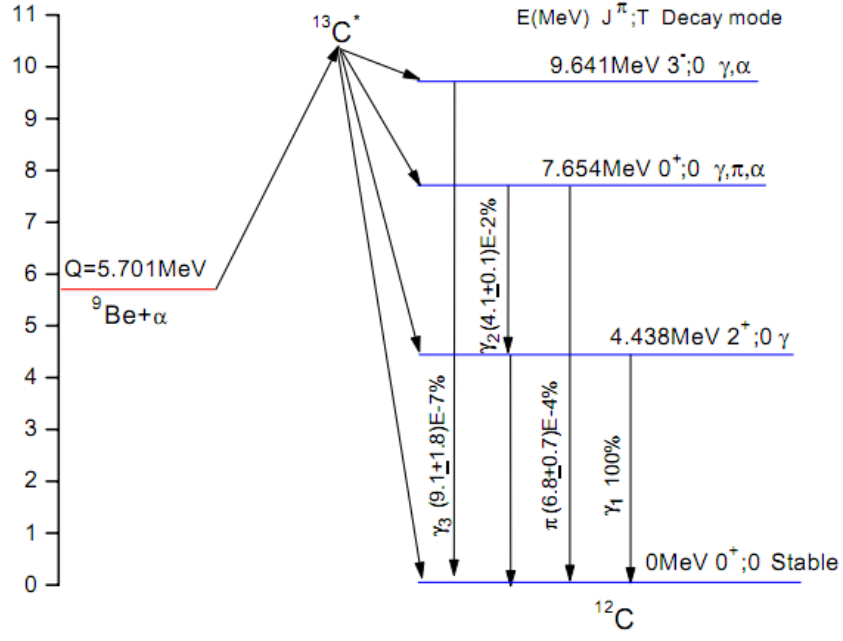
Şekil 2.4. Am²⁴¹ Bozunma Şeması [12]

Am²⁴¹ bozunması ile yayımlanan alfa parçacıkları Be⁹ ile nükleer reaksiyona girerek ortalama enerjisi 4.2 MeV ve maksimum enerjisi 10 MeV olan geniş enerji aralığına sahip nötronlar oluşturmaktadır:



Yukarıdaki reaksiyonun ara basamağında oluşan kararsız ¹³C* atomu çeşitli dönüşümler gerçekleştirerek kararlı yapıya geçmektedir [13]. Bu dönüşümlerden en yüksek oranda gerçekleşeni ani gama yayımlarıdır. Şekil 2.5'te ¹³C*'ün bozunum şeması gösterilmektedir.

Yayımlanan alfa parçacıklarının enerjisi Am ve Be kimyasal bileşimine göre değişkenlik göstermektedir. Alfa enerjisindeki değişim nötron enerjisinde de değişime neden olduğundan, Am-Be kaynağı için üretim aşamasından ayrı ayrı spektrum ve radyasyon yoğunluğu ölçümü yapılması gerekmektedir [12].



Şekil 2.5. $^{13}\text{C}^*$ için Bozunum Şeması [14]

3. YAPILAN DENEYLER

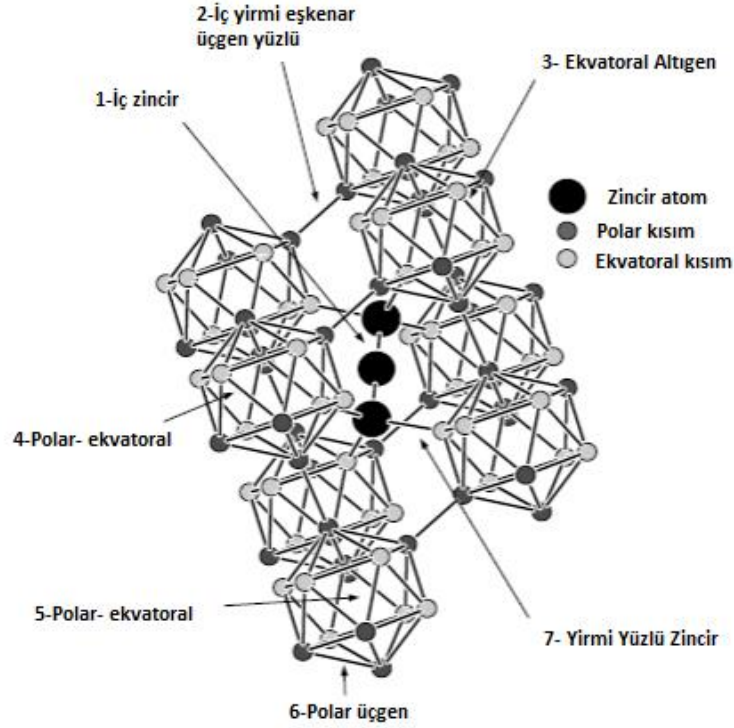
Nötron parçacıklarının yüksüz olması sebebiyle, kullanılan detektör malzemesinin nötron yakalama sonucu algılanabilir ikincil yüklü parçacık oluşturacak şekilde iyonlaşması olması veya elektron-boşluk çifti oluşturması gerekmektedir. Deneyde; termoluminesant malzeme olarak HelmHoltz Zentrum Munchen-Almanya'dan temin edilen LiF-TLD100 kristal detektörü kullanılmaktadır. Bu malzemenin içeriği ve önemli fiziksel değerleri Çizelge 3.1'de gösterilmektedir. Optimum süre ve sıcaklıkta bir veya birden fazla tavlama işleminden geçirilerek tekrar kullanılabilen yapısal özelliğe sahiptir. Kullanılan LiF-TLD100 kristalleri yapım aşamasında 400 °C'de tavlannmıştır. Kimyasal ve fiziksel yapısının bozulmaması adına ışınlama öncesi yalnızca maksimum 290 °C'de en az 1 saat süreyle tavlannmaktadır. LiF bileşiğinde bulunan Li^6 ve Li^7 izotoplarının her ikisi de gama ışınına nerdeyse eşit şekilde duyarlıdır. Bunun yanında Li^6 elementinin termal nötron hassasiyeti daha yüksektir.

Çizelge 3.1. LiF-TLD100 Kristali Fiziksel Özellikleri

TLD-100	LiF:Mg,Ti
^7Li kompozisyonu	~% 92.14
^6Li kompozisyonu	~% 7.36
Mg	~ 200 ppm
Ti	~ 10 ppm
Yoğunluğu	2.64 g/cc
Boyutları	0,45 cm x 0,45 cm x 0,089 cm

Deneyde termal nötron yakalama malzemesi olarak B_4C kullanılmaktadır. Oda sıcaklığında kullanılabilmesi, yüksek ergime sıcaklığı, küçük boyutlarda uygun kalınlıklarda elde edilebilmesi, toksin olmaması, yüksek sertlik, kimyasal maddelere karşı direnç gösterme, düşük ^{10}B izotop zenginliklerinde bile yüksek termal nötron yakalama verimine sahip olması, bileşiğindeki C elementlerinin bağlanma enerjileri sayesinde kararlı yapıya sahip olması gibi birtakım kimyasal ve fiziksel özellikleri ile B_4C iyi bir yarı iletken nötron detektörü malzemesidir. Şekil 3.1'de bor karbürün atomik yapısı gösterilmektedir. Karbon atomu, üç atom zincirinde ve yirmi eşkenar üçgen yüzünün bir parçası olarak yer almaktadır. Karbon atomları, merkez atomu bor olan zincirin diğer iki ucunu doldururlar [15]. Katı halde bulunan bu bileşiğin en büyük avantajı nötron yakaladığında yüksek enerjili iyonlar (Li^7 (0.84 MeV veya 1.02 MeV) ve He^4 (1.47 MeV veya 1.78 MeV)) oluşturması ve bu sayede aktif bölgede büyük oranlarda elektron-boşluk çifti meydana

getirmesidir. $^{10}\text{B} (n, \alpha) ^7\text{Li}$ reaksiyonu nötron enerjisi E ye karşı 10^5 eV mertebelerine kadar bile stabil $1/\sqrt{E}$ davranışı göstermektedir. Bor karbür ile yapılan ölçümlerde, kullanılan bor malzemesinin özellikle yüksek nötron tesir kesitli malzemeler açısından kimyasal saflığı, nötron transferi açısından soğurucu kalınlığının aynı ve homojen bor dağılımına sahip olması etken faktörlerdir. Bor elementinin detektör malzemesi içerisinde kullanılabilmesi için hidrojen içeriğinden arındırılması gerekmektedir [16].



Şekil 3.1. B₄C Atomik Yapısı [16]

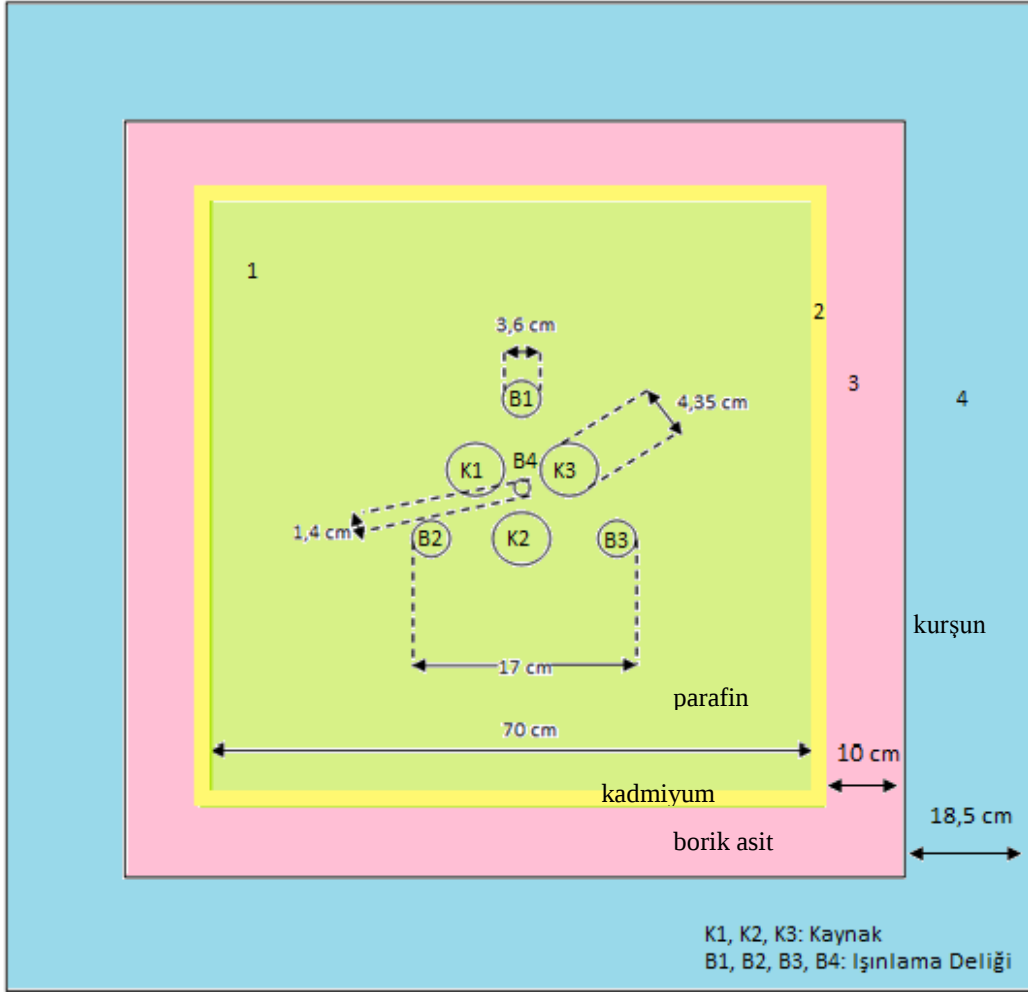
3.1. Deneyde Kullanılan Am-Be İzotopik Nötron Kaynağı

Işınlamalar Türkiye Atom Enerjisi Kurumu Sarayköy Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi'nde (SNAEM) bulunan Şekil 3.2'de gösterilen nötron ışınlama sisteminde gerçekleştirilmiştir. Bu sistemde üç ayrı kaynak borusunun içerisinde her biri 592 GBq (16 Ci) aktivitede Am-Be nötron kaynakları bulunmaktadır. Şekil 3.3'te K1, K2 ve K3 kaynak borularının konumları ve yönleri gösterilmektedir. Kaynakları taşıyan boruların üst kısmında açık kalan kısımlara, sırası ile, 3 cm yükseklikli parafin, 5 cm yükseklikli borik asit ve 5 cm yükseklikli kurşun ve kaynakların iç çap ölçülerinde plastik başka borular yerleştirilerek zırhlanması yapılmıştır [17]. Nötron yavaşlatıcı için 70 cm kenar uzunluklu ve 60 cm yükseklikli eşkenar bir prizma parafin blok konumlandırılmıştır. 17 cm kenar uzunluklu hayali bir yatay eşkenar üçgenin parafinin merkezine yerleştirildiği varsayılarak

4,35 cm iç çaplı kaynak boruları, üçgenin kenar ortaylarından üçgen düzlemine dik olarak yerleştirilmiştir. Hayali üçgenin tepe noktalarına 3,6 cm iç çaplı termal nötron ışınlama hücreleri yerleştirilmiştir [17]. Am-Be nötron kaynaklarının çap ve yüksekliği hakkında kesin bilgi bulunmamakla birlikte, her biri yaklaşık olarak 3 cm çap genişliğinde silindirik şeklinde olup yerden yükseklikleri yaklaşık 12,2 cm'dir [18].



Şekil 3.2. $3 \times 592 \text{ GBq } ^{241}\text{Am-Be}$ Nötron Işınlama Sistemi [17]



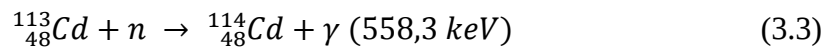
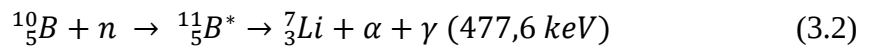
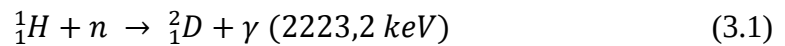
Şekil 3.3. ^{241}Am -Be Nötron Kaynağı Düzeneği [17]

Deney düzeneğinde kullanılan malzemeler ve yoğunlukları Çizelge 3.2'de belirtilmektedir.

Çizelge 3.2. Katman Malzeme Bilgisi

Katman	Malzeme Tipi	Malzeme Yoğunluğu (g/cc)
1	Paraffin Blok	0.930
2	Kadmiyum Levha	8.65
3	Borik Asit Dolu Tahta Kutu	1.50
4	Kurşun Zırh	11.35
K1	1. Am-Be kaynak borusu	-
K2	2. Am-Be kaynak borusu	-
K3	3. Am-Be kaynak borusu	-
B1	Konvansiyonel Işınlama Borusu	-
B2	Konvansiyonel Işınlama Borusu	-
B3	Konvansiyonel Işınlama Borusu	-
B4	Hızlı Nötron Işınlama Borusu	-
B1 içerisi	Bor Karbür Plaka (Doğal Bor %19.9 ile)	2.52
B1 içerisi	Lityum Florür Kristali	2.64

Düzenekte kullanılan parafin malzemesi nötron soğurma tesir kesiti düşük bir materyaldir. Dolayısıyla parafinin nötron yavaşlatıcı etkisinin yanında zırhlama amacıyla nötron soğurma tesir kesiti yüksek kadmiyum (Cd^{113}) ve bor (B^{10}) malzemeleri kullanılmıştır. Düzenekte kullanılan malzemelerin nötron yakalama tesir kesitleri Çizelge 3.3'te gösterilmektedir. Parafin bloğun dışı 1 mm kalınlıklı Kadmiyum levhalarla kaplanmıştır. Kadmiyum levhaların gerisinde, ikinci bir nötron zırhlayıcı olarak, 1.4 cm kalınlıklı tahtadan yapılmış, içi 7 cm kalınlıklı borik asit dolu yekpare kutular yerleştirilmiştir. Kadmiyum ve borun yanında hidrojen de düşük olasılıkla da olsa bir miktar termal nötron soğurmaktadır.

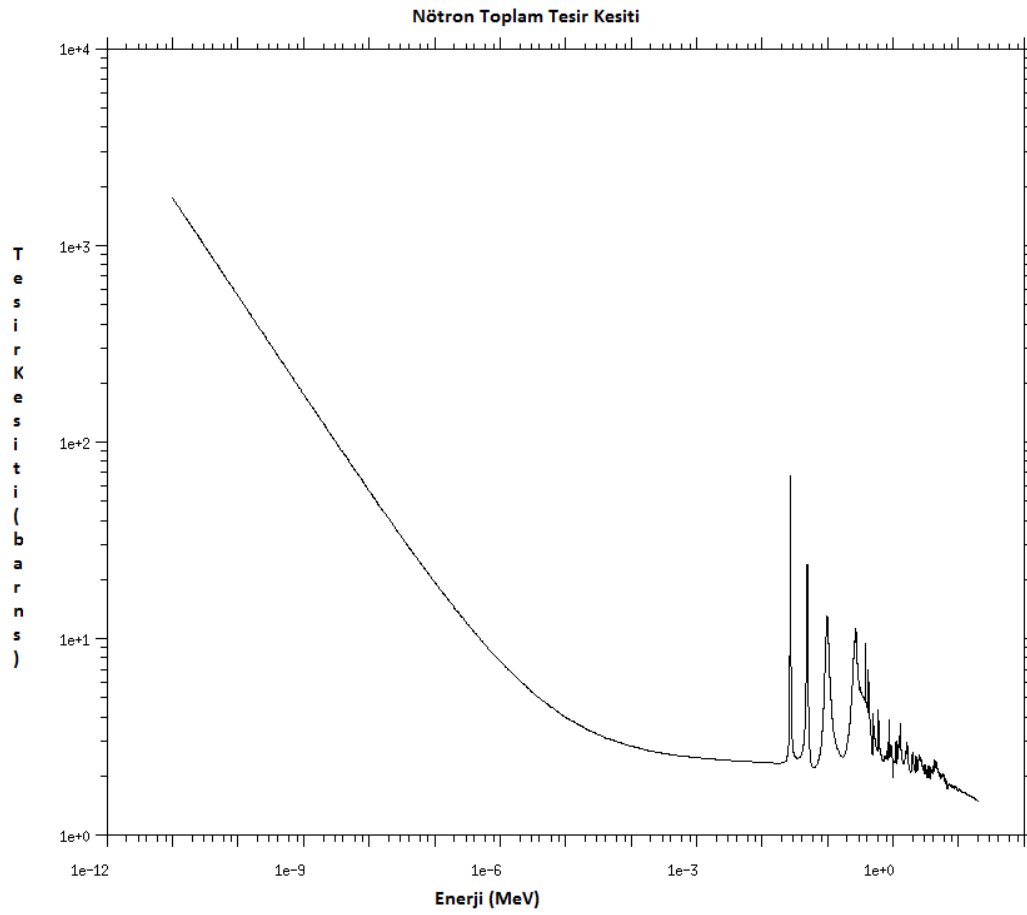


Eşitlik 3.1.-3.3.'te ifade edilen reaksiyonlar ile n soğurulmakta ve gama ışınları yayınlanmaktadır. Bu ani gama ışınları ile Am^{241} elementinin 59,6 keV enerjili gama ışınlarının zırhlaması ve nötron ışınlarının ikinci kademe zırhlamaları için 18,5 cm kalınlıklı kurşun blok kullanılmıştır [17].

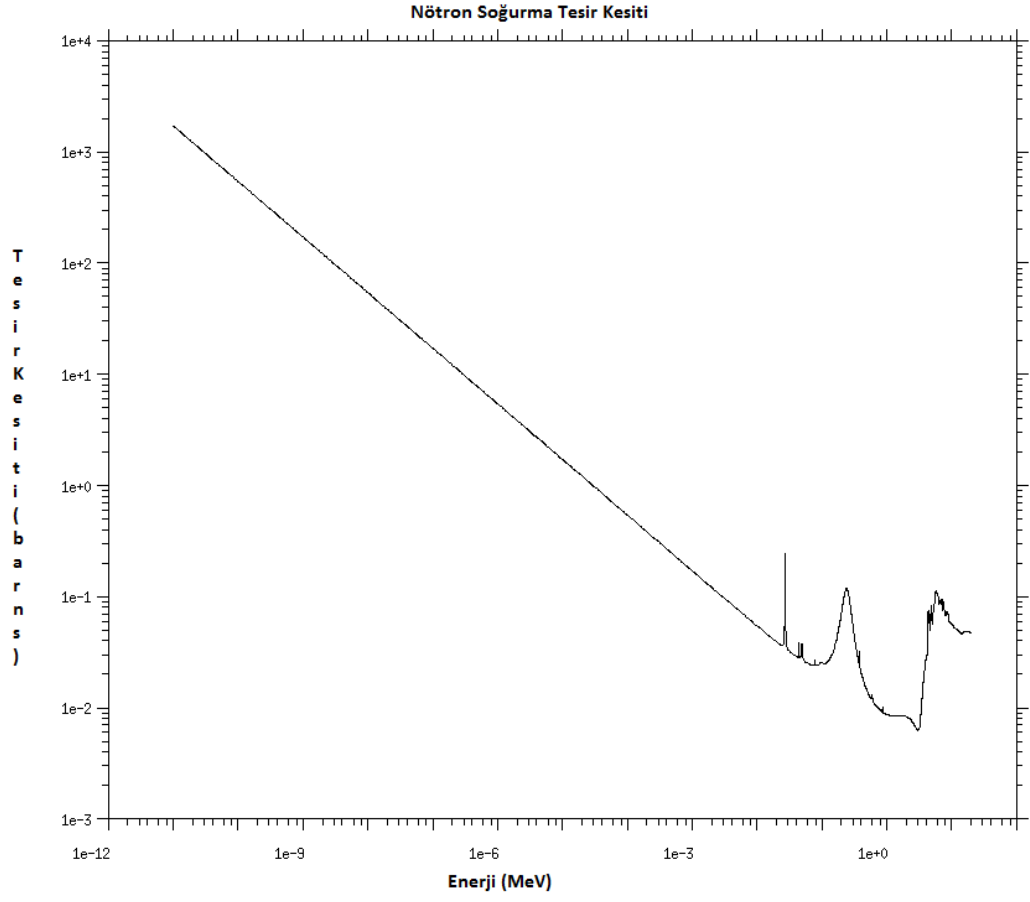
Çizelge 3.3. Tesir Kesiti Çizelgesi

Materyal	Termal Nötron Yakalama Tesir Kesiti (Barn)
Cd ¹¹³ (zenginlik %12.22)	20600
B ¹⁰ (zenginlik %19.9, doğal bor)	3840
H ¹	0.33
C ¹²	0.0035
B ¹¹	0.0055

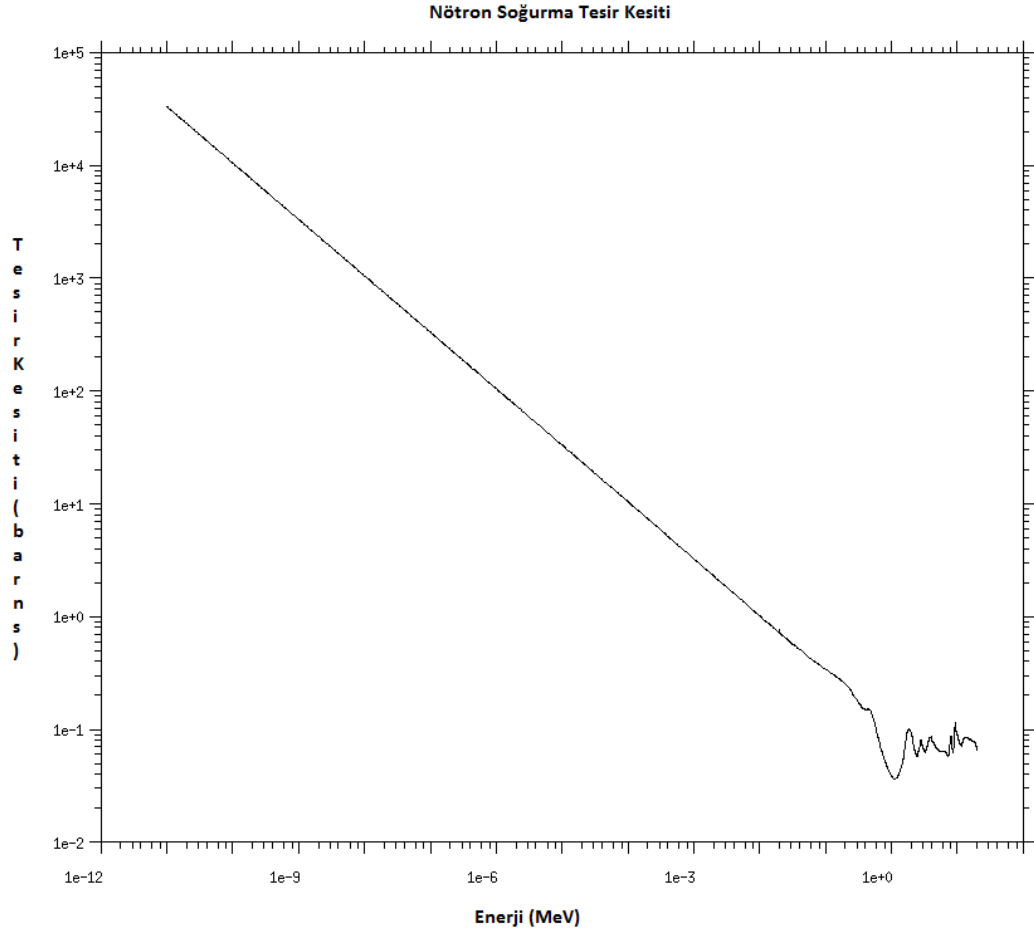
MCNP6 kodundan elde edilen, deneyde kullanılan LiF ve B₄C bileşiklerinin nötron soğurma ve toplam tesir kesiti eğrileri Şekil 3.4, Şekil 3.5 ve Şekil 3.6’da gösterilmektedir.



Şekil 3.4. LiF Toplam Nötron Tesir Kesiti



Şekil 3.5. LiF Nötron Soğurma Tesir Kesiti



Şekil 3.6. B₄C Nötron Soğurma Tesir Kesiti

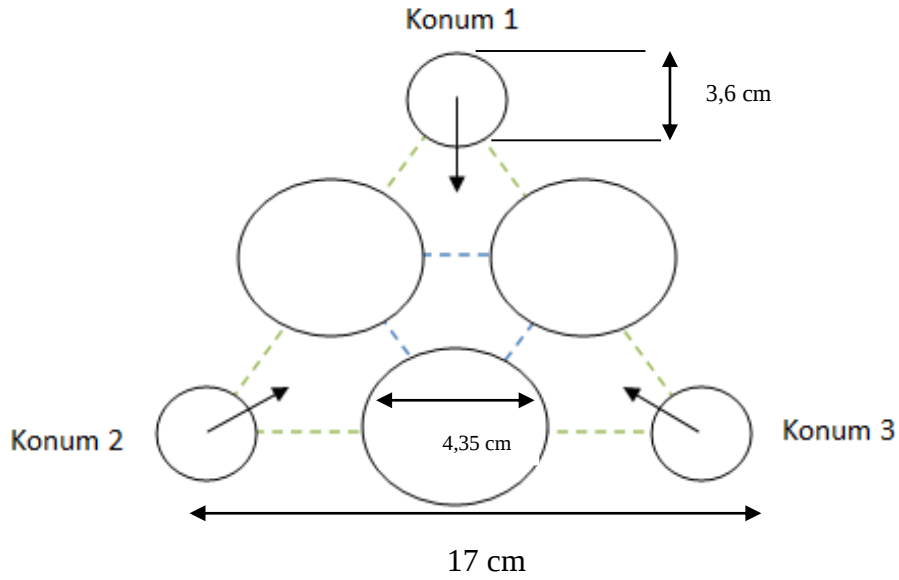
3.2. LiF-TLD100 Kristallerinin Nötron Cevabının Gözlemlenmesi

20 adet homojen 0,45 cm çapında 0,089 cm kalınlığında LiF-TLD100 kristali ışınlama öncesi Protherm marka Furnaces model fırın içerisine metal bir levha üzerine yerleştirildi. 200 °C’de 3600 sn tavlana may a ayarlandı. 3600 sn sonunda tavlama işlemi gerçekleştirilen LiF-TLD100 kristallerinin soğuması için fırın kapatıldı. Oda sıcaklığına gelene kadar fırın içerisinde kapağı kapalı şekilde bekletildi.

Tavlama işlemi sonrası kristallerin içerisinde hala artık doz bulunmaktadır; yani kristalin içerisindeki tüm elektronlar boşaltılamamıştır. Bunun sebebi; kimyasal yapısının bozulmaması için ilk üretim dışındaki her kullanım öncesi tekrarlanan tavlama sürecinin izin verilen sıcaklık aralığında gerçekleştirilmesidir. Bununla beraber, tekrar kullanılabilen bu kristallerin her kullanımda biriktirdiği elektronlar tavlama işlemiyle tamamen boşaltılamamaktadır. Bu bilgiler doğrultusunda, hata oranını en aza indirmek için ışınlama öncesi fırından çıkarılan kristaller REXON marka 320-AD-TLD okuyucuda işleme alındı. Kristallerin okunması sonrası ortalama sayım değeri 100.70 sayım (~0.11 mSv) olarak

belirlendi. Artık sayım değeri $100 \pm \%10$ arasında olmayan kristaller ikinci bir tavlama işleminden geçmesi için ayrıldı. Artık sayım değeri belirlenen aralıkta olan kristaller arasından rastgele 12 tanesi seçilerek SNAEM $^{241}\text{Am-Be}$ nötron ışınlama sisteminde düzeneğe yerleştirildi. Şekil 3.7'deki konumlarda oklarla gösterilen yönlerle göre kaynaklara eşit açılarla bakacak şekilde yerleştirilen kristaller, üçerli setler halinde farklı sürelerde ışınladı. Işınlama sonrası hazırlanma aşamasındaki aynı laboratuvar ortamında aynı TLD okuyucu cihaz ile değerlendirildi.

Çizelge 3.4'te elde edilen değerlendirme sonuçları ve hesaplanan ortalama doz değerleri yer almaktadır.



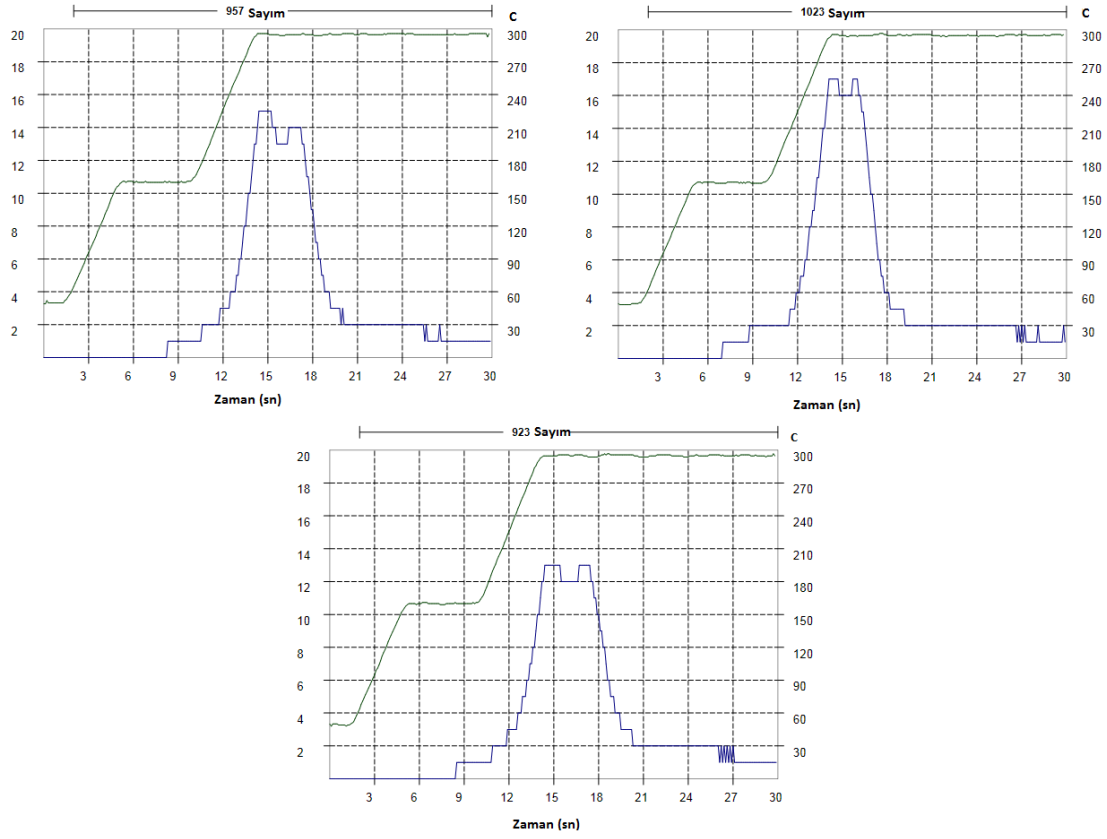
Şekil 3.7. LiF-TLD-100 Kristallerinin Konum ve Yön Pozisyonları

Çizelge 3.4. LiF-TLD100 kristalleri ışınlama değerleri

LiF-TLD100 kristal ID	İşnlama süresi (sn)	Konum	Sayım ³	Doz (mGy)	Standart Sapma ($\pm$)
W063215	300	1	957	12.19	
W017589	300	2	1023	13.12	
W063203	300	3	923	11.72	
Ortalama			968	12.35	0.712
W063202	900	1	3064	41.69	
W063205	900	2	2797	37.95	
W063207	900	3	2582	34.94	
Ortalama			2815	38.21	3.381
W063216	1800	1	5518	76.05	
W063204	1800	2	5762	79.46	
W063214	1800	3	5213	71.78	
Ortalama			5498	75.77	3.848
W063210	3600	1	11646	215.39	
W063201	3600	2	11282	205.35	
W063217	3600	3	9944	168.45	
Ortalama			10957	196.40	24.717

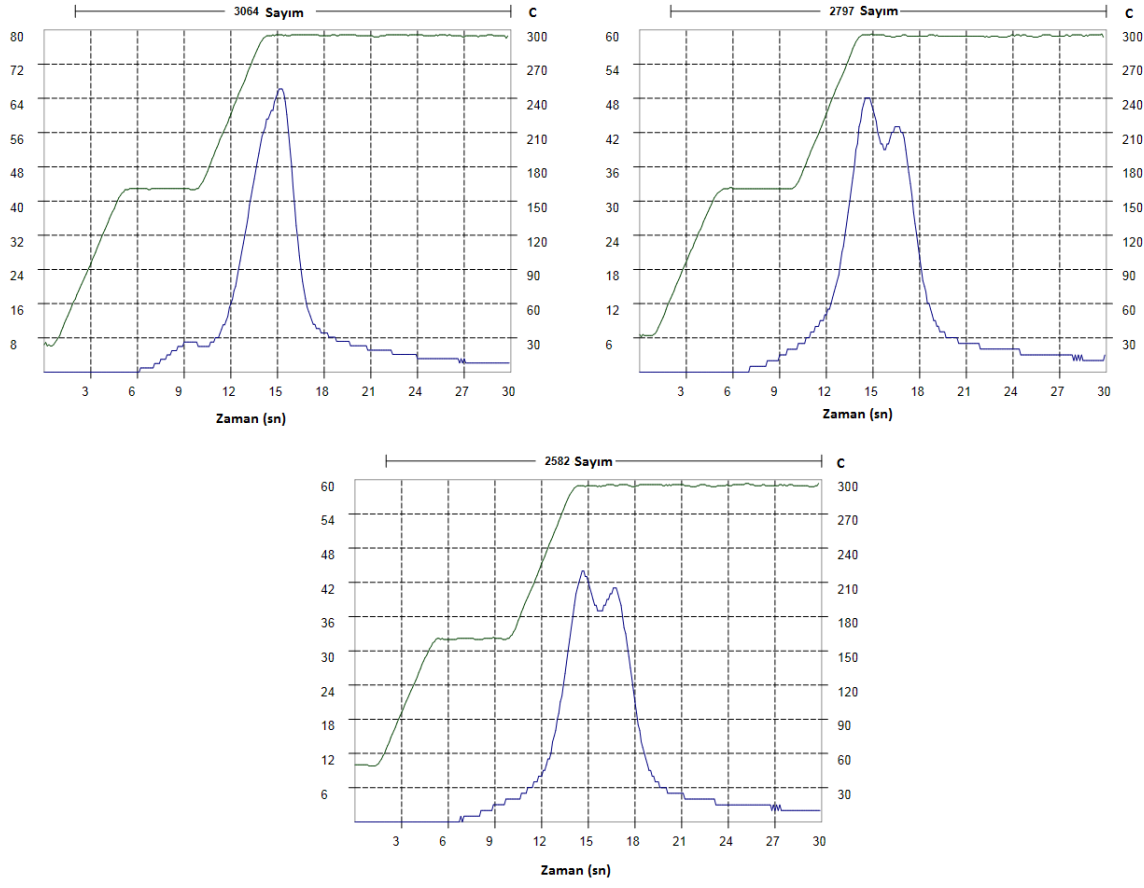
Şekil 3.8, Şekil 3.9, Şekil 3.10 ve Şekil 3.11’de farklı ışınlama sürelerine ait okuma sayım sonuçları grafik üzerinde gösterilmektedir.

³ İşnlama öncesi okunan artık sayım değeri dikkate alınmıştır.

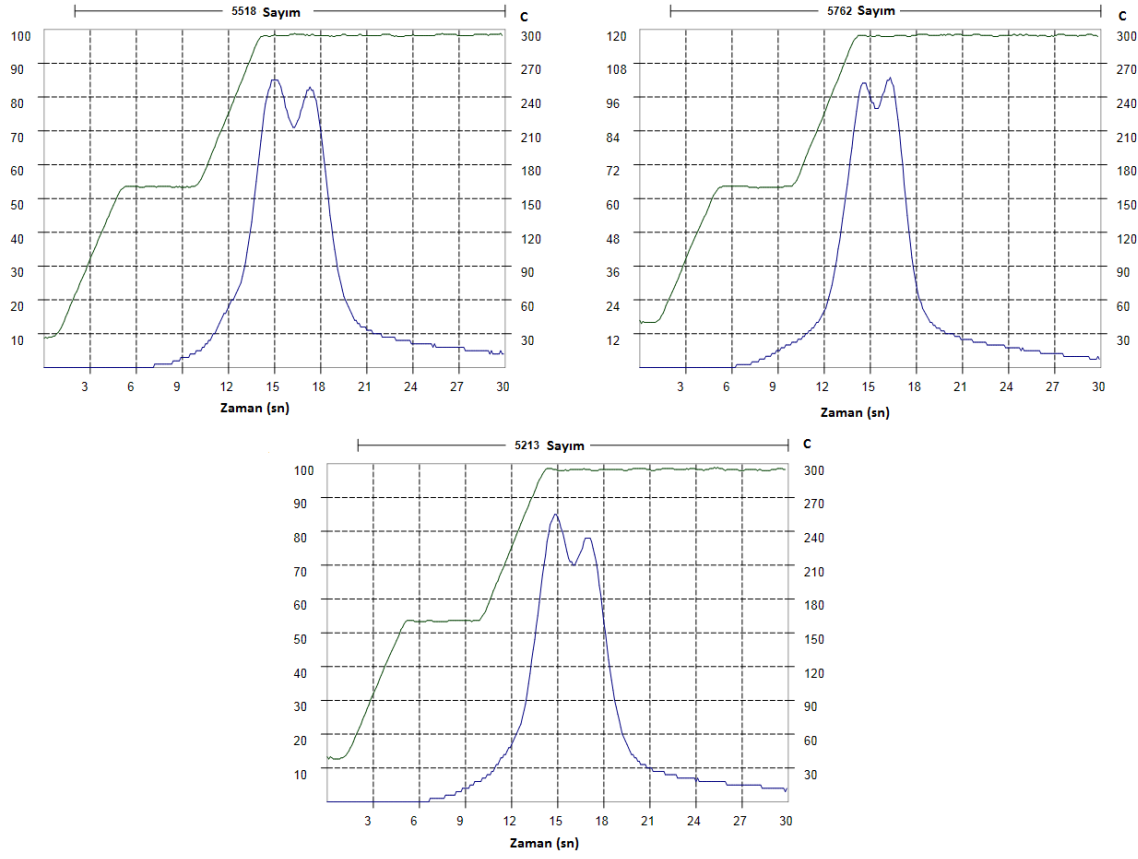


Şekil 3.8. 300 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri

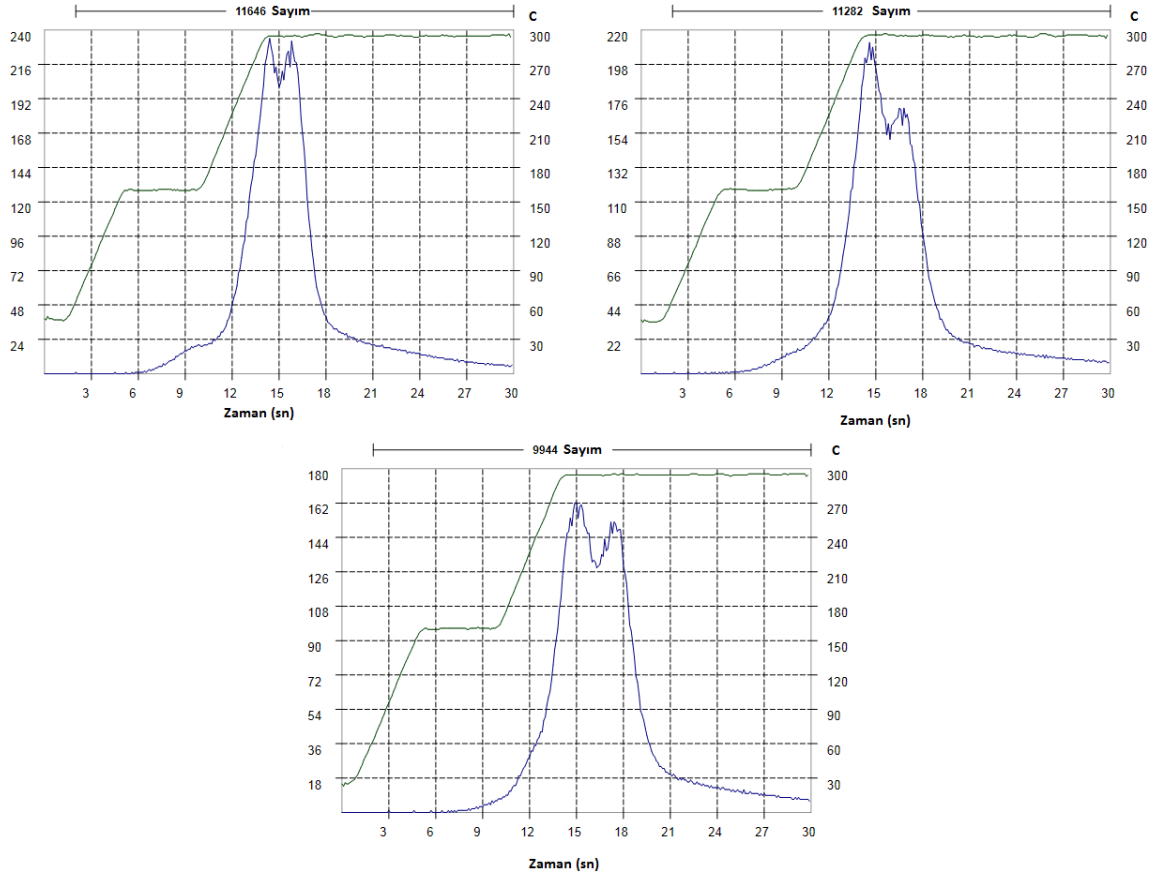
Yukarıdaki grafiklerde yeşil renkli eğri okuyucunun tavlama sıcaklığındaki artışı göstermektedir. Okuyucu, başlangıçta düşük sıcaklıktan kademeli şekilde 300 °C sıcaklığa ulaştıktan sonra, kristalin boşaltım sürecine kadar sıcaklığı bu seviyede sabit tutmaktadır. Mavi renkli eğri sıcaklıkla orantılı şekilde elde edilen sayımları ifade etmektedir. Sıcaklık 300 °C'ye ulaştıktan sonra sayım artmıştır. Ancak; okuyucu sıcaklığı artırdığı anda kristalin tüm yüzeyi aynı anda ısınmamaktadır. Sıcaklık kristale bir süre sonra nüfuz ettiğinden grafiksel olarak tek tepe noktası görülmesi beklenirken birden fazla tepe noktasına ulaşmış gibi görünmektedir. Kristalin tüm yüzey alanı aynı sıcaklığa ulaştığında sayımların azaldığı görülmektedir. Okuma sonunda elde edilen toplam sayım bu eğrinin altında kalan alanın integrali olarak kaydedilmektedir. Aynı ışınlamada kullanılan üç farklı kristalin sıcaklığa karşı okuma eğrileri farklı elde edilmiştir. Okuyucu cihaz her bir kristalin okuma sürecinde kendini sıfırlayarak aynı sıcaklık aşamalarından tekrar geçmektedir. Eğrilerde gözlemlenen sayım farklılıkları kristalin ışınlamada kaynağa göre geometrik konumuna ve kristalin algılama yapısına bağlıdır.



Şekil 3.9. 900 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri



Şekil 3.10. 1800 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 Sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri



Şekil 3.11. 3600 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 Sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri

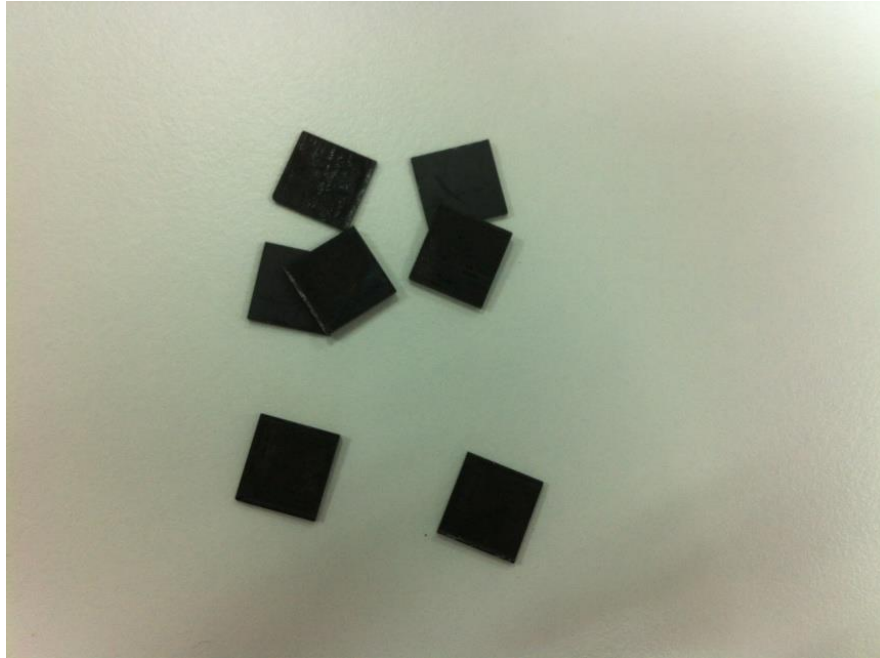
Şekil 3.11’de yüksek sürede yapılan ışınlamaların sayım sonuçları görülmektedir. Okuyucu, standart sıcaklık artışı davranışını tekrarlarlarken buna karşın, kristallerden elde edilen sayım değerleri yüksektir. Kristal yüzeyinin eş zamanlı ısınmamasından dolayı oluşan birden fazla tepe noktası bu değerler için çok daha belirgin görülmektedir. Farklı zaman sürelerinde aynı ışınlama deliklerinde yeralan kristal sonuçlarının birbirleriyle paralellik gösterdiği gözlemlenmektedir. Dolayısıyla, geometrik konumlandırmanın etkisi sayım eğrilerinde görülebilmektedir.

3.3. LiF-TLD100 Kristali + B₄C Levhası Nötron Cevabının Gözlemlenmesi

20 adet homojen 0,45 cm çapında 0,089 cm kalınlığında LiF-TLD100 kristali ışınlama öncesi Protherm marka Furnaces model fırın içerisine yerleştirildi. 200 °C’de 3600 sn tavlana may a ayarlandı. 3600 sn sonunda tavlama işlemi gerçekleştirilen LiF kristallerinin soğuması için fırın kapatıldı. Oda sıcaklığına gelene kadar fırın içerisinde kapağı kapalı şekilde bekletildi. Çıkarılan kristaller REXON marka 320-AD-TLD okuyucuda işleme alındı. Kristallerin okunma sonrası ortalama sayım değeri 109,07 sayım (~0.23 mSv)

olarak belirlendi. Artık sayım değeri belirlenen aralıkta olan kristaller arasından rastgele 12 tanesi seçilerek 4 farklı set oluşturuldu. Set 1, set 2 ve set 3 için Şekil 3.7'de gösterilen konum 1 deki ışınlama deliğine sadece LiF-TLD100 kristali yerleştirilerek, konum 2 ve konum 3'teki ışınlama deliklerine ise LiF-TLD100 kristali önüne 1 cm x 1 cm x 0,1 cm boyutlarında Şekil 3.12'de gösterilen B₄C levhalar, kaynaklara eşit açılarla bakacak şekilde, yerleştirilerek ışınladı. Set 4 için 2 adet LiF-TLD100 kristali konum 2 ve konum 3 ışınlama deliklerine yerleştirilirken, konum 1 için LiF-TLD100 kristalinin önüne B₄C plaka yerleştirilerek ışınladı. Işınlama sonrasında hazırlanma aşamasındaki aynı laboratuvar ortamı ve aynı TLD okuyucu cihaz ile değerlendirildi.

Yüksek termal nötron soğurma karakterine sahip olan bor karbür plakalar ile ölçülen sayım değerleri ve ortalamaları Çizelge 3.5'te belirtilmektedir.



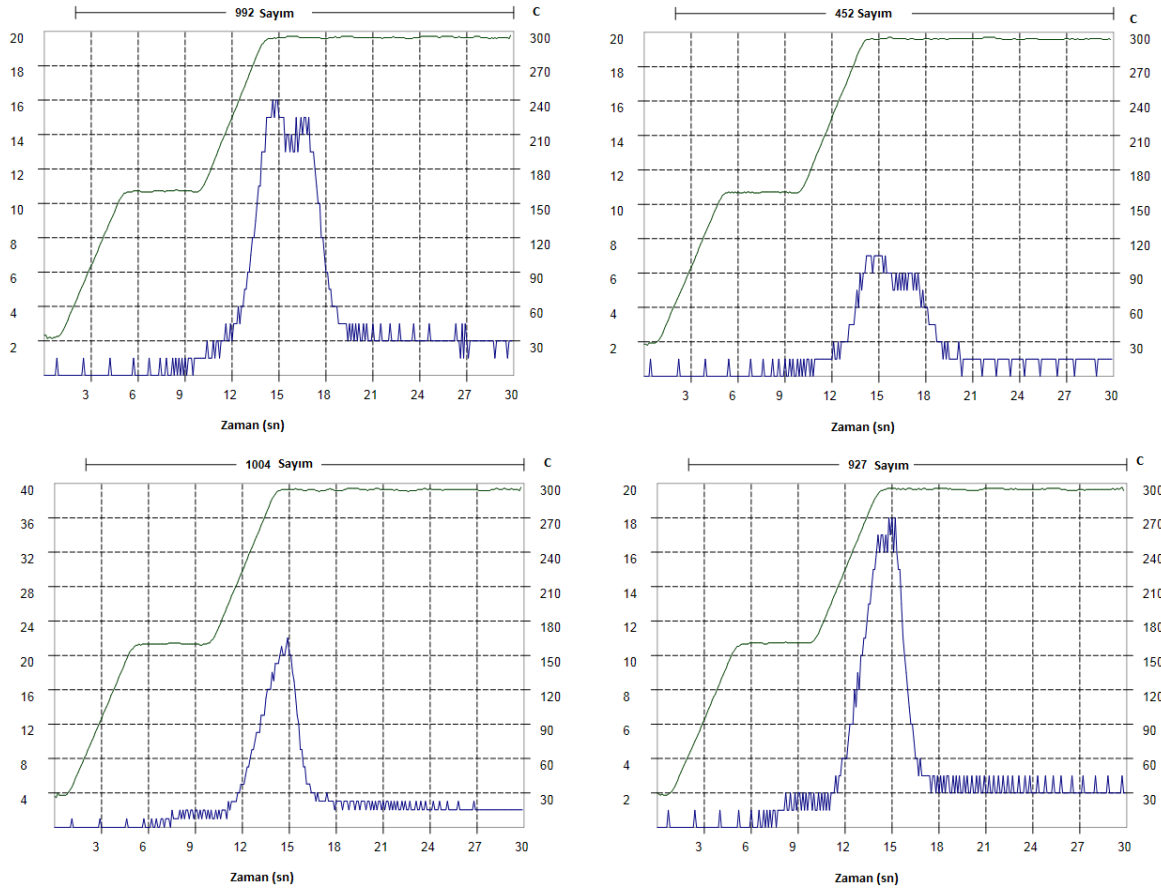
Şekil 3.12. 1 cm x 1 cm x 0.1 cm B₄C Levhalar

Çizelge 3.5. LiF-TLD100 kristalleri ve B₄C levha+LiF-TLD100 kristalleri ışınlanma değerleri

Set No	Işınlanan materyal	Işınlama süresi (sn)	Konum	Sayım ⁴	Sayım Ort.	Doz (mGy)	Standart Sapma ($\pm$)
Set 1	LiF	900	1	2729	→	37.01	
	LiF+B ₄ C	900	2	1004	728	8.89	
	LiF+B ₄ C	900	3	452			→ 2.368
Set 2	LiF	900	1	2727	→	36.98	
	LiF+B ₄ C	900	2	992	960	12.24	
	LiF+B ₄ C	900	3	927			
Set 3	LiF	1800	1	5245	→	72.23	
	LiF+B ₄ C	1800	2	1193	996	12.74	
	LiF+B ₄ C	1800	3	798			→ 0.890
Set 4	LiF+B ₄ C	1800	1	1086	→	14.00	
	LiF	1800	2	5460	5233	72.06	
	LiF	1800	3	5005			

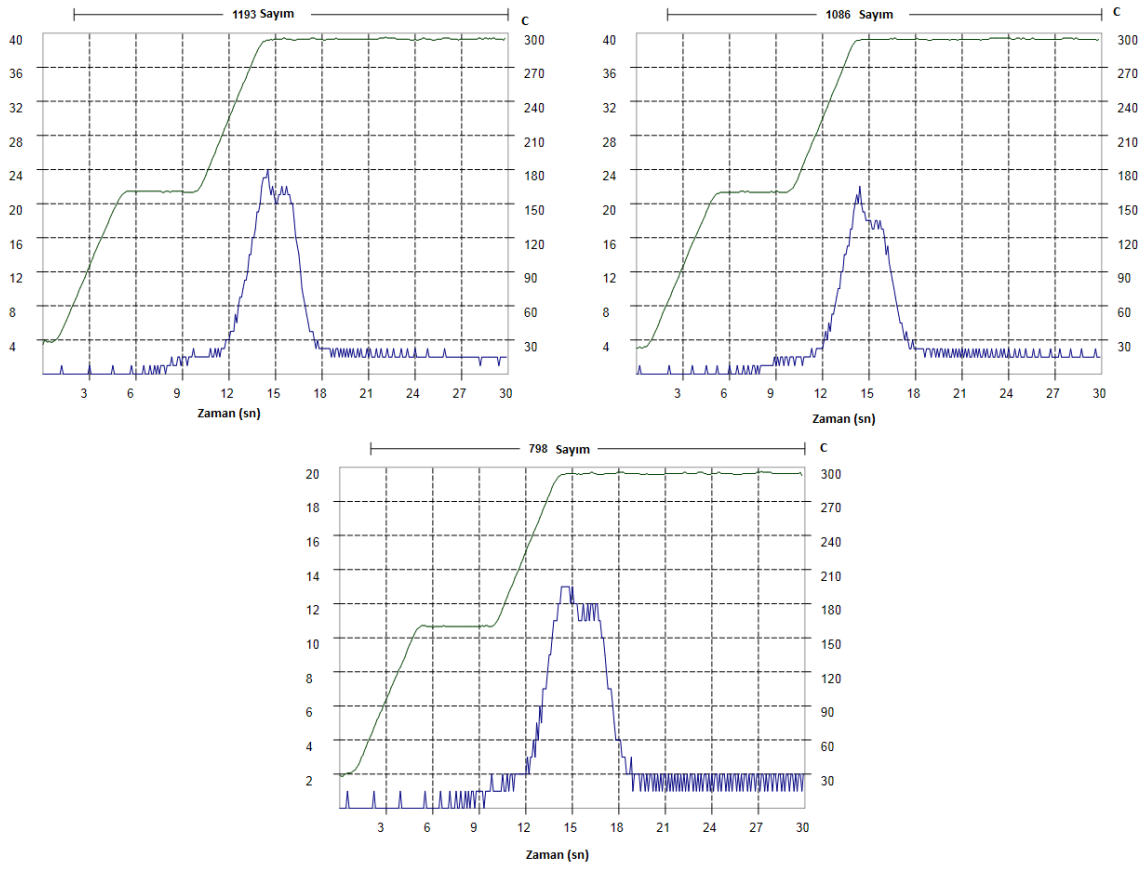
Şekil 3.13 ve Şekil 3.14'te, sırasıyla, 900 sn ve 1800 sn ışınlama süreleri için okunan değerlere ait sayım grafikleri yer almaktadır.

⁴ Işınlama öncesi okunan artık sayım değeri dikkate alınmıştır.



Şekil 3.13. 900 sn Nötron Işınlaması Sonrası LiF-TLD100 - B₄C Sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri

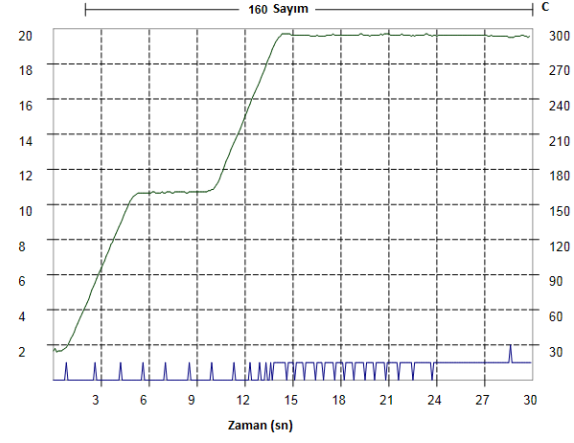
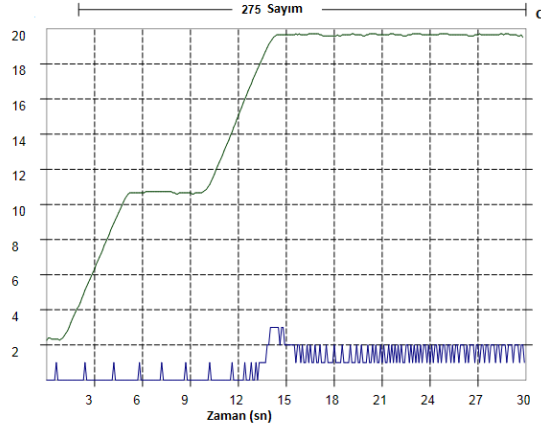
Şekil 3.13.'de B₄C Levha+LiF-TLD100 kristalleri ısınlanma eğrilerinin 900 sn'deki sayım sonuçlarında okuyucu sıcaklığı 300 °C 'ye ulaştığında tepe noktası gözlemlenmeye başlamaktadır. Sayım değerlerinde bor karbür levhaların etkisi ile düşüş görülmektedir.



Şekil 3.14. 1800 sn nötron ışınlaması sonrası LiF-TLD100 - B₄C Sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri

1800 saniyede alınan ölçümlerde bor karbür filtrenin etkisi 900 saniyedeki ölçümlere kıyasla daha belirgin görülmektedir.

Sayımlara ilişkin LiF-TLD100 kristalleri ile tespit edilen ortam doz sonuçları Şekil 3.15'te gösterilmektedir.



Şekil 3.15. Işınlama öncesi düzenek dışarısındaki ortam dozunun Sayım ve Sıcaklık-Zaman Eğrileri

4. HESAPLAMALAR

4.1. LiF-TLD100 Kristalleri için Doz Hızı Hesapları

Doz hızı hesabında, birim kütlede parçacık başına soğurulan ortalama enerji değerinin, kullanılan $^{241}\text{Am-Be}$ nötron kaynağının birim zamanda yayımladığı parçacık sayısının ve soğurulan doz tespitinde ifade edilmek istenen birim için gerekli katsayı niceliklerinin belirlenmesi gerekmektedir. Deneyde kullanılan $^{241}\text{Am-Be}$ nötron kaynağının toplam aktivitesi $3 \times 16 \text{ Ci} = 48 \text{ Ci}$ 'dir. Deneyde kullanılan boyutlardaki bir $^{241}\text{Am-Be}$ nötron kaynağı Ci başına saniyede ortalama 2.2×10^6 nötron yayınlamaktadır [19].

Hesaplamalarda gerekli birim kütlede parçacık başına soğurulan ortalama enerji değeri tespitinde, SNAEM ışınlama düzeneğinin MCNP5 simülasyonunda modellenmesi ile F6 kartından⁵ elde edilen veriler kullanılmaktadır. F6 kartında elde edilen veriler R cinsinden olup soğurulan doz hızı birimi Gy cinsinden ifade edilebilmesi için Çizelge 4.1'de gösterilen katsayı çarpanlarından yararlanılmaktadır.

Çizelge 4.1.'de hesaplamalarda yararlanılan SI birim sistemi dönüşümleri yer almaktadır.

Çizelge 4.1. SI Birim Dönüşümleri [20]

Nicelik	SI Birim	Özel Birim Adı	Özel Sembol	SI Birimden Dönüşümleri
Enerji	Joule (J)	Elektron volt	eV	$1 \text{ eV} = 1.6021773 \times 10^{-19} \text{ J}$
Hava Kerma ve soğurulan doz	Gray (Gy)	Rad (soğurulan radyasyon dozu)	rad	$1 \text{ J/kg} = 1 \text{ Gy} = \text{m}^2\text{s}^{-2}$ $10 \text{ Gry} = 1 \text{ rad}$
Aktivite	Becquerel (Bq)	Curie	Ci	$3.7 \times 10^{10} \text{ Bq} = \text{s}^{-1} = 1 \text{ Ci}$

İnsan vücudunun maruz kaldığı radyasyon dozunun tespit edilebilmesi için aşağıdaki eşitlikten yararlanılmaktadır;

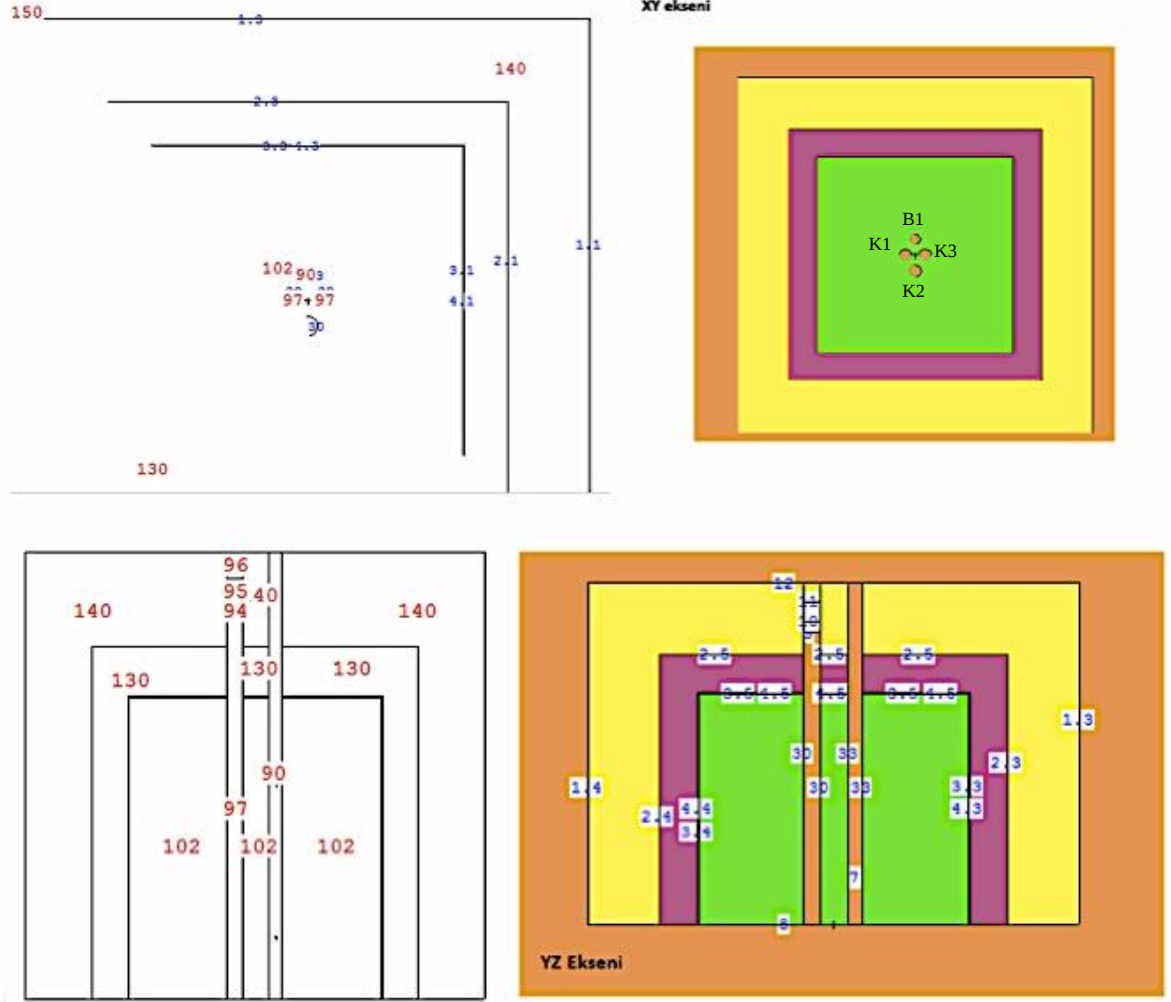
$$E\text{şdeğer doz } (H) = \text{Soğurulan Doz } (\dot{D}) \times \text{Ağırlık Faktörü } (\dot{W}_R) \quad (4.4)$$

LiF-TLD100 kristallerinin ölçümünün yapıldığı RADKOR Dozimetre Ölçüm ve Değerlendirme Laboratuvarı'nda bulunan TLD okuyucu cihaz gama radyasyonu ölçümü amacıyla kalibre edilmiştir. Dolayısıyla, nötron eşdeğer doz hesaplamalarında ağırlık faktörü gama eşdeğer doz hesabında olduğu gibi $\dot{W}_R = 1$ 'dir.

Bölüm 3.1'de açıklanan Am-Be nötron kaynağı, verilen geometrik özelliklerde MCNP5 simülasyonunda modellenmiştir. Öncelikle, MCNP5 girdi dosyasında düzeneğe yer alan malzemelerin hücreleri tasarlanmıştır. Malzeme kartlarında yoğunlukları ve içerik

⁵ Hücre içerisindeki ortalama enerji birikiminin tanımlandığı MCNP kartıdır. Birimi MeV/g'dır.

kompozisyonları⁶ belirtilen parafin, borik asit, kurşun, kadmiyum ve hava katmanlarının hücre kartları tanımlanmıştır. İkinci kısımda bor karbür plakalar yerleştirilmiştir. Şekil 4.1’de veri girdi dosyasında yer alan hücreler ve yüzeyler gösterilmektedir.



Şekil 4.1. Katmanlara ait Hücre ve Yüzeyler

LiF-TLD100 kristali deneyde konumlandırıldığı üzere tanımlanmıştır. Hücre kartlarının tanımlanmasının ardından hücrelerin deney düzeneğindeki gibi konumlandırılması için yüzeyler belirlenmiştir. Deney düzeneğindeki 3 adet Am-Be nötron kaynağı SDEF kartı ile modellenmiştir. Bölüm 3.1’de ifade edilen kaynak konuları SI kartlarıyla tanımlanmıştır. Deneyde, LiF-TLD100 kristallerini 3 farklı ışınlama deliğine yerleştirirerek aynı anda gerçekleştirilen ışınlamalar, simülasyonda tek LiF-TLD100 kristali yerleştirilerek modellenmiştir. Dolayısıyla, modelleme yapılırken tüm kristallerin kaynaklara aynı şekilde simetrik yerleştirildiği ve aynı fiziksel özelliklere sahip oldukları varsayılmıştır.

⁶ Çizelge 3.2’de katmanlara ilişkin verilen yoğunluk değerleri ve içerik kompozisyonları kullanılmıştır [21].

LiF-TLD100 kristalinin kaynağa dönük yüzeyine giren parçacıkların kristal içerisinde bıraktığı enerji miktarı tespiti için F6 kartı kullanılmaktadır. F6 kartında bu yüzeyde gerçekleşecek reaksiyonlar tanımlanmıştır. Sırasıyla nötron ve foton parçacıkları için program tekrarlanmıştır. Spesifik enerjilerdeki F6 sonuçlarını elde edebilmek için başlangıç enerjisi 4.438 MeV ve 59.5 keV olan foton parçacıkları için ayrı inputlar hazırlanmıştır. Hazırlanan veri girdi dosyası MCNP5⁷ sürümünde ve alfa parçacığı takibini de kapsayacak şekilde güncellenen MCNP6⁸ versiyonlarında çalıştırılarak elde edilen verilerde kıyaslama yapılmıştır [22] [23]. Ancak, etkileşimde baskın tepkime (n, γ) olduğundan ve kullanılan bor karbür levhaların kalınlığından dolayı MCNP6 sürümünde gerçekleştirilen alfanın sağladığı katkı gözlemlenememiştir.

LiF-TLD100 kristali için doz hızı hesaplarında aşağıdaki eşitlik kullanılabilmektedir [24];

$$\begin{aligned} & \text{SOĞURULAN DOZ HIZI} \\ &= \frac{(MeV)}{gr * \text{parçacık sayısı}} \times \frac{Joule}{MeV} \times \frac{gr}{kg} \times \frac{\text{parçacık sayısı}}{sn} \times \frac{mGy}{Gy} \\ &= mGy/sn \end{aligned} \quad (4.1)$$

4.1.1. Nötron Doz Hızı Hesabı

Eşitlik 4.1'in nötron doz hızı hesabında kullanılabilmesi için aşağıdaki F6 kart sonuçlarını içeren ifade elde edilmelidir;

$$\begin{aligned} & \text{SOĞURULAN DOZ HIZI} \\ &= F6 \text{ SONUÇLARI} \times \frac{Joule}{MeV} \times \frac{gr}{kg} \times \frac{\text{parçacık sayısı}}{sn} \times \frac{mGy}{Gy} \\ &= mGy/sn \end{aligned} \quad (4.2)$$

Eşitlik 4.2'ye kaynaktan gelen sabit akı ve birim çevirme katsayıları yerleştirildiğinde nötron doz hızı hesabında kullanılan aşağıdaki eşitlik elde edilir;

$$\begin{aligned} & \text{NÖTRON DOZ HIZI} \\ &= F6 \text{ SONUÇLARI} \times 1.6021773 \times \frac{10^{-13}J}{MeV} \times \frac{10^3 gr}{kg} \times 2.2 \times \frac{10^6 n}{sn. Ci} \\ &\times 16 Ci \times 10^3 \\ &= F6 \text{ SONUÇLARI} \times 5.64 mGy/sn \end{aligned} \quad (4.3)$$

⁷ ENDF/B-VI ve ENDF66c nükleer, atomik ve malzeme veri kütüphaneleri kullanılmaktadır.

⁸ ENDF/B-VII.1 ve ENDF70 nükleer, atomik ve malzeme veri kütüphaneleri kullanılmaktadır.

Çizelge 4.2'de MCNP5 ve MCNP6 simülasyon kodlarıyla ve Kısım 3.2'de anlatılan LiF-TLD100 kristalinin ışınlaması deneyi ile elde edilen birim kütlede parçacık başına soğurulan ortalama enerji değerleri yer almaktadır.

Çizelge 4.2. LiF için F6 kart sonuçları⁹

Parçacık Tipi	MCNP5	MCNP6
Nötron modu (n)	1.0607×10^{-2}	1.0665×10^{-2}
Hata oranı (%)	0.0429	0.0446
Foton modu (p)	2.3688×10^{-5}	1.8671×10^{-5}
Hata oranı (%)	0.1061	0.1184
4.438 MeV (p)	9.8457×10^{-5}	9.8390×10^{-5}
Hata oranı (%)	0.0508	0.0508
0.059 MeV (p)	5.2197×10^{-6}	5.1820×10^{-6}
Hata oranı (%)	0.0556	0.0534

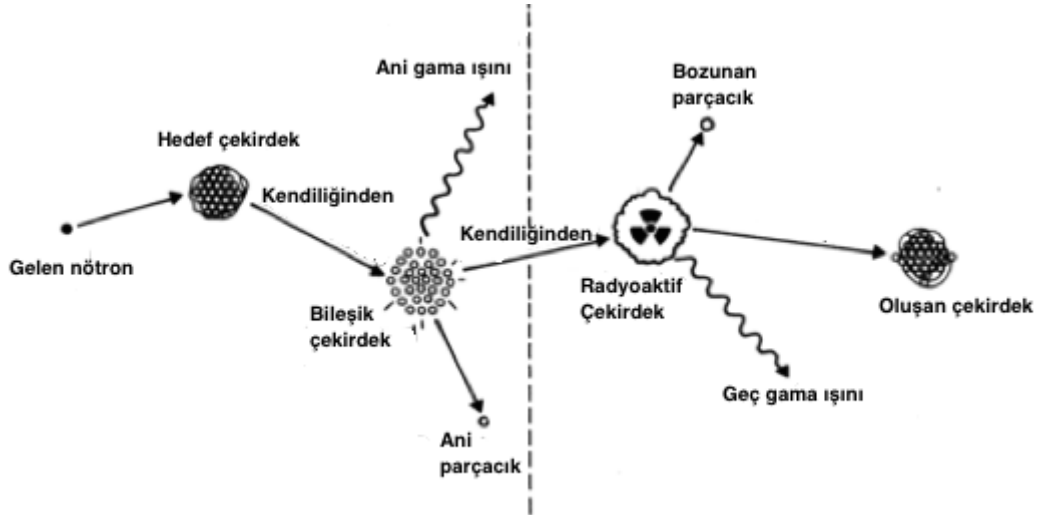
Termal nötron ışınlama deliğine yerleştirilen LiF-TLD100 kristalinin Am-Be nötron kaynağı ile bombardımanından Eşitlik 4.3 kullanılarak elde edilen nötron doz hızı katkısı, Çizelge 4.2'de yer alan MCNP5 mod n doz değeri kullanılarak aşağıdaki gibi hesaplanmaktadır;

$$NÖTRON DOZ HIZI = 1.0607 \times 10^{-2} \times 5.64 = 5.98 \times 10^{-2} \text{ mGy/sn} \quad (4.5)$$

4.1.2. Gama Doz Hızı Hesabı

Nötronların ışınlama süresince yayımlanan gamalar iki çeşit olarak ifade edilmektedir; ani gama ışımları ve gecikmiş gama ışımları. Işınlanan elementlerden, nötron yakalama etkileşimleri ve esnek olmayan saçılma etkileşimleri dahil, nötron reaksiyonları boyunca ani gama ışımları yayımlanmaktadır. Düşük enerjilerde dominant nötron reaksiyonu olan nötron yakalamanın temelinde; gelen nötronları yakalayarak uyarılmış hale geçen çekirdek bileşenlerinin her bir izotop için özgün gama ışıını yayımlayarak hızlı bir şekilde (10 saniyeden daha kısa) temel enerji düzeyine geri dönmesi yer almaktadır [25]. Bunun yanında radyoaktif çekirdeğin uyarılmış durumda daha yavaş şekilde yayımlamış olduğu karakteristik geç gama ışımları da mevcuttur.

⁹ nps= 2000000 için birim kütlede parçacık başına soğurulan ortalama enerji (MeV) değerleridir.



Şekil 4.2. Gama ışınları oluşumu fiziksel şeması [25]

4.1.2.1. Termal Nötron Yakalama Sonucu Oluşan Gama Doz Hızı Hesabı

Termal nötronların çevresindeki malzeme tarafından yakalanması sonucu oluşan radyasyon aynı zamanda ortamda bir gama ışını alanı da oluşmasına neden olmaktadır. Dolayısıyla, LiF-TLD100 kristallerinin ışınlanmasında gama ışınlarından gelen doz hızı katkısı hesaplanırken; kaynaktan yayımlanan termal nötronların kaynak tarafından yakalanması sonucu yayımlanan gama ışınlarından gelen soğurulan doz hızı da göz önünde bulundurulmaktadır. Nötron doz hızı hesabında olduğu gibi Eşitlik 4.1 ve Eşitlik 4.2 gama doz hızı hesabında da kullanılmaktadır. Ancak; MCNP5 simülasyonundan elde edilen F6 kart sonuçları gama değerlerini içermelidir.

GAMA DOZ HIZI

$$= F6 \text{ SONUÇLARI} \times \frac{\text{Joule}}{\text{MeV}} \times \frac{\text{gr}}{\text{kg}} \times \frac{\text{parçacık sayısı}}{\text{sn}} \times \frac{\text{mGy}}{\text{Gy}}$$

$$= \text{mGy/sn} \quad (4.6)$$

Eşitlik 4.6'dan yararlanarak gama değerlerinin dahil edildiği F6 verisi ile termal nötron yakalama gama doz hızı hesabına ilişkin aşağıdaki ifade elde edilir;

TERMAL NÖTRON YAKALAMA GAMA DOZ HIZI

$$= F6 \text{ SONUÇLARI} \times 1.6021773 \times \frac{10^{-13} \text{J}}{\text{MeV}} \times \frac{10^3 \text{gr}}{\text{kg}} \times 2.2 \times \frac{10^6 \text{n}}{\text{sn. Ci}}$$

$$\times 16 \text{ Ci} \times 10^3$$

$$= F6 \text{ SONUÇLARI} \times 5.64 \text{ mGy/sn} \quad (4.7)$$

LiF-TLD100 kristali bombardıman değerleri için termal nötron yakalama gama doz hızı Çizelge 4.2'de MCNP5 mod p doz değeri alınarak aşağıdaki şekilde hesaplanmaktadır;

TERMAL NÖTRON YAKALAMA GAMA DOZ HIZI

$$= 2.3688 \times 10^{-5} \times 5.64 \frac{mGy}{sn}$$

$$= 13.36 \times 10^{-5} mGy/sn \quad (4.8)$$

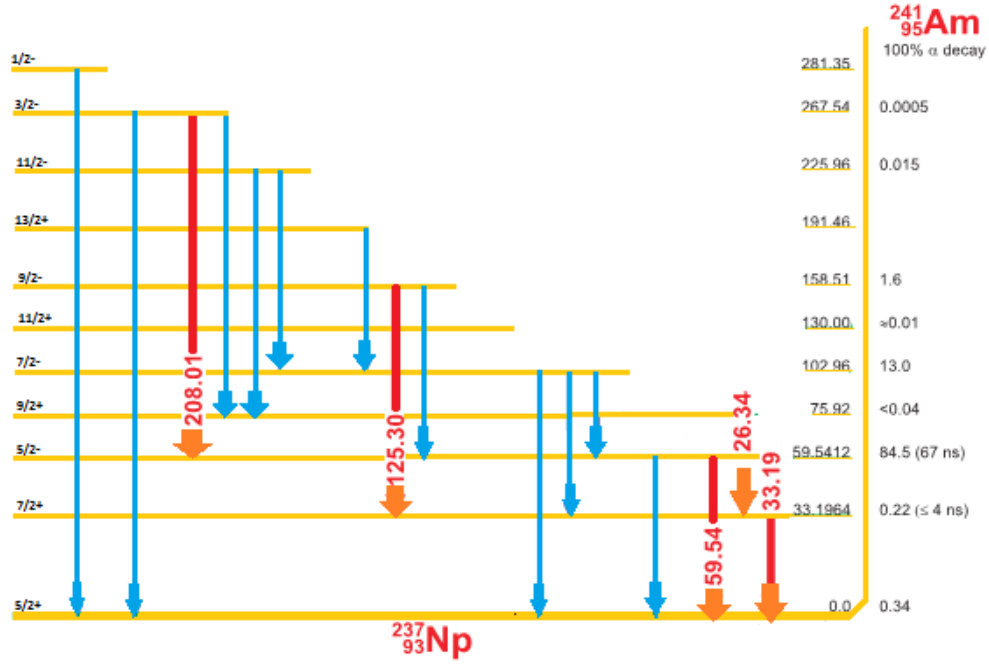
4.1.2.2. Am²⁴¹ 59.5 keV Enerjili Hızlı Gama Işınlarnın Doz Hızı Hesabı

Am²⁴¹ alfa kaynağı bozunarak Np²³⁷ dönüşümü gerçekleştirmektedir. Dönüşüm boyunca çeşitli enerji değerlerinde belirli olasılıklarla X ışını, alfa, elektron ve gama ışını yayımları gerçekleşmektedir. Etkili bir detektör için bahsi geçen dönüşümlerin tüm enerjilerinin kullanılan kristalde depolanması beklenmektedir. Bu, detektör malzemesinin geometrik özelliklerine ve o enerjilerdeki kütle soğurma katsayısına bağlıdır. Ancak, olasılığı düşük olan enerji seviyelerindeki bozunum katkıları ihmal edilmektedir. Bunlardan baskın, gerçekleşme olasılığı yüksek dönüşümler Çizelge 4.3'te gösterilmektedir.

Çizelge 4.3. ²⁴¹Am α dönüşümleri ve γ yayımları[26]

α Dönüşümleri			
Seviye Numarası	Np²³⁷'nin Enerji Seviyesi, keV	Yarı Ömür	Olasılık (%)
0	0,0	2,144 x 10 ⁶ yıl	0,38
1	33,19629	54 ps	0,23
2	59,54092	67 ns	84,45
4	102,959	80 ps	13,23
6	158,497	-	1,66
γ Yayımları			
Seviye	Enerji, keV	Foton / 100 bozunum	
γ _{2,1} (Np)	26,3446	2,31	
γ _{1,0} (Np)	33,1963	0,1215	
γ _{4,2} (Np)	43,420	0,0669	
γ _{2,0} (Np)	59,5409	35,92	

Şekil 4.3'te Çizelge 4.3'te yer alan enerji seviyeleri için Np²³⁷ bozunum şeması gösterilmektedir.



Şekil 4.3. Np^{237} bozunum şeması

Tek enerjili gama ışınları soğurucu kristal kalınlığı boyunca ilerlerken üstel sönümlenme davranışı göstermektedir ve Eşitlik 4.9 ile ifade edilmektedir. Bu ifade, gama ışınlarının gelen ışın demetinden ayrılarak detektör içerisinde soğurucu malzemeyle etkileşime girme olasılığının bir fonksiyonu olarak da tanımlanmaktadır [27].

$$I = I_0 e^{-\mu t} \quad (4.9)$$

Eşitlik 4.9'da yer alan nicelikler; μ = detektör malzemesinin kütle sönümlenme katsayısı, t = detektörün kalınlığı, I = radyasyon şiddeti (geçiş yapan foton sayısı), I_0 = soğurucu olmadan radyasyon şiddeti miktarıdır.

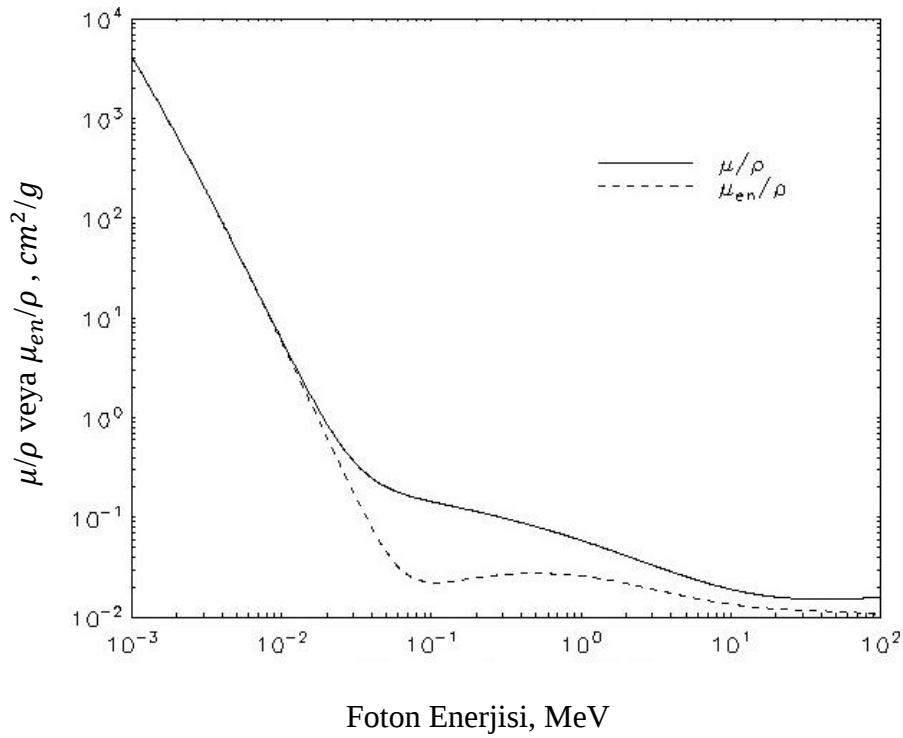
Detektör; doğrudan kaynak ve ikincil gama ışınlarının tamamına tepki göstermektedir. Yukarıda bahsi geçen 59.5 keV enerjili fotonların soğurucudan geçerek detektör malzemesi tarafından algılanabilme olasılığı göz önüne alınmalıdır. Dolayısıyla, gama ışını doz hızı hesaplamalarına da dahil edilmelidir. Bu doz hızı, detektörün geometrik yapısı sebebiyle parçacığın enerjisine bağlı olarak ifade edilmektedir.

Çizelge 4.4'te 0.0595 MeV'da LiF için kütle soğurma katsayısı, NIST kütüphanesinde yer alan enerji değerlerine karşılık X ışınları için kütle enerji soğurma katsayıları verileri gösterilmektedir.

Çizelge 4.4. NIST LiF X ışını Kütle Enerji Soğurma Katsayıları [28]

Enerji (MeV)	μ/ρ (cm ² /g)	μ_{en}/ρ (cm ² /g)
1.00000E-03	4.200E+03	4.175E+03
1.50000E-03	1.467E+03	1.460E+03
2.00000E-03	6.698E+02	6.667E+02
3.00000E-03	2.135E+02	2.121E+02
4.00000E-03	9.282E+01	9.188E+01
5.00000E-03	4.815E+01	4.742E+01
6.00000E-03	2.802E+01	2.742E+01
8.00000E-03	1.187E+01	1.142E+01
1.00000E-02	6.101E+00	5.733E+00

Şekil 4.4'te Çizelge 4.4'ün oluşturulmasında kullanılan LiF X ışını kütle enerji soğurma katsayı eğrisi gösterilmektedir.



Şekil 4.4. NIST LiF X ışını Kütle Enerji Soğurma Katsayı eğrisi [28]

0.0595 MeV'da LiF için hesaplamalarda kaynağın içerisinden kaçan gama ışınlarının doz hızına katkısının tespiti için deneyde kullanılan Am-Be nötron kaynağı MCNP5 ile modellenmektedir. Simülasyon girdi dosyaları oluşturulurken deneyde kullanılan Am-Be nötron kaynağının bilinmeyen kaynak katmanları için benzer standartlardaki bir Am-Be

kaynak özelliklerinden yararlanılmaktadır¹⁰. Modelleme sonucunda Be⁹ ile tepkimeye girmeden kaynaktan kaçarak detektöre ulaşan fotonların oranı yaklaşık olarak 5.587×10^{-3} tespit edilmiştir¹¹. Bu oran, hesaplamalarda çarpan olarak yer almaktadır.

Am²⁴¹ kaynağından kaçan gama ışınlarının LiF-TLD100 kristali tarafından algılanması neticesinde doz katkısı belirlenirken, foton doz hızı hesabında Eşitlik 4.2'den yararlanılabilir;

HIZLI GAMA DOZ HIZI

$$= F6 \text{ SONUÇLARI} \times \left[0.359 \frac{\text{bozunma}}{\text{sn}} \times 3.7 \times 10^{10} \frac{\text{sn}}{\text{bozunma.Ci}} \right] \times 0.005587 \\ \times 16 \text{ Ci} \times 3 \times 10^3 \times 1.6021773 \times \frac{10^{-13} \text{ J}}{\text{MeV}} \times \frac{10^3 \text{ gr}}{\text{kg}} \quad (4.10)$$

$$\text{HIZLI GAMA DOZ HIZI} = F6 \text{ SONUÇLARI} \times 570.72 \text{ mGy/sn} \quad (4.11)$$

Eşitlik 4.10'da ²⁴¹Am için radyasyon şiddeti $0.359 \frac{\text{bozunma}}{\text{sn}}$ 'dir. LiF-TLD100 kristali bombardıman değerleri için hızlı gama doz hızı hesabında Çizelge 4.2'de MCNP5 0.0595 keV mod p doz değeri F6 sonucu olarak kullanılmaktadır. Hızlı gama doz hızı aşağıdaki eşitlik ile elde edilmektedir.

$$\text{HIZLI GAMA DOZ HIZI} = 5.2197 \times 10^{-6} \times 570.72 \frac{\text{mGy}}{\text{sn}} = 29.79 \times 10^{-4} \frac{\text{mGy}}{\text{sn}} \quad (4.12)$$

4.1.2.3. 4.438 MeV Enerjili Gama Işınlarının Doz Hızı Hesabı

Am-Be nötron kaynağında düşük nötron bağlama enerjili Be⁹ çekirdeklerinin Am²⁴¹ izotopunun yayımladığı alfa parçacıkları ile etkileşimi sonucu kaynaktan nötron salınırken ki ara durumda oluşan kararsız C¹² bileşik çekirdekleri, nötron salımı ile birlikte çeşitli enerjilerde gama ışını yayınlayarak kararlı hale geçerler. Deneyde kullanılan Am-Be kaynağından çıkan karışık radyasyon dozimetrisinin belirlenebilmesi için kaynağın gama/toplam nötron oranının tespiti önem teşkil etmektedir. Bu oranda kaynağın fiziksel yapısı, kimyasal ve izotop bileşenleri, aktif bölgesinin sıkıştırılmış yoğunluğu, mühürlenmesi, aktivitesi gibi pek çok özellik etkilidir [30]. Am-Be nötron kaynağı için ⁹Be (α, n) ¹²C etkileşiminde C¹² izotopunun birincil uyarı durumunda yayınlamış olduğu 4.438 MeV'luk gama ışınları temelde en çok bilinen gama radyasyonu etkileşimidir.

¹⁰ Modellemede [17]'de açıklanmayan katman ve kaynak malzeme bilgisi için [29]'dan yararlanılmaktadır.

¹¹ Am-Be nötron kaynağının iç yapısı Monte Carlo metodu kullanılarak modellenmiştir.

$$\alpha + {}^9_4\text{Be} \rightarrow {}^{13}_6\text{C}^* \rightarrow \left\{ \begin{array}{l} n_0 + {}^{12}_6\text{C} + \gamma_1 [Q = 5.701 \text{ MeV}] \\ n_1 + {}^{12}_6\text{C} + \gamma_1 [Q = 1.262 \text{ MeV}, E_{\gamma_1} = 4.438 \text{ MeV}] \\ n_2 + {}^{12}_6\text{C} + \gamma_1 + \gamma_2 [E_{th} = 2.821 \text{ MeV}, E_{\gamma_2} = 3.216 \text{ MeV}] \\ n_3 + {}^{12}_6\text{C} + \gamma_3 [E_{th} = 5.691 \text{ MeV}, E_{\gamma_3} = 9.641 \text{ MeV}] \end{array} \right\} \quad (4.13)$$

[14]

Yüksek aktiviteli AmBe₁₃ kaynak tipine yönelik yapılan çalışmalarda (Mowlavi ve Koohi-Fayegh 2004) enerji spektrumuna karşılık elde edilen radyasyon yoğunluğu değerleri yer almaktadır (Çizelge 4.5).

Çizelge 4.5. Am-Be kaynağının nötron ve gama yayımının alfa parçacığına oranı [30]

Parçacık	Enerji(MeV)	Radyasyon Yoğunluğu ($\times 10^{-6}$)	Yayımlandığı Element
n	Spektrum (0-12)	70	${}^9\text{Be}(\alpha, n)$ reaksiyonu
γ	4.438	41.7	
γ	0.0595	3.59E+05	${}^{241}\text{Am}$
γ	0.0263	2.41E+04	

Çizelge 4.5'te belirtilen değerler referans alınarak deneyde kullanılan nötron kaynağının gama yayımlama oranı belirlenmektedir. Bu sayede gama radyasyonu için Ci başına saniyede yayımlanan parçacık sayısı hesaplanmaktadır. Ayrıca, Am-Be kaynağıyla yapılan diğer akademik çalışmalarda deney ve teorik hesaplamalardan Am-Be nötron kaynağından Am²⁴¹ elementinin yayımlamış olduğu alfanın Be ile etkileşiminden oluşan kararsız C¹³ elementinin kararlı hale geçerken yayımlamış olduğu 4.438 MeV enerjili gama ışını için elde edilen yayımlama oranı (R) verilerinin tamamı Çizelge 4.6'da gösterilmektedir.

Çizelge 4.6. 4.438 MeV Enerjili Gama/ Nötron Oranı kıyaslaması [14]

Form	α Aktivitesi	Oran Değeri (R)	γ Detektörü	n Ölçümü	Yıl	Çalışma
AmO ₂ -Be	500 mCi	0.573±%5.9	Ø 75 × 75 mm NaI(Tl)	MnSO ₄	2007	Zhenzhou Liu, Jinxiang Chen, Pei Zhu, Yongming Li, Guohui Zhang
		0.57±%10	Hesaplama			
AmBe ₁₃	1.49x10 ¹¹ Bq	0.596±%2.8	Ø 2" × 2" NaI(Tl)	Geiger ve Van der Zwan (1975) den alıntı	2004	Mowlavi ve Koochi-Fayegh (2004)
AmO ₂ -Be	3.0 mCi	0.591±%2.6	101 cm ³ HPGe	MnSO ₄	1989	Croft (1989)
		0.566±%10	Hesaplama			
AmO ₂ -Be	500;40;5 mCi	0.56±%6	Ø 3" × 3" NaI(Tl)	MnSO ₄	1986	Kamboj ve Shahani (1986)
		0.58±%10	Hesaplama			
AmBe ₁₃	30 mCi	0.75±%15	Ø 5" × 4" NaI(Tl)	Kaynak üretici tarafından	1970	Venkataraman (1970)
		0.73	Hesaplama			
AmBe ₁₃		0.59±%10	Hesaplama		1968	Van der Zwan (1968)

Çizelge 4.5'te yer alan 4.438 MeV enerjili gama ışınlarından elde edilen radyasyon yoğunluğu miktarının aynı kaynak için nötron radyasyon yoğunluğuna oranı aşağıdaki gibidir;

$$R = \frac{\gamma}{n} = \text{yayımlama oranı} = \frac{41,7/10^6}{70/10^6} = 0.596 \quad (4.14)$$

Eşitlik 4.14'ten elde edilen R değeri, aktivite başına saniyede oluşan parçacık sayısı bilinen nötron kaynağının oluşturduğu 4.438 MeV enerjili foton miktarından doğan radyasyon doz hızının hesabı aşağıdaki gibidir;

4.438 MeV GAMA DOZ HIZI

$$\begin{aligned}
 &= F6 \text{ SONUÇLARI} \times 1.6021773 \times \frac{10^{-13} J}{MeV} \times \frac{10^3 gr}{kg} \times 2.2 \times \frac{10^6 n}{sn. Ci} \\
 &\times 16 Ci \times 10^3 \times 0.596 \\
 &= F6 \text{ SONUÇLARI} \times 3.36 mGy/sn
 \end{aligned} \quad (4.15)$$

Kısım 3.2'de gerçekleştirilen deneyde kullanılan LiF-TLD100 kristalleri bombardıman değerleri için 4.438 MeV enerjili gama doz hızı hesabı gerçekleştirilmektedir. Eşitlik 4.15'te F6 sonuçları yerine Çizelge 4.2'de MCNP5 simülasyonundan elde edilen 4.438 enerjili mod p doz değeri alınmıştır.

$$4.438 \text{ MeV GAMA DOZ HIZI} = 9.8457 \times 10^{-5} \times 3.36 \frac{mGy}{sn} \\ = 33.08 \times 10^{-5} mGy/sn \quad (4.16)$$

4.2. Kısım 3.3. LiF-TLD100 Kristali + B₄C Levhası Işınlanması için Doz Hızı Hesabı

4.2.1. Nötron ve Gama Doz Hızı Hesapları

Kısım 3.3'te yer alan LiF-TLD100 kristalinin B₄C plakası ile ışınlaması deney düzeneğinin modellenmesi sonucu elde edilen birim kütlede parçacık başına soğurulan ortalama enerji değerleri Çizelge 4.7'de yer almaktadır. Plakaların nötron dozuna etkisinin görülebilmesi için MCNP6 ile de farklı parçacık sayısında programlama yapılmıştır.

Çizelge 4.7. LiF-TLD100 Kristali + B₄C Levhası için F6 kart sonuçları

Parçacık Tipi	MCNP5 ¹²	MCNP6 ¹³
Nötron modu (n)	6.1559×10^{-3}	4.9455×10^{-3}
Hata oranı (%)	0.1709	0.0544
Foton modu (p)	4.2065×10^{-5}	3.3441×10^{-5}
Hata oranı (%)	0.2430	0.0646
4.438 MeV (p)	9.7412×10^{-5}	9.7155×10^{-5}
Hata oranı (%)	0.0511	0.0418
0.059 MeV (p)	5.2289×10^{-6}	5.2425×10^{-6}
Hata oranı (%)	0.0564	0.0419
(n, α) modu	-	0.000

LiF-TLD100 kristali + B₄C levhası için nötron doz hızı Eşitlik 4.3'ten yararlanılarak hesaplanmaktadır. Eşitlik 4.3'te F6 sonuçları yerine Çizelge 4.7'de hata oranı düşük olan MCNP6 simülasyonundan elde edilen mod n doz değeri alınmıştır.

$$NÖTRON DOZ HIZI = 4.9455 \times 10^{-3} \times 5.64 = 27.89 \times 10^{-3} mGy/sn \quad (4.17)$$

LiF-TLD100 kristali + B₄C levhası ile yapılan MCNP simülasyonu için termal nötron yakalama gama doz hızı hesabı Eşitlik 4.7'den yararlanılarak yapılmaktadır. Eşitlik 4.7'de F6 sonuçları yerine Çizelge 4.7'de hata oranı düşük olan MCNP6 simülasyonundan elde edilen mod n doz değeri alınmıştır.

$$TERMAL NÖTRON YAKALAMA GAMA DOZ HIZI = 3.3441 \times 10^{-5} \times 5.64 \frac{mGy}{sn} \\ = 18.86 \times 10^{-4} mGy/sn \quad (4.18)$$

¹² nps= 2000000 için birim kütlede parçacık başına soğurulan ortalama enerji (MeV) değerleridir.

¹³ nps=3000000 için birim kütlede parçacık başına soğurulan ortalama enerji (MeV) değerleridir.

Am^{241} 59.5 keV enerjili hızlı gama ışınlarının doz hızı hesabı Eşitlik 4.10'da F6 sonuçları yerine Çizelge 4.7'de hata oranı düşük olan MCNP6 simülasyonundan elde edilen 0.0595 keV mod p doz değeri alınarak aşağıdaki gibi hesaplanmaktadır;

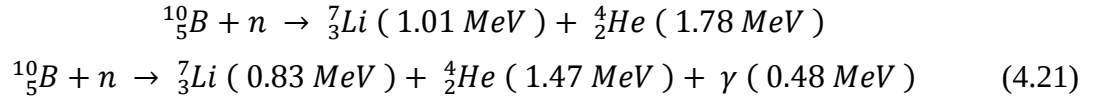
$$\text{HIZLI GAMA DOZ HIZI} = 5.2425 \times 10^{-6} \times 570.72 \frac{\text{mGy}}{\text{sn}} = 29.91 \times 10^{-4} \frac{\text{mGy}}{\text{sn}} \quad (4.19)$$

4.438 MeV enerjili gama doz hızı hesabında Çizelge 4.7'de hata oranı düşük olan MCNP6 simülasyonundan elde edilen 4.438 MeV mod p doz değeri alınmıştır. Aşağıdaki eşitlik ile, elde edilen gama doz hızı belirtilmektedir;

$$\begin{aligned} 4.438 \text{ MeV GAMA DOZ HIZI} &= 9.7155 \times 10^{-5} \times 3.36 \frac{\text{mGy}}{\text{sn}} \\ &= 32.64 \times 10^{-5} \text{ mGy/sn} \end{aligned} \quad (4.20)$$

4.2.2. Bor Nötron Yakalama Alfa Doz Hızı Hesabı

Bor malzemesinin nötron yakalama etkileşimleri ile oluşturduğu gama ışınlarının yanı sıra, 1.47 MeV ve 1.78 MeV enerjili alfa ışınlarından LiF-TLD100 kristali içerisine ulaşanlardan detektör malzemesinin algıladığı doz hızı katkısı da mevcuttur.



MCNP6 simülasyonunun alfa takibi özelliğinden yararlanılarak yukarıdaki eşitliklerden elde edilen alfa parçacıklarının kristal içerisinde soğurulan enerjisi tespit edilebilmektedir. Deney düzeneği modellemesi için bu değer 0 MeV/gr olarak elde edilmektedir.

Çizelge 4.8 ve Çizelge 4.9'da SRIM/TRIM kodundan elde edilen alfa parçacıklarının LiF-TLD100 kristali içerisinde tahmini ilerleme verilerinin bir kısmı belirtilmektedir. Bu veriler kullanılarak MCNP6 verisinin yanısıra, Monte Carlo metodu ile de belirlenen bor karbür levhanın nötron yakalaması sonucu oluşan alfa parçacığının LiF-TLD100 detektörüne isabet eden ortalama enerji değeri elde edilmiştir. Ve bu değer 0.4058×10^{-6} MeV (standart sapma değeri: % 0.332) olarak hesaplanmıştır. Monte Carlo simülasyonunda, Eşitlik 4.21'de ifade edilen reaksiyonların oluşma olasılıkları göz önünde bulundurulmuştur. 1.47 MeV enerjili alfa parçacığının reaksiyon sonucu oluşma olasılığı % 6, 1.78 MeV enerjili alfa parçacığının oluşma olasılığı % 94'tür.

Çizelge 4.8. SRIM/TRIM menzil verilerinden B₄C içerisinde alfanın aldığı yol değerleri

İyon Enerjisi	dE/dx Elektron	dE/dx Çekirdek	Tahmini Menzil	Eksene Dağılım	Yanal Dağılım
10,00 keV	1,233E+01	1,582E+00	708 A	223 A	205 A
100,00 keV	3,392E+01	3,194E-01	4114 A	447 A	553 A
500,00 keV	5,174E+01	8,713E-02	1,27 µm	630 A	827 A
1,00 MeV	4,733E+01	4,856E-02	2,26 µm	888 A	997 A
2,00 MeV	3,562E+01	2,677E-02	4,71 µm	1571 A	1333 A
5,00 MeV	1,973E+01	1,202E-02	16,51 µm	6240 A	2890 A
10,00 MeV	1,169E+01	6,507E-03	50,75 µm	2,15 µm	7429 A

Çizelge 4.9. SRIM/TRIM menzil verilerinden LiF içerisinde alfanın aldığı yol değerleri

İyon Enerjisi	dE/dx Elektron	dE/dx Çekirdek	Tahmini Menzil	Eksene Dağılım	Yanal Dağılım
10,00 keV	6,248E+00	1,419E+00	999 A	433 A	377 A
100,00 keV	2,108 E+01	3,009E-01	6710 A	1080 A	1272 A
500,00 keV	3,962E+01	8,348E-02	1,88 µm	1381 A	1847 A
1,00 MeV	3,976E+01	4,675E-02	3,11 µm	1625 A	2121 A
2,00 MeV	3,234E+01	2,588E-02	5,88 µm	2237 A	2575 A
5,00 MeV	1,896E+01	1,167E-02	18,39 µm	6824 A	4458 A
10,00 MeV	1,144E+01	6,332E-03	53,41 µm	2,22 µm	9931 A

B₄C levhanın termal nötron yakalaması sonucu oluşan reaksiyonlar neticesinde alfa doz hızı Eşitlik 4.7'den yararlanılarak aşağıdaki gibi hesaplanmaktadır.

$$\begin{aligned}
 \text{TERMAL NÖTRON YAKALAMA ALFA DOZ HIZI} &= 0.4058 \times 10^{-6} \times 5.64 \frac{mGy}{sn} \\
 &= 2.28 \times 10^{-6} mGy/sn \quad (4.22)
 \end{aligned}$$

Monte Carlo simülasyonundan elde edilen veride ki hata parametrelerinin etkisi fazla olduğundan MCNP6 simülasyonunda elde edilen sonuç ile doz hızı katkısı hesaplanmıştır.

$$\begin{aligned}
 \text{TERMAL NÖTRON YAKALAMA ALFA DOZ HIZI} &= 0 \times 5.64 \frac{mGy}{sn} \\
 &= 0 mGy/sn \quad (4.23)
 \end{aligned}$$

SONUÇLAR VE TARTIŞMALAR

Silindir şeklindeki LiF-TLD100 kristalinin kaynak şiddeti bilinen bir Am-Be nötron kaynağı içeren ışınlama sisteminde tek başına ışınlanması ve aynı düzeneğe LiF-TLD100 kristalinin önüne B₄C levhası yerleştirilerek ışınlanması ile farklı sürelerde gerçekleştirilen deneylerde (sırasıyla Kısım 3.2 ve Kısım 3.3'te açıklanmaktadır), Am-Be nötron kaynağının yayımlamış olduğu nötron ve fotonların algılanması incelenmiştir. MCNP5 simülasyon programı ile deney düzeneği benzer şekilde modellenerek silindirik LiF-TLD100 kristali içerisinde soğurulan nötron ve gama radyasyon dozları hesaplanmıştır. Bununla birlikte soğurulan toplam doza katkısı olduğu bilinen alfa parçacıklarının da aynı modelin MCNP6 programıyla simüle edilmesi ile incelenmesi amaçlanmıştır. Deneylerde elde edilen veriler analiz edilerek hesaplamalarla karşılaştırılmıştır.

Deneyin ilk aşaması olan LiF-TLD100 kristallerinin farklı süreler boyunca ışınlanması, MCNP5 simülasyon programı ile modellenmiştir. Programdan birim kütle başına soğurulan enerji verisi (F6 kart çıktısı) zamandan bağımsız şekilde simülasyon çıktısı olarak alınmış, daha sonrasında soğurulan radyasyon dozuna geçilirken katsayı çarpanları aracılığıyla ışınlanan zamanla ilişkilendirilmiştir. Yapılan hesaplamaların sonuçları Çizelge 5.1'de yer almaktadır.

Çizelge 5.1. LiF-TLD100 kristali için hesaplanan doz sonuçları

Süre (sn)	Gama Dozu (mGy)	Nötron Dozu (mGy)	Toplam Doz (mGy)
	Termal nötron yakalama gama dozu	²⁴¹ Am 59.5 keV gama dozu	4.438 MeV gama dozu
300	0.0401	0.8937	0.0992
900	0.1202	2.6811	0.2977
1800	0.2405	5.3622	0.5954
3600	0.4810	10.7244	1.1909
Doz hızı	13.36 × 10 ⁻⁵ mGy/sn	29.79 × 10 ⁻⁴ mGy/sn	33.08 × 10 ⁻⁵ mGy/sn
			5.98 × 10 ⁻² mGy/sn

Çizelge 5.1 incelendiğinde toplam doza en önemli katkının soğurulan nötron parçacıklarından geldiği anlaşılmaktadır. Bununla beraber fotonların toplam soğurulan doza katkısını üç başlıkta incelemek mümkündür. Çizelge 5.1'de yer alan nötron parçacığından sonraki ikinci önemli katkı, ışınlama düzeneği içeriğindeki Am²⁴¹ izotopundan gelmektedir. Alfa kaynağı özelliği taşıyan bu izotop bozunarak Np²³⁷

dönüşümü gerçekleştirmektedir. Bu dönüşüm sırasında 59.5 keV enerjili foton yüksek olasılıkla yayımlamaktadır (%84.5). Dolayısıyla, bu foton soğurucudan geçerek detektör malzemesi tarafından algılanabilme olasılığı göz önünde bulundurulmaktadır. Görece düşük olan diğer gama doz katkıları iki farklı etkileşimden temin edilmektedir. Bunlar; düşük nötron bağlama enerjili Be^9 çekirdeklerinin Am^{241} izotopunun yayımladığı alfa parçacıkları ile etkileşimi sonucu kaynaktan nötron salınırkenki ara durumda oluşan kararsız C^{12} bileşik çekirdeklerinin kararlı hale geçerken yayımladığı 4.438 MeV enerjili foton ve termal nötronların etkileşimleri sonucu yayımlanan fotonlardan sağlanmaktadır.

Çizelge 5.2’de LiF-TLD100 kristali için elde edilen ölçülen ve hesaplanan doz sonuçları tahmini belirsizlikleri ile birlikte yer almaktadır.

Çizelge 5.2. LiF-TLD100 kristali için ölçülen ve hesaplanan doz sonuçları

Süre (sn)	Ölçülen Ortalama Değer (mGy) (tahmini belirsizlikleri ile)	Hesaplanan Toplam Doz (mGy) (tahmini belirsizlikleri ile)
300	12.35 ± 4.41	18.973 ± 0.75
900	38.21 ± 14.84	56.919 ± 2.28
1800	75.77 ± 26.58	113.838 ± 4.56
3600	196.40 ± 53.41	227.676 ± 9.12

Çizelge 5.2’de ifade edilen veriler deneysel açıdan ve hesaplamalar açısından ayrı ayrı incelendiğinde sonuçlar arasındaki kıyaslamalar şekillenmektedir. Bu kapsamda ölçüm değerlerindeki belirsizlikler kısmen tespit edilebilmektedir. Bunlardan ilki ışınlama öncesi LiF-TLD100 kristallerinin hazırlanış aşamasıdır. 500 kristal içerisinde rastgele seçilen 20 adet LiF-TLD100 kristali Kısım 3.2’de belirtilen tavlama işlemi sonrası içerisinde kalan artık doz miktarının tespiti için TLD okuyucuda değerlendirilmiştir. 0.1 mm kalınlığındaki TLD-100 için gelen termal nötronun %5-%10 oranda iç soğurması bulunduğu bilinmektedir [3]. Bu sebeple değerlendirme sonucu artık sayım değeri $100 \pm \%10$ aralığında olan 12 adet kristal ışınlamak üzere ayrılmıştır. Bu kristallerin içerisindeki artık doz miktarlarının %0.5 standart sapma ile ortalama 100.70 sayım değerine sahip olduğu tespit edilmiştir. Bununla beraber tavlama sürecinde kristallerin bütün yüzeylerinin eşit miktarda ısıtarak %100 boşalması olası değildir.

Deneysel çalışmalarda etkin ikinci bir tahmini belirsizlik faktörü ise; hesaplamalarda varsayıldığı gibi, kaynağın zırlama malzemesinden dolayı LiF-TLD100 kristallerinin açısal olarak Şekil 3.3’te gösterilen ışınlama düzeneği içerisindeki ışınlama deliklerine ön yüzeyleri her üç kaynağa bakacak yönlerde, hizalı konumlandırılmamış olmasıdır. Görüş

açısının zayıf olmasıyla birlikte kristallerin plastik çubuklar aracılığıyla 3.6 cm çapındaki ışınlama deliklerine yüzeyden yaklaşık 1 m aşağıya yerleştirilmesi gerekmiştir. Bu işlemin bir ışınlama setinde yer alan her üç kristal için de eş zamanlı gerçekleştirilmesi ışınlama süresi açısından son derece önem teşkil etmiştir. Ayrıca, bir TLD kristalinin pasif dozimetre olarak kullanılabilmesi için kabul edilebilir ölçüm aralığı $\pm \%10$ 'dur [31].

Son olarak ölçüm sonuçlarında hesaba katılan belirsizlik, Şekil 3.8, Şekil 3.9, Şekil 3.10, Şekil 3.11, Şekil 3.13 ve Şekil 3.14'te verilen sayım-zaman eğrilerindeki farklılıklardan anlaşıldığı üzere, aynı ışınlama süreleri için tekrarlanan ölçüm sonuçlarından elde edilen standart sapma değeridir. Hesaplanan verilerle kıyaslama yapılabilmesi için aynı sürelerde ışınlama deliklerinde konumlandırılan aynı set içerisindeki her üç kristal için ölçümlerin ortalaması dikkate alınmıştır.

Çizelge 5.2'de belirtilen hesaplama sonuçlarını etkileyen en önemli faktör deney düzeneğinin açıklandığı TAEK raporundaki¹⁴ belirsiz ifadelerdir. Örneğin; bu raporda kaynakların yerden yükseklikleri yaklaşık 16 cm ve kaynakların boyutları yaklaşık 4 cm çapında belirtilmektedir. MCNP simülasyon modellemeleri Kısım 4'te açıklanan ve rapordan referans alınan değerler ile benzer özelliklere sahip başka Am-Be kaynaklarıyla yapılan çalışmalarda¹⁵ değerler kıyaslanarak gerçekleştirilmiştir. Bunlara ek olarak, MCNP ile yapılan simülasyonda deney düzeneği LiF-TLD100 kristalinin kaynak şiddeti bilinen Am-Be kaynaklarına dönük tek yüzeyinden gelen nötronlar baz alınarak modellenmiştir. Ancak; bunun yanında yüksek oranda saçılan parçacıklar da LiF-TLD100 kristali içerisine tüm yüzeylerden giriş yaparak enerjilerini bırakmaktadır. Her ne kadar hesaplamalarda MCNP simülasyon programından elde edilen kristalin tüm hacmi içerisinde birim kütle başına toplam soğurulan enerji değeri kullanılsa da diğer yüzeylerden etkileşimler neticesinde saçılarak gelen parçacıklar ayrıca irdelenmemiş ve saçılan bu parçacıklara dair hesaplamalar deneyin amacı doğrultusunda ihmal edilmiştir.

Ölçümlerde görülmektedir ki; kristalin kaynak içerisindeki konumunda kaldığı süre arttıkça soğurduğu radyasyon dozu orantılı şekilde artmaktadır. Kristalin soğurabildiği enerji miktarı göz önünde bulundurulduğunda dozimetrede verimli şekilde kullanılabilecek nitelikte olduğu anlaşılmaktadır. Ancak; dozimetrenin nötron ve gama karışık radyasyona maksimum duyarlılık limitinin bulunabilmesi için ışınlamalar daha uzun süreyle gerçekleştirilmelidir. Çalışmada kullanılan LiF-TLD100 kristalinin içeriğindeki özellikle

¹⁴ [17]'de belirtilmektedir.

¹⁵ Başlıca [12], [13], [24] ve [29] kaynakları incelenmiştir.

Li⁶ bileşenin nötron parçacığına duyarlılığından dolayı¹⁶, yüksek enerjili nötronların soğurulan doza katkısının hem ölçümlerde hem de hesaplamalarda görüldüğü gibi oldukça etkin olduğu söylenebilmektedir.

Deneyin ikinci aşamasında, LiF-TLD100 kristallerinin kaynaklara çevrili yüzeylerinin önüne B₄C levhalar yerleştirilerek Kısım 3.2’de kullanılan aynı Am-Be nötron ışınlama düzeneğinde farklı süreler boyunca deneyler gerçekleştirilmiştir. Düzenekte yer alan üç ışınlama deliği için LiF-TLD100 kristali ile oluşturulan setlerde, yalnızca iki ışınlama deliğine B₄C levhali kristaller yerleştirilmiştir. Bu işlemin amacı ilk deney aşamasında tek başına LiF-TLD100 kullanılarak gerçekleştirilen deney sonuçları ile arasındaki tutarlılığın gözlemlenmesidir. Işınlanan LiF-TLD100 kristallerin aynı TLD okuyucu ile değerlendirilerek ölçüm sonuçları alınmıştır. Deney düzeneğinin MCNP6 simülasyon programı ile yapılan hesaplamalarının sonuçları Çizelge 5.3’te yer almaktadır. Simülasyonlar MCNP5 programı ile tekrarlanmıştır. Ancak; alfa parçacıklarının etkisinin gözlemlenebilmesi için daha fazla parçacık sayısı ile çalışılan MCNP6 simülasyon sonuçları hesaplamalarda kullanılmıştır.

Çizelge 5.3. LiF-TLD100 kristali + B₄C levhası için hesaplanan doz sonuçları

Süre (sn)	Gama Dozu (mGy)			Alfa Dozu (mGy)	Nötron Dozu (mGy)	Toplam Doz (mGy)
	Termal nötron yakalama gama dozu	²⁴¹ Am 59.5 keV gama dozu	4.438 MeV gama dozu			
900	1.6974	2.6919	0.2937	0	25.101	29.7831
1800	3.3948	5.3838	0.5875	0	50.202	59.5662
Doz hızı	18.86 × 10 ⁻⁴ mGy/sn	29.91 × 10 ⁻⁴ mGy/sn	32.64 × 10 ⁻⁵ mGy/sn	0 × 10 ⁻⁶ mGy/sn	27.89 × 10 ⁻³ mGy/sn	

Çizelge 5.3’te deneyin ilk aşamasında hesaplamalara dahil edilen nötron doz hızı, termal nötron yakalama doz hızı, 4.438 MeV enerjili foton doz hızı ve Am kaynağı içerisinde kaçarak detektöre ulaşan 59.5 keV enerjili foton doz hızının yanısıra, deneyde kullanılan bor malzemesinin nötron yakalama etkileşimleri ile oluşturduğu gama ışınları ile 1.47 MeV ve 1.78 MeV enerjili alfa ışınlarından LiF-TLD100 kristali içerisine ulaşanlardan detektör malzemesinin algıladığı doz hızı, alfa doz hızı, yer almaktadır. Alfa doz hızı hesabında MCNP6 simülasyon programının yanısıra Monte Carlo programıyla belirlenen bor karbür levhanın nötron yakalaması sonucu oluşan alfa parçacığının LiF-TLD100 detektörüne

¹⁶ [1], [2] ve [3] incelenerek ifade edilmiştir. Kısım 2.2’de irdelenmektedir.

isabet eden ortalama enerji değeri 0.4058×10^{-6} MeV (standart sapma değeri: % 0.332) olarak hesaplanmıştır. Ancak; modelleme yapılırken kristale kaynak yönünden gelen parçacıklar dikkate alınmıştır. Kaynak yönü ve şiddeti bilinmediğinden saçılarak diğer açılardan gelenler ihmal edilmiştir. Ayrıca, SRIM/TRIM kodundan elde edilen alfa parçacıklarının LiF-TLD100 kristali içerisinde tahmini ilerleme verilerinden yararlanılmıştır. Ne yazık ki hata oranı yüksek bulunduğu için hesaplamalarda kullanılmamıştır.

Çizelge 5.4'te LiF-TLD100 kristalinin Kısım 3.3'te anlatılan aynı setlere ait ölçülen ortalama doz verileri yer almaktadır.

Çizelge 5.4. LiF-TLD100 kristali + B₄C levhası ve LiF kristali için oluşturulan setlere ait ölçülen ortalama doz verileri

Süre (sn)	LiF-TLD100+B ₄ C için Ölçülen Ortalama Değer (mGy)	LiF-TLD100 için Ölçülen Ortalama Değer (mGy)
900	10.57	37.00
1800	13.37	72.16

Çizelge 5.4'te görüldüğü üzere B₄C levhalar nötron soğurma işlemini gerçekleştirmiştir. Deneyin birinci aşamasında ve ikinci aşamasında oluşturulan setler içerisindeki tek başına ışınlanan LiF-TLD100 kristallerinin aynı sürelerle karşılık gelen ölçüm sonuçları paralellik göstermektedir. Fakat Çizelge 5.4'te belirtilen farklı ışınlama süreleri için elde edilen sonuçlarda belirgin bir sapma söz konusudur ve dozimetre kullanımı açısından bakıldığında ölçümlerdeki sapmalar göz ardı edilememektedir. Çizelge 5.4 incelendiğinde deneylerde oluşturulan B₄C levha setleri yalnızca 900 saniye ve 1800 saniyelik sürelerde ışınlanarak termal ve epitermal nötronlara olan duyarlılık incelenmiştir.

Bununla beraber elde edilen verilerle doğru bir kanıya varılabilmesi için ölçümlerin ve hesaplamaların kendi içerisinde değerlendirilmesi daha sağlıklıdır.

Çizelge 5.5. LiF-TLD100 kristali + B₄C levhası için tahmini belirsizlikleri ile birlikte ölçülen doz sonuçları

Süre (sn)	LiF-TLD100 Toplam Doz (mGy)	LiF-TLD100+B ₄ C Toplam Doz (mGy)	Toplam Dozların B ₄ C Levhalı ve Levhasız Oranları
900	38.21 ± 14.84	10.57 ± 5.54	0.28 ± 0.18
1800	75.77 ± 26.58	13.37 ± 4.91	0.18 ± 0.09

Çizelge 5.5 ve Çizelge 5.6’da belirtilen tahmini belirsizlik oranları deneyin ilk aşamasından elde edilen sonuçların irdelendiği gibi belirlenmiştir. Çizelge 6’da MCNP6 simülasyon çıktısı ile hesaplanan sonuçlar yer almaktadır.

Çizelge 5.6. LiF-TLD100 kristali + B₄C levhası için tahmini belirsizlikleri ile birlikte hesaplanan doz sonuçları

Süre (sn)	LiF-TLD100 Toplam Doz (mGy)	LiF-TLD100+B₄C Toplam Doz (mGy)	Toplam Dozların B₄C Levhalı ve Levhasız Oranları
900	56.92 ± 2.28	29.78 ± 1.19	0.52 ± 0.03
1800	113.84 ± 4.56	59.57 ± 2.38	0.52 ± 0.03

Tezin amacına uygun olarak Çizelge 5.5 ve Çizelge 5.6 incelendiğinde B₄C levhanın beklenildiği gibi hem deneysel olarak elde edilen ölçümlerde hem de hesaplanan verilerde nötron soğurma işlemini başarıyla gerçekleştirdiği belirlenmiştir. Modelleme aşamasında B₄C plakaların her birinin homojen kimyasal yapıda olduğu ve plaka kalınlıklarının yüzeylerde eşit olduğu varsayılmıştır. Giriş bölümünde değinildiği üzere; kullanılan malzemelerin kimyasal yapıları özellikle atom bileşenleri nötron soğurmada önemli rol oynamaktadır. Bununla birlikte deneysel ve teorik modellemede kaynakla deteksiyon malzemeleri 180 ° açı yapacak şekilde yerleştirilerek veriler elde edilmiştir. Ancak; verilerin B₄C levhanın LiF-TLD100 kristali ile temas ettiği tek yüzey ile ilişkilendirilmesi, LiF-TLD100 kristalinin tüm yüzeylerinin B₄C ile kaplanamaması, kullanılan levhaların yeterli incelikte ve kristalle özdeş boyutlarda temin edilememesi ve levha yerleştirilen yüzeylerin sabit tutulamamasından dolayı kristaller ile levha arasında boşluk bulunması ölçümlerde termal nötronların yakalanması sonrası oluşan alfa parçacıklarının detektör malzemesine ulaşamamasına neden olmuştur. Dolayısıyla alfa parçacıklarının hem ölçümlerde hem de hesaplamalarda soğurulan enerji miktarına katkısı söz konusu olamamıştır.

B₄C etkisini daha detaylı incelemek adına Çizelge 5.7’de deneyin ilk aşaması için MCNP5 ile elde edilen B₄C levhasız LiF-TLD100 kristalinin her iki yüzeyindeki toplam nötron akısı verilmektedir. Çizelge 5.8’de deneyin ikinci aşaması için LiF-TLD100’ün B₄C levhasız ve levhalı yüzeylerinin toplam nötron akısı elde edilmiştir. Bununla beraber her iki deney aşaması için de kristal içerisindeki 1 eV seviyesi altındaki ve üstündeki enerji aralıkları için soğurulan enerji miktarı bilgisine ulaşılmıştır.

Çizelge 5.7. LiF-TLD100 kristali için yüzeylerdeki nötron akısı ve kristal içerisinde soğurulan enerji aralıkları¹⁷

LiF-TLD100 Arka Yüzeyi (nötron/cm²)	LiF-TLD100 Ön Yüzey (nötron/ cm²)	LiF-TLD100 0 - 10⁻⁶ MeV Soğurulan Enerji Miktarı (MeV/ g)	LiF-TLD100 10⁻⁶ -10 MeV Soğurulan Enerji Miktarı (MeV/ g)
3.67624×10^{-3}	3.97258×10^{-3}	1.10262×10^{-2}	1.68925×10^{-4}

Çizelge 5.8. LiF-TLD100 kristali + B₄C levhası için yüzeylerdeki nötron akısı ve kristal içerisinde soğurulan enerji aralıkları¹⁸

LiF-TLD100 Arka Yüzeyi (nötron/cm²)	B₄C'lü Ön Yüzey (nötron/ cm²)	LiF-TLD100 0 - 10⁻⁶ MeV Soğurulan Enerji Miktarı (MeV/ g)	LiF-TLD100 10⁻⁶ -10 MeV Soğurulan Enerji Miktarı (MeV/ g)
2.77750×10^{-3}	1.60559×10^{-2}	5.00222×10^{-3}	1.32364×10^{-4}

LiF-TLD100 kristalinin yıllardır üzerinde çalışılan ve mevcut dozimetrelerde yaygın şekilde kullanılan bir detektör malzemesi olarak nötron ve fotonlara duyarlılığı beklenildiği düzeydedir. LiF-TLD100 kristalinin daha istikrarlı doz cevabı verebilmesi için doğru kalibrasyon yöntemleri kullanılarak nötron dozimetresinde kullanılabileceği tespit edilmiştir. Doğal bor içerikli B₄C levhaların nötron soğurma etkisinin incelenmesine bu çalışmada öncelik verilmiştir. Özellikle B₄C malzemesinin yüksek termal ve epitermal nötron soğurma verimliliğine sahip olduğu tespit edilmiştir. Bu da nötrondan kaynaklanan doz miktarının belirlenmesine olanak sağlamaktadır. Bununla birlikte nötron dozimetresinde zenginleştirilmiş bor içerikli daha ince bor karbür levhalar kullanılarak nötron soğurma verimliliği incelemek gelecek çalışmalara yön verecektir.

¹⁷ nps=4000000 için MCNP5 kodu simülasyon sonuçlarıdır.

¹⁸ nps=4000000 için MCNP5 kodu simülasyon sonuçlarıdır.

KAYNAKLAR

- [1] McKinlay, A. F., *Thermoluminescence Dosimetry*, (Medical Physics Handbooks:5), Mile Gross Lane, NR : Adam Hilger, **1981**
- [2] Cameron, J. R., Suntharalingam, N., Kenny, G. N., *Thermoluminescent Dosimetry*, Madison : University of Viscosin, **1968**
- [3] Becker, K., *Solid State Dosimetry*, CRC Press, **1973**
- [4] Malonda, A. G., Carles, A.G., *Handbook of Radioactivity Analysis, Third Edition; Chapter 2 Radioactivity Counting Statistics*, L'Annunziata, M. F., Elsevier Science, ebook, **2012**,
http://books.google.com.tr/books?id=mAfH8KEH3j0C&pg=PA163&hl=tr&source=gbs_toc_r&cad=3#v=onepage&q&f=false
- [5] L'Annunziata, M. F., *Handbook of Radioactivity Analysis, Third Edition; Chapter 1 Radiation Physics and Radionuclide Decay*, Elsevier Science, ebook, **2012**,
http://books.google.com.tr/books?id=mAfH8KEH3j0C&pg=PA163&hl=tr&source=gbs_toc_r&cad=3#v=onepage&q&f=false
- [6] ICRP, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*, ICRP Publication 74, Ann. ICRP 26 (3-4), **1996**
- [7] Shah, M. R., *Development And Characterization Of Neutron-Sensitive Optically Stimulated Luminescence (Osl) Detectors*, M. S. Thesis, Oklahoma State University, **2009**
- [8] EUROPEAN COMMISSION, *Radiation Protection No 152*, EU Scientific Seminer, November, Luxembourg, **2007**,
<http://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/152.pdf>
- [9] Kase, K. R., Bjärngard, B. E., Attix, F. H., *The Dosimetry of Ionizing Radiation Volume I*, Orlando : Academic Press, **1985**
- [10] Douglas, J.A., *The Applications of TL Materials in Neutron Dosimetry*, Environmental and Medical Sciences Division, AERE Harwell, Oxfordshire, August, **1978**, <http://cds.cern.ch/record/119839/files/CM-P00068609.pdf>
- [11] Dowben, P. A., Adenwalla, S., Robertson, B. W., Bai, M., *Boron-Cariide Solid State Neutron Detector And Method Of Using The Same*, Peter Dowben Publications. Paper 75, **2004**,
<http://digitalcommons.unl.edu/cgi/viewcontent.cgi?article=1074&context=physicsdowben>
- [12] Strain, J. E., Leddicottee, G. W., *The Preparation, Properties, and Uses of Americium-241, Alpha-, Gamma-, and Neutron Sources*, OAK RIDGE National Laboratory, August 23, **1962**
- [13] Murata, I., Tsuda, I., Nakamura, R., Nakayama, S., Matsumoto, M., Miyamaru, H., *Neutron and Gamma-ray Source-term Characterization of AmBe Sources in Osaka University*, 599-8531, Progress in Nuclear Science and Technology Volume 4, pp. 345-348, Japan, **2014**, http://www.aesj.or.jp/publication/pnst004/data/345_348.pdf
- [14] Mowlavi, A. A., Koohi-Fayegh, R. *Determination of 4.438 MeV γ -ray to Neutron Emission Ratio from a $^{241}\text{Am}-^9\text{Be}$ Neutron Source*, Applied Radiation and Isotopes 60, p. 959–962, **2004**
- [15] Karabaş, K., *Bor Karbür Üretimi*, Yüksek Lisans Tezi, Dokuz Eylül Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Eylül, İzmir, **2006**

- [16] Hong, N., *An Exploration of Neutron Detection in Semiconducting Boron Carbide*, Degree of Doctor of Philosophy, Faculty of The Graduate Collage of The University of Nebraska, Nebraska, **2012**,
<http://digitalcommons.unl.edu/cgi/viewcontent.cgi?article=1019&context=physicsdiss>
- [17] Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, *3x592 GBq ²⁴¹Am-Be Nötron Işınlama Hücresinde Nükleer Veri Ölçümleri*, Teknik Rapor, **2010**
- [18] Exline, P. R., *Characterization Of Modified Neutron Fields With Americium-Beryllium and Californium-252 Sources*, In Partial Fulfillment of the Requirements for the Degree Master of Science in Nuclear Engineering, Georgia Institute of Technology, August, **2011**
- [19] Krueger, F., *Radiation Physics Note #75 Calibration of Gamma-Ray Sources Used in Instrument, Energy Response Tests*, rev. January 5, **1990**
- [20] NIST, *Special Publication 330*, Taylor, **2001**
- [21] Williams III, R.G., Gesh, C.J., Pagh, R.T., *Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling*, Pacific Northwest National Laboratory, April, **2006**, http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical_reports/pnnl-15870.pdf
- [22] X-5 Monte Carlo Team, *MCNP_A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume I and Volume II*, Los Alamos National Laboratory, **2008**
- [23] Pelowitz, D. B., *MCNP6TM USER'S MANUAL*, Code Version 1.0, Manual Rev. 0, LA-CP-13-00634, May, **2013**
- [24] Gürdal Ş. O., Gündüz Ö., Tombakoğlu M., *Analysis Of Neutron Response Of BeO-Osl Personel Dosimeters*, Second International Conference on Radiation and Dosimetry in Various Fields Of Research RAD2014, **2014**
- [25] Wang J., *Monte Carlo Optimization of Coincidence Prompt Gamma-Ray Neutron Activation Analysis*, Degree of Doctor of Philosophy, Graduate Faculty of North Carolina State University, Raleigh, North Carolina, **2011**,
<http://repository.lib.ncsu.edu/ir/bitstream/1840.16/7951/1/etd.pdf>
- [26] Chechev, V.P., Kuzmenko, N.K., *LNE-LNHB/CEA-Table De Radionuclides*, October 10, **2000** - July 7, **2010**
- [27] Knoll, G. F., *Radiation Detection and Measurement*, 3rd Edition, John Wiley & Sons, Inc., **1999**
- [28] NIST, <http://physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/ComTab/lithiumflu.html>, (Aralık, **2014**)
- [29] Peebles, C. R., Mickael, M., Gardner, R. P., *On Replacing Am-Be Neutron Sources in Compensated Porosity Logging Tools*, Applied Radiation and Isotopes 68, p 926–931, Elsevier Ltd., **2010**,
<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0969804309007313>
- [30] Liu, Z., Chen, J., Zhu, P., Li, Y., Zhang, G., *The 4.438 MeV Gamma to Neutron Ratio for The Am-Be Neutron Source*, Applied Radiation and Isotopes 65, p 1318–1321, **2007**
- [31] Türk Standartları Enstitüsü, *TS EN 62387-1 Radyasyondan Korunma Enstrümantasyonu – Çevresel ve Kişisel İzleme Amacıyla Kullanılan Pasif, Toplayıcı (Entegre Eden) Dozimetri Sistemleri – Bölüm 1: Genel Özellikler ve Performans Kuralları (IEC 62387-1:2007, DEĞİŞTİRİLMİŞ)*, 10 Kasım, **2014**

ÖZGEÇMİŞ

Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı: İlkem Aydoğan
Doğum Yeri: Ankara
Medeni Hali: Bekar
E-posta: ilkemaydogan@gmail.com
Adresi: Olgunlar Caddesi No:45/3 Küçükesat/ANKARA

Eğitim

Lisans: Hacettepe Üniversitesi, Nükleer Enerji Mühendisliği

Yabancı Dil ve Düzeyi: İngilizce-İyi

İş Deneyimi: Mühendis ve Çevirmen-Optimumal Enerji&Elektrik Ltd. Şti. (Ağustos 2011- Kasım 2011), Mühendis, Kalite Yöneticisi ve Laboratuvar Yöneticisi-RADKOR Eğt. Ögt. Sağ. Ür. En. El. Elek. ve Bil. Tek. Ltd. Şti. (Kasım 2011-)

Deneyim Alanları: Monte Carlo Metot, Radyasyon Fiziği, Dozimetri Sistemleri (OSL, TLD, Exremity), Radyasyon Algılama ve Ölçümü, IEC/ISO 17025 Standardı Kalite Yönetim Sistemi

Tezden Üretilmiş Projeler ve Bütçesi: Kişisel Nötron Dozimetrelerinin Tasarımı ve Üretimi (Gazi Teknopark projesi), tahmini bütçe 200.000 TL

Tezden Üretilmiş Tebliğ ve/veya Poster Sunumu ile Katıldığı Toplantılar

1.Aydoğan İ., Yilmazer A., 2015. Use of LiF-TLD100 Detector with B4C filter in Neutron Dosimetry. NENE2015: 24th International Conference Nuclear Energy for Europe, Portorož Slovenya, Eylül 14-17.