

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ

**İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ KALBİ İÇİN
REKONFİGÜRASYON ÇALIŞMASI**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Zeynep BODUROĞLU

Nükleer Araştırmalar Anabilim Dalı

Radyasyon Bilim ve Teknoloji Programı

HAZİRAN 2025

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ

**İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ KALBİ İÇİN
REKONFİGÜRASYON ÇALIŞMASI**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

**Zeynep BODUROĞLU
(302221011)**

Nükleer Araştırmalar Anabilim Dalı

Radyasyon Bilim ve Teknoloji Programı

Tez Danışmanı: Doç. Dr. Tayfun AKYÜREK

HAZİRAN 2025

ISTANBUL TECHNICAL UNIVERSITY ★ GRADUATE SCHOOL

**RECONFIGURATION STUDY FOR THE CORE OF THE ITU TRIGA MARK
II RESEARCH REACTOR**



M.Sc. THESIS

**Zeynep BODUROĞLU
(302221011)**

Department of Nuclear Researches

Radiation Science and Technology Programme

Thesis Advisor: Assoc. Prof. Dr. Tayfun AKYÜREK

JUNE 2025

İTÜ, Lisansüstü Eğitim Enstitüsü'nün 302221011 numaralı Yüksek Lisans Öğrencisi Zeynep BODUROĞLU, ilgili yönetmeliklerin belirlediği gerekli tüm şartları yerine getirdikten sonra hazırladığı “İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ KALBI İÇİN REKONFIGÜRASYON ÇALIŞMASI” başlıklı tezini aşağıda imzaları olan jüri önünde başarı ile sunmuştur.

Tez Danışmanı: **Doç. Dr. Tayfun AKYÜREK**
İstanbul Teknik Üniversitesi

Jüri Üyeleri: **Prof. Dr. İskender Atilla REYHANCAN**
İstanbul Teknik Üniversitesi

Prof. Dr. Tayfun BÜKE
Muğla Sıtkı Koçman Üniversitesi

Teslim Tarihi : 27 Mayıs 2025
Savunma Tarihi : 13 Haziran 2025





Aileme,



ÖNSÖZ

TÜBİTAK 122F488 numaralı kariyer projesini yazarak gelişmemize olanak tanıyan ve bu süreçte bizlerden desteğini, bilgisini, ilgisini esirgemeyen, tecrübelerini aktaran değerli danışmanım Doç. Dr. Tayfun AKYÜREK'e en içten teşekkürlerimi sunarım. Projede çalışma imkanını sunan Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumuna, İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörünün kullanımına izin veren İstanbul Teknik Üniversitesi Enerji Enstitüsüne, Nükleer Denetleme Kurumuna, projede çalışan biz öğrencilere her konuda desteği sağlayan ve yardımcı olan Yük. Müh. Sahip KIZILTAŞ'a, Ar. Gör. Onur ERBAY'a, jüri üyelerimiz Prof. Dr. İskender Atilla REYHANCAN ve Prof. Dr. Tayfun BÜKE'ye, birlikte çalışmaktan keyif aldığım takım arkadaşım Alperen KAYA'ya teşekkür ederim. Hayatım boyunca attığım her adımda yanımda olan, en zor anlarımda bile desteğini bir an olsun eksik etmeyen, sabırla, sevgisiyle beni bugünlere getiren canım aileme ise ne kadar teşekkür etsem azdır.

Haziran 2025

Zeynep BODUROĞLU
(Fizikçi)



İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖNSÖZ	ix
İÇİNDEKİLER	xi
KISALTMALAR	xiii
SEMBOLLER	xv
ÇİZELGE LİSTESİ	xvii
ŞEKİL LİSTESİ	xix
ÖZET	xxi
SUMMARY	xxiii
1. GİRİŞ	1
1.1 Nükleer Enerji ve Nükleer Reaktörler	1
1.3 Çalışmanın Motivasyonu	8
2. TEORİ	11
2.1 Nükleer Yakıtlarda Yanma Oranı Tanımı	11
2.2 Yanma Oranı Hesaplama Yöntemleri	11
2.3 Simülasyon ile Yanma Oranı Hesaplama	15
2.4 Reaktör Kalbinin Yeniden Yapılandırılması ve Kalp İçerisindeki Yakıtların Yanma Oranlarının Rekonfigürasyona Etkisi	16
2.5 Enerji Üreten Reaktörlerde Rekonfigürasyon Yöntemleri	20
2.6 Homojen Güç Dağılımı	25
3. MATERYAL VE METHOD	27
3.1 Deney	27
3.2 HpGe Dedektörü	31
4. SONUÇLAR	35
5. TARTIŞMA	49
KAYNAKLAR	51
ÖZGEÇMİŞ	55



KISALTMALAR

µSv	: MikroSievert
BU	: Burnup
BWR	: Boiling Water Reactor
cm	: Santimetre
eV	: Elektronvolt
GA	: General Atomics
Ge	: Germanyum
HEU	: High Enriched Uranium
HPGe	: High-Purity Germanium
kW	: Kilowatt
LEU	: Low Enriched Uranium
LWR	: Light Water Reactor
m	: metre
MCNP	: Monte Carlo N-Particle
MHTGR	: Modular High Temperature Gas Cooled Reactor
MSTR	: Missouri S&T Reactor
MW	: Megawatt
MWd/t	: Megawatt-gün/ton
NDA	: Non-Destructive Analysis
NMSK	: Nükleer Madde Sayım ve Kontrolü
°C	: Celsius
S&T	: Science and Technology
Si	: Silisyum
TA	: Tahribatlı Analiz
TRIGA	: Training Research Isotopes General Atomics



SEMBOLLER

U	: Bařlangıçtaki Uranyum Atomları
λ	: Bozunma Sabiti
Y	: ^{137}Cs için Fisil Ürün Verimi
k	: Dallanma Oranı
I	: Deneysel Aktivite
N_{ind}	: Fisyon Ürünü Çekirdek Sayısı
m	: Kütle
ϵ	: Mutlak Dedektör Verimi
β	: Normalizasyon Faktörü
N	: Oluřan ^{137}Cs Sayısı
S	: Öz Soğurma Faktörü
T	: Soğuma Zamanı
E	: Salınan Enerji
I_{norm}	: Yakıtın Normalleştirilmiş ^{137}Cs Aktivitesi
A	: Yanma oranı İndikatörünün Aktivitesi



ÇİZELGE LİSTESİ

Sayfa

Çizelge 3.1	: Yakıt elemanları için ortalama normalizasyon faktörü.	34
Çizelge 4.1	: F2 yakıt elemanının yanma oranı hesaplama örneği	36
Çizelge 4.2	: 67 yakıt elemanı için yanma oranı değerleri	40





ŞEKİL LİSTESİ

Sayfa

Şekil 1.1 : İTÜ TRIGA MARK II Reaktör kalbi tasarımı	5
Şekil 1.2 : İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörünün üstten şematik görünümü...	6
Şekil 1.3 : İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörünün soğutma sistemi	7
Şekil 2.1 : Pavia Üniversitesi TRIGA Mark II Araştırma Reaktörünün eski ve yeni kalp konfigürasyonu	17
Şekil 2.2 : Bangladeş Savar TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalp konfigürasyonu	18
Şekil 2.3 : Yeni önerilen konfigürasyonlar	19
Şekil 2.4 : Out-in-loading modeli	21
Şekil 2.5 : Scatter loading modeli	22
Şekil 2.6 : Düşük sızıntı yükleme modeli	22
Şekil 2.7: MHTGR kalbi ve kontrol çubuğu dağılımı	23
Şekil 3.1: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü için taşıma sistemi	25
Şekil 3.2: Yakıt ölçüm kaskı	28
Şekil 3.3: B5 yakıtının 10 dakikalık gama spektrumu	29
Şekil 3.4: D11 yakıtının 10 dakikalık gama spektrumu	29
Şekil 3.5: E15 yakıtının 10 dakikalık gama spektrumu	30
Şekil 3.6: F28 yakıtının 10 dakikalık gama spektrumu	30
Şekil 3.7: Yarı iletken yapısı	32
Şekil 3.8: Algılayıcı yapısı	31
Şekil 3.9: Yarı iletken dedektörün çalışma prensibi	34
Şekil 4.1: D12 yakıt elemanı için kaydedilen radyasyon doz oranının gösterimi	35
Şekil 4.2: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörünün yakıt elemanlarında ¹³⁷ Cs aktivitesi dağılımı	38
Şekil 4.3: ¹³⁷ Cs aktivitesi ile tüm yakıt elemanlarının yanma oranı arasındaki bağlantı	39
Şekil 4.4: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalp içerisindeki yakıt elemanlarının radyal yanma oranı değişimi	39
Şekil 4.5: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalp içerisindeki yakıt elemanlarının yanma oranlarının dağılımı	41
Şekil 4.6: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalbi için önerilen yakıt rekonfigürasyonu şeması	43
Şekil 4.7: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalbi için önerilen yakıt rekonfigürasyonu şeması	44
Şekil 4.8: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalbi için önerilen yakıt rekonfigürasyonu şeması	45
Şekil 4.9: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalbi için önerilen yakıt rekonfigürasyonu şeması	46
Şekil 4.10: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalbi için önerilen yakıt rekonfigürasyonu şeması	47



İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ KALBI İÇİN REKONFİGÜRASYON ÇALIŞMASI

ÖZET

Nükleer yakıtın tüketim miktarını ifade eden yanma oranı açığa çıkan enerji miktarının göstergesi olarak tanımlanır ve nötron parametrelerinin zaman içindeki değişimlerini izlemede büyük öneme sahiptir. Reaktör güvenliği, verimliliği ve işletimi açısından kritik bir parametredir.

Bu tez çalışmasında, 1979 yılından bu yana İstanbul Teknik Üniversitesi'nde sürekli olarak işletilen TRIGA Mark II araştırma reaktörünün çekirdeği için kapsamlı bir deneysel yanma analizi gerçekleştirilmiştir. Çalışmanın birincil amacı, yakıt elemanlarının yanma oranlarını hesaplamak ve elde edilen verilere dayanarak reaktör kalbi için olası yeniden konfigürasyon seçeneklerini önermektir.

Yanma hesaplamalarında geleneksel yöntemlerden farklı olarak bir normalizasyon faktörü kullanılmıştır. 2018 yılındaki çalışmadan referans alınan B5, D18, E14 ve F30 yakıt elemanların her birine ait ^{137}Cs aktiviteleri ile 2024 yılında ölçülen aynı dört yakıt elemanının ^{137}Cs aktiviteleri değerleri arasında bir oran hesaplanmıştır ve ortaya çıkan dört değerin ortalaması alınarak normalizasyon faktörü belirlenmiştir. 2018 yılında her bir yakıt elemanı boyunca üç santimetre aralıklarla aktivite ölçülmüştür ve ortalaması alınmıştır. 2024 çalışmasında ise her bir yakıt elemanının tam merkezinden ölçümler alınmıştır. Aradaki farkı dengeleyebilmek için normalizasyon faktörüne ihtiyaç duyulmuştur. Literatürdeki yanma oranı denklemi genişletilerek de yakıtların yanma oranları belirlenmiştir.

Kullanılan yöntem, doğrudan ölçümlere olan bağımlılığı azaltarak daha tutarlı ve normalize edilmiş bir yanma tahmini yaklaşımı sunmuştur. Toplam 67 yakıt elemanının yanma oranı değerleri yüzde cinsinden hesaplanmıştır. Sonuçlar, reaktör kalbinin merkezine en yakın noktada bulunan B halkasındaki yakıt elemanlarının en yüksek yanma oranı değerlerine sahip olduğunu; bunu sırasıyla D, E ve F halkalarındaki elemanların izlediğini ortaya koymuştur. Yanma oranlarındaki bu farklılıklar, nötron akısı dağılımı ile uyumludur ve uzun vadeli reaktör işletimi açısından reaktör kalbi optimizasyonunun önemini vurgulamaktadır.

Elde edilen bulgular, yanma analizi tekniklerinde önemli bir ilerlemeye işaret etmekte ve reaktör verimliliğini korumak amacıyla yakıt yeniden konfigürasyonunun gerekliliğini ortaya koymaktadır. Farklı yanma seviyelerine sahip yakıt elemanlarının reaktör kalbi içinde yeniden düzenlenmesi, reaktörün işletim ömrünü uzatmak ve reaktör güvenliğini artırmak için potansiyel bir strateji olarak değerlendirilmektedir. Hesaplanan yanma verilerine dayanarak, çalışmanın bir sonraki aşamasında reaktörün mevcut yakıt düzeni ayrıntılı olarak yeniden değerlendirilmiş ve reaktör performansını optimize etmeye yönelik yeni konfigürasyonlar önerilmiştir. Bu değerlendirme, reaktör güvenliği ve işletim performansının artırılmasına önemli katkılar sağlamaktadır.



RECONFIGURATION STUDY FOR THE CORE OF THE ITU TRIGA MARK II RESEARCH REACTOR

SUMMARY

Burnup, which represents the extent of nuclear fuel consumption, is defined as an indicator of the total energy released through fission reactions and plays a significant role in tracking time-dependent changes in neutron parameters. It is considered a critical parameter for ensuring the safety, efficiency, and optimal operation of nuclear reactors. Accurate determination of burnup is essential for fuel management, radiation shielding calculations, waste handling strategies, and overall core monitoring. Although burnup assessments can be performed using both simulation and experimental techniques, experimental approaches are generally preferred in research reactors, especially in long-operating cores with complex histories, due to their greater accuracy and reliability.

The ITU TRIGA Mark II Research Reactor is a operational since 1979 at Istanbul Technical University. Over the decades, numerous simulation studies have been performed on its core to predict neutron behavior and fuel depletion. However, due to the extended duration of operation without any fuel relocation or core reconfiguration, simulations alone may no longer reflect the true state of the reactor. In such cases, experimental burnup measurements become essential to validate existing models and to support future operational decisions.

This thesis addresses the need for a detailed experimental burnup analysis of the ITU TRIGA Mark II reactor core. It is hypothesized that the long-term placement of fuel elements in fixed positions has led to asymmetric neutron flux and non-uniform power distribution within the core. This situation not only limits the efficient use of fuel but also introduces potential thermal and mechanical imbalances, which may compromise safety and shorten reactor life. The primary goal of this study is to evaluate the burnup levels of the fuel elements currently in use and to propose core reconfiguration strategies based on the experimental findings.

In contrast to traditional methods, this study uses a novel approach by introducing a normalization factor into the burnup calculations. This factor was derived by comparing ^{137}Cs activity data for four selected reference fuel elements (B5, D18, E14, and F30) between two time periods—2018 and 2024. In the 2018 study, measurements were performed at three-centimeter intervals along each fuel rod and averaged, while the 2024 data consisted of point measurements taken from the center of each element. To reconcile these methodological differences, a normalization ratio was calculated for each of the four elements and the average of these values was used to scale all 2024 measurements. This technique provided a harmonized basis for comparing burnup values across different years and increased the reliability of the final results.

The burnup analysis was conducted using gamma spectrometry, a non-destructive method that detects and quantifies gamma-emitting isotopes produced during fission. The isotope ^{137}Cs , characterized by its high yield, long half-life (approximately 30 years), and prominent gamma emission at 662 keV, was chosen as the main burnup

indicator. As ^{137}Cs accumulates proportionally with fuel usage, its activity provides a direct measure of the irradiation history of each element. By analyzing ^{137}Cs concentrations in all 67 fuel elements within the core, their individual burnup percentages were calculated with high accuracy.

The results of this analysis revealed a significant gradient in burnup values across the reactor core. Elements located in the B ring, the innermost region near the core center, exhibited the highest levels of burnup, followed by elements in the D, E, and F rings, respectively. This spatial distribution is consistent with neutron flux theory, which predicts higher flux intensities at the center of a cylindrical core, leading to increased fission rates and consequently higher fuel depletion in those regions. The data confirm the presence of operational imbalance, reinforcing the need for re-evaluation of the core configuration.

In the light of these results, it is evident that a reconfiguration of the fuel elements within the core is necessary to improve neutron economy, balance power distribution, and extend the reactor's operational lifespan. Redistributing fuel elements with differing burnup levels could help minimize localized power peaking, improve safety regulations, and facilitate more efficient use of underutilized fuel. In the second phase of the study, a detailed reassessment of the current fuel layout was conducted, and new core configurations were proposed. These configurations aim to create a more uniform flux distribution and reduce thermal stress on heavily irradiated regions, thus enhancing the overall performance and safety of the reactor.

Furthermore, this study demonstrates that using a normalization factor to adjust for methodological differences between measurement periods reduces the dependency on extensive direct measurements and allows for a more practical estimation of burnup levels. By applying this factor, differences arising from measurement intervals and positions were balanced, leading to more consistent and comparable results. The extended burnup equation used in this analysis further supports this consistency.

The methodology developed in this study marks a considerable improvement in the practical application of experimental burnup analysis for research reactors. By reducing dependency on direct measurements and introducing a systematic normalization approach, the study presents a more robust and reliable way to assess fuel history. Moreover, the extended version of the standard burnup equation used in the literature was employed to achieve better alignment between measured activity levels and estimated burnup values. This extension incorporated adjustments to account for varying measurement techniques applied across different campaigns, such as the difference between interval-based averaging and point measurements along fuel rods. The normalization factor derived from comparing ^{137}Cs activity data of selected reference fuel elements across different years effectively compensated for methodological inconsistencies, enhancing the comparability and reliability of the results. Furthermore, gamma spectrometry was utilized as a non-destructive technique to quantify the concentration of ^{137}Cs , a fission product with favorable decay characteristics and long half-life, making it an ideal burnup indicator. By applying this comprehensive methodological framework, the study successfully captured the heterogeneous burnup distribution within the reactor core, revealing significant spatial variations tied to neutron flux gradients. This approach not only improves the accuracy of burnup estimations but also facilitates informed decision-making regarding core reconfiguration, fuel management, and operational safety enhancements for long-running research reactors like the ITU TRIGA Mark II.

In conclusion, this thesis contributes valuable experimental data to support future decisions regarding the ITU TRIGA Mark II reactor. It highlights the importance of integrating empirical measurements with simulation tools to maintain accurate core models and to ensure the safe and efficient operation of research reactors. The methodological approach developed here may also serve as a reference for similar experimental programs in other TRIGA-type reactors worldwide that have not undergone core reconfiguration for extended periods.





1. GİRİŞ

1.1 Nükleer Enerji ve Nükleer Reaktörler

İnsan vücudunun enerjiye olan ihtiyacı gibi, modern toplumların sürdürülebilir bir şekilde varlıklarını sürdürebilmeleri için enerjiye olan ihtiyaçları da giderek artmaktadır. Bu bağlamda, nükleer reaktörler, enerji talebini karşılamak amacıyla geliştirilmiş önemli bir teknoloji olarak öne çıkmaktadır. Gelişen teknolojiyle birlikte, nükleer reaktörler geçmişteki tasarımlarına kıyasla çok daha güvenli hale getirilmiş ve günümüzde elektrik üretiminde kritik bir rol üstlenmiştir. Ayrıca, fosil yakıtların kullanımından kaynaklanan karbon emisyonlarını önlemesi nedeniyle nükleer enerji, yenilenebilir enerji kaynaklarıyla entegre bir şekilde kullanıldığında iklim değişikliğiyle mücadelede sürdürülebilir enerji sistemlerinin içinde rol oynayabilir. Nükleer enerji, proton ve nötronlardan oluşan atom çekirdeğinden salınan bir enerji biçimidir. Bu enerji kaynağı, fisyon ya da füzyondan üretilebilir. Nükleer fisyon, bir atomun çekirdeğinin enerji açığa çıkararak iki veya daha fazla küçük çekirdeğe bölündüğü bir reaksiyondur. Örneğin, bir nötron ^{235}U atomu tarafından yutulduğunda çekirdek, bir baryum çekirdeği, bir kripton çekirdeği ve iki veya üç nötron açığa çıkartmaktadır. Bu ekstra nötronlar, çevredeki diğer ^{235}U atomları tarafından yutularak onların da reaksiyona girmelerine ve çoğalmalarına neden olur. Bu süreç ek nötronlar üretir ve böylece zincirleme reaksiyon meydana gelir. Her reaksiyon gerçekleştiğinde ısı ve radyasyon şeklinde enerji salınımı olur. Isı, kömür, gaz ve petrol gibi fosil yakıtlardan elde edilen ısıнын elektrik üretiminde kullanılmasına benzer şekilde, bir nükleer santralde reaktörün soğutma maddesini, genellikle suyu, ısıtarak buhar üretir. Daha sonra buhar, düşük karbonlu elektrik üretmek için bir elektrik jeneratörünü harekete geçiren türbinleri döndürmek için yönlendirilir [1].

Chicago Pile-1 (CP-1), dünyadaki ilk kendini sürdürebilen nükleer zincirleme reaksiyonu gerçekleştiren reaktördür. Enrico Fermi liderliğindeki bir bilim insanı ekibi tarafından tasarlanmış ve 2 Aralık 1942'de University of Chicago'daki bir kapalı raket sporları sahasının altında başarıyla çalıştırılmıştır. Bu deney, nükleer enerjinin kontrol altına alınabileceğini kanıtlamış ve modern nükleer reaktörlerin temelini atmıştır [2].

İlk endüstriyel ölçekli nükleer reaktör İkinci Dünya Savaşı'nın sona ermesinin ardından 1948'de Tennessee'deki Oak Ridge Laboratuvarı'ndaki X-10 Grafit Reaktörüdür [3]. Bundan sonra, ilk tam ölçekli nükleer santral 1954'te Sovyetler Birliği'ndeki Obninsk nükleer santralidir [4]. Obninsk santrali haricinde en eski olan ve halen daha güç üretimine devam eden nükleer reaktör Kuzey İsviçre'deki Beznau nükleer santralidir. Beznau Nükleer Santrali'nin inşası 1965 yılında başlamıştır ve Beznau 1 reaktörü, 1 Eylül 1969'da enerji üretimine başlamıştır. Beznau 2 ise 1972'de devreye alındı. Santral, Westinghouse tarafından inşa edilmiştir [5].

Dünyada şu an 31 ülkede 440 nükleer santral faaliyettedir ve nükleer enerji dünyanın elektrik ihtiyacının %9'unu karşılamaktadır [6,7]. Nükleer reaktörler, enerji üretiminin yanı sıra eğitim, araştırma ve tıbbi uygulamalar gibi çeşitli alanlarda da kullanılmakta olup, bu tür reaktörlere "araştırma reaktörleri" adı verilmektedir. Dünyada toplamda yaklaşık 180 araştırma reaktörü faaliyet göstermektedir. Güç reaktörlerinin aksine bilimsel keşif ve inovasyon için araç görevi görürler. Reaktör tasarımı ve güvenliği için çok önemli olan radyasyon altındaki malzemelerin davranışını değerlendirmek, malzemelerdeki element bileşimini belirlemek için tahribatsız bir yöntem olan nötron aktivasyon analizi, tanısal görüntülemeye yaygın olarak kullanılan ^{99m}Tc gibi tıbbi izotoplar ve tahribatsız testler için endüstriyel izotoplar üretmek, nötron ışınları kullanarak fizik, kimya, biyoloji ve malzeme bilimi alanındaki çalışmaları kolaylaştırmak gibi uygulamalar araştırma reaktörlerinin birincil kullanımları arasındadır [8]. Yani, nükleer teknoloji ve uygulamaların gelişiminde önemli bir rol oynar. Enerji, sağlık, çevre araştırmaları ve endüstri gibi alanlarda yenilikleri desteklerken, nükleer teknolojinin dünya çapında güvenli ve verimli bir şekilde kullanılmasına katkıda bulunurlar [8]. TRIGA reaktörleri bu amaçlar doğrultusunda en yaygın olarak kullanılan reaktör türlerinden biridir.

1955 yılında Cenevre'de gerçekleştirilen Barışçıl Amaçlarla Atom Enerjisinin Kullanımı konferansı, TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics) reaktörlerinin tasarımının şekillenmesinde önemli bir dönüm noktası olmuştur [9]. Konferans sonrası General Atomics'in kurucusu fizikçi Frederic de Hoffmann, nükleer enerjinin ticari potansiyelini fark ederek General Atomics şirketini kurmuştur. TRIGA tasarım sürecinde ünlü fizikçi Edward Teller, güvenliği temel öncelik olarak benimsemiş ve 'bir grup lise öğrencisine teslim edildiğinde bile zarar görmeyecek bir şekilde çalıştırılabilirmeli' ifadeleriyle bu yaklaşımını dile getirmiştir [10]. TRIGA

reaktörleri hızla popüler hale gelmiş ve kısa sürede dünya çapında çeşitli ülkelerde kullanılmaya başlanmıştır. TRIGA Mark I reaktörü, 3 Mayıs 1958'de San Diego'daki General Atomic tesislerinde ilk kez çalıştırılmış ve 2 Haziran 1958'de bir basın bülteni ile kamuoyuna duyurulmuştur [11]. Aynı yıl, Eylül 1958'de düzenlenen İkinci Birleşmiş Milletler Barışçıl Amaçlarla Atom Enerjisi Kullanımı Konferansı'nda reaktörün bir sergi modeli tanıtılmıştır. 1959-1960 yıllarında ise Dünya Tarım Konferansı'nda (Yeni Delhi) halka açık bir gösterim gerçekleştirilmiş ve reaktör, ABD Başkanı Dwight D. Eisenhower tarafından açılış töreninde çalıştırılmıştır [10]. Bu üç olay, TRIGA reaktörlerinin gelişim sürecinde önemli kilometre taşları arasında yer almaktadır. İlk TRIGA kullanıcıları arasında İtalya, Vietnam ve Demokratik Kongo Cumhuriyeti gibi ülkeler bulunmaktadır [12].

TRIGA reaktörleri; TRIGA Mark I, Mark II ve Mark III olarak ayrılır ve farklı özelliklere sahiplerdir. Örneğin, 1958 yılında geliştirilen TRIGA Mark I, yeraltına monte edilen bir tasarıma sahiptir. Doğal konveksiyonla soğutulan reaktör, eğitim ve temel araştırma amaçlı düşük güç seviyelerinde (10 kW ila 250 kW) kullanılmak üzere tasarlanmıştır. Kompakt kalp yapısı ve doğal güvenlik özellikleri, bu modelin en önemli avantajlarıdır [10].

TRIGA Mark II, Mark I'in modifiye edilmiş, yer üstü bir versiyonudur. Yatay ışınlama kanalları ve grafit termal kolon eklenerek deneysel yetenekleri artırılmıştır. Eğitim ve deneysel araştırmalar için daha geniş bir uygulama alanı sunar. Mark I'den farklı olarak yer üstünde olması, ışınlama deneylerine erişimi kolaylaştırır [10].

TRIGA Mark III ise daha yüksek güç (örneğin, 2 MW) ve gelişmiş deneysel yetenekler için tasarlanmıştır, reaktör kalbinin hareketli tasarımı kullanılarak radyolojik testler gibi daha karmaşık uygulamalara olanak sağlar. Ayrıca, yüksek güçlü darbeleri operasyonlar ve özel deneysel tesisler için uygundur [10].

1.2 İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü

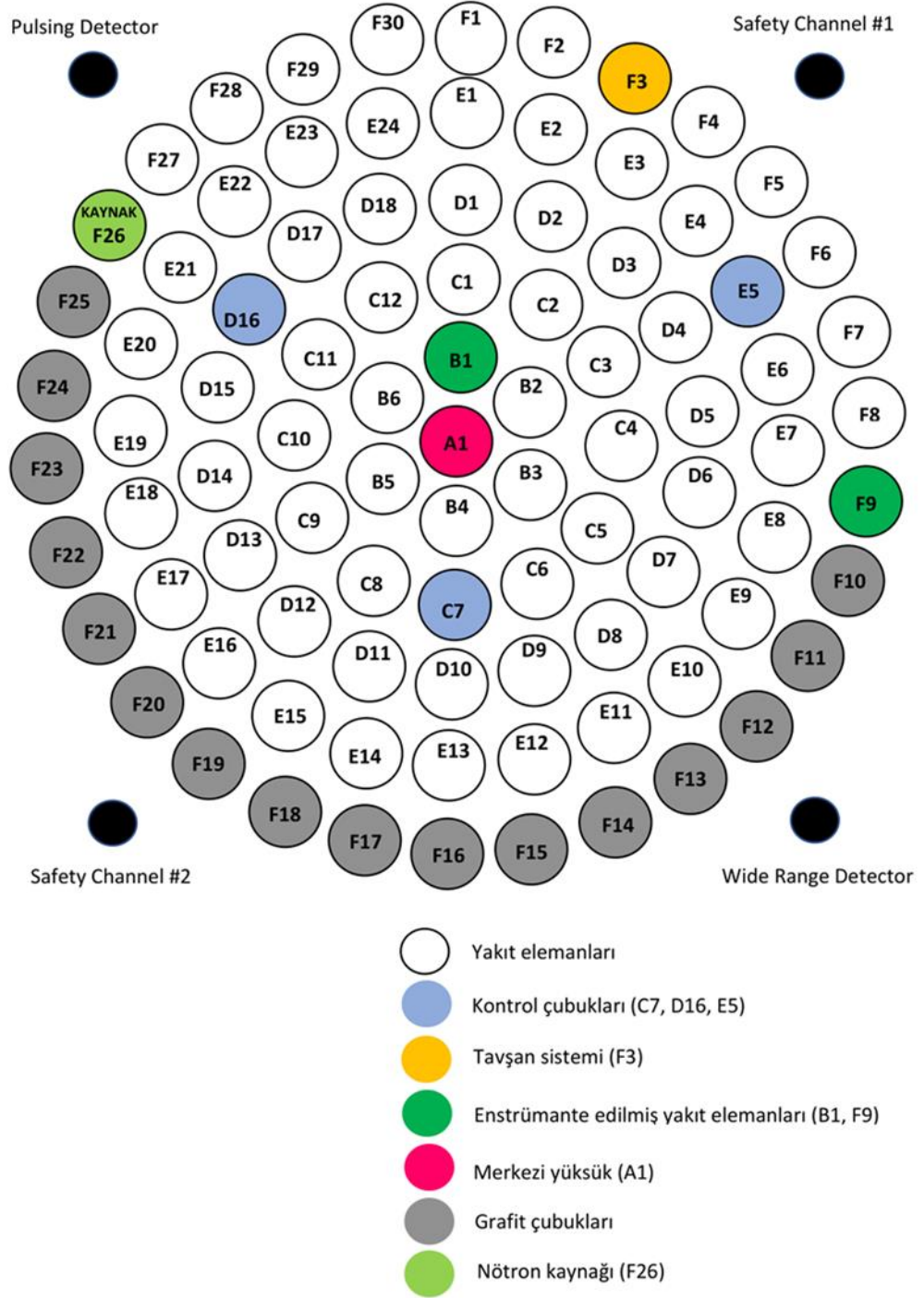
Bu tezde İTÜ TRIGA MARK II araştırma reaktöründeki yakıtların tahribatsız yöntem kullanılarak deneysel yanma analizi yapılmıştır. İTÜ TRIGA MARK II reaktörü, 1979'da kurulmuş olan havuz tipi bir reaktördür. Hafif su tarafından soğutulur, halka şekline sahip grafit düzeneği sayesinde yansıtılır. Reaktör aynı zamanda darbeleri (pulse) çalışma moduna sahiptir. Bu mod, reaktör başlangıçta 1 kW'lık bir güç

seviyesindeyken pozitif adım reaktivite ekleme ile gerçekleştirilir. Adım reaktivite ekleme (step reactivity insertion), kontrol çubuğunun çok kısa sürede çekilerek reaktöre pozitif adım reaktivite kazandırılmasıyla aktive edilir. Böylelikle reaktörde ani reaktivite artışı meydana gelir bu da reaktörde birkaç milisaniye süren ancak megawatt mertebesinde zirve güce ulaşan bir güç darbesi (power pulse) oluşur. Pozitif adım reaktivite ekleme durumunda, kontrol çubukları çekildiğinde nötron absorplayiciler artık bulunmadığından, ani nötronlar hemen üretilir. Ardından gecikmeli nötronların katkısıyla reaktör dengeye ulaşır ve sistem kararlı hâle gelir. Darbeli güç artışı, sıcaklık arttıkça reaktivitenin düşmesi prensibiyle kendiliğinden bastırılır çünkü TRIGA yakıtları, negatif sıcaklık katsayısına sahiptir. Böylece, sistem kararlılığı korunur ve reaktör kısa sürede tekrar düşük güç seviyesine iner. Pulse modu, TRIGA reaktörlerinin güvenilir olmasını sağlayan karakteristik bir özelliğidir [13].

İTÜ TRIGA Mark II reaktörünün maksimum lisanslı tepe gücü yaklaşık 1200 MW ile sınırlıdır [14]. Reaktör kalbi silindirik şeklindedir ve yakıt elemanları arasında doğru boşluk sağlayan iki alüminyum ızgara plakası (64,8 cm dikey aralıklı) ile sınırlıdır. Reaktörün kalp boyutu 45,7 cm çapındadır ve 35,6 cm yüksekliğindedir. 91 tane simetrik delik olup 6 eşmerkezli halka boyunca A'dan F'ye etiketlenmiştir ve her iki ızgarada sırasıyla 1, 6, 12, 18, 24 ve 30 şeklinde konumlanmıştır. Bu konumlar yakıt elemanları, grafit elemanlar, üç kontrol çubuğu olarak adlandırılır. Nötron kaynağı (F4) ve iki ışınlama tesisine sahiptir [10].

Şekil (1.1)'de de görüldüğü gibi F10-F26 arasında kalan bileşenler grafit bileşenleridir. Fisyon olayı sonucunda oluşan nötronların kaçışını önleyerek yansıtıcı özelliği sayesinde nötronları yansıtır ve kalp içinde fisyon oranını artırır. Reaktörü kontrol etmek için reaktör kalbinin etrafında 4 adet dedektör vardır. 2 adet fisyon odası dedektörleri bulunur ve 1 ve 2 numaralı olarak birbirinden bağımsız güvenlik kanallarıdır. 1 adet ise fisyon odası dedektörüne sahip geniş bant kanalı vardır. Bu dedektör, iyon odası tipi bir dedektör olup reaktörün darbeli modda çalışmasını izlemek ve düşük güçten tam güce (250 kW) kadar güvenli bir şekilde kontrol edilmesini sağlar. Reaktördeki sonuncu dedektör ise reaktör darbe işleminin kontrolü için kullanılan darbeli dedektördür ve bu dedektör, iyon odası dedektörüdür [10].

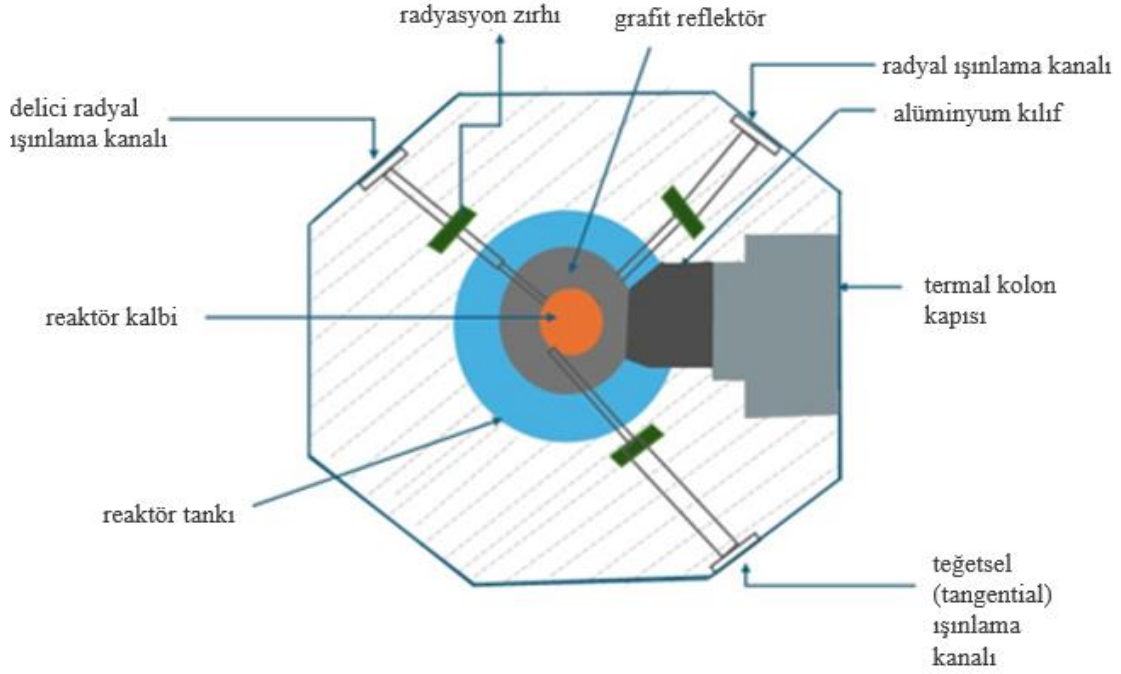
Reaktör havuzu, yaklaşık 2 m çapında ve 6,6 m yüksekliğinde bir alüminyum tanktan oluşur ve içinde yakıtlar bulunan reaktör kalbi, üç giriş portu ve termal kolon bulunur [14].



Şekil 1.1: İTÜ TRIGA MARK II Reaktör kalbi tasarımı [8].

Reaktör havuzunun içerisi hafif su olarak adlandırılan H_2O ile doludur. Koruma kabı ağır beton malzemesinden yapılmıştır. Bu ağır beton malzemesinin içerisinde barit minerali vardır ve betonun yoğunluğunu artırır. Yoğunluğu artan beton, radyasyonu daha iyi engelleyen bir zırh oluşturur. Bu sebeple de reaktör beton zırh ile çevrilidir.

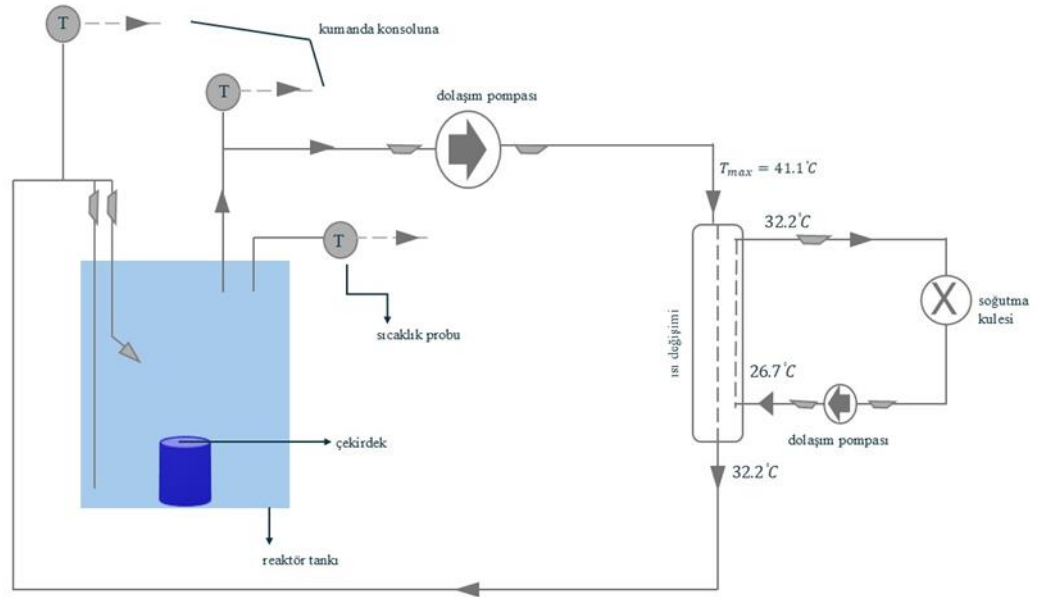
Reaktör, 3 adet ışınlama kanalına sahiptir; delici ışınlama kanalı, radyal ışınlama kanalı ve teğetsel ışınlama kanalı Şekil (1.2)'de gösterilmiştir.



Şekil 1.2: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörünün üstten şematik görünümü.

Radial piercing beam port yani delici radyal ışınlama kanalı; reaktör kalbi ile doğrudan bağlantılıdır ve yüksek nötron yoğunluğu elde edilmek istendiğinde kullanılır. Nötronları doğrudan reaktör kalbinden alır. Radial beam port, radial piercing beam porttan farklı olarak kalp ile doğrudan bağlantılı değildir ve düşük nötron akısının yeterli olduğu durumlarda kullanılır. Teğetsel ışınlama kanalı (tangential beam port) kalp içerisinden doğrudan nötron almak yerine, saçılan nötronları yönlendiren bir kanaldır. Bu kanaldan alınan nötronlar, özellikle nötron radyografisi gibi görüntüleme tekniklerinde kullanılır. Bu tekniklerde, özellikle hidrojen (H), lityum (Li) ve flor (F) gibi hafif elementler ve bu elementler açısından zengin malzemeler daha iyi görüntüleme sağlar. Hidrojen atomları nötronları saçılmaya uğratır; saçılan nötronlar metallerle etkileşerek görüntüleme için uygun kontrast oluşturur. Reaktör tankı ve soğutma devresi toplamda 23,5 m³ soğutucu hacmine sahiptir.

Şekil (1.3)'te görülen reaktörün soğutma sisteminin temel amacı oluşan ısıyı uzaklaştırmak, reaktörde üretilen radyoizotopların taşınmasını sağlamak ve reaktör



Şekil 1.3: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörünün soğutma sistemi [10].

kalbi üzerinde dikey radyasyon koruması oluşturmaktır. Reaktörde oluşan ısı, doğal taşınım yoluyla su tarafından taşınmaktadır. Soğuk su reaktör kalbine tankın alt kısmından girer, reaktör kalbinde fisyon olayı sonucu açığa çıkan ısı sebebiyle soğuk su ısınır ve yoğunluğu azaldığı için yukarı çıkar. Yukarı çıkan sıcak su pompa yardımıyla ısı değiştiricisine gider ve burada soğutulur ve reaktör kalbine geri döner [15]. Yeterli soğutmayı sağlayabilmek için sistemin giriş tasarım sıcaklığı yaklaşık $33^\circ C$ 'dir [6]. TRIGA Mark II reaktörünün kalbi ise; yakıt elemanları, aletli yakıt elemanları, moderatör elemanlar, kontrol çubukları, bir kaynak eleman, bir pnömatik sistem ve bir merkezi yüksükten oluşmaktadır [10]. Ayrıca, reaktör toplamda 69 adet yakıt elemanına sahiptir ve bu yakıt elemanları, $3,63\text{ cm}$ çapında ve 38 cm uzunluğunda paslanmaz çelikten yapılmış silindirlerdir [9].

Yaklaşık %20 ağırlık oranında zenginleştirilmiş ^{235}U yakıtının zirkonyum-hidrit yavaşlatıcı ile homojen bir şekilde karıştırılmasıyla meydana gelen katı yakıt elemanları ile çalışan bir reaktördür. TRIGA Mark II reaktörünün yakıt elemanları uranyum-zirkonyum hidrit alaşımı ($\text{U} - \text{ZrH}_{1.6}$) dir. 1,6 oranı değişebileceği gibi bu oranın olmasının özel bir sebebi vardır. Hidrojen gazı bu yakıt içerisine 1,6 oranında nüfuz ettirilir. Fisyon olayından ortaya çıkan nötronlar hidrojene çarparak enerjilerini çok iyi bir şekilde kaybederler. Çünkü hidrojen atomunun çekirdeğinde bulunan proton iyi bir yavaşlatıcıdır. Yakıtlar ısındıkça hidrojen salınımı artar ve hidrojenin kinetik enerjisi de buna bağlı olarak artar. Fisyon sonucu ortaya çıkan nötronlar

hidrojene çarpamayacağından, aksine hidrojenin kinetik enerjisinin birazını alacağından nötronların enerjisi azalmayacaktır ve fisyon gerçekleşmeyecektir. Bu şekilde reaktörün gücü kontrol edilir. Diğer bir ifade ile bu alaşım ani negatif sıcaklık katsayısına sahip olup herhangi ani güç artışında, sıcaklık artışında ve sıcaklık artışına bağlı yavaşlatıcının yavaşlatma özelliğinin azalmasına, reaktivitenin arttırılması durumunda normal çalışma seviyesine dönmesine neden olur ve bu da reaktör gücünün çok kısa zaman mertebesinde otomatik olarak azalmasını sağlamaktadır. TRIGA reaktörleri bu sebeple kendiliğinden güvenlidir, bu özellik yalnızca bu reaktörlerde mevcuttur [16].

Kontrol çubukları fisyon olayını kontrol etmek için kullanılır. Kontrol çubuklarının emici malzemesi bor karbür (B_4C) kompaktlardan oluşur ve 6061-T6 alüminyum alaşımı ile çevrelenmiştir. Bir kontrol çubuğu sıfırdan maksimum 38.1 cm'ye kadar hareket ettirilebilir [10].

TRIGA Mark II reaktöründe toplam 3 adet kontrol çubuğu bulunmaktadır; güvenlik, ayar ve darbe [9]. Bu kontrol çubuklarının görevleri kısaca şu şekilde tanımlanabilir: güvenlik çubuğu reaktivite ayarı için, darbe çubuğu güç darbeleri ve güvenlik önlemleri için, son olarak da ayar çubuğu çarpma faktörü ayarı için kullanılır [11].

1.3 Çalışmanın Motivasyonu

İTÜ TRIGA Mark II reaktörünün içerisinde bulunan yakıtlar 1979 yılından beri reaktör kalbi içerisinde aynı konumda bulunmaktadır. Uzun süre aynı konumda kalan yakıtların zamanla yanma oranları yükselir ve bu durum reaktör kalbinin merkezi ile kalp kenarları arasında homojen güç dağılımı farkına neden olur. Reaktörlerde güç dağılımının homojen olması yakıt verimliliği açısından önem arz etmektedir. Dengesiz güç dağılımı, sıcaklık artışları, malzeme ömrünün kısılması ve genel güvenlik sorunları sebebiyle risk oluşturmaktadır. Bu sebeple nükleer reaktörlerde belirli periyotlarla yakıt yer değiştirme veya ekleme işlemi yapılmalıdır. İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktöründe 1979 yılından bu yana 45 yıldır herhangi bir rekonfigürasyon işlemi yapılmadığından dolayı kalp içerisindeki homojen dağılım kaybolmuştur. Dengesiz yanma oranları tıpkı dengesiz güç dağılımı gibi yakıt verimliliği ve reaktör güvenliği açısından risk teşkil etmektedir. Reaktörde her bir yakıt elemanının yanma oranlarının bulunması yakıt verimliliğinin sağlanması ve homojen güç dağılımı için bu çalışma önem arz etmektedir. İTÜ TRIGA Mark II

Araştırma Reaktörü üzerinde birçok simülasyon çalışması yapılmış olup bu değerlerin teyit edilmesi ve karşılaştırılması amacıyla tüm kalbi içerecek yeni bir yanma oranı hesaplama ihtiyacı duyulmuştur. Çalışmada, 2018 yılında Akyürek ve çalışma arkadaşlarının gerçekleştirmiş olduğu çalışmadan [17] elde edilen dört yakıt elemanın verileri referans alınmış olup, farklı yeni bir hesaplama yöntemi kullanılarak hesaplanmıştır. Simülasyon yöntemiyle yapılan yanma oranı çalışmalarının beklenen gerçek değerleri vermemesinin nedenleri bölüm 2.3'te ayrıntılarıyla anlatılmıştır. Bu çalışma, İTÜ TRIGA Mark II reaktöründeki tüm yakıt elemanlarının yanma düzeylerini gama spektroskopisi kullanarak değerlendirmeyi amaçlar. Aynı zamanda reaktörün yakıt faydalanma (fuel utilization) ve operasyonel sınırlamaları hakkında daha kesin bilgiler sunmayı hedeflemektedir.



2. TEORİ

2.1 Nükleer Yakıtlarda Yanma Oranı Tanımı

Nükleer reaktörlerde elektrik üretimi, belirli atomların fisyon tepkimesiyle açığa çıkan ısıнын kullanılmasıyla gerçekleşir [18]. Reaktör çekirdeğinde yer alan ve yakıt olarak adlandırılan bu elementler sürekli bölünerek enerji üretir. Yakıtın tüketim miktarını ifade eden yanma kavramı, açığa çıkan enerji miktarının bir göstergesidir. Yanma faktörü, bir reaktörün güvenliği, verimliliği ve işletme süreci açısından kritik bir parametre olarak değerlendirilir [19]. Yanma ölçümü, özel nükleer malzemelerin takibi, yakıtın taşınmadan önce uygunluk belgelendirmesi, kullanılmış yakıtın izlenerek nükleer silahların yayılmasının önlenmesi ve yeni nesil reaktörler için tarihsel yanma analizleri yapılması gibi çeşitli alanlarda yaygın olarak kullanılır [20]. Nükleer yakıt araştırmalarındaki önemi nedeniyle, geçmişte yanma analizi üzerine kapsamlı çalışmalar gerçekleştirilmiştir [21]. Nükleer yakıtlar bir reaktörde fisyon olayını devam ettirdikçe tükenme süreci ilerler ve bu durum yakıtın reaktivitesinde azalmaya yol açar. Reaktivitedeki bu düşüş, bölünebilir nüklitlerin konsantrasyonunun azalması ve nötron soğuran fisyon ürünlerinin miktarının artmasıyla gerçekleşir [22]. Kullanılan yakıtın kontrolünü sağlamak ve reaktivite kaybını hesaba katmak için, yanma kredisini olarak adlandırılan yakıt yanma kredisini verilir. Yanma kredisinin uygulanabilmesi için yakıtın yanma verilerinin elde edilmesi büyük önem taşır.

2.2 Yanma Oranı Hesaplama Yöntemleri

Yanma hesaplamaları, bir nükleer reaktör çekirdeğindeki bağımlı nötron parametrelerinin ve malzeme bileşimlerinin zaman içindeki değişimini izlemeye yöneliktir. Bu hesaplamalar, tahribatsız ve tahrip edici ölçüm yöntemleri olmak üzere iki kategoriye ayrılır.

Tahribatsız analiz (TA), kullanılmış yakıtın yanma ve soğuma süresini belirlemek için gecikmeli nötron ölçümleri veya gama spektroskopisi yoluyla gerçekleştirilebilen yaygın olarak kullanılan bir tekniktir. Birçok tahribatsız analiz yöntemi arasında, yakıt tükenmesinin göstergesi olarak fisyon ürünleri konsantrasyonlarını kullanan TA en popüler yaklaşım haline gelmiştir. Bu geleneksel yaklaşımın hassasiyeti, nötron enerji

spektrumu, nötron akısı dağılımı ve reaktör ve bireysel yakıt düzenekleri boyunca güç yoğunluğu dağılımı gibi parametreler de dahil olmak üzere yakıtın ışınlanma geçmişine ilişkin doğru verilere dayanmaktadır. Tahribatsız analizin aksine tahribatlı analiz yüksek doğruluk sağlar ve detaylı radyasyon geçmişi gerektirmez. Ancak, pahalı laboratuvar altyapısı, karmaşık kimyasal işlemler ve yüksek radyasyon riski nedeniyle yaygın olarak uygulanmaz. Genellikle yakıt numunesinin kimyasal analizi yapılır ve yanma oranı doğrudan belirlenir [20]. Uzun bir ölçüm süresi ve karmaşık ve sezgisel olmayan bir işleme sahip olmasına rağmen, genellikle yardımcı bir yöntem olarak kullanılır. Temel ilke, kullanılmış yakıtı eritmek için ısınının kullanılmasını ve ardından kimyasal analiz veya kütle spektrometrisi analizinin yapılmasını içerir [23]. Gama spektroskopisi, farklı yanma oranı oranı belirleme yöntemlerinde yaygın olarak kullanılan bir tekniktir. Bu yöntemlerin başında ^{137}Cs , ^{134}Cs ve ^{154}Eu gibi uzun yarı ömürlü fisyon ürünlerinin aktivitesine dayalı yanma oranı hesaplamaları gelir. Doğrudan ^{137}Cs aktivitesi ölçülerek yapılan hesaplamalar, en yaygın kullanılan gama spektroskopisi yöntemidir [24]. Yakıt elemanının aksel uzunluğu boyunca yapılan ölçümlerle, yanma oranı dağılımı belirlenebilir. Alternatif olarak, $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ ve $^{154}\text{Eu}/^{137}\text{Cs}$ gibi izotop aktivite oranları kullanılarak yanma oranı tahmin edilebilir, ancak bu yöntem yalnızca düzenli ışınlanma geçmişine sahip reaktörlerde güvenilir [25]. Genellikle bu tür yöntemler bir yanma oranı indikatörü yardımıyla gerçekleştirilir. Nükleer yakıtlarda yanma oranı indikatörü, yakıtın reaktörde geçirdiği süre zarfında tükenmiş olan nükleer yakıtın miktarını belirler. Çünkü fisyon ürünleri her fisyon olayı sonrasında birikir, yakıtların yanma oranları da zamanla artar. Bu sebeple aralarında doğrusal bir ilişki olduğu düşünülür. Bu, genellikle "megawatt-gün/ton" (MWd/t) cinsinden ifade edilir ve reaktördeki enerji üretimi ile yakıtın fiziksel değişimi arasındaki ilişkiyi gösterir [26]. ^{137}Cs rutin bir göstergedir çünkü yayılan gama ışınlarının yakıt ve moderatör katmanlarından geçmesi gerekir ve tespit edilebilirlik için yüksek enerji seviyesine ve önemli bir dallanma oranına sahip bir gama ışını gerekir ve bu ^{137}Cs tarafından karşılanır [19]. Bir izotopun indikatör olabilmesi için 7 özelliği karşılaması gerekmektedir. Bu özellikler; yarı ömür, fisyon verimi, dallanma oranları, üretim modları, termal nötron soğurma kesiti, yakıt matris yayılımı ve gama emisyon olasılığıdır. Gösterge izotopu üretildikten sonra yakıt bölgesinde kalması çok önemlidir, bu nedenle nötron yakalama için kesit alanı mümkün olan en düşük değerleri, tercihen birkaç barn veya daha az aralığında olmalıdır. Daha kısa yarı ömürlü fisyon ürünlerini kullanan iteratif yöntemler,

$^{97}\text{Zr}/^{97}\text{Nb}$, ^{132}I ve ^{140}La gibi izotopların aktivitesine dayalı olarak ışınlama geçmişini bilinmeyen yakıtlar için uygundur. Yaygın olarak gama spektroskopisi yardımıyla Reilley, Makmal, Dennis ve Usman tarafından yapılan çalışmalar, gama spektrometrisi ve nötron ölçümlerine dayalı farklı yanma oranı hesaplama yöntemleri sunmaktadır. İlki Reilley'in yöntemi ^{137}Cs aktivitesini kullanarak yanma oranı hesaplamak için gama spektrometrisine dayalıdır. Yanma oranı, belirli bir fisyon ürününün aktivitesi üzerinden şu denklemlerle belirlenir: [27].

$$BU = 100 \times \frac{\left(\frac{N}{Y}\right)}{U} \quad (2.1)$$

$$N = \frac{I \left(\frac{\text{counts}}{s} \right)}{\epsilon \cdot k \cdot S \cdot \lambda \cdot e^{-\lambda \cdot T}} \quad (2.2)$$

Burada N fisyon ürünü çekirdek sayısını (yakıtta bulunan toplam ^{137}Cs miktarı), I dedektörde ölçülen aktivite, k indikatörün dallanma oranı, ϵ mutlak dedektör verimi, Y fisyon ürünü verimini, S öz soğurma faktörü, λ bozunma sabiti ve T ise yakıtın soğuma zamanını temsil etmektedir. Reilley'in yöntemi, gama spektrometrisi kullanarak ^{137}Cs 'nin zamanla birikimini analiz eder [27]. Makmal ve arkadaşlarının yöntemi, gama spektrometrisi ile ^{137}Cs , ^{134}Cs ve ^{154}Eu fisyon ürünlerinin aktivitesini kullanarak MTR tipi yakıt elemanlarının yanma oranını belirlemeye odaklanmıştır. Yanma oranı, ^{137}Cs aktivitesine dayalı olarak şu denklem ile hesaplanır: [28].

$$BU = \frac{N_{fisyon}}{N_0} \quad (2.3)$$

$$N_{fisyon} = \frac{N_{ind} \times f}{Y} \quad (2.4)$$

Burada N_{fisyon} fisyon geçiren uranyum çekirdek sayısı, N_{ind} gama spektrometrisi ile ölçülen ^{137}Cs aktivitesine dayalı fisyon ürünü çekirdek sayısı, f ışınlama geçmişine

bağlı düzeltme faktörü ve Y ^{137}Cs 'nin fisyon verimidir. Ek olarak, gama spektrometresi ile aktivite ölçümü için şu denklem kullanılmıştır:

$$N_{ind} = \frac{A \cdot e^{-\lambda \cdot t_c}}{\lambda} \quad (2.5)$$

Burada A yanma oranı indikatörü olan ^{137}Cs radyoizotopunun ölçülen aktivitedir ve denklem (2.6) ile ifade edilir, t_c bozunma süresi, λ bozunma sabitidir.

$$A = \frac{R}{Q \cdot \epsilon} \quad (2.6)$$

Verilen parametreleri yerine yerleştirirsek denklem (2.3) aşağıdaki şekilde düzenlenmiş olur.

$$BU = \frac{R \cdot f \cdot e^{-\lambda \cdot t_c}}{N_0 \cdot Y \cdot P \cdot \epsilon \cdot \lambda} \quad (2.7)$$

Makmal ve ark.'ın çalışması, gama spektrometrisi ölçümlerinin ORIGEN2 yanma oranı simülasyonları ile doğrulandığını göstermiştir [27]. Dennis ve Usman'ın geliştirdiği denklem ise Reilley'in temel formülünü alıp, ısılanma süresi, reaktör tarafından üretilen toplam enerji (E), ve fisyon verimi (Y) gibi ek parametreleri dahil ederek daha kapsamlı bir hesaplama modeli oluşturmuştur [28].

$$Yanma\ oranu \left(\frac{MWd}{tHM} \right) = 1,8895 \times 10^{-22} \times E \times \left(\frac{N}{Y} \right) \quad (2.8)$$

E reaktör tarafından üretilen toplam enerji (MeV cinsinden), N Belirli bir fisyon ürününün atom sayısı (örneğin ^{137}Cs), Y bu fisyon ürününün fisyon verimidir. Özellikle, Dennis ve Usman, gama spektrometrisi tabanlı yanma oranı hesaplamalarına reaktörün güç üretimini de ekleyerek yanma oranı tahminlerini enerji bazında doğrulamışlardır. Bu sayede:

- Yanma oranı hesaplamalarında reaktör işletme koşullarının doğrudan dahil edilmesi sağlanmıştır.
- Enerji çıkışına bağlı olarak fisyon ürünleri ile yanma oranı arasındaki ilişki daha hassas şekilde modellenmiştir.

Makmal ve arkadaşlarının yöntemi ile ORIGEN2 gibi yakma kodları arasındaki farklar daha iyi analiz edilmiştir.

2.3 Simülasyon ile Yanma Oranı Hesaplama

Gama spektroskopisi ayrıca Monte Carlo simülasyonları ile birleştirilerek, ölçülen gama verilerinin detektör konumu ve gölgeleme etkileri dikkate alınarak daha hassas hale getirilmesini sağlayan yöntemlerde de kullanılabilir. Nükleer reaktörlerde yanma oranının doğru belirlenmesi, kalp konfigürasyonu ve güvenlik analizi açısından kritik öneme sahiptir. Ancak, yanma hesaplamalarının simülasyon tabanlı yöntemlerle yapılması, çeşitli hata kaynakları nedeniyle güvenilir olmayan sonuçlar üretebilmektedir. Örneğin güç verilerinin hatalı modellenmesi yüzünden Missouri S&T Reaktörü için yapılan çalışmada, günlük güç değişimleri ve kısa süreli duruşlar modellenmediği için kısa ömürlü fisyon ürünlerinin bozunma süreci yanlış hesaplanmış ve izotopik dağılım hatalı çıkmıştır. Bu durum, yakıt elemanlarının gerçekte olduğundan daha az yandığını göstermiştir [29]. Bir diğer önemli durum ise Monte Carlo MCNP simülasyon kodlarındadır. Bu kod nükleer reaktörlerde yakıt yanmasını modellemek için yaygın olarak kullanılan bir simülasyon aracıdır ve MCNP, nötron etkileşimlerini sürekli bir enerji spektrumu yerine sadece 63 enerji grubu üzerinden hesaplamaktadır. Bu durum, belirli izotopların nötronlarla etkileşimlerinin hatalı tahmin edilmesine ve yanma oranlarının yanlış hesaplanmasına neden olmaktadır. Öte yandan MCNP, reaktör çekirdeğinde bulunan farklı yakıt elemanlarının yanma oranlarını eşit kabul etmektedir. Ancak, deneysel veriler farklı bölgelerde bulunan yakıt elemanlarının farklı oranlarda yandığını göstermektedir [14,17]. Simülasyon, reaktör kalbi içerisindeki yanma dağılımını homojen olarak modellediği için bazı yakıt elemanlarının neredeyse hiç yanmadığını öngörmektedir. Türkmen ve çalışma arkadaşlarının simülasyon sonuçlarında F30, D18, E14 ve B5 yakıt elemanları için yanma oranları sırasıyla %0,59, %0,93, %0,59, %1,08 olarak hesaplanmıştır [30]. Deneysel sonuçlar ise bu elemanların gerçekte çok daha yüksek yanma oranlarına sahip olduğunu göstermektedir F30 için %2,92, D18 için %4,93, E14 için %3,00, B5 için %5,40 olarak belirlenmiştir [17]. Bu farklılıkların nedenini, Dalle ve Veloso tarafından bildirildiği üzere, güç salınımları ve termal kalibrasyonlardan kaynaklanabilir [31]. Simülasyonun kalp içindeki nötron akısını ve dolayısıyla yakıt elemanlarının yerel yanma oranlarını doğru modelleyememesidir [29]. Ayrıca Rhodes, MCNP simülasyonu kullanılarak yapılan yanma analizlerinde karşılaşılan bazı sakıncalara dikkat çekmiştir; bunlar arasında kodda bazı izotopik bileşimlerin eksik olması ve etkileşim oranları ile konsantrasyonların hesaplanmasında sürekli nötron

enerji spektrumunun kullanılmaması yer almaktadır. Simülasyon, tüm yakıt elemanlarının benzer şekilde yandığını varsayarak gerçekte yüksek yanma oranına sahip bölgeleri düşük tahmin etmektedir [29]. Bunlara ek olarak reaktörlerde sıcaklık arttıkça, yakıt içindeki izotopların nötron yutma kesitleri değişir ve doppler genişlemesi etkisi oluşur. Bu etki, fisil malzemelerin nötronlarla etkileşimini değiştirerek yanma oranlarını etkiler fakat MCNP tabanlı simülasyon hesaplamalarında doppler genişlemesi hesaba katılmadığından, nötron yutulma oranları hatalı tahmin edilebilir ve yakıt sıcaklık değişimleri doğru bir şekilde modellenemeyebilir [32].

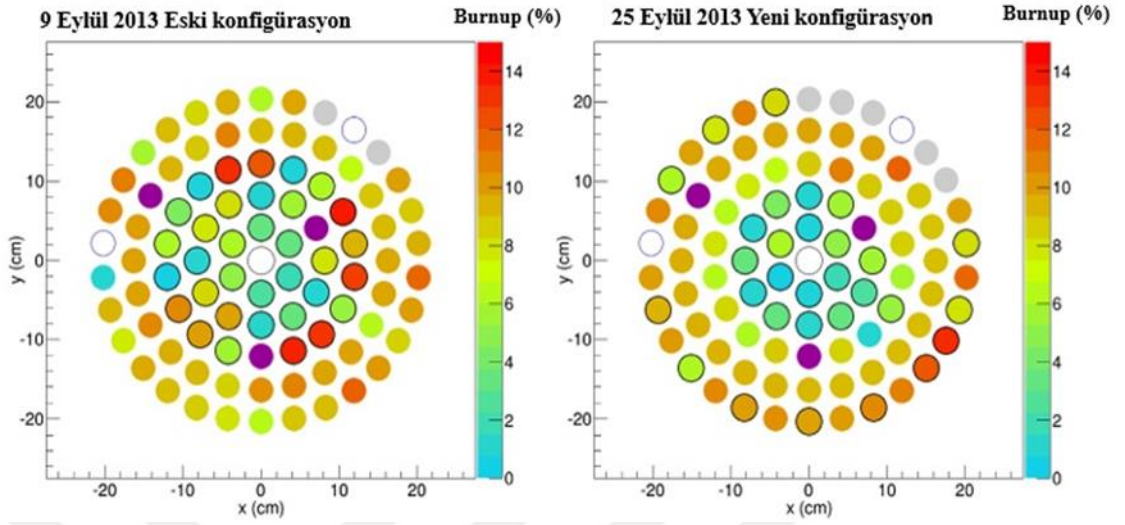
Yine benzer şekilde Missouri S&T reaktöründe MCNP modellemesinde kontrol çubuklarının fiziksel olarak bulunmaları gereken seviyeden 1,15 inç daha yukarıda modellendiği tespit edilmiştir. Bu hata, çekirdeğin nötron akısını ve reaktivitesini doğrudan etkilemiş ve hesaplanan k_{eff} değerlerinin yanlış çıkmasına neden olmuştur. Bu tür konumlandırma hataları, yanma çalışmalarında simülasyon sonuçlarının güvenilirliğini ciddi şekilde azaltmaktadır [28].

2.4 Reaktör Kalbinin Yeniden Yapılandırılması ve Kalp İçerisindeki Yakıtların Yanma Oranlarının Rekonfigürasyona Etkisi

Günümüz nükleer enerji sistemlerinin gelişmesiyle birlikte, bu sistemler uzun vadede verimlilik ve güvenlik hedefleri doğrultusunda yapılandırılmaktadır. Planlanan hedefler doğrultusunda bazı değişikliklere gidilmesi durumunda “rekonfigürasyon” kavramı ön plana çıkmaktadır. Rekonfigürasyon, sistem sürdürülebilirliğini sağlamak amacıyla, performansın optimize edilmesi ve güvenliğin artırılması gibi hedeflere yönelik gerçekleştirilen yeniden yapılandırma sürecini ifade etmektedir. Rekonfigürasyon, mühendislik alanının yanı sıra enerji sistemleri, üretim hatları, ulaşım, nükleer reaktörler ve bilgi teknolojilerine kadar uzanan geniş bir uygulama yelpazesine sahiptir. Özellikle nükleer reaktör teknolojisinde rekonfigürasyon, reaktörün güvenli ve verimli çalışmasını sağlamak amacıyla yakıt düzenlemelerinin ve kontrol sistemlerinin yeniden yapılandırılmasını ifade eder [33].

TRIGA MARK II tipi araştırma reaktörlerinde kalp konfigürasyonu, reaktivite kaybı, ışınlama kapasitelerinin artırılması, reaktör işletim süresi boyunca yakıt tükenmesi gibi nedenlerle gerçekleştirilir. Bu tip reaktörlerde, farklı ülkelerde çeşitli kalp rekonfigürasyonları geliştirilmiştir. İtalya’da Pavia Üniversitesi TRIGA MARK II

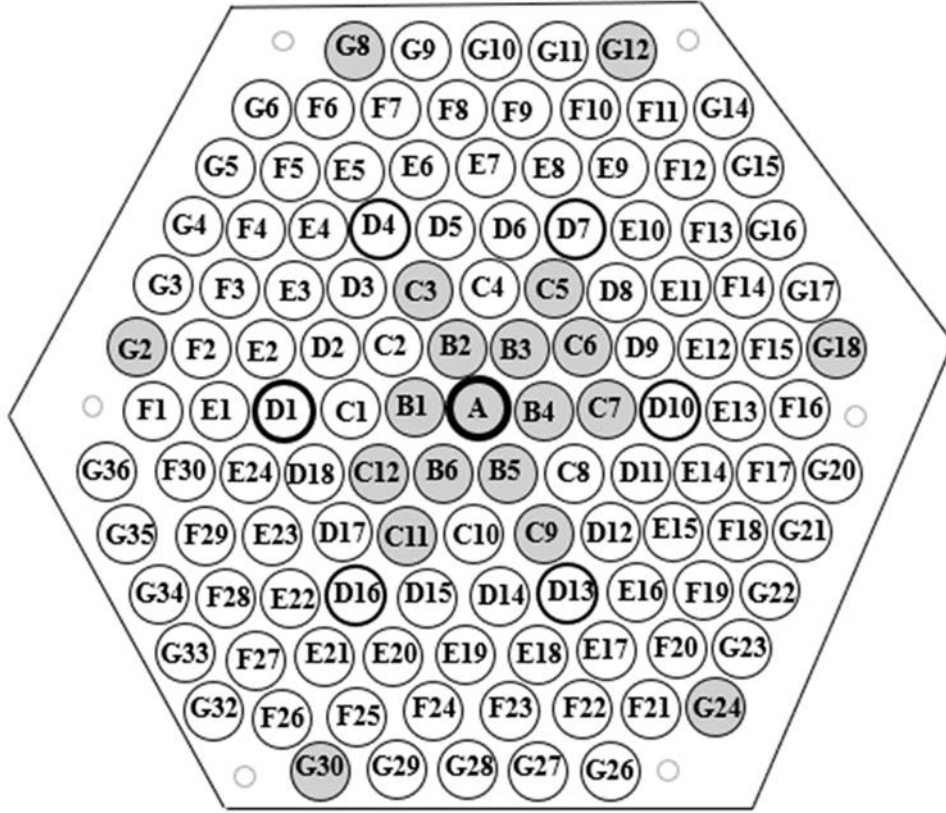
reaktöründe 1965 yılında devreye girişinden bu yana kalp optimizasyonu ve yakıt tükenmesi amacıyla birçok rekonfigürasyon yapılmıştır [34].



Şekil 2.1: Pavia Üniversitesi TRIGA Mark II Araştırma Reaktörünün eski ve yeni kalp konfigürasyonu [34].

Yıllar içinde yanma oranı ve nötron akısı dağılımındaki değişiklikler nedeniyle kalp rekonfigürasyonu uygulanmış; fazla reaktivitenin artırılması ve yakıt tüketiminin dengelenmesi amacıyla yakıt elemanlarının yerleri değiştirilmiştir [34]. Şekil (2.1)'de reaktörün kalp konfigürasyonları gösterilmiştir. Şekil (2.1)'de görüldüğü gibi mor olanlar kontrol çubuklarını, griler grafit çubuklarını, siyah çerçeveli yakıt elemanları paslanmaz çelik kaplamalı iken diğer yakıt elemanları alüminyum kaplamayı ifade etmektedir.

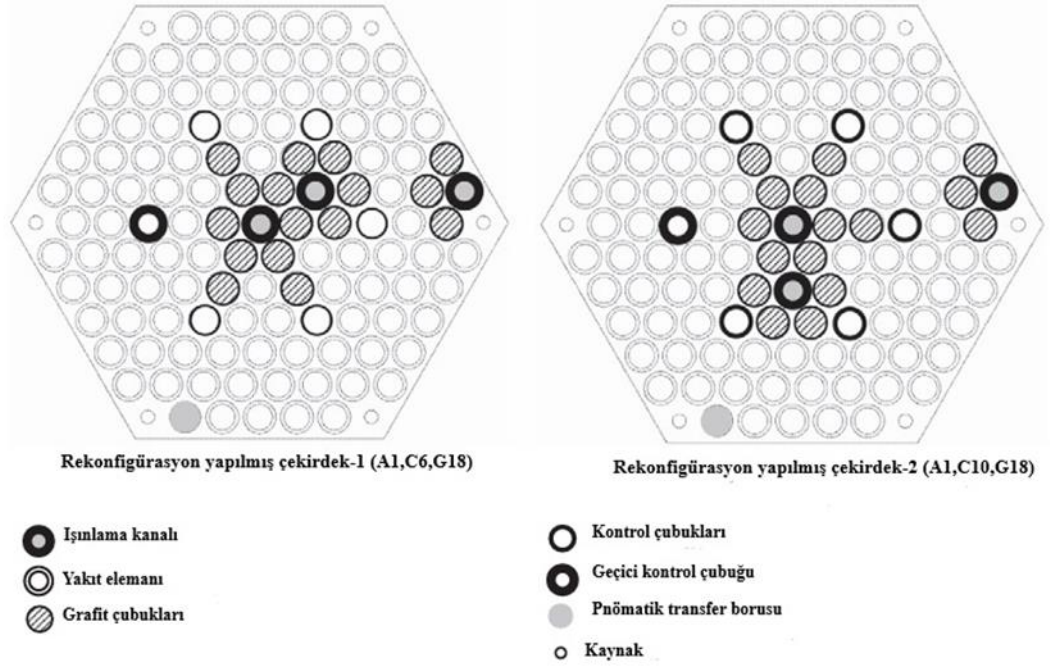
Rekonfigürasyon yapılan reaktörlerden bir diğeri Bangladeş Atom Enerjisi Komisyonuna bağlı Savar'daki 1986 yılında kurulan TRIGA MARK II reaktörüdür. Kalp rekonfigürasyonu kapsamında ışınlama kapasitesini artırmak amacıyla Monte Carlo MVP kodu ve JENDL-3.3 kütüphanesi kullanılarak iki yeni ışınlama kanalı eklenmiş, kanalların çevresine de grafit yerleştirilerek mevcut yakıt yerleşimi simülasyon yöntemi ile optimize edilmiştir [35]. Şekil (2.2)'de bu reaktörün rekonfigürasyon yapılmadan önceki hali belirtilmiştir. Şekil (2.3)'te ise rekonfigürasyon için önerilen iki ayrı konfigürasyon seçeneği belirtilmiştir.



Şekil 2.2: Bangladeş Savar TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalp konfigürasyonu [35].

Bir diğer rekonfigürasyon, 1982 yılında Malezya’da kurulan PUSPATI TRIGA MARK II reaktöründe yapılmıştır. 1982’deki işletmeye girişinden 2009 yılına kadar en az 14 kalp rekonfigürasyonu yapıldığı kaydedilmiştir. 23 Ağustos 2001 yılında 11.rekonfigürasyon ve 5 Temmuz 2006’daki 12.rekonfigürasyon, yakıt elemanları ile deney ünitelerinin yerleşiminin yeniden düzenlenmesi amacıyla yapılmıştır. 20 Nisan 2009’da ise 111 yakıt elemanına ek olarak çekirdeğe 112.yakıt elemanı eklenmiştir. Çalışmada, altın ve zirkonyum monitör kullanılarak nötron akı oranları ölçülmüş ve termal nötron akısı daha homojen hale getirilmiştir [36].

Nükleer enerji alanında araştırma ve geliştirme faaliyetlerini yürütmek amacıyla 1949’da Amerika’da Idaho Ulusal Laboratuvarı (Idaho National Laboratory- INL) kurulmuştur [37]. INL, ticari nükleer yakıtlar, kaza toleranslı yakıtlar, araştırma reaktörleri yakıtları ve gelişmiş reaktör yakıtları gibi çeşitli nükleer yakıt türlerini aktif olarak geliştiren ve test eden çok fazla programa sahip olan bir laboratuvardır. Bu laboratuvarda bulunan nötron radyografi reaktörü 250 kW güçte bir TRIGA MARK II araştırma reaktörüdür [38].



Şekil 2.3: Yeni Önerilen Konfigürasyonlar [35].

Reaktörün beklenenden düşük aşırı reaktiviteye sahip olması, uzun süreli operasyonları kısıtladığından güç seviyesini artırmak amacıyla 2013'te dört yeni yakıt elemanı ve dört grafit elemanı eklenerek reaktörün reaktivitesi artırılmıştır [38]. Yine benzer şekilde, 9 Aralık 1961'de Amerika'da Missouri S&T Reactor (MSTR) 200 kW gücünde havuz tipi bir araştırma reaktörü kurulmuştur [40]. Bu reaktörde düşük güçlü reaktör konfigürasyonunun simülasyon yoluyla modellenmesi amaçlanmıştır. Modellemede öncelikle reaktörün mevcut yakıtı olan U_3Si_2 -Al kullanılmıştır ancak bu konfigürasyonda reaktör subkritik kalmıştır. Bu sebeple, yüksek uranyum yoğunluğuna ve stabiliteye sahip olan U-10Mo yakıtı ile değiştirilerek tekrar modellenmiştir. U-10Mo yakıtı, yüksek nötron akısı elde etmek ve reaktör çekirdeğinin esnekliğini artırmak amacıyla tercih edilmiştir. Ayrıca, yeni bir nötron akı tuzağı (flux trap) çekirdeğin ortasına yerleştirilmiş, ek radyasyon tesisleri eklenerek kontrol çubuklarındaki boron konsantrasyonu artırılarak kapatma güvenliği iyileştirilmiştir. Bu değişiklikler sonucunda reaktör kalbi, 9x9 alüminyum matris düzeninde yeniden yapılandırılmıştır. Bu yöntemle, düşük güç konfigürasyonu (MSTR-LPC) denilmektedir [40].

Romanya'da 1957'de ilk kez kurulan araştırma reaktörü VVR-S-2MW reaktöründen sonra Pitesti'de de benzer şekilde 1970'te Nükleer Teknoloji Enstitüsünde 14 MW'lık ikinci TRIGA araştırma reaktörü kuruldu. Reaktör 1980'de hizmete girdi ve 2000'lerin ortasından sonuna kadar bir dizi değişiklik ve yenilemeden geçti. Reaktör çekirdeği,

2002-2006 yılları arasında kademeli olarak HEU (Yüksek Zenginleştirilmiş Uranyum) yakıtından LEU (Düşük Zenginleştirilmiş Uranyum) yakıtına dönüştürülmüştür. Bu süreç Mayıs 2006'da tamamlanmıştır. TRIGA 14 MW Reaktörü, Romanya'nın nükleer enerji altyapısının geliştirilmesi ve nükleer güvenlik kültürünün yerleşmesi için kritik bir rol üstlenmiştir [41].

Reaktörün yanma oranları, kalp konfigürasyonunu doğrudan etkileyen önemli bir parametredir. Yanma oranı arttıkça, yakıt içindeki fisil malzeme tükenir ve fisyon ürünleri birikeceğinden çekirdeğin kritikliğini düşürebilir. Kalp içerisinde bazı bölgelerdeki yakıt elemanları daha fazla yanmışsa, bu bölgelerde fisil malzeme tükenirken, diğer kısımlarda daha az yanmış yakıtlar kalabilir. Bu durum, hem kalp içerisinde homojen olmayan güç dağılımına sebep olacak hem de reaktörün kritikliğine etki edecektir [34]. Yakıt elemanlarının yanma oranları sonucunda yer değiştirilmesi de reaktör kalbinin kritikliğini korumak amacıyla yapılır. Eğer bazı yakıt elemanları yüksek yanma oranına sahipse, bu yakıtların yerlerinin değiştirilmemesi kalp içindeki nötron akısını değiştirebilir, uzun süreli işletme ve güvenlik gibi faktörlerden dolayı reaktör performansını etkiler [34].

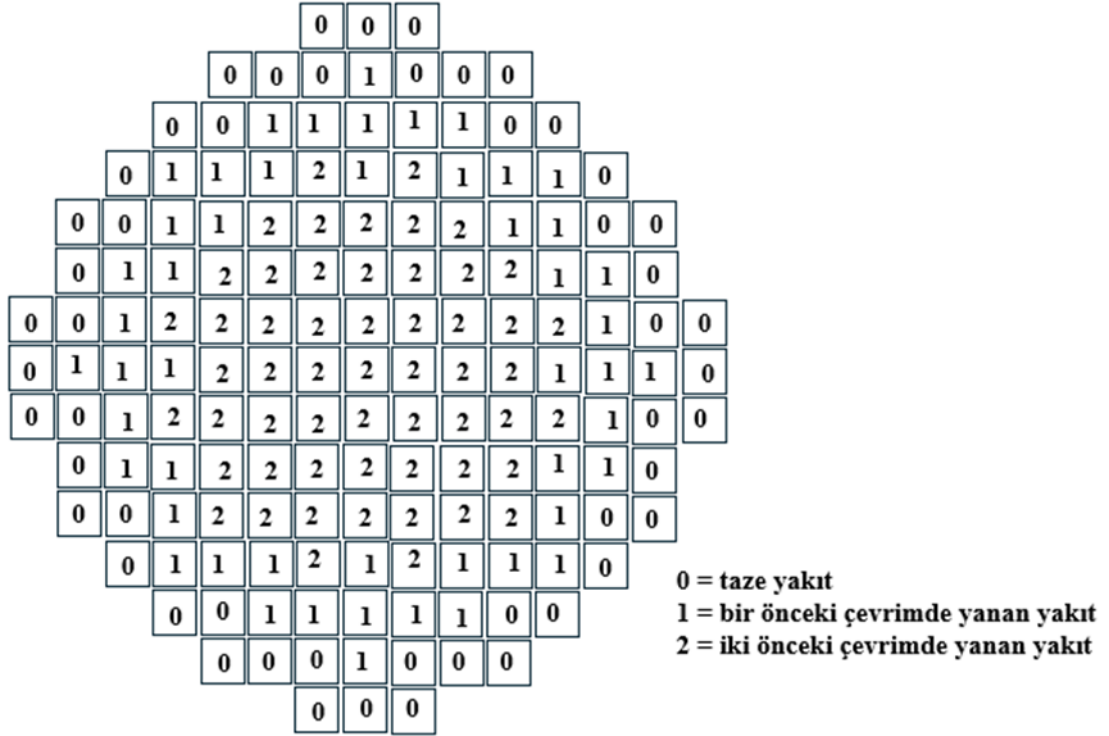
2.5 Enerji Üreten Reaktörlerde Rekonfigürasyon Yöntemleri

Enerji üreten reaktörlerde rekonfigürasyon, reaktör bileşenlerinin yeniden yapılandırılmasını ve modernizasyonunu sağlayarak reaktör ömrünü uzatmak, güvenliğini sağlamak ve uzun ömürlü bir işletme sağlamak amacıyla çeşitli yakıt yönetim stratejileri ve reaktör dinamik optimizasyonları ile gerçekleştirilir. Bu yöntemler hem nötron akısını hem de güç dağılımını dengelemek için uygulanır [33].

Yakıtın yeniden konumlandırılması yönteminde ana amaç güç dağılımının mümkün olduğunca düzgün olması ve nötronların reaktör çekirdeği dışarısına sızıntı yapmamasını sağlamaktır. Yanmış yakıtın çekirdeğin dış bölgelerine taşınması ve taze yakıtın merkezi bölgelere yerleştirilmesi, nötron akısını dengeleyerek ani güç dalgalanmalarını önler. Yakıt maliyetini en aza indirmek, yakıtın mümkün olduğunca az yanması bu rekonfigürasyon işleminin hedeflerindendir. Bu şekilde güç yoğunluğunun homojen dağılımını sağlanır ve yanma oranlarını optimize edilir.

Out-in-loading, scatter loading, düşük sızma yükleme ve modüler gaz soğutmalı yüksek sıcaklıklı reaktör (MHTGR) yakıt yükleme bilinen ve yaygın olan yakıt

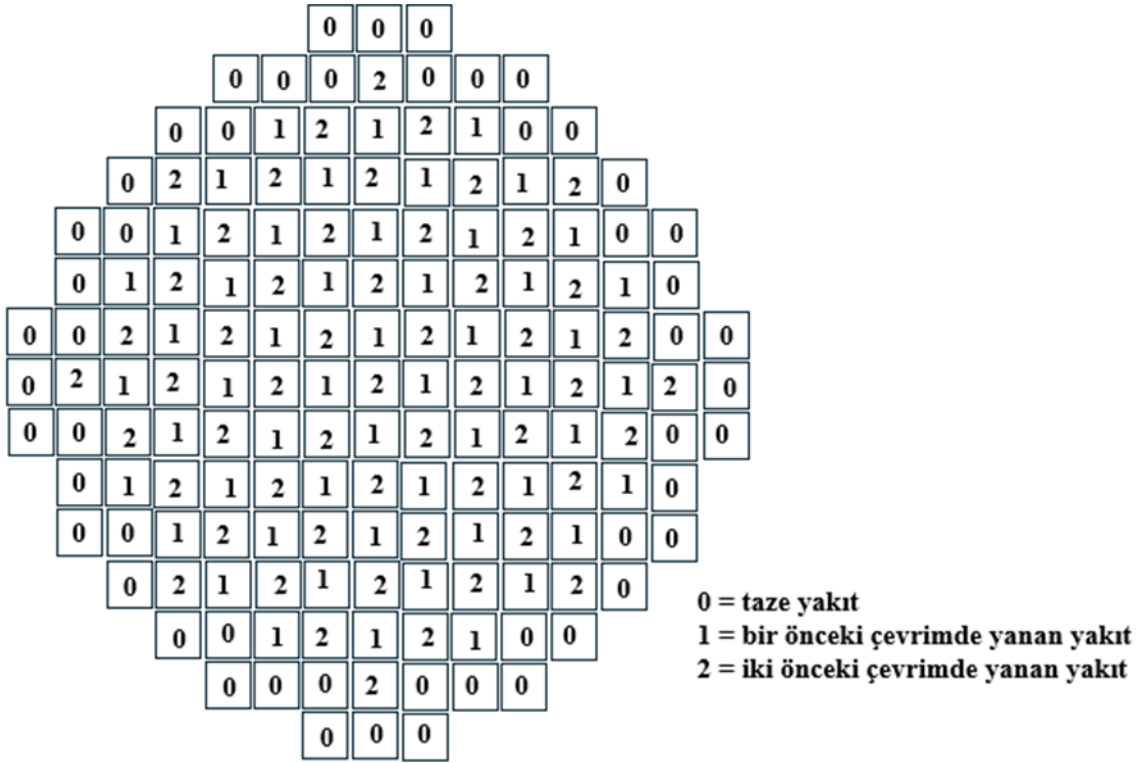
yükleme modelleridir [42]. Şekil (2.4)'te gösterilen modelde merkezdeki güç ortalama güçten daha düşüktür.



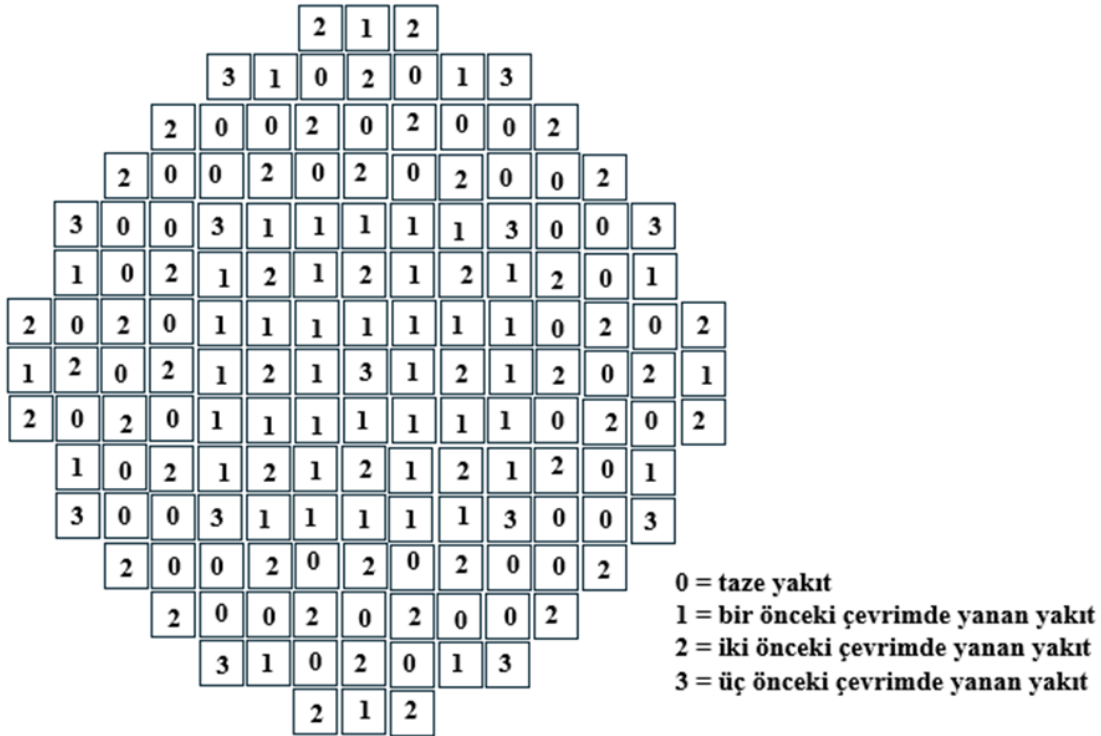
Şekil 2.4: Out-in-loading modeli [42].

Kalp çevresine konan taze yakıtlar sayesinde çok sayıda hızlı nötron üretilir ancak nötron sızıntısına sebebiyet verir ve bu sebepten dolayı reaktör kazanına basınç uygulayarak radyasyon hasarı meydana getirir. Artık kullanılmayan bir modeldir [42]. Şekil (2.5) dama tahtası şeması olarak da adlandırılır ve bu yükleme şemasında, reaktör kalbi her biri farklı partilerden dört ila altı gruptan oluşan küçük bölgelere ayrılır. Yakıt değişimi sırasında, her bölgedeki en yüksek yanmaya sahip yakıtlar boşaltılır ve yenileriyle değiştirilir. Bu modelin temel avantajı kalp boyunca oldukça düzgün bir güç dağılımı üretmesidir. Diğer bir avantaj, yeni yakıtların uygun şekilde yerleştirilmesiyle düşük sızıntı ihtimali oluşmasıdır [42].

Şekil (2.6)'daki modelde sızıntıyı azaltmak için çekirdeğin üst ve alt kısımlarından kaçan nötron sayısını en aza indiren aksenal örtülerin (axial blanket) kullanılmasıyla ek önlem alınmıştır.



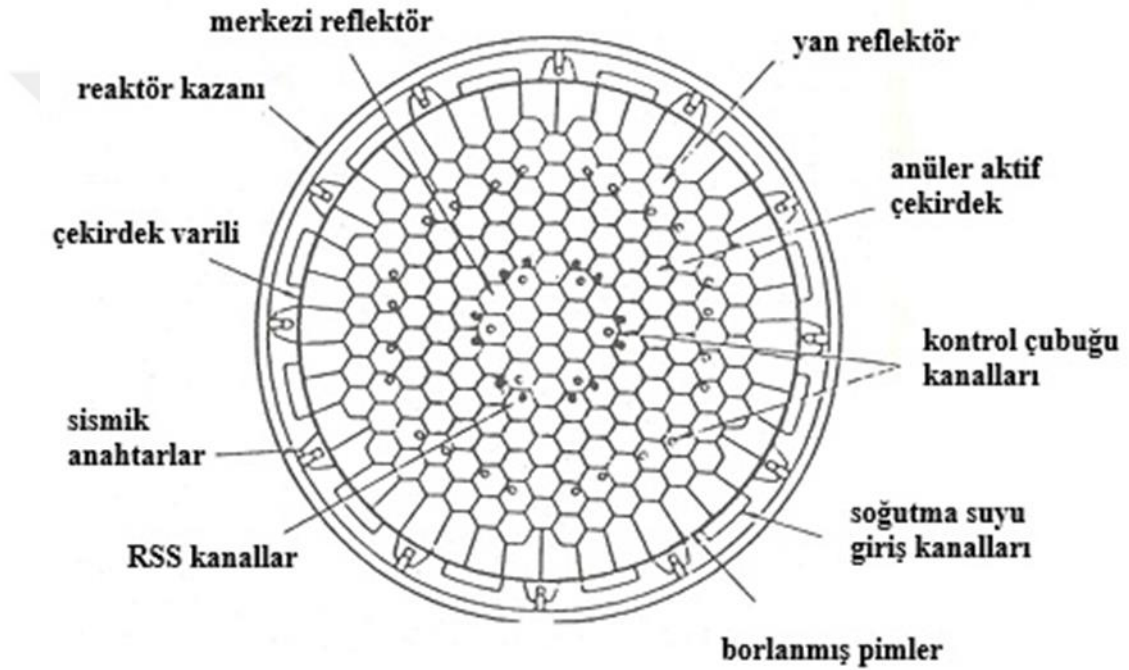
Şekil 2.5: Scatter loading modeli [42].



Şekil 2.6: Düşük sızıntı yükleme modeli [42].

Bu konunun belirginleşmeye başladığı zamandan bu yana, güç azaltımına gerek kalmadan ve herhangi güvenlik sınırını ihlal etmeden reaktör kazanında oluşan nötron akısını azaltmak için birçok girişimde bulunulmuştur. Yanmış yakıt demetleri

çekirdeğin çevresine yerleştirilirken, daha aktif yakıt demetlerinin daha az kritik bölgelere taşınması, çevresel düzeneklerin paslanmaz çelik çubuklarla değiştirilmesi, reaktör kalbinin kenarları ile reaktör kazanı arasında çelik levhalar gibi zayıflatıcı malzemelerin yerleştirilmesi, reaktör kazanına en yakın çevresel elemanlarda gadolinyum yanıcı zehir kullanımı gibi yöntemler önerilen ve kısmen uygulanan girişimler arasındadır [42]. Böylelikle düşük sızıntı yükleme, yalnızca basınç kabına çarpan hızlı nötron akısının azaltılmasına yardımcı olmakla kalmayıp aynı zamanda nötron ekonomisinde fayda sağlamaktadır.



Şekil 2.7: MHTGR kalbi ve kontrol çubuğu dağılımı [42].

Şekil (2.7)'deki gibi gaz soğutmalı reaktörlerde ise hafif su reaktörlerinden (LWR) farklı tasarıma sahiptir. Bir soğutucu olarak sıvı su yerine gazın (genellikle helyum) kullanılmasını ve moderatör olarak su yerine grafitin tercih edilmesini içeren farklılıklardır. Günümüzde General Atomics Company (GA), modüler gaz soğutmalı yüksek sıcaklıklı reaktör (MHTGR) tasarımı üzerinde durmaktadır [42]. MHTGR'nin yakıtı, klasik yakıt peletleri yerine küçük küresel parçacıklardan oluşmaktadır. Bu parçacıklar; %20 zenginleştirilmiş fisil uranyum oksikarür (UCO) ile toryum oksit (ThO_2) katkılı yakıt içermektedir ve pirolitik karbon ve silikon karbür kaplamalarla korunarak yakıt çubuklarına dönüştürülerek altıgen grafit bloklar içine yerleştirilir.

Bloklar dikey sütunlar halinde dizilip halka şeklindeki reaktör çekirdeğine yerleştirilirken, yakıt içermeyen grafit bloklar çekirdeğin çevresinde radyal ve aksiyal yansıtıcı görevi görür. MHTGR’de merkezi bir yakıt bölgesi bulunmayıp reaktör kalbi halka şeklindedir. MHTGR sisteminin yakıt reaktivitesi kontrol çubukları ile yönetilirken, daha iyi ısı dağılımı ve pasif güvenlik avantajı sağlar [42].

Rekonfigürasyon yöntemleri nükleer enerji reaktörleri ve araştırma reaktörleri açısından farklılık göstermektedir. Reaktörlerin tasarım amaçları, yakıt yönetimi, güvenlik gereksinimleri ve operasyonel koşullar bu farklılıklar ile doğrudan ilişkilidir. Yakıt yönetimi ve rekonfigürasyon süreci enerji reaktörlerinde yeni yakıt yükleme planlarının geliştirilmesi, yanma oranlarının dengelenmesi ve uzun vadeli yakıt yönetiminin sağlanması gibi konuları içerirken araştırma reaktörlerinde rekonfigürasyon daha çok deneysel gereksinimlere bağlı olarak yapılır [35,40]. Örneğin, nötron akısını belirli deneylere uygun hale getirmek amacıyla nötron akısı sıkça değiştirilir veya enerji spektrumunun değiştirilmesi gerekebilir. Yakıt elemanları, reaktörün performansını optimize etmek amacıyla yeniden konumlandırılabilir. Benzer şekilde enerji üreten reaktörlerde rekonfigürasyon süreci termal-hidrolik dengesinin korunması önemlidir, güç yoğunluğu artışı kontrol etmek için yakıt düzenlemeleri dikkatle yapılır. Araştırma reaktörlerinde güç yoğunluğu genellikle daha düşük olduğundan, güvenlik açısından farklı mühendislik kontrolleri uygulanabilir [43].

Tezin içeriğinde yer alan İTÜ TRIGA Mark II reaktöründe ise 1979 yılından beri rekonfigürasyon yapılmamıştır. TRIGA Mark II tipi reaktörlerin temel amacı eğitim, araştırma ve deneysel çalışmaların yapılması için tasarlandığından kalp konfigürasyonu genellikle uzun süre sabit kalacak şekilde optimize edilir. Temel olarak eğitim ve bazı standart radyasyon testleri için kullanıldığından nötron akısı ve reaktör parametreleri, bu tür deneyler için yeterlidir ve bu herhangi bir rekonfigürasyon sürecine gidilmemesine etki etmiş olabilir. Öte yandan, Türkiye’de yapılacak nükleer yakıt düzenlemelerindeki herhangi bir değişiklik ek güvenlik değerlendirmeleri gerektirebilir. Bu süreç uzun ve maliyetli olabileceğinden, reaktörün mevcut konfigürasyonunun korunması tercih edilmiş olabilir.

2.6 Homojen Güç Dağılımı

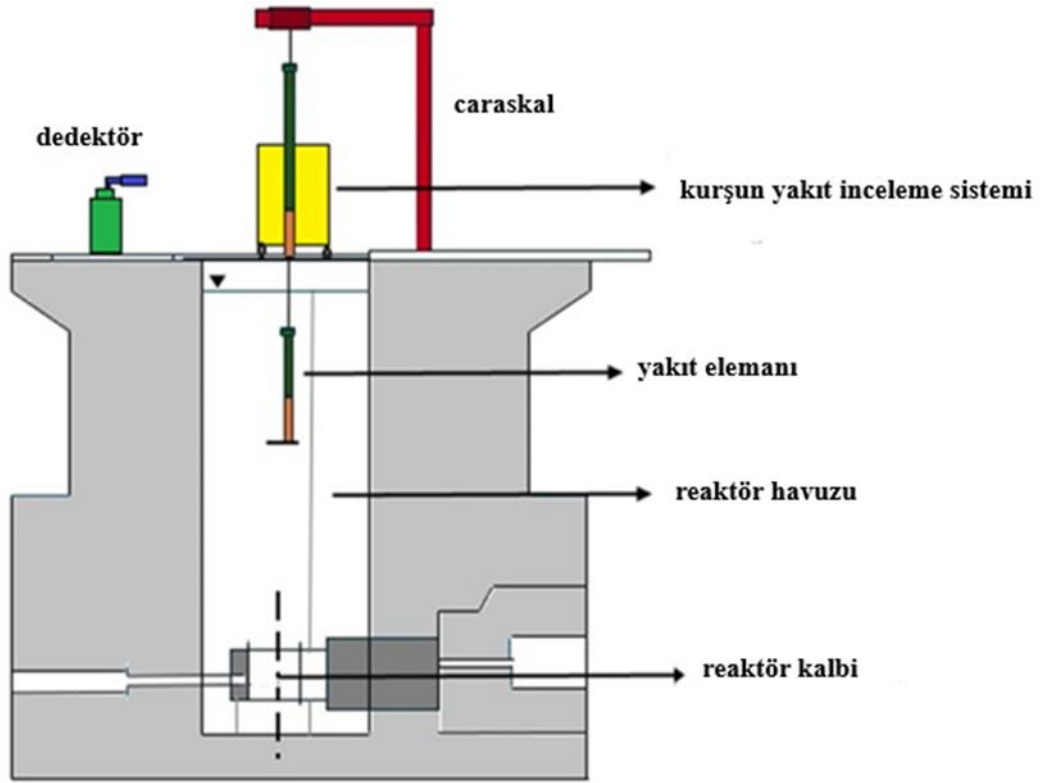
Nükleer reaktörlerde rekonfigürasyonun yanı sıra homojen güç dağılımı da önem arz etmektedir. Homojen güç dağılımının sağlanmasında reaktör fiziği, termal-hidrolik etkileşimler ve yakıt yönetimi önemli rollere sahiptir ve reaktör çekirdeğinde nötron akısının eşitlenmesiyle mümkün hale gelir. Reaktör kalbi içindeki sıcaklık ve nötron akısı değişimlerinin dikkatli bir şekilde yönetilmesi, homojen bir güç profili elde edilmesini sağlar. Yakıt sıcaklığındaki artış, Doppler genişlemesi olarak bilinen fiziksel etki nedeniyle rezonans absorpsiyon kesitini artırarak yerel fisyon oranlarını düşürür ve böylece ani güç artışlarını sınırlar. Hafif su reaktörlerinde (LWR) güç dağılımı, soğutucu sıcaklığındaki değişimler sebebiyle nötron moderasyonunu doğrudan etkiler. Kaynar su reaktörlerinde (BWR), yerel güç üretimi su yoğunluğundaki azalmaya bağlı olarak sınırlandırılır ve böylece güç dengesizlikleri önlenir. Reaktör çekirdeğinde yakıt elemanlarının düzenli olarak yer değiştirmesi yani rekonfigürasyon yapılması yanma oranının dengelenmesine ve güç dağılımının optimize edilmesine katkıda bulunur. Ayrıca, çok-gruplu difüzyon teorisi, nötron akısı ve güç dağılımını daha hassas bir şekilde belirlemek için kullanılan hesaplama teknikleridir. Bu yöntemler, yakıt değişimlerinin etkisini modelleyerek reaktör çekirdeğinde daha homojen bir güç dağılımı sağlamak amacıyla kullanılır. Sonuç olarak, reaktör kalbinde homojen güç dağılımının sağlanması için termal ve nötronik etkiler dikkate alınmalı, reaktör kontrol sistemleri etkin bir şekilde kullanılmalı ve modern hesaplama yöntemleriyle optimizasyon süreçleri detaylı bir şekilde analiz edilmelidir [43].



3. MATERYAL VE METHOD

3.1 Deney

Nükleer reaktörlerde rekonfigürasyon yapılmadan önce tüm yakıt yanma oranlarının belirlenmesi gerekmektedir. Yukarıdaki bölümlerde bahsedildiği gibi deneysel ya da simülasyon yoluyla yanma oranları belirlenebilmektedir ancak tam sonuç alabilmek için deneysel olarak yanma oranları belirlemek daha sağlıklı olacaktır.



Şekil 3.1: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü için taşıma sistemi.

İTÜ TRIGA Mark II çalışmasında, gama spektroskopisi kullanılarak yakıt elemanlarının farklı noktalarındaki ^{137}Cs aktivitesi ölçülmüş ve eksenel yanma dağılımı analiz edilmiştir. Bu çalışmada iki farklı matematiksel yöntemle (MWd/tHM cinsinden ve yüzde (%) olarak) yanma oranı hesaplanmış, bu hesaplamalar gama spektrometrisi ile elde edilen ^{137}Cs verilerine dayandırılmıştır.

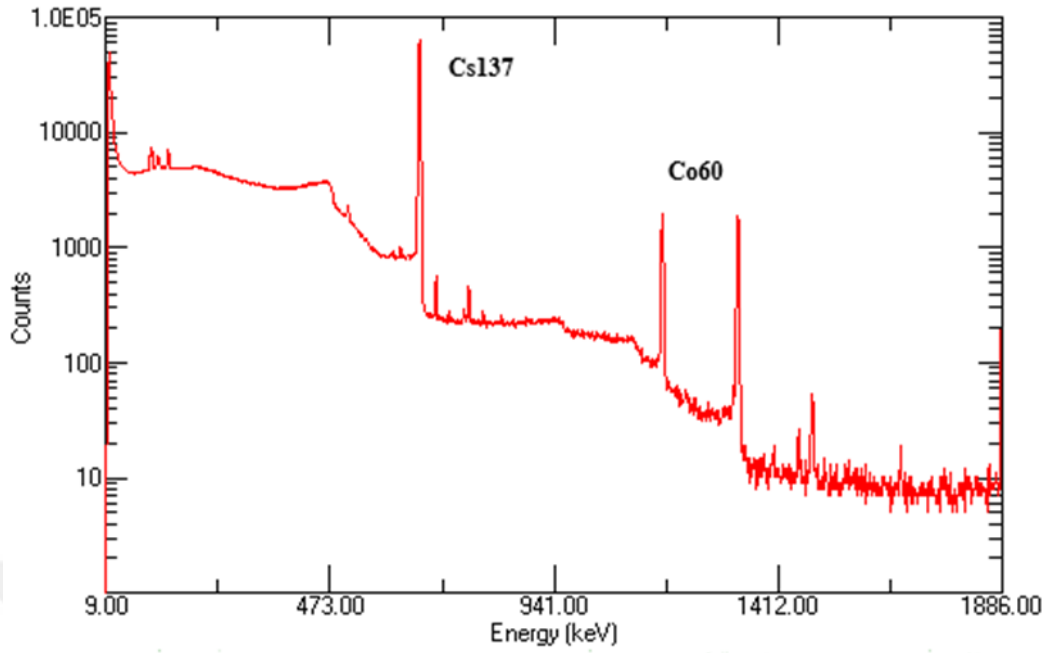
İTÜ TRIGA Mark II reaktöründe kurulan yakıt inceleme sistemiyle başarılı bir şekilde deney gerçekleştirilebilir. Yapılan çalışmalar için gerekli deney sistemi şekil (3.1)'de gösterilmektedir.



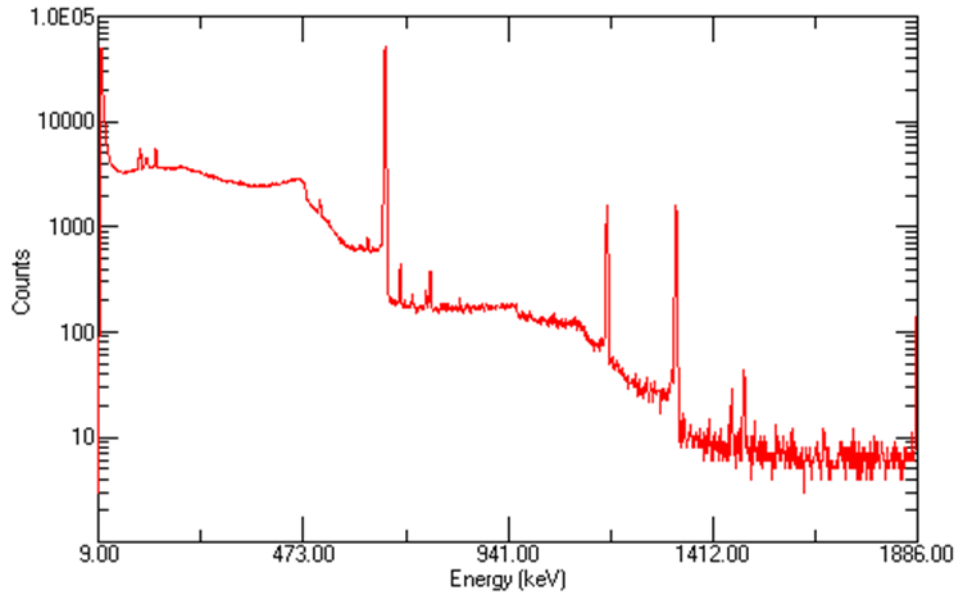
Şekil 3.2: Yakıt ölçüm kaskı.

Yakıtların yanma oranlarını belirlemek için reaktör kalbi içindeki 67 yakıtın reaktör kalbi içerisinden çıkartılıp taşıma kabına yerleştirilmesini sağlayan bu sistem, dışarıya oluşabilecek herhangi radyasyon hasarı ve dozunu en aza indirmek için kurşun zırh kullanılmıştır. Sistem ise bu kurşun zırhı taşıyabilecek şekilde tasarlanmıştır. En üstte bulunan tekerlekli yapı yakıt denetleme sistemidir ve yakıt kalp içerisinden çıkarıldıktan sonra uzaktan kumanda yardımıyla yavaş yavaş yukarı çekilerek bu sistemin içine konulur.

Yakıtların çekilmesi gerçekleştirilmeden önce ortamdaki arka plan (background) radyasyonu ölçümü kurşun kaskın tam merkezinden 70 cm mesafede dedektör olacak şekilde 10 dakikalık ölçüm alınmıştır. Daha sonra 67 yakıt elemanı, belirlenen sıraya göre reaktör kalbinden çekilerek sırasıyla kask içerisine yerleştirilip 10 dakikalık ölçümler alınmıştır. Şekil (3.2) deneysel düzenekteki ölçüm kaskını göstermektedir.



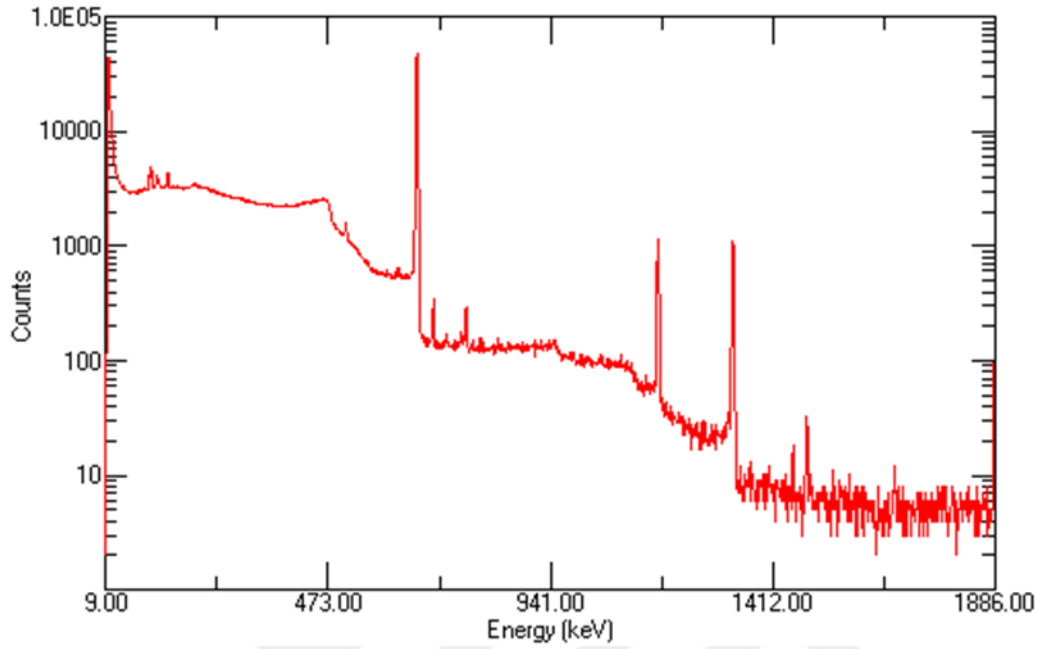
Şekil 3.3: B5 yakıtının 10 dakikalık gama spektrumu.



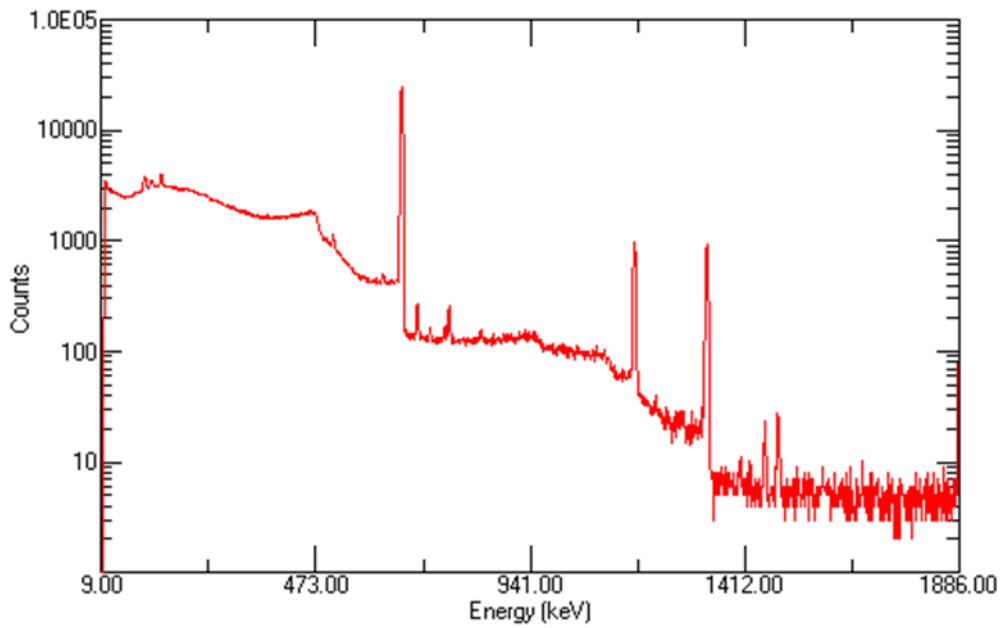
Şekil 3.4: D11 yakıtının 10 dakikalık gama spektrumu.

Ölçümler alınırken NMSK'ya göre yapılmış olup 15m uzaklıktaki beton duvarın arkasından ölçümler alınarak radyasyondan korunmaya özen gösterilmiştir. Kurşun kask içerisine yerleştirilen yakıtların ölçümü tam merkezi gören 70 cm mesafedeki HPGe dedektörü tarafından yapılır ve oluşan spektrumlar bilgisayar ortamına kaydedilir. Şekil (3.3) ve şekil (3.4)'te gösterilen gama spektrumları sırasıyla B5 ve D11 yakıtını temsil etmektedir. B ve D ringlerine ait yakıt elemanlarının

spektrumlarında görülen belirgin gama pikleri, kullanılan yakıtların yanma durumuna ilişkin önemli bilgiler sunmaktadır.



Şekil 3.5: E15 yakıtının 10 dakikalık gama spektrumu.



Şekil 3.6: F28 yakıtının 10 dakikalık gama spektrumu.

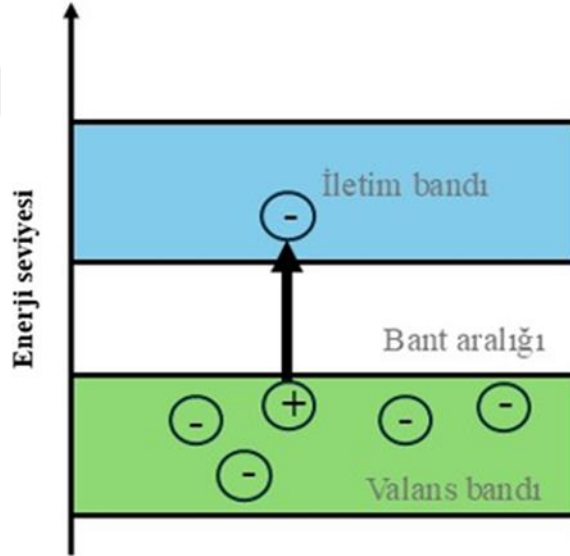
Spektrumda en belirgin görünen üç adet pik ^{137}Cs ve ^{60}Co gibi yüksek yarı ömürlü ve aktiviteli izotoplardan kaynaklanırken, kalan pikler daha düşük aktiviteye sahip

izotopları yansıtmaktadır. İzotopların fisyon ürünleri dağılımı açısından karakteristik bir profil sergilemektedir.

Yine benzer şekilde şekil (3.5) ve şekil (3.6)'da gösterilen spektrumlar da belirgin gama pikleri mevcuttur ve B ve D gibi iç halkada bulunan yakıtların aksine reaktör çekirdeğinin dış halkalarından olan E ve F ringlerine ait spektrumlardır. Reaktör içerisinde aynı yakıt bulunduğundan dolayı ve değişime maruz kalmadığından dolayı yanma süreci sonunda benzer fisyon ürünlerinin oluşmasına neden olur. Bu da spektrumların benzer çıkmasına sebep olur.

3.2 HpGe Dedektörü

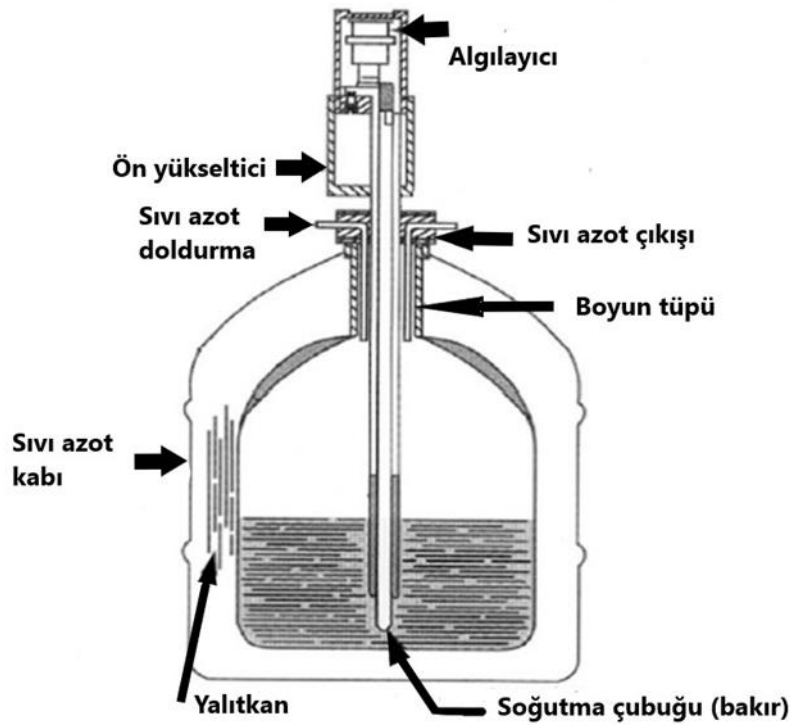
Yukarıda gösterilen 5 adet spektrum HPGe dedektörü tarafından oluşturulan bilgisayara kaydedilmiş spektrumlara örnek olarak gösterilmiştir. HPGe dedektörü radyasyon tespit sistemidir, özellikle gama ve X-ışınlarının yüksek çözünürlüklü spektrometrik analizinde rol oynarlar.



Şekil 3.7: Yarı iletken yapısı.

Radyoaktif izotoplardan yayılan gama ışınlarını tespit ederek enerji spektrumlarını oluşturur ve hangi izotop olduğunu oluşan izotopun denk geldiği enerji seviyesinden belirlenir. Radyasyon güvenliği, tıbbi görüntüleme, nükleer enerji gibi çeşitli alanlarda kullanılır [44]. HPGe dedektörü bir yarı iletken dedektördür ve bu dedektörlerin enerji ayırma güçleri diğer radyasyon dedektörlerine göre çok daha iyi olması nedeniyle avantaj sağlar. Bunların dışında, vakumda çalışma, özel geometrik yapılandırma

olasılığı, geniş bir enerji aralığında lineer yanıt gibi avantajları da bulunmaktadır [45]. Normal halde yalıtkan olan yarı iletkenler ısı, ışık, manyetik etkiler veya gerilim uygulanması sonucunda valans elektronları serbest hale geçer ve bu hareketlilik ile yapı iletkenlik kazanır. Şekil (3.7)'de de gösterildiği gibi uygulanan etki ortadan kalkınca elektronlar geri yerlerine dönerler. Yarı iletkenlerin valans bandı ile iletkenlik bandı arasında belirli bir boşluk vardır; Ge için 0,7 eV, Si için 1,1 eV [45]. Germanyum dedektörleri klasik p-n yapısına göre bir tık farklı oluşturulur. İyonize radyasyona özellikle gama ve X ışınlarına duyarlı hale gelen intrinsic(i) bölgesine sahiptirler. Bu bölge, katkılandırılmış p ve n bölgelerinin aksine saf germanyumdan oluşur ve intrinsic germanyum neredeyse hiç serbest yük taşıyıcı içermediği için kaçak akımı ve gürültüyü minimuma indirir.



Şekil 3.8: Algılayıcı yapısı.

Yani daha doğru sinyal doğruluğu sağlayarak dedektörün de doğruluğunu artırır. Bunlara ek olarak, p-i-n yapı sayesinde tükenme bölgesin genişliğini artırılmış olur ve radyasyonun daha iyi algılanmasını sağlar, böylece dedektör verimi de artmış olur [45]. Yarı iletken algılayıcılarda gama ışınlarının etkileşiminin yanı sıra düşük enerji seviyelerindeki elektronların uyarılması da algılanabilir ki bu da arka plan radyasyonu olarak adlandırılır ve elektronik gürültünün artmasına sebep olur. Bu

etkiyi azaltmak için Şekil (3.8)'de de gösterildiği gibi algılayıcı kristali sıvı azot ile soğutulur ve bu sıcaklık -196°C (77K)'dir. Böylece germanyum yarı iletkeninin sahip olduğu düşük bant aralığındaki yük taşıyıcılarının termal genişlemesi minimuma indirilerek dedektörün enerji rezolüsyonu da artırılır [44,45].

Şekil (3.9)'da HPGe dedektörünün çalışma prensini şu şekilde açıklanabilir; ters akım uygulanarak tükenme bölgesindeki kristaller büyütülür, gelen foton materyal ile etkileştiğinde yük taşıyıcıları üretilir ve elektrik alan sayesinde p-n elektrotlarına doğru sürüklenir. Bu yük, gelen foton enerjisi ile doğru orantılı olunca voltaj pulsu oluşturur.

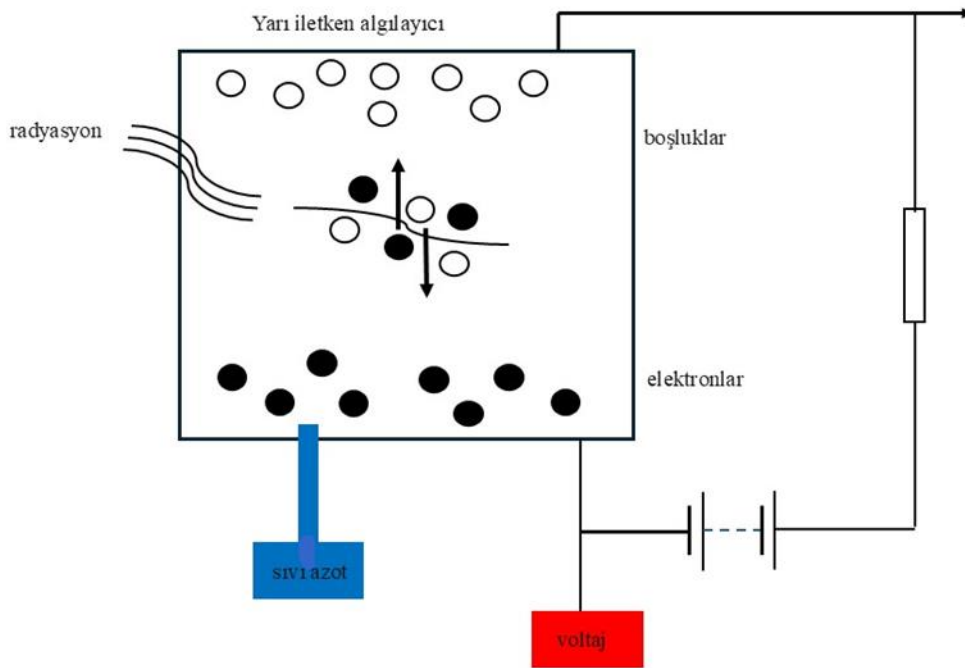
Deney sonucunda elde edilen ^{137}Cs ölçümleri sonucu yanma oranı değerleri normalizasyon faktörü kullanılarak belirlenmiştir. Bu çalışmada elde edilen ^{137}Cs ölçümleri, önceki çalışmadan elde edilen dört yakıt elemanın (B5, D18, E14, F30) bilinen aktiviteleri kullanılarak normalizasyon yapılmıştır.

$$I_{norm} = I \times \beta \left(\frac{\text{counts}}{s} \right) = \varepsilon \cdot k \cdot S \cdot N \cdot \lambda \cdot e^{-\lambda T} \quad (3.1)$$

Referans kullanılan çalışmada [17] her yakıt elemanın uzunluğu boyunca üçer santimetre aralıklarla 10 dakikalık aktivite ölçümü yapılarak bu verilerin ortalaması alınmıştır. Bu çalışmada ise her yakıt elemanın tam merkezinden aktivite ölçümü yapılmıştır. Aradaki farkı dengelemek adına normalizasyon faktörü kullanılma ihtiyacı duyulmuştur. Çizelge 3.1'de görüldüğü gibi dört yakıt elemanın hesaplamalarda kullanılmak üzere normalizasyon faktörleri bulunmuştur ve 4 adet yakıt elemanın normalizasyon faktörlerinin ortalaması alınarak 425,79'luk bir normalizasyon faktörü elde edilmiştir. Bu sebeple, denklem (2.1) revize edilerek yanma oranı hesaplaması için denklem (3.1) kullanılmıştır. N değeri ise her yakıt elemanın yanma oranını yüzde olarak belirlemek için denklem (2.2) kullanılarak hesaplanmıştır. I_{norm} yakıtın normleştirilmiş ^{137}Cs aktivitesi, β normalizasyon faktörüdür.

Çizelge 3.1: Yakıt elemanları için ortalama normalizasyon faktörü.

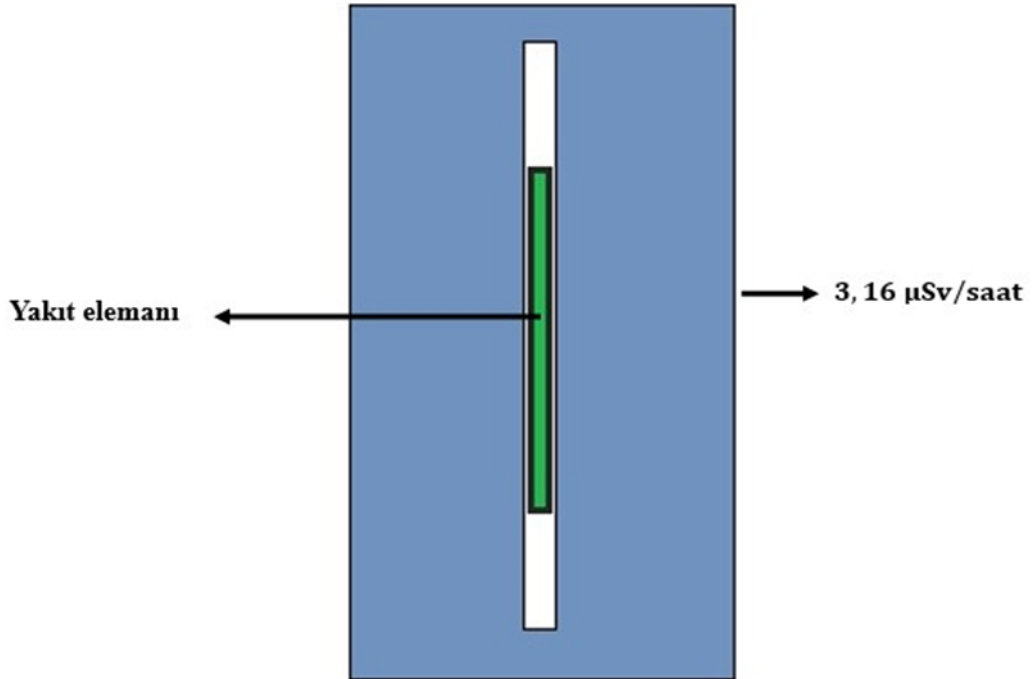
Yakıt elemanları	2018 ^{137}Cs aktiviteleri	2024 ^{137}Cs aktiviteleri	Normalizasyon faktörü
F30	24171,89	51,92	465,55
E14	25011,29	62,78	398,40
D18	41199,49	101,79	404,77
B5	46411,66	106,83	434,45
Ortalama	34198,58	80,83	425,79



Şekil 3.9: Yarı iletken dedektörü çalışma prensibi [45].

4. SONUÇLAR

Bu çalışmada, İTÜ TRIGA Mark II reaktörünün 67 yakıt elemanının merkezindeki ^{137}Cs aktiviteleri ölçülüp yanma oranı değerleri NDA metoduyla deneysel olarak belirlenmiştir. Analizler gama spektroskopisi kullanılarak yapılmıştır ve her yakıt elemanı dikkatli bir şekilde reaktörden çıkarılıp, taşıma kaskına yerleştirilmiştir ve vinç sistemi yardımıyla yakıt inceleme sistemine aktarılmıştır. Analizler yapılırken radyasyon güvenliğini sağlamak amacıyla reaktör ekibinden kıdemli bir radyasyon uzmanı radyasyon dozunu ölçmüştür. Radyasyon dozu ölçümleri, her yakıt elemanı için yakıt inceleme sisteminin dışındaki merkezi temas noktasında ve sistemden 1 metre uzaklıkta gerçekleştirilmiştir. Şekil (4.1), D12 yakıt elemanının yakıt muayene sistemine yerleştirilmesinden sonra merkezi temas noktasındaki doz oranının örnek ölçümünü göstermektedir. Yakıt elemanı D12 için merkezde kaydedilen radyasyon doz oranı $3,16 \mu\text{Sv/saat}$ olarak ölçülmüştür.



Şekil 4.1: D12 yakıt elemanı için kaydedilen radyasyon doz oranının gösterimi.

Çizelge 4.1: F2 yakıt elemanının yanma oranı hesaplama örneği.

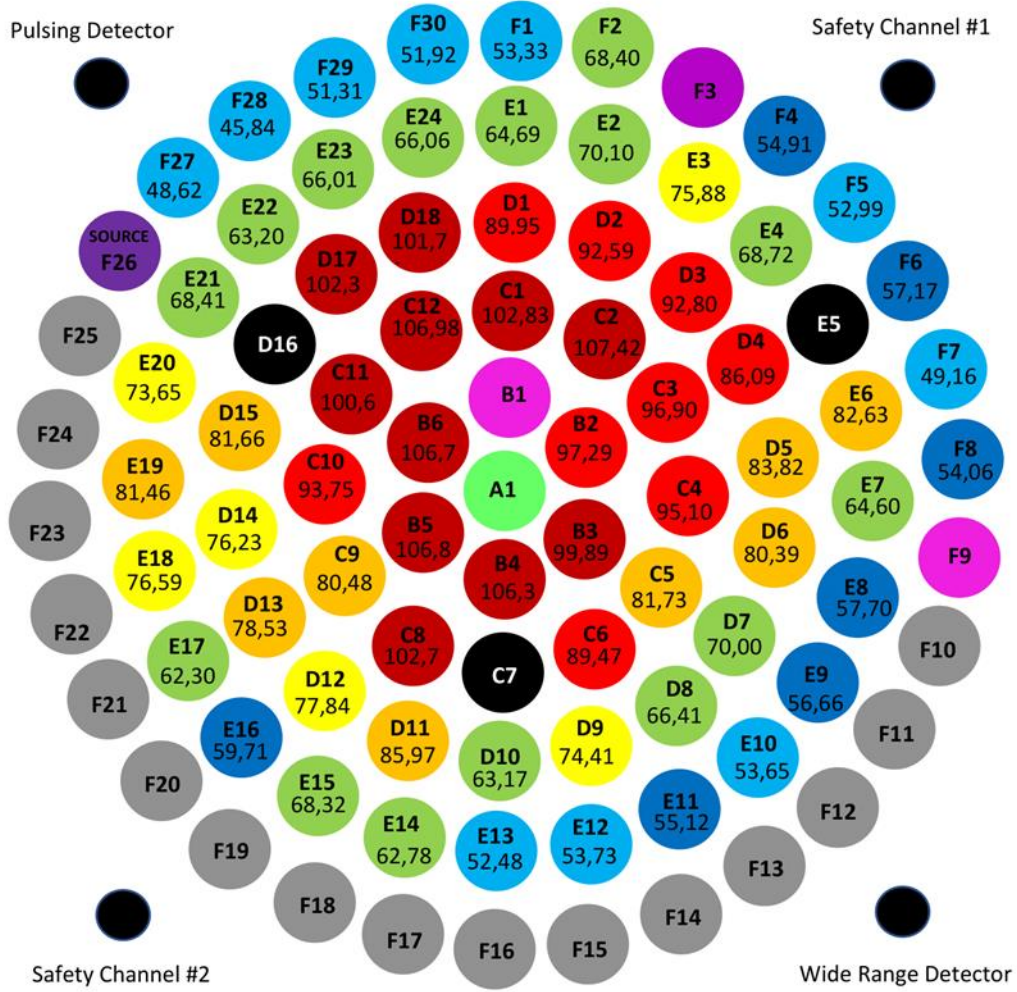
β	Normalizasyon faktörü	425,79
I	Deneyysel aktivite	68,40
m	F2 yakıtı içerisindeki ^{235}U miktarı (g)	37,30
E	Salınan enerji (MeV)	202,00
k	Dallanma oranı	0,85
Y	^{137}Cs için fisil ürün verimi	0,06
I_{norm}	Counts/s	29125,49
ε	Mutlak verim	4,41E-07
λ	Bozunma sabiti (saniye ⁻¹)	7,3E-10
T	Soğuma süresi (saniye)	6,52E+07
S	Öz zırlama faktörü	0,52
U	Başlangıçtaki uranyum atomları	9,56E+22
N	Oluşan ^{137}Cs sayısı	2,15E+20
A	Yanma oranı indikatörünün aktivitesi	68,40
	Yanma oranı (%)	3,59

Çizelge 4.1, denklem (3.1)'de F2 yakıt elemanına uygulanan parametrelerin değerlerini, bu denklemden türetilen karşılık gelen fisyon ürünü çekirdeklerinin sayısını (N), denklem (3.1)'de kullanılan parametreleri ve ortaya çıkan yanma değerini gösteren ayrıntılı bir örnek sunmaktadır. HPGe dedektörünün mutlak verimliliği (ε) bilinen bir kaynak kullanılarak belirlendi ve 4,41E-10 olduğu bulundu. Yakıtlarda ^{137}Cs için öz zayıflama faktörü (S) literatürde 0,52 olarak bildirilmiştir.

Şekil (4.2), ^{137}Cs aktivite seviyeleri ve TRIGA Mark II araştırma reaktörünün çekirdeğindeki nötron akı dağılımını göstermektedir. Becquerel (Bq) cinsinden ölçülen aktivite seviyelerinin renklendirilmiş gösterimi, aktivite ile nötron akısının merkez bölgede en yüksek değerlere ulaştığını ve dış halkalara doğru gittikçe azalan bir radyal akı gradyanı ortaya koymaktadır. Merkezi ışınlama kanalına (A1) yakınlıkları dolayısıyla B6, C11, C12 gibi yakıt elemanları kalp içindeki zincirleme reaksiyonu sürdürmedeki rolleri sebebiyle en yüksek aktivite seviyelerini (99,89 – 107,4 Bq) sergilemektedir. Dış halkalara doğru hareket edildiğinde, aktivite seviyeleri kademeli olarak gösterirken, çevresel elementler en düşük fisyon aktivitesini (45,84 – 70,10 Bq) göstermektedir.

Bu durum, reaktör kurulumundan bu yana yakıt deęiřtirme iřlemi yapılmadıęı için ^{137}Cs aktivitesinin iç halkalarda yüksek, dış halkalarda düşük olması yani içeriden dışarıya doğru azalan bir dağılım göstermesi beklenen bir durumdur. Şekil (4.2)'de yakıt elemanları dışında dięer reaktör bileřenleri de gösterilmektedir. Kontrol çubuklarının (C7, D16, E5) yerleşimi fazla nötronları soęurup reaktör reaktivitesini dengeleyecek şekilde konumlandırılmıştır. Tavşan sistemi (F3), numunelerin kısa süreli ışınlanmasını mümkün kılarak hızlı yerleştirme ve çıkarma işlemlerine olanak tanır. Enstrümente edilmiş (B1 ve F9) yakıt elemanlarının amacı ise gerçek zamanlı veri sunarak reaktörün performansını izlemek iken merkezi ışınlama kanalı (A1), nötron aktivasyon deneyleri için özel bir ışınlama bölgesi işlevi görür. Grafit çubukları moderatör görevi görerek nötronları yansıtır ve bir fisyon sürecini destekler. Nötron kaynağı (F26) ise reaktör ilk çalıştırıldığında zincirleme reaksiyonu başlatan ve devam etmesini saęlayan önemli bir göreve sahiptir.

Şekil (4.3), İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün çekirdeğinde bulunan yakıt elemanlarının oluşturduęu halka zincirlerindeki (B,C,D,E,F) yüzdelik cinsinden yanma oranı deęerlerini ve ^{137}Cs aktivitesi (Bq) arasındaki ilişkiyi göstermektedir. Literatürdeki çalışmalar incelendiğinde aktivite ile yanma oranı arasında lineer bir ilişki olduęu gözlemlenmiştir. Deney sonucu elde ettiğimiz grafikten eğilim çizgisi denklemine ($y = 20.254x - 2.7487$) ve $R^2 = 0.9987$ bakıldığında hem literatür ile uyuşan veriler elde ettiğimizi hem de yanma oranı indikatörünün güvenilir sonuç verdiğini doğrulayan bağlantıyı göstermektedir. Bu çıkarım, periyotlar boyunca yakıt tükenmesinin hassas bir şekilde izlenmesini saęlar ve yakıtın analiz edilmesine katkı saęlar. Şekilde gözlemlenen asimetric yanma oranı dağılımı, düşük yanma oranı seviyesine sahip yakıt elemanlarının belirli aralıklarla dış halkalardan iç halkalara (kalp merkezine) doğru yeniden yerleştirilmesini içeren, optimize edilmiş yakıt yönetimi stratejilerine duyulan gereksinimi ortaya koymaktadır; böylelikle yakıt tükenmesini önleyerek yakıt kullanım verimliliğini artırmakta; ayrıca kalp boyunca homojen bir güç dağılımı saęlanarak reaktör performansının optimize edilmesine ve kalp simetrisinin korunmasına katkı sunmaktadır.

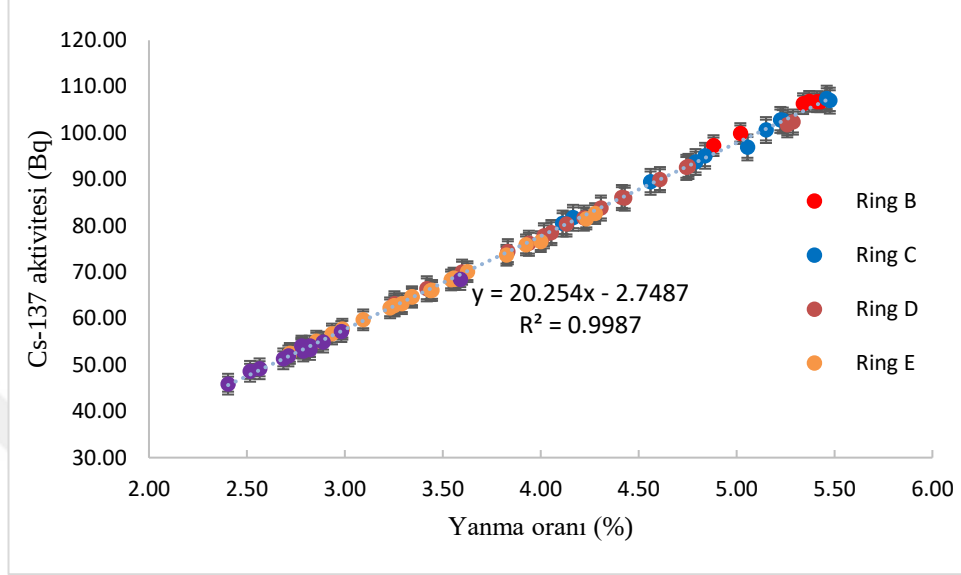


- Yakıt elemanı
- Kontrol çubukları (C7, D16, E5)
- Tavşan sistemi (F3)
- Enstrümente edilmiş yakıt elemanları (B1, F9)
- Merkezi yüksük (A1)
- Grafit çubukları
- Nötron kaynağı (F26)

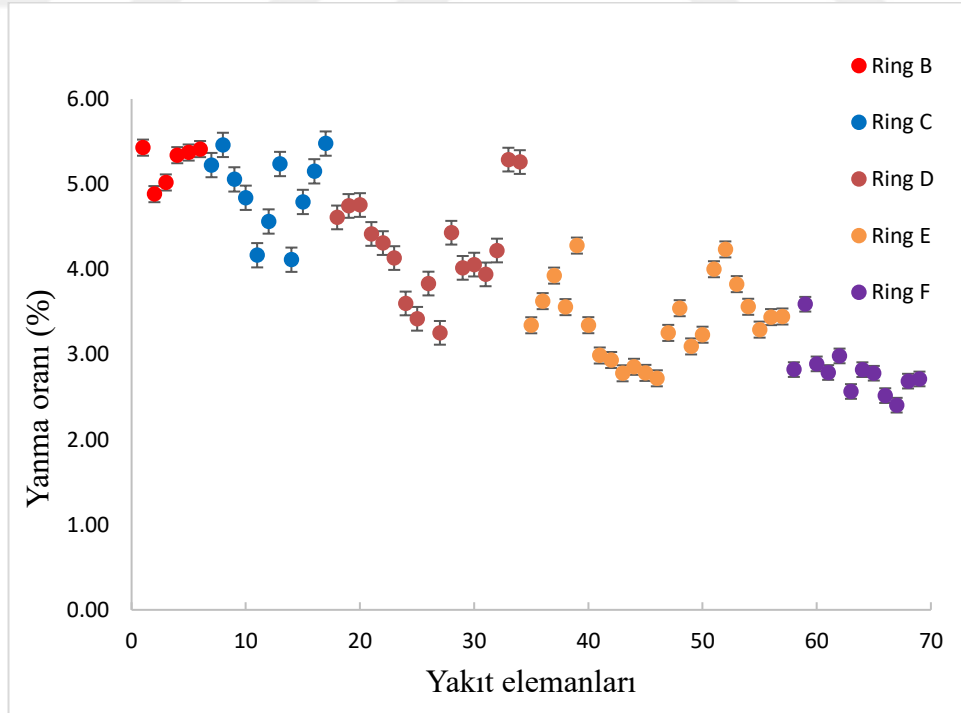
99,89 – 107,4 Bq
86,09 – 97,88 Bq
78,53 – 86,08 Bq
74,41 – 78,53 Bq
62,30 – 74,40 Bq
54,06 – 62,29 Bq
45,84 – 54,05 Bq

Şekil 4.2: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörünün yakıt elemanlarında ^{137}Cs aktivitesi dağılımı.

Yine Şekil (4.3)'de görüldüğü üzere ^{137}Cs aktivitesinin küçük hata payına sahip olması da yukarıdaki olasılıkları doğrulamakla beraber verilerin doğruluğunu da desteklemektedir. Bu bilgiler doğrultusunda, İTÜ TRIGA Mark II reaktörünün performansını üst düzeylere çıkarmak için rekonfigürasyon uygulanabilir.



Şekil 4.3: ^{137}Cs aktivitesi ile tüm yakıt elemanlarının yanma oranı arasındaki bağlantı.



Şekil 4.4: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalp içerisindeki yakıt elemanlarının radyal yanma oranı değişimi.

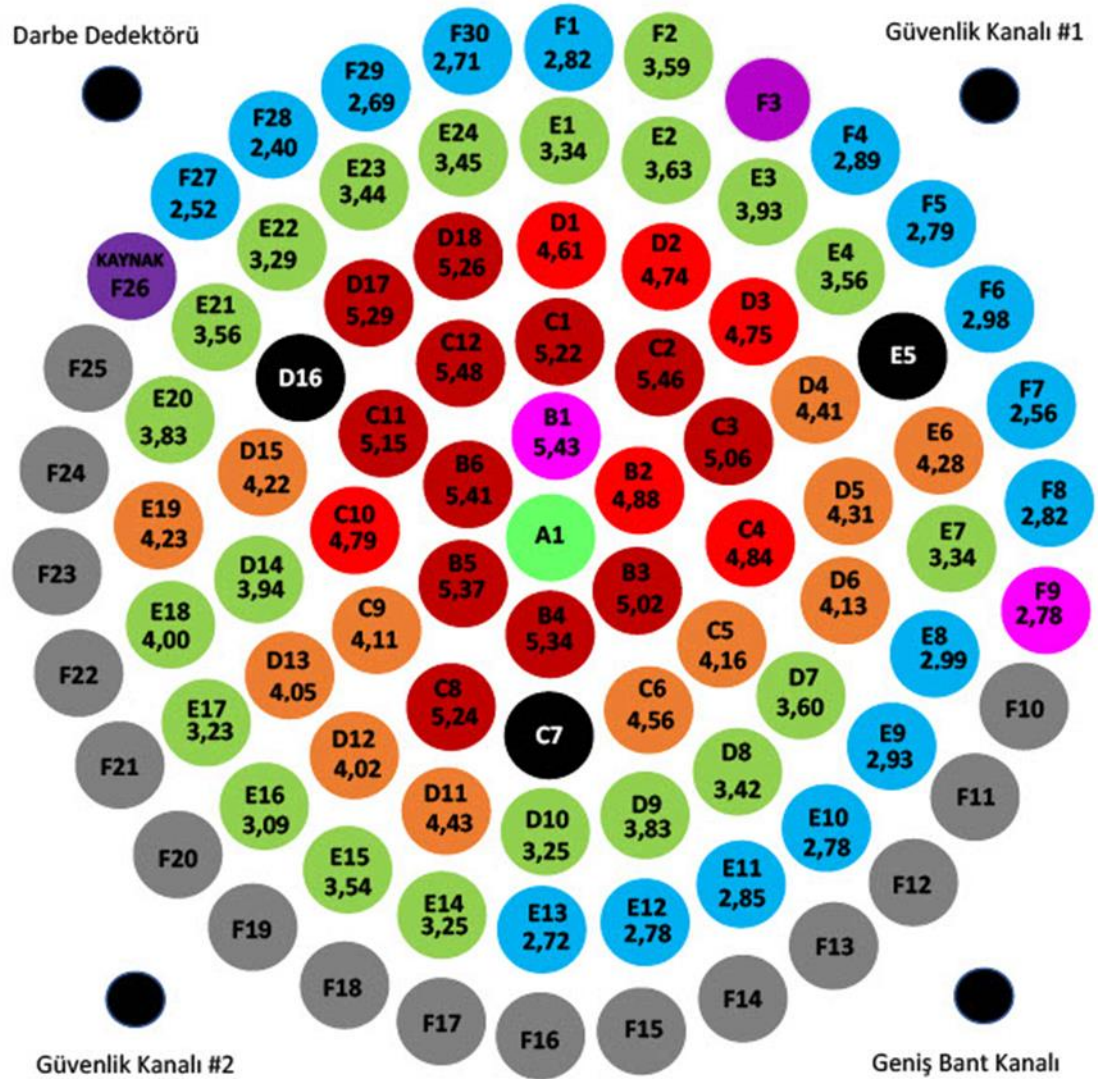
Şekil (4.4), İTÜ TRIGA Mark II reaktör çekirdeğinin iç halkaları (B ve C), yoğun nötron akısı nedeniyle en yüksek yanmaya maruz kalırken, dış halkalarının (D, E ve F) daha düşük yanma seviyeleri ne sahip olduğunu göstermektedir. Şekil (4.5), İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün kalp içinde yanma oranı dağılımını göstermektedir. Reaktör kalbi içinde merkezde bulunan %4,58- %5,44 arasındaki bölgeler yani açık ve koyu kırmızı bölgeler nötron akısının en yoğun olduğu bölgeleri temsil eder.

Orta yanma seviyelerini gösteren turuncu bölge (%3,99- %4,57) iken, azaltılmış nötron seviyesine maruz kalan yakıtlar yeşil ve mavi bölgeleri (%2,36- %3,98) temsil eder. B1 ve F9 yakıt elemanları enstrümantal yakıt elemanları olmaları nedeniyle bulundukları konumdan hareket ettirilemezler. Bu nedenle, yanma oranı değerleri en yakın yakıt elemanınıninkiyle aynı olduğu varsayılmıştır.

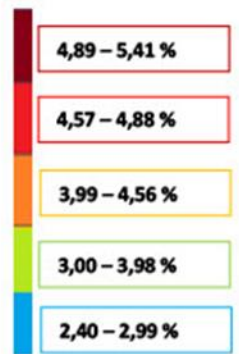
Çizelge 4.2, Şekil (4.5)'de verilen 67 adet yakıt elemanının yüzdesel yanma oranı dağılım grafiğinin tablo halinde gösterimidir. Şekil (4.5)'de merkez bölgede yüksek yanma seviyeleri hakimken, çevresinde yakıt elemanları daha düşük yanma değerine sahiptir.

Çizelge 4.2: 67 yakıt elemanı için yanma oranı değerleri.

Yakıt elemanı	Yanma oranı (%)	Yakıt elemanı	Yanma oranı (%)	Yakıt elemanı	Yanma oranı (%)	Yakıt elemanı	Yanma oranı (%)
B1	5,38	D1	4,58	E1	3,32	E19	4,21
B2	4,85	D2	4,71	E2	3,60	E20	3,80
B3	4,99	D3	4,72	E3	3,90	E21	3,54
B4	5,31	D4	4,39	E4	3,53	E22	3,27
B5	5,34	D5	4,28	E6	4,25	E23	3,42
B6	5,38	D6	4,11	E7	3,32	E24	3,42
C1	5,19	D7	3,58	E8	2,97	F1	2,80
C2	5,43	D8	3,40	E9	2,92	F2	3,57
C3	5,02	D9	3,81	E10	2,76	F4	2,87
C4	4,81	D10	3,23	E11	2,84	F5	2,77
C5	4,14	D11	4,40	E12	2,77	F6	2,96
C6	4,53	D12	3,99	E13	2,70	F7	2,55
C8	5,20	D13	4,03	E14	3,23	F8	2,80
C9	4,09	D14	3,91	E15	3,52	F9	2,80
C10	4,76	D15	4,19	E16	3,07	F27	2,50
C11	5,12	D17	5,25	E17	3,21	F28	2,36
C12	5,44	D18	5,23	E18	3,98	F29	2,67
						F30	2,69



-  Yakıt elemanı
-  Kontrol çubukları (C7, D16, E5)
-  Tavşan sistemi (F3)
-  Enstrümente edilmiş yakıt elemanları (B1, F9)
-  Merkezi ışınlama kanalı (A1)
-  Grafit çubukları
-  Nötron kaynağı (F26)



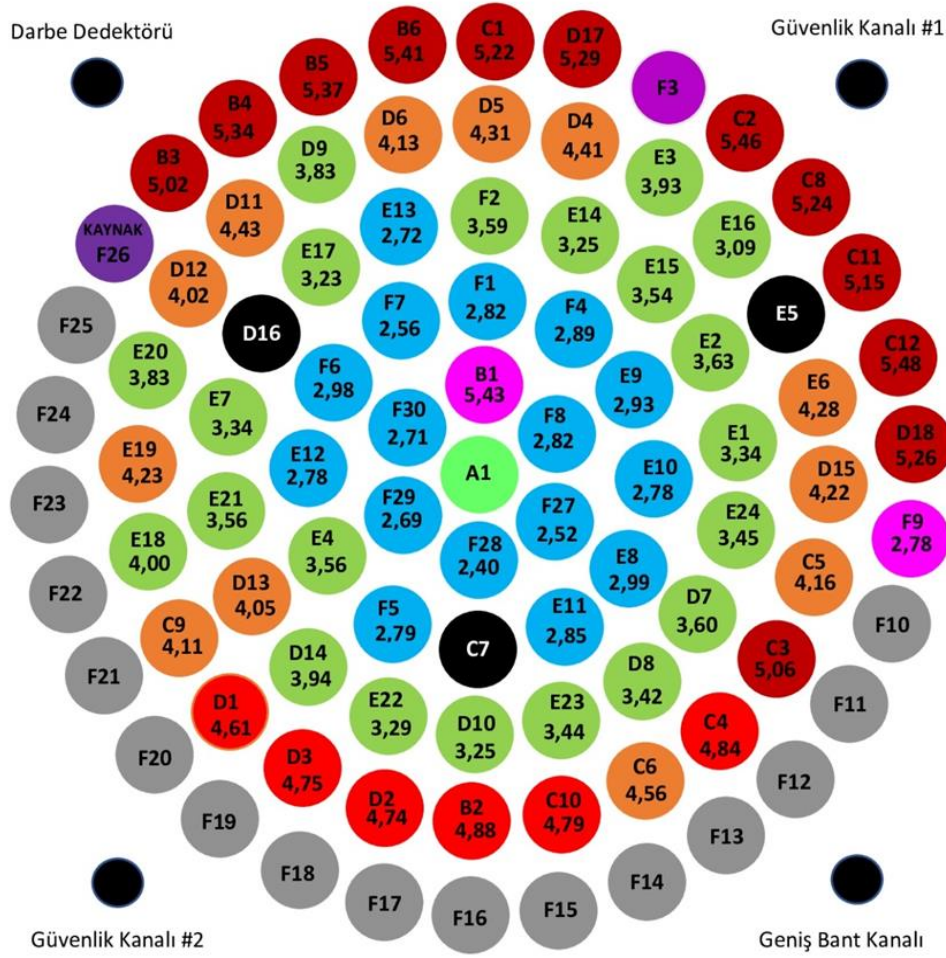
Şekil 4.5: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalp içerisindeki yakıt elemanlarının yanma oranları dağılımı.

F10 ve F16 arasındaki grafit çubuklarının önünde bulunan 6 adet yakıt elemanının bulundukları halkaya göre daha az yanma oranına sahip oldukları görülmektedir. Grafit çubuklarının yansıtıcı özelliğinden dolayı bu tarafa kaçan nötronlar merkeze doğru yansıtılmıştır. Kalp içerisindeki nötron akı dağılımının da yukarı bölgelerde daha yoğun olacağından ötürü 6 adet yakıt elemanı az yanma oranına sahiptir denilebilir. Aynı zamanda dengeli bir yakıt dağılımı sağlayabilmek için yüksek yanma değerine sahip yakıtlar periyodik yakıt karıştırma veya değiştirilmesi gerektiği anlaşılmaktadır. Buna karşılık, düşük yanma değerine sahip yakıtlar çekirdeğe daha yakın bölgelere yerleştirilerek performanslarının artırılması mümkün olabilir.

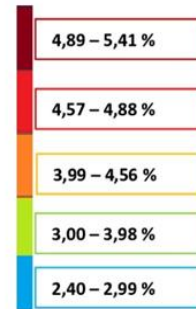
Şekil (4.6), şekil (4.5)'de bahsedilen performans artırma işlemi için rekonfigüre edilen reaktör kalbinin örnek şemasını göstermektedir. Yeniden düzenlenmiş kalp konfigürasyonu yakıt elemanlarını daha eşit bir şekilde yeniden dağıtır, daha düşük yanma elemanlarını nötron akısı maruziyetini dengelemek için ise dış halkalardan merkeze doğru yeniden konumlandırmayı içerir. Böylece hem homojen güç dağılımı sağlanır hem de nötron akısı dengelenmiş olur.

Şekil (4.7), Şekil (4.6)'daki gibi rekonfigürasyon önerilerinden biridir. Bu şemada en yüksek yanma oranı değerine sahip yakıtlar (koyu kırmızı) en dış halkalara yerleştirilmiş olup, iç halkalarda yakıtlar öncelikli olarak açık kırmızı sonrasında turuncu ile renklendirilmiş yakıt elemanları ile bir yüksek bir düşük şeklinde ilerlemiştir (örneğin açık kırmızı-turuncu-yeşil veya yeşil-yeşil-mavi). Yine Şekil (4.6)'da olduğu gibi reaktör kalbi altı eşit parçaya bölünmüştür ancak nötron akı dağılımı dengelemek ya da homojen güç dağılımı göz önüne alınarak yapılmamıştır. Çok yanmış yakıt elemanları kalp merkezinden uzağa, az yanmış yakıt elemanları ise kalp merkezine yakın olacak şekilde rastgele yerleştirilmiştir.

Şekil (4.8), yine benzer şekilde olabilecek yakıt konfigürasyon seçeneğini temsil etmektedir. Bu rekonfigürasyonda, en dış halka en yüksek yanma oranı değerlerine sahip (koyu kırmızı) yakıt elemanları ile çevrelenmiş olup, iç halkalarda Şekil (4.6)'dan farklı olarak açık kırmızı, turuncu ve yeşil renkli yakıt elemanları sıralanmıştır.

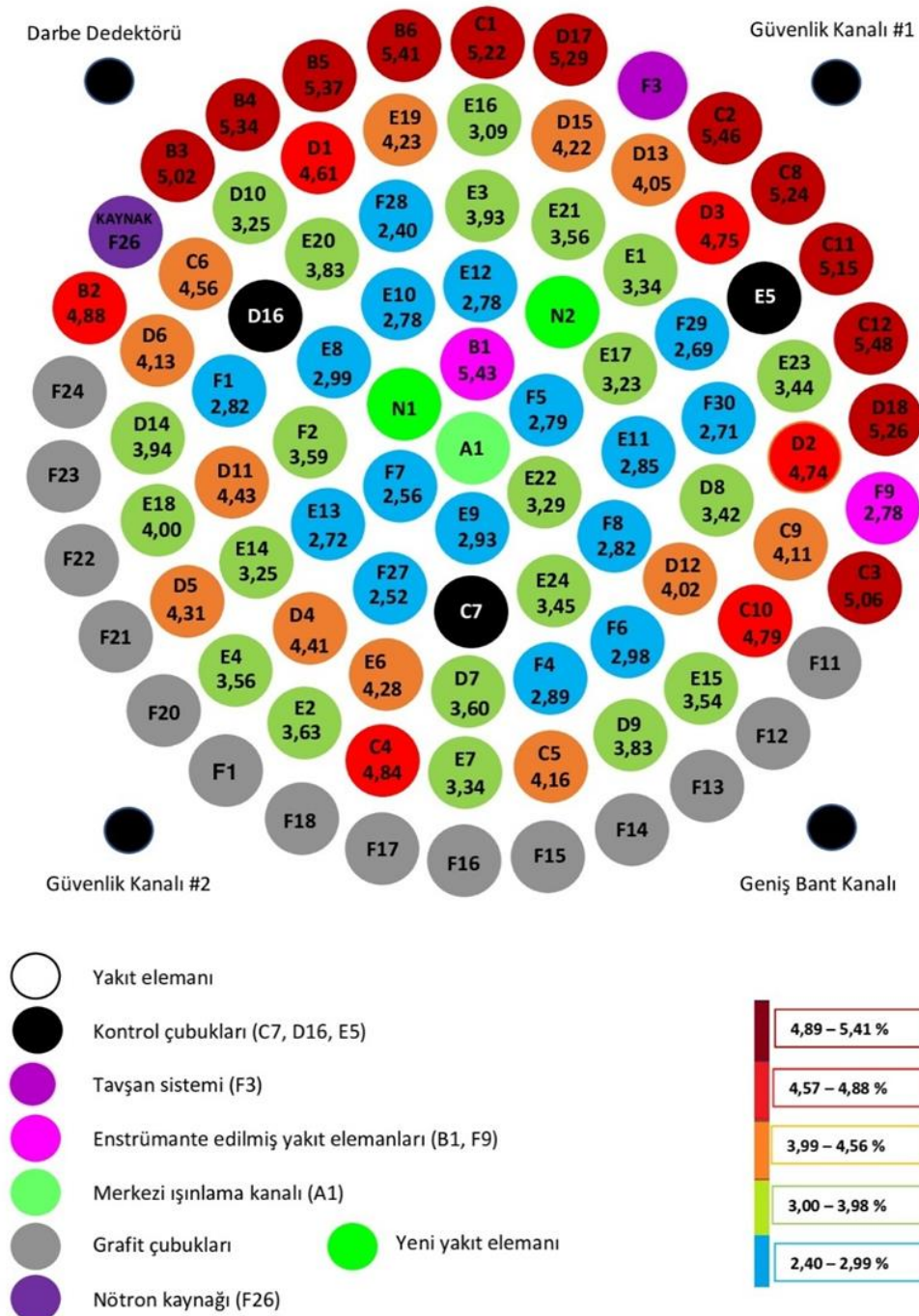


- Yakıt elemanı
- Kontrol çubukları (C7, D16, E5)
- Tavşan sistemi (F3)
- Enstrümente edilmiş yakıt elemanları (B1, F9)
- Merkezi ısınlama kanalı (A1)
- Grafit çubukları
- Nötron kaynağı (F26)



Şekil 4.7: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalbi için önerilen yakıt rekonfigürasyonu şeması.

Şekil (4.9) hem homojenite hem de nötron akı dağılımı dengesi göz önüne alınarak oluşturulmuş bir dağılımdır. Şekil (4.10) ise sadece homojenite sağlanarak yapılmıştır. Her iki dağılımda iki yeni yakıt elemanı eklenebilmesi için iki adet grafit çubuğu (F10 ve F25) kalp içerisinde çıkarılması uygun görülmüştür.



Şekil 4.9: İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü kalbi için önerilen yakıt rekonfigürasyonu şeması.



5. TARTIŞMA

Bu çalışmada, özel yakıt izleme sisteminin reaktör havuzunun üzerine kurulmasıyla İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü çekirdeğindeki tüm yakıt elemanları tahribatsız gama spektroskopisi kullanılarak analiz edildi. ^{137}Cs yanma oranı indikatörü kullanılan analizler incelendiğinde, çekirdeğin iç halkalarında daha yüksek yanma oranı değeri hakimken ve dış halkalarında daha düşük yanma oranı değeri gösterdiği tespit edildi. En iç halkada bulunan B6 yakıt elemanı %5,41 ile en yüksek yanma oranı değerine sahipken, en dış halkada bulunan F28 yakıt elemanı %2,40 ile en düşük yanma oranı değerine sahip olması da buna örnektir. İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü için yapılan bu analiz, çeşitli sayısal verilerle desteklenerek nötron akısı değişiminin yakıt tüketimi üzerindeki etkisini ortaya koymaktadır. Yanma oranı hesaplamaları iç halkalarda (B ve C) yoğun nötron akısı sebebiyle en yüksek yanma oranı seviyesi (%5'in üzerinde) gösterirken, dış halkalarda (D, E, F) daha düşük yanma oranlarının gözlemlendiğini göstermektedir. Elde edilen sonuçlar, reaktör çekirdeğinde dengesiz bir yanma oranı dağılımı olduğunu ortaya koymaktadır; bu durum, yakıtın etkin kullanılmadığını ve dolayısıyla optimizasyon stratejilerinin uygulanmasının gerekliliğini göstermektedir. Önerilen rekonfigürasyon seçenekleri, düşük yanma oranı seviyesine sahip yakıt elemanlarının dış halkalardan iç halkalara yani reaktör kalbinin merkezine doğru taşınarak nötron akısı dengesizliğinin giderilmesini amaçlamakta ve bu sayede yakıt elemanlarının daha etkin kullanımının sağlanmasıdır. Bu konfigürasyonlar, yüksek akı bölgelerinde aşırı yanmayı önlerken aynı zamanda kalp simetrisinin korunmasına katkı sunar.

Buna ek olarak, ^{137}Cs izotopuna ait aktivite ölçümleri ile yakıtların yanma oranı seviyeleri arasında güçlü bir korelasyon tespit edilmiş olup, bu izotopun indikatör olarak güvenilirliği doğrulanmıştır. Genel olarak elde edilen veriler, yakıt ömrü uzatma, sürdürülebilir işletim koşulları altında dengeli bir yanma profili elde etme ve stratejik yakıt yönetiminin reaktör performansını optimize etme gibi konularda kritik rol oynamaktadır. Çalışmada elde edilen yanma oranı verileri, önceki gama spektroskopisi kullanılarak yapılan çalışmalar ile tutarlılık gösterilip göstermediğini derinlemesine analiz edebilmek için ilave analizlere ve farklı yanma göstergelerinin

kullanılmasına ihtiyaç duyulmaktadır. Bu nedenle, gelecekteki çalışmalarda bu verilerin genişletilerek ele alınması planlanmaktadır.

Çalışmada kullanılan NDA gama spektroskopisi yöntemi yanma oranı hesaplamalarında hızlı ve güvenilir sonuçla elde edilmesini sağlamıştır ancak dedektör kalibrasyonu verimi veya çevresel faktörler gibi etkiler deney üzerinde belirsizlik oluşabilir. Bu belirsizliklerin minimize edilmesi için çevresel koşullar optimize edilebilir veya ölçüm tekrarlılığı sağlanabilir.

Öte yandan, elde edilen yanma oranı verileri reaktör çekirdeğindeki dengesiz güç dağılımının varlığını ortaya koyarken, güç dağılımının yakıt tüketimi üzerinde doğrudan etkisi olduğunu göstermektedir. Reaktörün geçmiş işletim tarihine bakıldığında uzun süreli aynı yakıt kullanımının sonucu doğrultusunda bu verilerin elde edildiği sonucuna varılabilir. Önerilen rekonfigürasyon seçenekleri yalnızca yakıt performansını artırmakla kalmayıp, reaktörün genel performansına da katkıda bulunur ve işletim süresini uzatır böylece maliyetli bir işletim süreci gerçekleştirilmesi beklenmektedir.

KAYNAKLAR

- [1] **International Atomic Energy Agency**, *What is nuclear energy? The science of nuclear power*. (2022)
Url-1 <<https://www.iaea.org/newscenter/news/what-is-nuclear-energy-the-science-of-nuclear-power>>, erişim tarihi: 04.04.2025.
- [2] **U.S. Department of Energy**, *The history of nuclear energy*. Washington, D.C.: Office of Nuclear Energy, Science and Technology.
- [3] **U.S. Department of Energy**, *Oak Ridge X-10 reactor*. Office of Scientific and Technical Information.
Url-2 <<https://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history/Places/OakRidge/oak-ridge-x10.html>>, erişim tarihi: 04.04.2025.
- [4] **World Nuclear Association**, *Outline history of nuclear energy*. (2024, August 29).
Url-3 <<https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/outline-history-of-nuclear-energy>>, erişim tarihi: 06.04.2025
- [5] **Petros'yants, A. M.**, A pioneer of nuclear power. (1984). IAEA Bulletin, 26(4), 42–46.
Url-4 <<https://www.iaea.org/>>, erişim tarihi: 07.04.2025
- [8] **Valković, V.**, The nuclear fuel cycle. In *Radioactivity in the Environment*. (2000). (pp. 305–349). <https://doi.org/10.1016/B978-044482954-2.50007-1>
- [6] **World Nuclear Association.**, *Nuclear power in the world today*. (2025).
Url-6 <<https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today>>, erişim tarihi: 15.04.2025
- [7] **International Energy Agency.**, *Global energy review*. (2025).
Url-7 <<https://www.iea.org/reports/global-energy-review-2025>>, erişim tarihi: 18.04.2025
- [9] **General Atomics.**, *History of energy research at General Atomics*. (2016).
Url-8 <<https://www.ga.com/images/products/energy/pdf/history-of-energy-research-at-ga.pdf>>, erişim tarihi: 19.04.2025
- [10] **International Atomic Energy Agency. (2016)**. History, development and future of TRIGA research reactors (Technical Reports Series No. 482). Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [11] **International Atomic Energy Agency.**, *Emergency preparedness and response for TRIGA research reactors*. (2020).
Url-9 <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/EPR-TRIGARR_web.pdf>, erişim tarihi: 22.04.2025

- [12] **Fouquet, D. M., Razvi, J., & Whittemore, W. L.**, TRIGA research reactors: A pathway to the peaceful applications of nuclear energy. (November,2003). *Nuclear News*, 46–51. American Nuclear Society. Url-10 <<https://www2.ans.org/pubs/magazines/nn/docs/2003-11-3.pdf>>, erişim tarihi: 22.04.2025
- [13] **Hossain, N., Malek Soner, M. A., Haque Prodhan, M. M., Sahadath, M. H., & Ahmad Kabi, K. (2022).** *Experimental analysis of step reactivity insertion effect on reactor power, fuel temperature and reactor period in BAEC TRIGA research reactor. Annals of Nuclear Energy*, 165, 108665. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108665>
- [14] **Chiesa, D., Clemenza, M., Nastasi, M., Pozzi, S., Previtali, E., Scionti, G., Sisti, M., Prata, M., Salvini, A., Cammi, A., (2015).** Measurement and simulation of the neutron flux distribution in the TRIGA Mark II reactor core, *Annals of Nuclear Energy*. 85, 925-936 <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.07.011>
- [15] **Baba, A.F. (1995).** *İTÜ TRIGA mark II reaktörünün bulanık kontrolü.* (Doktora tezi). Marmara Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, İstanbul.
- [16] **H. Bock & C. Kirchsteiger., Probabilistic Safety Analysis for the TRIGA Reactor Vienna (AIAU 88305 Rev.1).** (1988). International Atomic Energy Agency. Url-11<<https://inis.iaea.org/records/k02dx-qd684>>, erişim tarihi: 24.04.2025
- [17] **Akyurek, T., Acikgoz, D., Reyhancan, I. A., & Kiziltas, M. S. (2024).** Experimental burn-up analysis of ITU TRIGA Mark II reactor fuel elements. *Nuclear Engineering and Design*, 424, 113229. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113229>
- [18] **Akyurek, T., Shoaib, S. B., & Usman, S. (2020).** Delayed fast neutron as an indicator of burn-up for nuclear fuel elements. *Nuclear Engineering and Technology*, 53(12), 3127–3132. <https://doi.org/10.1016/j.net.2021.04.013>
- [19] **Akyurek, T., Tucker, L. P., & Usman, S. (2014).** Review and characterization of best candidate isotopes for burnup analysis and monitoring of irradiated fuel. *Annals of Nuclear Energy*, 69, 278–291.
- [20] **Kim, D., Hong, S., & Ahn, G. H. (2023).** IBEST: A program for burnup history estimation of spent fuels based on ORIGEN-S. *Nuclear Engineering and Technology*, 55. <http://www.journals.elsevier.com/nuclear-engineering-and-technology/>
- [21] **OECD Nuclear Energy Agency, Burn-up credit: Criticality safety**, OECD NEA, [Online]. Url-12 https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_24448/burn-up-credit-criticality-safety, erişim tarihi: 28.04.2025
- [22] **International Atomic Energy Agency, Determination of research reactor fuel burnup**, IAEA, Vienna, Austria, Jan. 1992.

- [23] Inoue, K., Taniguchi, K., & Kobayashi, T. (1967). Mass spectrometric determination of burnup. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 4(3), 131–135.
- [24] Willman, C., Bäcklin, A., Huikari, J., Honkamaa, T., & Yli-Koski, M. (2006). Nondestructive assay of spent nuclear fuel with gamma-ray spectroscopy. *Annals of Nuclear Energy*, 33, 427–438. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2005.09.004>
- [25] Karimzadeh, S., Rezaei, H., Rahighi, J., & Gharib, M. (2011). Gamma spectrometry inspection of TRIGA MARK II fuel using caesium isotopes. *Nuclear Engineering and Design*, 241, 118–123. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2010.09.016>
- [26] Reilly, D., et al. (1991). Passive nondestructive assay of nuclear materials (NUREG/CR-5550). Los Alamos National Laboratory. Pp. 529–557.
- [27] Makmal, T., Aviv, O., & Gilad, E. (2016). A simple gamma spectrometry method for evaluating the burnup of MTR-type HEU fuel elements. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 834, 175–178. <https://doi.org/10.1016/j.nima.2016.08.023>
- [28] Dennis, M. L., & Usman, S. (2010). Feasibility of ^{106}Ru peak measurement for MOX fuel burnup analysis. *Nuclear Engineering and Design*, 240, 3687–3696. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2010.07.003>
- [29] Rhodes, H. J. (2018). *Fuel burnup simulation and analysis of the Missouri S&T Reactor* (Master's thesis, University of Missouri-Rolla). Missouri, USA.
- [30] Türkmen, M., Çolak, Ü., & Ergün, Ş. (2015). Effect of burnup on the neutronic parameters of ITU TRIGA Mark II research reactor. *Progress in Nuclear Energy*, 83, 26–34. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2015.05.003>
- [31] H. M. Dalle and M. A. Veloso, Monte Carlo simulation of TRIGA IPR-R1: reactivity worth, burnup, flux and power. In: 3rd World TRIGA Users Conference, Minas Centro-Belo Horizonte, Minas Gerais, Brazil, August 22-25, (2006)
- [32] W. Martin, *Implementation of On-the-Fly Doppler Broadening in MCNP5 for Multiphysics Simulation of Nuclear Reactors*, U.S. Department of Energy, 2012. <https://www.osti.gov/biblio/1058919>
- [33] Dashchenko, A. I. (Ed.). (2005). Reconfigurable manufacturing systems and transformable factories. Springer. <https://link.springer.com/book/10.1007/3-540-29397-3>
- [34] Chiesa, D., Clemenza, M., Pozzi, S., Previtali, E., Sisti, M., Alloni, D., Magrotti, G., Manera, S., Prata, M., Salvini, A., Cammi, A., Zanetti, M., & Sartori, A. (2016). Fuel burnup analysis of the TRIGA Mark II reactor at the University of Pavia. *Annals of Nuclear Energy*, 96, 270–276. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.05.007>
- [35] Lyric, Z. I., Mahmood, M. S., & Motalab, M. A. (2012). A study on TRIGA core reconfiguration with new irradiation channels. *Annals of Nuclear Energy*, 43, 183–186.

- [36] **A. R. Yavar, S. Sarmani, A. K. Wood, S. M. Fadzil, Z. Masood, & K. S. Khoo,** "Neutron flux parameters for ko-NAA method at the Malaysian nuclear agency research reactor after core reconfiguration," *Radiation Measurements*, vol. 46, pp. 219–223, 2011.
- [37] **Craft, A. E., Wachs, D. M., Okuniewski, M. A., Chichester, D. L., Williams, W. J., Papaioannou, G. C., & Smolinski, A. T. (2015).** Neutron radiography of irradiated nuclear fuel at Idaho National Laboratory. *Physics Procedia*, 69, 483–490.
<https://doi.org/10.1016/j.phpro.2015.07.069>
- [38] **Idaho National Laboratory.** (2024). *Neutron Radiography Reactor*.
<https://inl.gov/document/neutron-radiography-reactor/>
- [39] **A. E. Craft, B. A. Hilton, & G. C. Papaioannou,** "Characterization of a neutron beam following reconfiguration of the Neutron Radiography Reactor (NRAD) core and addition of new fuel elements," *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 48, pp. 200–210, 2016.
- [40] **T. Alhuzaymi and A. B. Alajo,** "Low-Power Core Reconfiguration for Missouri S&T Reactor (MSTR)," *Transactions of the American Nuclear Society*, vol. 120, pp. 961-963, American Nuclear Society (ANS), Jun 2019.
- [41] **D. Bărbos, C. Păunoiu, & C. Roth,** "Determination of α and f parameters at the 14-MW TRIGA reactor at Pitesti, Romania," *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, vol. 622, pp. 425–428, 2010.
- [42] **R. G. Cochran & N. Tsoulfanidis,** *The Nuclear Fuel Cycle: Analysis and Management*, 2nd ed., La Grange Park, IL: American Nuclear Society, 1999.
- [43] **J. R. Lamarsh & A. J. Baratta,** *Introduction to Nuclear Engineering* (3rd ed.). Upper Saddle River, NJ: Prentice Hall, 2001.
- [44] **N. Tsoulfanidis & S. Landsberger,** *Measurement and Detection of Radiation* (4th ed.). Boca Raton, FL: CRC Press, 2015.
- [45] **G F. Knoll,** *Radiation Detection and Measurement*, John Wiley, 2017
- [46] **Practical Gamma-Ray Spectrometry**, 2nd Edition. Gordon Gilmore, 2008, John Wiley & Sons.

ÖZGEÇMİŞ

Ad-Soyad : Zeynep BODUROĞLU

ÖĞRENİM DURUMU:

- **Lisans** : 2022, Marmara Üniversitesi, Fen Edebiyat Fakültesi, Fizik
- **Yüksek Lisans** : 2025, İstanbul Teknik Üniversitesi, Nükleer Araştırmalar Anabilim Dalı, Radyasyon Bilim ve Teknoloji

MESLEKİ DENEYİM VE ÖDÜLLER:

- 2023-2025 yılları arasında Tübitak 3501 Kariyer Geliştirme Programı 122F488 numaralı projede görev aldı.
- 2025 yılında İstanbul Teknik Üniversitesi'nde yüksek lisansını tamamladı.

DİĞER YAYINLAR, SUNUMLAR VE PATENTLER:

- **Akyurek T., Boduroglu Z.,** 2024. Identification Of Alternative Indicators for Measuring Fuel Burnup and Monitoring (Chapter 23). *Polymeric Nanocomposites and Applications in Nuclear Technology*, Istanbul Technical University Press, August 15, 2024 İstanbul, Türkiye.