

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ

**İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ İÇİN GENETİK
ALGORİTMA KULLANARAK KALP KONFIGÜRASYON
OPTİMİZASYONU**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Sefa SAYIN

**Nükleer Araştırmalar Anabilim Dalı
Radyasyon Bilim ve Teknoloji Programı**

HAZİRAN 2023

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ

**İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ İÇİN GENETİK
ALGORİTMA KULLANARAK KALP KONFIGÜRASYON
OPTİMİZASYONU**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

**Sefa SAYIN
(302191005)**

**Nükleer Araştırmalar Anabilim Dalı
Radyasyon Bilim ve Teknoloji Programı**

Tez Danışmanı: Doç. Dr. Senem ŞENTÜRK LÜLE

HAZİRAN 2023

ISTANBUL TECHNICAL UNIVERSITY ★ GRADUATE SCHOOL

**CORE CONFIGURATION OPTIMIZATION FOR ITU TRIGA MARK II
RESEARCH REACTOR USING GENETIC ALGORITHM**

M.Sc. THESIS

**Sefa SAYIN
(302191005)**

Nuclear Researches Division

Radiation Science and Technology Programme

Thesis Advisor: Assoc. Prof. Dr. Senem ŞENTÜRK LÜLE

JUNE 2023

İTÜ, Lisansüstü Eğitim Enstitüsü'nün 302191005 numaralı Yüksek Lisans Öğrencisi Sefa SAYIN, ilgili yönetmeliklerin belirlediği gerekli tüm şartları yerine getirdikten sonra hazırladığı “İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ İÇİN GENETİK ALGORİTMA KULLANARAK KALP KONFIGÜRASYON OPTİMİZASYONU” başlıklı tezini aşağıda imzaları olan jüri önünde başarı ile sunmuştur.

Tez Danışmanı : **Doç. Dr. Senem ŞENTÜRK LÜLE**
İstanbul Teknik Üniversitesi

Jüri Üyeleri : **Prof. Dr. Üner ÇOLAK**
İstanbul Teknik Üniversitesi

Dr. Adem ERDOĞAN
Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu

Teslim Tarihi : 26 Mayıs 2023
Savunma Tarihi : 19 Haziran 2023





Sevgili anneme ve kardeşlerime,



ÖNSÖZ

Yüksek lisans eğitimim sırasında güler yüzünü, samimiyetini ve eğitim sürecim içerisinde karşılaştığım zorlukları aşmamda desteğini hiçbir zaman esirgemeyen, kendimi geliştirmem ve yeni araştırma konularına yönelmem için bana cesaret veren, değerli fikirleriyle bana yol gösteren danışman hocam Doç. Dr. Senem ŞENTÜRK LÜLE'ye saygı ve teşekkürlerimi sunarım.

Tezin geliştirilmesine katkılarından dolayı değerli jüri üyeleri Prof. Dr. Üner ÇOLAK ve Dr. Adem ERDOĞAN'a teşekkürlerimi sunarım.

Tez çalışmam sırasında değerli bilgi birikimi ve tecrübesiyle desteğini esirgemeyen Dr. Mehmet TÜRKMEN'e teşekkür ederim.

Yüksek lisans eğitimim boyunca fikir alışverişinde bulunduğumuz, İTÜ Enerji Enstitüsü araştırma görevlileri Feride KUTBAY, Fadime Özge ÖZKAN ve Sefa BEKTAŞ'a teşekkür ederim.

Yüksek lisans eğitimim sırasında 2210-C Yurt İçi Öncelikli Alanlar Yüksek Lisans Burs Programı kapsamında sağladığı destek ve bilim insanlarına katkılarından dolayı TÜBİTAK'a teşekkür ederim.

Bu çalışmadaki termal-hidrolik analizlerde kullanılan hesaplama kaynakları Ulusal Yüksek Başarımlı Hesaplama Merkezi'nin (UHeM) 4014182022 numaralı desteğiyle sağlanmıştır.

Değerli fikirlerini ve yardımlarını hiçbir zaman esirgemeyerek, bu süreçte bana destek olan kıymetli dostlarım Berkay ÇETİN, Dr. Zehra Merve CİNAN, Müntehar ÇAKIR, Azmi ÇAKIR, Edanur DEMİR ve Fatih BAYIRLI'ya çok teşekkür ederim.

Yaşamımın ilk anından bu yana beni hiçbir konuda yalnız bırakmayarak, bana her zaman güvenen ve destek olan, varlığıyla huzur veren annem Nesrin SAYIN'a, hayatımdaki en değerli dostlarım olan kardeşlerim Merve Zeynep SAYIN'a ve Emirhan SAYIN'a teşekkürü borç bilirim.

Mayıs 2023

Sefa SAYIN
(Nükleer Enerji Mühendisi)

İÇİNDEKİLER

	<u>Sayfa</u>
ÖNSÖZ	ix
İÇİNDEKİLER	xi
KISALTMALAR	xiii
SEMBOLLER	xv
ÇİZELGE LİSTESİ	xvii
ŞEKİL LİSTESİ	xix
ÖZET	xxi
SUMMARY	xxiii
1. GİRİŞ	1
1.1 Motivasyon	2
1.2 Literatür Taraması	3
1.3 Tezin Amacı	10
2. İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ	11
2.1 Güvenlik Kriterleri	15
3. İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜNÜN ÇOKLU-FİZİK MODELLEMESİ	17
3.1 Nötronik Model	17
3.1.1 MCNP6.2 Monte Carlo Kodu	17
3.1.2 Reaktörün Monte Carlo modeli	18
3.1.3 Nükleer veri	19
3.1.4 Kritiklik ve reaktivite	19
3.1.5 Kontrol çubuğu değeri	21
3.1.6 Nötron akısı	21
3.1.7 Güç tepe değeri ve güç dağılımı	22
3.1.8 Yanma analizi	25
3.2 Termal-Hidrolik Model	27
3.2.1 Navier-Stokes denklemleri	27
3.2.2 Doğal taşınım	28
3.2.3 RANS türbülans modeli	30
3.2.4 Fluent hesaplamalı akış dinamiği kodu	32
3.2.5 Reaktörün termal-hidrolik modeli	34
4. KALP KONFIGÜRASYONUNUN OPTİMİZASYON METODOLOJİSİ	39
4.1 Genetik Algoritmanın Temeli	39
4.2 Ön-Optimizasyon	40
4.3 Genetik Algoritmanın Uygulaması	42
4.4 Penaltı Fonksiyonuna Dayalı Genetik Algoritma	42
4.5 Kalp Konfigürasyonlarının Kromozom Olarak Temsili	45
4.6 Seçim Operatörü	46
4.7 Çaprazlama Operatörü	46

4.8	Mutasyon Operatörü	47
4.9	Penaltı Fonksiyonunun Hesaplanması: Reaktör fiziği kodu	48
4.10	Yakınsama Kriteri	49
4.11	Kısıtlamalar	50
4.12	Optimizasyon Parametreleri	50
5.	BULGULAR VE TARTIŞMA	51
5.1	Optimizasyon Bulguları	51
5.2	Nötronik Analiz	53
5.2.1	Yanma analizi	54
5.2.2	Nötron akısı	55
5.2.3	Kontrol çubuğu değeri	58
5.2.4	Güç tepe değeri	58
5.3	Termal-Hidrolik Analiz	60
5.3.1	Yakıt elemanı güç ve ısı akısı analizi	60
5.3.2	Sıcaklık dağılımı	62
6.	SONUÇLAR VE ÖNERİLER	67
KAYNAKLAR		71
ÖZGEÇMİŞ		75

KISALTMALAR

ABC	: Yapay Arı Kolonisi
CFT	: Maksimum Merkez Yakıt Sıcaklığı
CX	: Döngü Çaprazlama
CZP	: Soğuk-Sıfır Güç
DE	: Diferansiyel Evrim
DNBR	: Kabarcıklı Kaynamadan Uzaklaşma Oranı
DNS	: Doğrudan Sayısal Simülasyon
GA	: Genetik Algoritma
GAR	: Güvenlik Analiz Raporu
HAD	: Hesaplamalı Akış Dinamiği
HFP	: Sıcak-Tam Güç
HNNA	: Hopfield Sinir Ağı Algoritması
ICA	: Emperyalist Rekabetçi Algoritma
KK	: Kalp Konfigürasyonu
LES	: Büyük Girdap Simülasyonu
MOGA	: Çok Amaçlı Genetik Algoritma
PHWR	: Basınçlı Ağır Su Reaktörü
PSO	: Parçacık Sürü Optimizasyonu
PWR	: Basınçlı Su Reaktörü
RANS	: Reynolds Ortalamalı Navier-Stokes
SOGA	: Tek Amaçlı Genetik Algoritma
SUS	: Stokastik Tekdüze Örnekleme Yöntemi
TRIGA	: Training, Research, Isotope, General Atomics
TSP	: Gezgin Satıcı Problemi
UDF	: Kullanıcı Tanımlı Fonksiyon
URANS	: Kararsız Reynolds Ortalamalı Navier-Stokes
UZrH	: Uranyum-Zirkonyum Hidrit
YSA	: Yapay Sinir Ağı



SEMBOLLER

β	: Gecikmiş nötron kesri
ϕ	: Nötron akısı
$\$$	: Dolar cinsinden reaktivite
E	: Enerji
ϵ	: Türbülans enerjisi yitim hızı
f	: Penaltı fonksiyonu
f_ϕ	: Penaltı terimi
F	: Kütle kuvvetleri
g	: Yerçekimi ivmesi & Jenerasyon sayısı
χ	: Fisyon nötron spektrumu
k	: Çoğalma faktörü & Türbülans kinetik enerjisi
μ	: Viskozite
ν	: Fisyon başına nötron sayısı
n	: Gen sayısı
p	: Basınç
ppf	: Yakıt elemanlarının güç tepe değeri
P	: Güç
σ	: Mikroskobik tesir kesiti
Σ	: Makroskopik tesir kesiti
q''	: Isı akısı
q'''	: Güç yoğunluğu
R	: Reaksiyon hızı
Ra	: Rayleigh sayısı
ρ	: Reaktivite & Yoğunluk
ρ_{ex}	: Fazlalık reaktivite
ρ_w	: Kontrol çubuğu değeri
ρ_U	: Uranyum yoğunluğu
ρ_{ZrH_x}	: UZrH matrisinin yoğunluğu
S	: Ölçeklendirme faktörü
t	: Zaman
T	: Sıcaklık
V	: Hacim
$\vec{u}$	: x -yönündeki hız bileşeni
w_f	: Fisyon başına açığa çıkan enerji
w_U	: Yakıt matrisinin ağırlıkça uranyum içeriği
x	: Kartezyen koordinat
y	: Kartezyen koordinat
z	: Kartezyen koordinat



ÇİZELGE LİSTESİ

	<u>Sayfa</u>
Çizelge 2.1 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü tasarım parametreleri.....	12
Çizelge 2.2 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün güvenlik kriterleri.	16
Çizelge 3.1 : Reaktörün HAD modelinin Fluent kodu sayısal model kurulumu. ..	36
Çizelge 4.1 : Optimizasyon parametreleri.	50
Çizelge 5.1 : Yanmaya bağlı fazlalık reaktivite denklemi katsayıları.	55
Çizelge 5.2 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonları için kontrol çubuğu değerleri.	58
Çizelge 5.3 : Kalp konfigürasyonlarının yakıt elemanı başına ortalama, maksimum ve minimum güç değerleri.	61



ŞEKİL LİSTESİ

	<u>Sayfa</u>
Şekil 2.1 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün a) dikey ve b) radyal kesit görünümü [16].	11
Şekil 2.2 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalbi.	13
Şekil 2.3 : Yakıt elemanının geometrisi.	14
Şekil 3.1 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü nötronik modeli.	18
Şekil 3.2 : Aktif yakıt bölgesinin eksenel hücrelere bölünmesi.	24
Şekil 3.3 : Tüm işletme geçmişi yaklaşımının grafiksel gösterimi.	26
Şekil 3.4 : Türbülanslı akışın herhangi bir noktasında hızın zamanla değişimi.	31
Şekil 3.5 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün termal-hidrolik model geometrisi.	34
Şekil 3.6 : Su yoğunluğunun sıcaklıkla değişimi.	36
Şekil 4.1 : Optimizasyon öncesi İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalbi.	41
Şekil 4.2 : GA akış şeması.	43
Şekil 4.3 : Örnek bir kromozomun genotip ve fenotipi.	45
Şekil 4.4 : Örnek bir çaprazlama işlemi.	46
Şekil 4.5 : Örnek bir mutasyon işlemi.	47
Şekil 5.1 : Jenerasyonlara göre optimizasyon sonuçları.	51
Şekil 5.2 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalp konfigürasyonunun değişimi: Mevcut (solda) ve optimum (sağda).	52
Şekil 5.3 : Mevcut (solda) ve optimum (sağda) kalp konfigürasyonları için yakıt elemanlarının ^{235}U içeriği dağılımı.	53
Şekil 5.4 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının yanma analizi.	54
Şekil 5.5 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının termal nötron akı dağılımı.	56
Şekil 5.6 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının hızlı nötron akı dağılımı.	56
Şekil 5.7 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının nötron spektrumu.	57
Şekil 5.8 : Mevcut (solda) ve optimum (sağda) kalp konfigürasyonları için yakıt elemanlarının güç tepe değerleri.	59
Şekil 5.9 : Mevcut kalp konfigürasyonu için yakıt elemanlarının güç değerleri.	60
Şekil 5.10 : Optimum kalp konfigürasyonu için yakıt elemanlarının güç değerleri.	61
Şekil 5.11 : Mevcut (solda) ve optimum (sağda) kalp konfigürasyonları için aktif yakıt bölgesinde eksenel normalize ısı akısı dağılımı.	62
Şekil 5.12 : Mevcut kalp konfigürasyonu için eksenel sıcaklık dağılımı.	63
Şekil 5.13 : Optimum kalp konfigürasyonu için eksenel sıcaklık dağılımı.	63
Şekil 5.14 : Mevcut kalp konfigürasyonu için radyal sıcaklık dağılımı.	64
Şekil 5.15 : Optimum kalp konfigürasyonu için radyal sıcaklık dağılımı.	65
Şekil 5.16 : Mevcut kalp konfigürasyonu yakıt elemanları için zarf sıcaklığı dağılımı.	65

Şekil 5.17 : Optimum kalp konfigürasyonu yakıt elemanları için zarf sıcaklığı dağılımı. **66**



İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ İÇİN GENETİK ALGORİTMA KULLANARAK KALP KONFIGÜRASYON OPTİMİZASYONU

ÖZET

Nükleer güç santralleri reaktörde gerçekleşen fisyon reaksiyonu sonucu ortaya çıkan enerjiyi elektrik enerjisine dönüştüren sistemlerdir. Bu kapsamda elektrik üretimi yapan ticari nükleer reaktörlerin yanı sıra elektrik üretmeyip araştırma ve geliştirme alanında kullanılan araştırma reaktörleri de mevcuttur. Ticari reaktörlere göre daha küçük olan araştırma reaktörleri malzeme testleri, tıbbi ve endüstriyel radyoizotop üretimi, nötrografi ve eğitim-öğretim gibi çok çeşitli araştırma ve geliştirme amaçları için kullanılmaktadır.

Yüksek nötron akıllı araştırma reaktörleri hem malzeme testleri hem de radyoizotop üretimi olanağı sunmaktadır. Bu olanakları sağlayamayan düşük nötron akıllı reaktörlerin nötron akısını mümkün olabilecek en yüksek değere çıkarmak önem arz etmektedir. Bu tez çalışmasında, güvenlik limitleri aşılmadan ve reaktör çevrim uzunluğunu artırarak merkezi ışınlama kanalında termal nötron akısının maksimizasyonunu amaçlayan bir optimizasyon algoritması olan genetik algoritma (GA) ile optimum kalp konfigürasyonunun belirlenmesi amaçlanmıştır. Bu doğrultuda, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü için penaltı fonksiyonuna dayalı genetik algoritma ile kalp konfigürasyon optimizasyonu çalışması gerçekleştirilmiştir. Optimizasyon işleminde, merkezi ışınlama kanalındaki termal nötron akısının ve fazlalık reaktivitenin maksimizasyonu hedeflenmiştir.

Kalp konfigürasyonunun optimizasyon işleminde nötronik verilerin belirlenmesi için penaltı fonksiyonuna dayalı GA, MCNP6.2 Monte Carlo kodu ile kuplajlanmıştır. Optimizasyon işlemi ile elde edilen optimum kalp konfigürasyonunun, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün güvenlik kriterlerini sağlayıp sağlamadığı nötronik ve termal-hidrolik açıdan değerlendirilmiştir. Ayrıca mevcut kalp konfigürasyonu ile optimum kalp konfigürasyonu hem nötronik hem de termal-hidrolik açıdan karşılaştırılmıştır.

Nötronik analizler için İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü tasarım parametrelerine uygun olacak şekilde MCNP6.2 Monte Carlo kodu ile modellenmiştir. Hem kalp içi hem de kalp dışı tüm bileşenler modellemeye dahil edilmiştir. Reaktörün nötronik modeli hem optimizasyon işlemi sırasında ihtiyaç duyulan nötronik veriler için hem optimizasyon sonrasında nötronik güvenlik kriterlerinin analizi hem de termal-hidrolik analizler için ihtiyaç duyulan ısı akısı profillerinin elde edilmesi amacıyla oluşturulmuştur. Nötronik model ile reaktör işletme kayıt defteri verilerine göre yanma analizleri MCNP6.2 Monte Carlo kodu ile gerçekleştirilmiştir. Böylece mevcut durumu temsil eden kısmen yanmış yakıt elemanlarının içeriği elde edilmiştir.

Merkezi ışınlama kanalındaki nötron akısı ve fazlalık reaktivite değerini maksimize etmek çok amaçlı bir optimizasyon problemidir. Bu çok amaçlı optimizasyon problemi bir penaltı fonksiyonu ile tek amaçlı bir optimizasyon problemine dönüştürülmüştür. Fazlalık reaktivite bu fonksiyonda penaltı terimi olarak tanımlanmıştır. Penaltı fonksiyonuna dayalı GA, 40 jenerasyon ile 2000 eşsiz kalp konfigürasyonunu değerlendirmiştir.

MCNP6.2 Monte Carlo kodu ile gerçekleştirilen simülasyon sonuçlarına göre mevcut kalp konfigürasyonu, merkezi ışınlama kanalında $1,028 \times 10^{13}$ n/cm²-s termal akı değerine ve 0,83 \$ fazlalık reaktiviteye sahiptir. Optimizasyon ile elde edilen optimum kalp konfigürasyonu ise merkezi ışınlama kanalında $1,285 \times 10^{13}$ n/cm²-s termal akı değerine ve 2,85 \$ fazlalık reaktiviteye sahiptir. Böylece optimizasyon işlemi ile hem merkezi ışınlama kanalındaki termal nötron akısı hem de fazlalık reaktivite değeri, bu tez çalışmasında amaçlandığı gibi arttırılmıştır. Ayrıca, mevcut durumda reaktörün tam güçte 7/24 çalışması durumunda sahip olduğu 29 günlük işletme süresi optimizasyon sonucu elde edilen kalp konfigürasyonu ile 286 güne çıkarılmıştır. Dolayısıyla, reaktör çevrim uzunluğu net olarak 202 gün artmıştır. Optimum kalp konfigürasyonunda reaktörün güvenli kapanmasını tek başına sağlaması gereken darbe kontrol çubuğunun 3,50 \$ kontrol çubuğu değeri ile bu gerekliliği yerine getirebildiği görülmüştür. Akı ve çevrim uzunluğu arttırılırken nükleer güvenlikten ödün verilmemiştir.

Termal-hidrolik analizler için yakıt elemanları, kontrol çubukları, grafit elemanlar, alt ve üst plakalar, ışınlama kanalları, grafit reflektör ve termal kolon gibi kalp yapılarının detaylı geometrisi, reaktörün Ansys Fluent hesaplamalı akış dinamiği kodu ile hazırlanan termal-hidrolik modeline dahil edilmiştir. Bu model 10 milyondan fazla çözüm ağına sahip olup maksimum yüzey boyutu 5 cm olacak şekilde yapılandırılmıştır. Nötronik ve termal-hidrolik olayların fiziği birleşik olduğundan termal-hidrolik sınır koşulları nötronik analizlerden alınmıştır.

Fluent hesaplamalı akış dinamiği kodu ile gerçekleştirilen simülasyon sonuçlarına göre mevcut kalp konfigürasyonunda maksimum zarf sıcaklığı 78,60 °C'dir. Optimizasyon ile elde edilen optimum kalp konfigürasyonu için bu değer 81,55 °C'dir. Yakıt zarf sıcaklığındaki 2,95 °C'lik artışa rağmen optimum konfigürasyon ile zarf sıcaklığı güvenlik limiti aşılmamıştır.

Tez çalışmasının devamında bu tez kapsamında ele alınan optimizasyon problemi çok amaçlı genetik algoritma (MOGA) gibi farklı algoritma tipi ve koşullarında incelenebilir. Ayrıca, optimizasyon parametrelerini değiştirerek, bu parametrelerin optimizasyon işlemindeki etkileri incelenebilir. Bunlara ek olarak, dış ışınlama portlarındaki nötron akısı değerleri, Bor nötron yakalama terapisi (BNCT) gibi farklı uygulamalar için optimize edilebilir.

CORE CONFIGURATION OPTIMIZATION FOR ITU TRIGA MARK II RESEARCH REACTOR USING GENETIC ALGORITHM

SUMMARY

Nuclear power plants are systems that convert the energy produced as a result of the fission reaction into electrical energy. In order to create the fission reaction, fissile materials are placed in the reactor core. When fissile materials interact with neutrons, they split and energy is released. This energy is then transferred to the coolant and electricity is produced by steam generation, as in thermal power plants.

In addition to commercial nuclear reactors that produce electricity, there are research reactors that do not produce electricity but are used for research and development. While commercial nuclear reactors and research reactors have similarities, there are also some important differences between the two types of reactors. Commercial reactors are typically larger and intended to generate electrical power, but research reactors are generally smaller and used for a wide variety of research and development purposes, such as material testing, industrial or medical radioisotope production, gammagraphy, neutronography, and education and training.

Istanbul Technical University (ITU) TRIGA Mark II research reactor, which was developed by General Atomics, attained criticality for the first time on March 11, 1979. This tank-type research reactor is housed in a hexagonal structure that both reinforces its structural integrity and provides biological shielding. The fuel used in the reactor is specifically designed to ensure inherent safety. The TRIGA reactor reacts inversely to the temperature increase in the reactor core, that is, as the temperature in the reactor increases, the fission reaction rate decreases, thus prevents the fuel from reaching extreme temperatures. UZrH fuel material is encased in stainless steel cladding. Throughout the core, graphite is heavily used as both a reflector and moderator. The research reactor features three beam ports (radial, tangential and piercing) for out-of-core irradiation and a central thimble and pneumatic system for in-core irradiation. The reactor's control is achieved through the use of three control rods (transient, regulating, and safety). The ITU TRIGA Mark II research reactor has been used for education and training, neutron activation analysis, gammagraphy and neutronography, and irradiation purposes.

The fissile material initially loaded into the reactor is reduced by fission over time during the operation of the reactor. In nuclear engineering, this phenomenon is called "burnup". The burnup rate of the fissile material depends on a number of factors, such as the type of fuel used, the type of reactor, and the operating conditions of the reactor. As the fissile material content of the fuel elements decreases, the fission reaction rate of the fuel also decreases. After a while, the reactor can no longer sustain the chain fission reaction. This point depends on the length of the reactor's fuel cycle, and failure of the

chain fission reaction means that the end of the cycle has been reached. Therefore, the in-core fuel management is an important part of the reactor's safe operation. The high radiation and heat resulting from the fission occurring in the fuel reduce the lifespan of the fuel elements. Usually, some of the burned fuel elements are removed from the reactor core, the remaining fuel elements that are still usable are shuffled, and fresh fuel elements are loaded in place of the removed fuel elements.

ITU TRIGA Mark II research reactor has been operated with the same reactor core configuration since it became critical in 1979. Therefore, no previous fuel shuffling process or fresh fuel loading has been applied to the reactor core. The fissile material concentration in the reactor core has decreased due to burnup. The production of a fuel shuffling scheme for the ITU TRIGA Mark II research reactor was the motivation for this thesis.

In this thesis, a reactor core configuration optimization study was carried out with a penalty function-based genetic algorithm (GA) for the ITU TRIGA Mark II research reactor. In the optimization process, it is aimed to maximize the thermal neutron flux in the central irradiation channel and core excess reactivity.

To optimize the reactor core configuration, neutronic data must be known. For this purpose, the penalty function-based genetic algorithm was coupled with the MCNP6.2 Monte Carlo code. The compliance testing of the optimum reactor core configuration obtained by the optimization process with the neutronic and thermal-hydraulics safety criteria of the ITU TRIGA Mark II research reactor was performed. In addition, the current reactor core configuration and the optimum reactor core configuration were compared in terms of both neutronic and thermal-hydraulics.

The ITU TRIGA Mark II research reactor was modeled with the MCNP6.2 Monte Carlo code in accordance with the design parameters. All components, both in-core and out-core, are included in the modeling. The neutronic model of the reactor was created to obtain the neutronic data needed during the optimization process, to analyse the compliance with the neutronic safety criteria after the optimization and to obtain the heat flux profiles needed for the thermal-hydraulic analysis. Burnup analyses were performed with the neutronic model in accordance with the reactor operating log data by using the MCNP6.2 Monte Carlo code. Thus, the content of partially burned fuel elements representing the current situation was obtained.

In the optimization process, the thermal neutron flux in the central irradiation channel and excess reactivity values were aimed to be maximized. This multi-objective optimization problem was transformed into a single-objective optimization problem with a penalty function. Excess reactivity was defined as the penalty term in this function. Penalty function-based GA evaluated 2000 unique reactor core configurations over 40 generations.

According to the simulation results performed with the MCNP6.2 Monte Carlo code, the current reactor core configuration has a thermal flux value of 1.028×10^{13} n/cm²-s and an excess reactivity of 0.83 \$ in the central irradiation channel. The optimum reactor core configuration obtained by optimization has a thermal flux value of 1.285×10^{13} n/cm²-s and an excess reactivity of 2.85 \$ in the central irradiation channel. Thus, with the optimization process, both the thermal neutron flux in the

central irradiation channel and the excess reactivity value were increased as intended. In addition, the remaining 29-day operating time of the reactor, which is for continuous reactor operation for 24/7 at full power, has been increased to 286 days with the reactor core configuration obtained as a result of optimization. Therefore, the reactor cycle length has increased by 202 days. It has been observed that the transient control rod, which should ensure the safe shutdown of the reactor in the optimum reactor core configuration, can fulfill this requirement with a control rod value of 3.50 \$. While increasing flux and cycle length, nuclear safety is not compromised.

For thermal-hydraulic analysis, the detailed geometry of core structures such as fuel elements, control rods, graphite elements, bottom and top grid plates, irradiation channels, graphite reflector and thermal column are all included in the thermal-hydraulic model of the reactor created with computational fluid dynamics code Ansys Fluent. This model has more than 10 million mesh and has a maximum surface size of 5 cm. Thermal-hydraulic boundary conditions were taken from neutronic analyzes as neutronic and thermal-hydraulic physics are coupled.

According to the simulation results performed with the Fluent computational fluid dynamics code, the maximum clad temperature in the current reactor core configuration is 78.60 °C. For the optimum reactor core configuration obtained by optimization, this value is 81.55 °C. Despite the 2.95 °C increase, the clad temperature safety limit was not exceeded with the optimum configuration.

For further studies, the optimization problem discussed in this thesis can be examined with different algorithm types and conditions such as multi-objective genetic algorithm (MOGA). In addition, by changing the optimization parameters, the effects of these parameters on the optimization process can be studied. In addition, the neutron flux values at the beam ports can be optimized for different applications such as boron neutron capture therapy (BNCT).



1. GİRİŞ

Nükleer reaktörler fisyon reaksiyonu sonucu ortaya çıkan enerjiyi elektrik enerjisine dönüştüren sistemlerdir. Fisyon reaksiyonunu oluşturmak için fisil malzeme veya malzemeler reaktör kalbine yerleştirilir. Fisil malzeme nötronlar ile etkileştiğinde bölünür ve enerji açığa çıkar. Bu enerji daha sonra soğutucu akışkana aktarılarak termik santrallerde olduğu gibi buhar üretimi ile elektrik üretilir.

Elektrik üretimi yapan ticari nükleer reaktörlerin yanı sıra elektrik üretmeyip araştırma ve geliştirme alanında kullanılan araştırma reaktörleri mevcuttur. Ticari nükleer reaktörler ve araştırma reaktörlerinin benzerlikleri olmasının yanı sıra iki tip reaktör arasında bazı önemli farklılıklar da bulunmaktadır. Ticari reaktörler tipik olarak daha büyüktür ve amacı elektrik enerjisi üretmektir ancak araştırma reaktörleri genellikle daha küçüktür ve malzemeleri test etmek, nükleer malzemelerin davranışını incelemek, tıbbi izotoplar üretmek ve eğitim-öğretim gibi çok çeşitli araştırma ve geliştirme amaçları için kullanılmaktadır. İster ticari ister araştırma olsun her reaktör tipinin kendine özgü tasarımı ve işletme özellikleri bulunmakta olup bu durum reaktörleri farklı uygulamalar ve işletme koşulları için uygun hale getirmektedir.

1950'lerde General Atomics tarafından geliştirilen TRIGA araştırma reaktörü, uranyum ve zirkonyum hidrit (UZrH) karışımından oluşan yakıtı sayesinde çok yüksek ani negatif sıcaklık reaktivite katsayısına sahiptir. TRIGA reaktörü kalp içindeki sıcaklık artışına ters tepki verir yani reaktördeki sıcaklık arttıkça fisyon reaksiyon hızı düşer ve böylece yakıtın aşırı sıcaklıklara ulaşması önlenir. Bu özellik, TRIGA araştırma reaktörlerini eğitim ve araştırma amaçlı kullanımlara uygun hale getirmektedir.

Birçok üniversite ve kurum araştırma reaktörlerine sahiptir. Dünyada türünün 54'üncü örneği olan İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü, ilk kez 11 Mart 1979'da kritik olmuştur. Reaktörde kullanılan UZrH yakıt paslanmaz çelik zarf malzemesi içerisinde yer almaktadır. Reaktör kalbi boyunca grafit hem reflektör hem de yavaşlatıcı olarak

kullanılmaktadır. Grafit, reaktör kalbinde reflektör görevi görürken, termal kolonda yavaşlatıcı görevi görmektedir. Reaktör, kalp dışı ısınlama için üç ısınlama portuna (radyal, teğetsel ve delici) ve kalp içi ısınlama için merkezi bir ısınlama kanalı ve pnömatik sisteme (tavşan sistemi) sahiptir. Reaktörün kontrolü, üç kontrol çubuğu ile sağlanmaktadır. İTÜ TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü ilk kritikliğinden bu yana eğitim, nötron aktivasyon analizi, gamagrafi, nötrongrafi ve ısınlama amaçları için kullanılmaktadır.

1.1 Motivasyon

Reaktör içine başlangıçta yüklenen fisil malzeme reaktörün işletilmesi sırasında zamanla fisyonla uğrayarak azalır. Nükleer mühendislikte bu olgu “yanma” olarak adlandırılır. Burada bahsedilen yanma kömürün yanması gibi fiziksel bir olay olmayıp tükenmeyi ifade etmektedir. Fisil malzemenin yanma hızı, kullanılan yakıtın tipi, reaktörün tipi ve reaktörün işletme koşulları gibi bir dizi faktöre bağlıdır. Yakıt elemanlarının fisil malzeme içeriği azaldıkça, yakıtın fisyon reaksiyon hızı da düşmektedir. Bir süre sonra reaktör artık zincirleme fisyon reaksiyonunu sürdüremez hale gelmektedir. Bu nokta reaktörün yakıt çevrimi uzunluğuna bağlıdır ve zincirleme fisyon reaksiyonunun devam edememesi çevrimin sonuna ulaşıldığı anlamına gelmektedir. Reaktörün çevrim uzunluğunu arttırmak için farklı stratejiler bulunmaktadır. Genellikle yanmış yakıt elemanlarının bir kısmı kalpten çıkarılır, geri kalan hala kullanılabilir durumda olan yakıt elemanlarının yerleri değiştirilir ve çıkarılan yakıt elemanlarının yerine taze yakıt elemanları yüklenir.

Yakıt yer değiştirme prosesi, bir nükleer reaktörde yakıt elemanlarının yanma oranlarını yönetmek için kullanılan bir tekniktir. Reaktörden uzun süre elektrik üretilmesini sağlamanın yanı sıra nükleer güvenliğin sağlanmasında da önemli bir rol oynamaktadır. Yakıt içerisinde meydana gelen fisyon sonucu ortaya çıkan yüksek radyasyon ve ısı, yakıt elemanlarının yaşam ömrünü azaltmaktadır. Bu nedenle, nükleer güvenliği tehlikeye atmamak adına yakıt çıkarma ve yer değiştirme düzenli olarak yapılmaktadır. Reaktör tipine ve özel işletme koşullarına bağlı olarak, bir nükleer reaktörde kullanılacak çeşitli yakıt yer değiştirme yöntemleri bulunmaktadır.

İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü 1979 yılında kritik olmasından günümüze kadar aynı kalp konfigürasyonu ile işletilmektedir. Dolayısıyla, daha önce yakıt yer değiştirme prosesi uygulanmamış veya reaktör kalbine taze yakıt yüklemesi yapılmamıştır. Günümüze kadar geçen sürede reaktör kalbindeki fisil malzeme konsantrasyonu azalmıştır. Bu noktada, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü için bir yakıt yer değiştirme prosesi oluşturulması, bu tez çalışmasının motivasyonunu oluşturmuştur.

1.2 Literatür Taraması

Reaktör yakıt yönetimi, reaktör kalbinden kaç adet yakıtın çıkarılacağına, kalan yakıtların yer değiştirme prosesine, yüklenecek taze yakıt elemanlarının sayısına ve konumlarına karar verilmesini gerektirir. Tüm bunlar yapılırken güvenlik limitlerinin aşılmaması gerekmektedir. Bu proses, kullanılan çeşitli yaklaşımlar ve tekniklerle literatürde kapsamlı bir şekilde incelenmiştir.

Huda vd. [1] AERE Savar'daki TRIGA Mark II araştırma reaktörü için yanma ve kalp içi yakıt yönetimi üzerine yaptıkları bir çalışmada, yanma analizi için gerekli teknolojik uzmanlığı oluşturmayı ve reaktör kalbinde başlangıçta yüklenen yakıt elemanlarının kullanımını en üst düzeye çıkarmak için en uygun yakıt yönetimi stratejisini geliştirmeyi amaçlamışlardır. Çalışmalarında, taze reaktör kalbi için efektif çoğalma faktörü, güç tepe değeri, nötron akısı ve yanma hesaplamaları dahil olmak üzere tüm nötronik parametreler değerlendirilmiştir. Yakıt elemanlarının 20 yıllık işletme süresi boyunca yanma analizi, tek boyutlu radyal geometride TRIGAP kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Çalışmada daha yüksek yakıt tüketimi ve nispeten homojen güç dağılımı elde etmek için çeşitli yakıt yer değiştirme şemaları dikkate alınmıştır. Çalışmada ele alınan plan, yakıt elemanlarının her 20000 MWh işletme aşamasından sonra, yanma oranlarına göre yerlerinin değiştirilmesidir. Bu plan, en çok yanma oranına sahip yakıt elemanlarının en az yanma oranına sahip olanlar ile değiştirilmesini içermektedir. Sonuçlara göre, 20000 MWh işletme aşamasındaki yakıt yer değiştirme işlemi ile reaktör kalbi için en yüksek kalp ömrü 64500 MWh olarak elde edilmiş olup kalp ömrünün yaklaşık %7 arttığı belirlenmiştir.

Keyvani vd. [2] MCNP-4C Monte Carlo kodunu kullanarak Tahran Araştırma Reaktörü'nde (TRR) yakıt kullanımına ilişkin bir optimizasyon çalışması gerçekleştirmişlerdir. Optimizasyon metodolojisi, kalp bölgesinde düz bir nötron akısı dağılımı sağlamak için konum faktörlerinin ve güç yoğunluklarının hesaplanmasını kapsamaktadır. Kontrol yakıt elemanlarının, grafit elemanlarının ve merkezi ışınlama kanalının yerleri optimizasyon metodolojisinde sabitlenmiştir. Amaç, ekonomik olarak uygulanabilir ve verimli şekilde reaktörün işletilmesi için çevrim uzunluğunu ve kullanılmış yakıtların yanma oranlarını arttırmaktır. Çalışmanın sonuçları, çıkış yanma oranının yaklaşık %54 olduğunu ve bunun da önceki %45'lik yanma oranına göre kayda değer bir gelişme olduğunu göstermiştir. Reaktör kalbinin fazlalık reaktivitesi, 4,55 \$ ile 5,00 \$ arasında dalgalanmış ve güvenli çalışma için kabul edilebilir aralık içinde kalmıştır. Sonuç olarak bu çalışma, TRR'de yakıt kullanımı için optimizasyon stratejisinin etkinliğini göstermektedir. Konum faktörleri ve güç yoğunlukları hesaplanması, kullanılmış yakıtların yanma oranlarında önemli bir iyileşme sağlayarak reaktörün çalışmasını daha verimli ve ekonomik hale getirmiştir.

Lyric vd. [3] optimum yakıt yakma stratejisini belirlemeye yönelik bir çalışma yürütmüşlerdir. Reaktör için en uygun yakıt yakma stratejisini araştırmak üzere BAEC TRIGA Mark II araştırma reaktörüne odaklanmışlardır. Çalışmada, kalp ömrünü uzatma, yanma ekonomisi ve güvenlik kriterlerine dayalı olarak üç farklı yakıt yükleme planını incelenmiş ve planlar karşılaştırılmıştır. Bu üç yakıt yükleme planı da dıştan içe yakıt yükleme planı olup ilk plan her çevrimin başlangıcında en az yanma oranına sahip 5 yakıt elemanı, en fazla yanma oranına sahip 5 yakıt elemanının yer değiştirmesini içerir. Son olarak, çevresel konumlara 5 taze yakıt elemanı yüklenir. İkinci planda ilk durum tekrarlanır, ancak bu kez çevresel konumlara 10 taze yakıt elemanı yüklenir. Üçüncü planda ise ilk plan olduğu gibi tekrarlanır, ancak çevresel konumlara ilk yükleme döngüsü için 5 yakıt elemanı ve takip eden yükleme döngüleri için 10 taze yakıt elemanı kullanılır. Çalışmada, yakıt yükleme şemalarını karşılaştırmak için bir uygunluk fonksiyonu tanımlanmıştır. Kapsamlı bir analizden sonra, üçüncü yakıt yükleme şemasının en uzun döngü uzunluğuna sahip olduğu sonucuna varılmıştır. Buna ek olarak, 1200 MWd yanma sonrasında kalbin fazlalık reaktivitesinin reaktörün çalışmasını sürdürmek için gerekli seviyenin altına

düŖeçeęi belirtilmiŖ ve gelecekteki ykleme dngleri iin titiz bir planlamanın nemi vurgulanmıŖtır.

Bir baŖka yakıt yer deęiŖtirme alıŖması Bke [4] tarafından gerekleŖtirilmiŖtir. alıŖmada, İT TRIGA Mark II araŖtırma reaktrnn rastgele belirlenmiŖ drt farklı kalp konfigrasyonu iin efektif oęalma faktr hesaplamalarının yapılması amalanmıŖtır. Bu konfigrasyonlarda kalbin en dıŖında F-halkasında bulunan grafit elemanlar ve yakıt elemanları dama tahtası konfigrasyonunda yerleŖtirilmesi F-halkasındaki grafit elemanların su ile deęiŖtirilmesi (grafit elemanların kalpten ıkarılması); A-halkasına merkezi ıŖınlama kanalı yerine bir boŖluk kanalı yerleŖtirilmesi; ve B-halkası ile C-halkasındaki yakıt elemanlarının F-halkasındakilerle deęiŖtirilmesi seenekleri yer almaktadır. Sonulara gre, incelenen drt kalp konfigrasyonunun efektif oęalma faktr deęerleri mevcut kalp konfigrasyonunun efektif oęalma faktr deęerinden daha dŖk ıkmıŖtır.

Yukarıda bahsedilen alıŖmalarda, rastgele veya belirli parametreleri gz nnde bulundurarak yakıt yer deęiŖtirme prosesi iin bir teknik geliŖtirilmeye alıŖılmıŖtır. zellikle Bke'nin alıŖma sonuları [4] yakıt yer deęiŖtirme prosesi iin rastgele kalp tasarımlarına gvenmek yerine, bir metodoloji kullanmanın nemini gstermektedir.

Nkleer endstrideki yapay zekâ uygulamaları, uzun zamandır araŖtırmacıların odak noktası olmuŖtur. Nkleer enerji santrallerinin iŖletilmesi, yakıt ynetimi, arıza teŖhisi, kaza senaryolarının belirlenmesi gibi yapay zekâ uygulamaları literatrde yer almaktadır [5]. Yakıt yer deęiŖtirme prosesi, bir yapay zekâ uygulaması olarak ele alınabilir.

Erdoęan ve Gekinli [6], genetik algoritma (GA) ve yapay sinir aęı (YSA) kullanarak Basınlı Su Reaktr (PWR) yakıt ynetiminin optimizasyonu zerine bir alıŖma yrtmŖlerdir. alıŖmalarında, PWR'ler iin kalp ii yakıt ynetimi faaliyetlerini desteklemek zere bir kod geliŖtirmŖlerdir. GeliŖtirilen bu kod, GA'ların stokastik optimizasyon yetenekleri ile YSA'ların karmaŖık fonksiyonlara yaklaŖmak iin gl ęrenme ve taklit etme yeteneklerini kuplamaktadır. Ayrıca kod, GA tarafından yakıt ykleme modelini aramak iin kullanılan efektif oęalma faktr ve g daęılımı verilerini, YSA'yı kullanarak tahmin etmektedir. Doęrulama iin koddan elde edilen

sonular, Almaraz Nkleer G Santrali verileriyle karřılařtırılmıřtır. Sonu olarak, optimum yakıt ykleme modelinin, ticari nkleer reaktr kalbi iin nerilen ykleme modelleriyle uyumlu olduėu vurgulanmıřtır.

Safarzadeh vd. [7] alıřmalarında, nkleer reaktrlerde yakıt ynetimini optimize etmek iin yapay arı kolonisi (ABC) algoritması uygulamasına odaklanmıřlardır. alıřma ncelikle ABC algoritmasının performansını bir test fonksiyonu aracılıėıyla doėrulamakta ve daha sonra bunu PWR'lerdeki yakıt ynetimi problemini zmek iin kullanmaktadır. Ama fonksiyonu, fisyon oranını dzleřtirirken, g tepe deėerini en aza indirmek olarak tanımlanmıřtır. Yakıt ykleme modeli optimizasyon problemi, ABC algoritmasına uyarlanmış ve komřu zmler retmek iin oklu řemalar kullanılmıřtır. alıřmada, ABC algoritmasının performansı, GA ve paracık sr optimizasyonu (PSO) gibi diėer optimizasyon algoritmalarıyla karřılařtırılmıřtır. Bulgular, ABC algoritmasının VVER-1000 reaktrlerinde yakıt ykleme modellerinin ve g yoėunluėu daėılımının optimizasyonunda nemli bir bařarı sergilediėini gstermiřtir.

Pazirandeh ve Tayefi [8] VVER-1000 reaktrnde yakıt ynetiminin optimize edilmesine odaklanan bir alıřma yrtmřlerdir. alıřmada, Hopfield Sinir Aėı Algoritması (HNNA) adında YSA kullanan nc bir optimizasyon tekniėi nerilmektedir. Algoritma, kalbin toplam g tepe deėerini dzleřtirecek minimum yerel g tepe deėerini belirlemek iin kullanılmıřtır. Temel ama, ngrlen gvenlik kısıtlamalarını karřılarken, komřu yakıt grupları arasındaki yerel g tepe deėeri farkını en aza indirmektir. alıřmada, nerilen konfigrasyon CITATION kodu zerinde modellenerek deėerlendirilmiřtir. Sonulara gre, sinir aėının VVER-1000 reaktr kalp konfigrasyonu iin minimum yerel g tepe deėerini ve maksimum efektif oėalma faktr deėerini etkin bir řekilde belirlediėi vurgulanmıřtır. Ayrıca alıřma, nerilen kalp konfigrasyonun radyal, eksenel ve toplam g tepe deėeri ile efektif oėalma faktr aısından, mevcut kalp konfigrasyonundan daha iyi performans gsterdiėini ortaya koymuřtur. Ek olarak, fazlalık reaktivite deėerinin arttırılmasının, kalp mrnde bir artıřa neden olduėunu belirtilmiřtir.

Jayalal vd. [9] GA'lar kullanarak Basınçlı Ağır Su Reaktörü (PHWR) yakıt demetlerinin yanma oranlarını optimize etmeye odaklanmışlardır. Çalışmada hangi GA yönteminin daha etkili olduğunu belirlemek için, penaltı fonksiyonuna dayalı GA ve çok amaçlı GA (MOGA) olmak üzere, iki farklı GA metodolojisi karşılaştırılmıştır. Sonuç olarak MOGA'nın, efektif çoğalma faktörü ve kalbin ortalama yanma oranının maksimizasyonu ile maksimum demet gücü ve maksimum kanal gücünün minimizasyonu olmak üzere dört hedefle ilgili, penaltı fonksiyonuna dayalı GA'ya kıyasla daha iyi bir yakınsama hızına sahip olduğu vurgulanmıştır.

Akbari vd. [10] Emperyalist Rekabetçi Algoritma'dan (ICA) yararlanarak, Bushehr Nükleer Güç Santrali (BNPP) için VVER-1000 kalp konfigürasyonunu optimize etmeyi amaçlayan bir çalışma yürütmüşlerdir. Buna yönelik olarak çalışmadaki optimizasyon işleminde, güç tepe değerini en aza indirecek, radyal nötron akı dağılımını homojenleştirecek ve reaktör kalbinin efektif çoğalma faktörü değerini en üst düzeye çıkaracak olan optimum kalp konfigürasyonunu belirlemek amaçlanmıştır. ICA optimizasyonu için kullanılan uygunluk fonksiyonu, iki ana nötronik hedef olarak güç tepe değeri ve efektif çoğalma faktörü parametrelerinden oluşmaktadır. Çalışmada, nötronik hesaplamalar DRAGON-4 ve CITATION kodları kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Önerilen kalp konfigürasyonları, BNPP referans kalp konfigürasyonu ile karşılaştırılmış ve sonuçlar ICA'nın nükleer reaktör kalp konfigürasyonunu optimize etmedeki etkinliğini göstermiştir. Ayrıca çalışmada, termal-hidrolik kısıtlamaların uygunluk fonksiyonuna dahil edilmesinin gerekliliği vurgulanmıştır.

Güç reaktörleri üzerine odaklanan çalışmaların yanı sıra araştırma reaktörleri için de yakıt yönetimi çalışmaları bulunmaktadır.

Do ve Lguyen [11] TRIGA Mark II araştırma reaktörü için yakıt yükleme modellerini optimize etmek amacıyla GA ile bir optimizasyon çalışması gerçekleştirmişlerdir. Optimizasyon işleminde güvenlik ve operasyonel kısıtlamalar çerçevesinde, efektif çoğalma faktörünün maksimizasyonu ve güç tepe değerinin minimizasyonu amaçlanmıştır. Sonuçlara göre, optimum yakıt yükleme modelinin efektif çoğalma faktörü

değeri ve güç tepe değeri, mevcut yakıt yükleme modelinin değerlerinden daha üstün olduğu belirlenmiştir. Ayrıca, efektif çoğalma faktörü değerindeki kazanç, reaktörün nominal güçte yaklaşık 2000 saat daha uzun süre çalışmasını sağladığı vurgulanmıştır.

Tran vd. [12] Dalat Nükleer Araştırma Reaktörü (DNRR) için GA ve Diferansiyel Evrim (DE) algoritmalarını kullanarak, yakıt yükleme modellerine odaklanan bir optimizasyon çalışması yürütmüşlerdir. Optimizasyon çalışmasında, kalp içi yakıt yönetiminde önemli unsurlar olan çevrim uzunluğunun maksimizasyonu ve radyal güç dağılımının homojenleştirilmesi amaçlanmıştır. Bu amaçla, uygunluk fonksiyonu, efektif çoğalma faktörü değeri ve güç tepe değeri olmak üzere iki parametrenin ağırlıklı toplamına dayandırılmıştır. Parametrelerin ağırlıklandırılması ile uygunluk fonksiyonu, efektif çoğalma faktörünü maksimize ederken güç tepe değerini minimize etmektedir. Çalışmada, iki GA varyantı (GA1 ve GA2) ve DE'nin, global optimuma yaklaşma kabiliyetleri ve arama uzayını keşfetmedeki kararlılıkları açısından karşılaştırmalı bir analizi yapılmıştır. Farklı seçim operatörlerine sahip iki GA varyantının ve DE algoritmasının performansını değerlendirmek için istatistiksel analiz kullanılmıştır. Turnuva seçimine sahip GA1 ve DE performanslarının önemli ölçüde farklı olmadığı ve rulet seçimine sahip GA2'den daha iyi olduğu gösterilmiştir. GA1 ve GA2 ile elde edilen optimum çözümlerin uygunluk değerleri açısından, DE ile elde edilen optimum çözümlerden daha iyi olduğu belirtilmiştir. Son olarak, çalışmada GA1, GA2 ve DE ile elde edilen üç optimum yakıt yükleme modelinin, mevcut yakıt yükleme modeline kıyasla tüm hedeflerde daha avantajlı olduğu belirlenmiştir.

Chham vd. [13] Fas TRIGA Mark II araştırma reaktörü için yakıt yüklemesini optimize etmek amacıyla MOGA kullanarak bir çalışma yürütmüşlerdir. Optimizasyon işlemi için, maksimum merkez yakıt sıcaklığını (CFT) minimize eden, efektif çoğalma faktörünü ve kabarcıklı kaynamadan uzaklaşma oranını (DNBR) maksimize eden bir amaç fonksiyonu kullanılmıştır. Çalışmada, yanma analizi yapılmış ve optimum kalp konfigürasyonu taze kalp konfigürasyonu ile karşılaştırılmıştır. Optimum kalp konfigürasyonu efektif çoğalma faktörü değerinin 1,03498, maksimum CFT değerinin 554 °C ve DNBR değerinin 2,94 olduğu belirlenmiştir. Çalışmada ayrıca, optimum ve taze kalp konfigürasyonlarının termal ve hızlı nötron akı dağılımı karşılaştırılmıştır.

Son olarak optimum kalp konfigürasyonunun, taze kalp konfigürasyonuna kıyasla, daha iyi bir nötron akısı ve nötron soğurulma dengesine sahip olduğu belirtilmiştir.

Türkmen vd. [14] İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün kalp haritasını (CM), GA ve Monte Carlo kodu kullanarak optimize etmeyi amaçlayan bir çalışma yürütmüşlerdir. Çalışmada, MCNP5 Monte Carlo kodu ile kuplajlanmış GA kullanarak belirlenen optimum CM sonuçları sunulmuştur. Çalışmanın temel odak noktası, yakıt kullanımını en üst düzeye çıkarmak ve çevrim süresini uzatmak olarak ifade edilmiştir. Çalışmada, tek amaçlı GA (SOGA) ile MOGA'dan elde edilen optimizasyon sonuçları karşılaştırılmıştır. Optimizasyonda taze yakıt elemanı yüklemesi yapılmaksızın sadece kısmen yanmış yakıt elemanları kullanarak SOGA ile fazlalık reaktivitenin maksimizasyonu ve hem taze hem de kısmen yanmış yakıt elemanları kullanarak MOGA ile fazlalık reaktivitenin maksimizasyonu ve maksimum güç tepe değerinin minimizasyonu üzerinde çalışılmıştır. Reaktörde bulunan 69 yakıt elemanı için yanma hesaplamalarının ardından, kısmen yanmış 69 yakıt elemanı birbirine yakın yanma oranına sahip yakıt elemanlarına göre 38 farklı gruba ayrılmıştır. Farklı CM'ler oluşturmak için yakıt elemanları rastgele karıştırılmaktadır. SOGA ile gerçekleştirilen optimizasyon işleminde direkt olarak 69 kısmen yanmış yakıt elemanı kullanılırken, MOGA ile gerçekleştirilen optimizasyon işleminde en çok yanma oranına sahip kısmen yanmış 10 yakıt elemanı reaktörden çıkartılıp yerine 10 taze yakıt elemanı konulmuştur. SOGA ve MOGA, yeni yavrular üretmek için çaprazlama ve mutasyon operatörleri ve algoritmayı sonlandırmak için yakınsama kriterleri kullanılmıştır. SOGA ile elde edilen optimum CM'nin fazlalık reaktivite değeri 1,173 \$ ve güç tepe değeri 1,4826 olarak belirlenmiştir. MOGA ile elde edilen optimum CM'nin fazlalık reaktivite değeri 1,195 \$ ve güç tepe değeri 1,4843 olarak hesaplanmıştır.

Sonuç olarak, yakıt yer değiştirme prosesinin yapay zekânın bir uygulaması olabileceği literatürde yer alan çalışmalara bakıldığında açıkça görülebilmektedir. Ayrıca araştırma reaktörleri ile ilgili literatürde yer alan optimizasyon çalışmaları incelendiğinde, araştırmacılar alışlageldik şekilde güç reaktörlerinde olduğu gibi efektif çoğalma faktörü ve güç tepe değeri gibi parametrelere dayalı bir optimizasyon gerçekleştirmişlerdir. Oysa araştırma reaktörlerinin amaçları, gereksinimleri, güvenlik

kriterleri ve çalışma koşulları, güç reaktörlerinden farklıdır. Bu tez çalışmasında literatürdeki çalışmalardan farklı olarak alışılmışın dışında bir optimizasyon çalışması yürütülmüştür.

1.3 Tezin Amacı

Araştırma reaktörlerinde farklı amaçlarla kullanılabilen ısınlama kanalları bulunmaktadır. Yüksek nötron akıllı araştırma reaktörleri hem malzeme testleri hem de radyoizotop üretimi olanağı sunmaktadır. Bu olanakları sağlayamayan düşük nötron akıllı reaktörlerin nötron akısını mümkün olabilecek en yüksek değere çıkarmak önem arz etmektedir. Bu doğrultuda, bu tez çalışmasında literatürde yer alan çalışmalardan farklı olarak güvenlik limitleri aşılmadan ve reaktör çevrim uzunluğunu arttırarak merkezi ısınlama kanalında termal nötron akısının maksimizasyonunu amaçlayan bir optimizasyon algoritması olan genetik algoritma ile optimum kalp konfigürasyonunun belirlenmesi amaçlanmıştır.

Çalışmada daha önce yapılan çalışmalarda olduğu gibi reaktördeki kısmen yanmış yakıt elemanlarını çıkarıp yerine taze yakıt elemanı yüklemek yerine, kısmen yanmış 69 yakıt elemanına ek olarak belirli sayıda taze yakıt elemanı yükleyerek bir optimizasyon çalışması yapılması hedeflenmiştir. Bunun nedeni, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktöründeki çoğu kısmen yanmış yakıt elemanının, halen taze yakıt elemanlarından daha fazla fisil malzeme içeriğine sahip olmasıdır. Dolayısıyla, kısmen yanmış yakıt elemanlarının çıkarılıp yerine taze yakıt elemanlarının reaktör kalbine yüklenmesi durumundaki optimizasyon, aslında en iyi kalp konfigürasyonunu vermeyecektir.

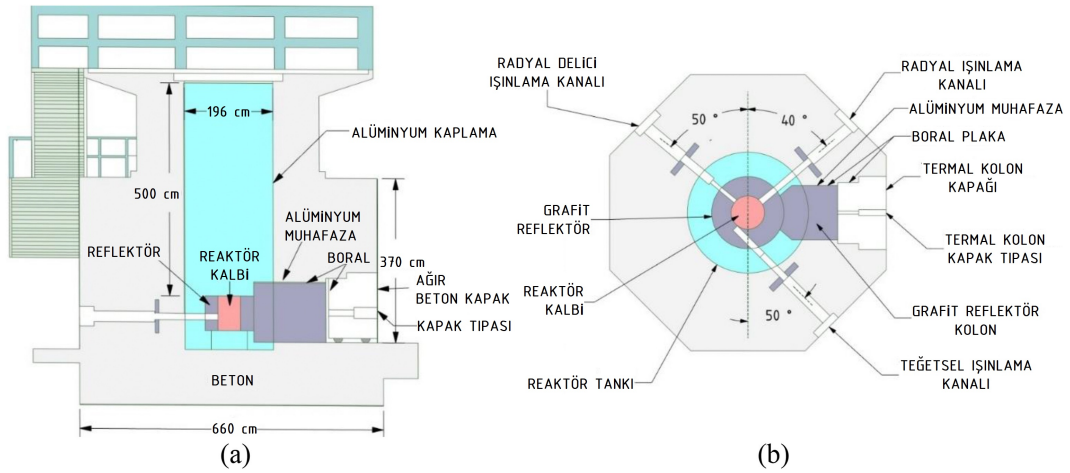
Çalışmada ayrıca, merkezi ısınlama kanalındaki termal nötron akısının maksimizasyonunu yapılırken reaktör çevrim uzunluğundan ödün vermemek hedeflenmiştir.

Bunlara ek olarak, optimizasyon işleminde ve sonrasında elde edilecek optimum kalp konfigürasyonunun, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün nötronik ve termal-hidrolik güvenlik kriterlerini sağlayıp sağlamadığının belirlenmesi de amaçlanmıştır.

2. İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜ

Bu bölümde sunulan tüm veriler İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün Güvenlik Analiz Raporu'na (GAR) [15] dayanmaktadır.

1979 yılında işletmeye alınan ve kritik olan İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü, İstanbul Teknik Üniversitesi (İTÜ) Nükleer Enerji Enstitüsü'nün bir tesisi olarak kurulmuştur. Bu açık havuz tipi reaktörde, soğutucu olarak deiyonize hafif su, moderatör olarak hem deiyonize hafif su hem de grafit kullanılmaktadır. Ayrıca reaktör, yansıtıcı görevi gören halka şeklinde bir grafit blok ile de çevrelenmektedir. Kararlı çalışma durumunda reaktör 250 kW nominal güce sahiptir. Darbeli güç çalışması için maksimum lisanslı darbe gücü kısa süreler için yaklaşık 1200 MW ile sınırlıdır. Doğal taşınım ile soğutulan reaktörün birincil soğutma sistemi pompa, ısı eşanjörü, vanalar, boru hatları, ^{16}N difüzörü componentlerini içermektedir [16]. Reaktörün şematik görünümü Şekil 2.1'de, reaktör kalp bileşenlerinin bilgileri Çizelge 2.1'de sunulmuştur.



Şekil 2.1 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün a) dikey ve b) radyal kesit görünümü [16].

İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalbi, grafit reflektör ile çevrelenmiş ve A, B, C, D, E ve F-halkaları olmak üzere altı eş merkezli halkadan oluşmaktadır. Her bir halka, yakıt elemanları, kontrol çubukları, grafit elemanlar, bir nötron kaynağı elemanı

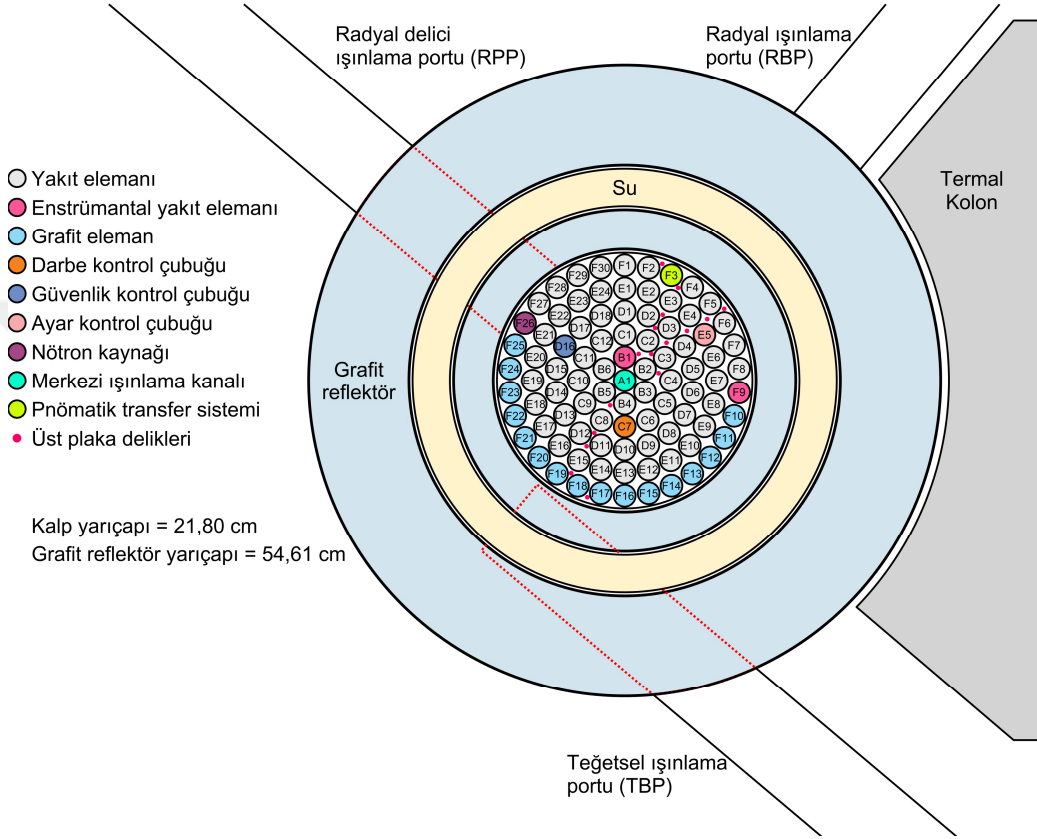
ve bir pnömatik transfer sistemi ve merkezi ısınlama kanalı gibi kalp içi deney cihazları için sırasıyla 1, 6, 12, 18, 24 ve 30 olmak üzere değişen sayıda pozisyon içermektedir. Ayrıca, reaktör içinde bir termal kolon bulunmakta olup reaktör kalbi Şekil 2.2’de gösterilmektedir.

Çizelge 2.1 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü tasarım parametreleri.

Bileşen	Ölçü [cm]	Malzeme
Kalp yarıçapı	22,7076	
Reaktör tankı		Anodize alüminyum
Yarıçap	100	
Yükseklik	630	
Üst ve Alt Plaka		Anodize alüminyum
Yarıçap	24,689 / 21,146	
Kalınlık	1,905 / 1,905	
Delik çapı	1,905 / değişken	
Yakıt elemanı		
Zirkonyum çubuk yarıçapı	0,3175	
Yakıt yarıçapı	1,82245	UZrH _{1.6}
Yakıt uzunluğu	38,1	
Zarf kalınlığı	0,0508	SS-304 paslanmaz çelik
Alt grafit reflektör uzunluğu	9,4488	Grafit
Üst grafit reflektör uzunluğu	8,6868	Grafit
Kontrol çubukları		
Kılavuz tüp dış yarıçapı	3,81	Alüminyum
Soğurucu uzunluğu	38,1	B ₄ C
Soğurucu çapı	1,5075	
Zarf kalınlığı	0,0711	6061-T6 Alüminyum alaşım
Reflektör		
Kalınlık	30,48	Grafit
Yükseklik	55,88	
Zarf kalınlığı	1,05	Anodize alüminyum
Isınlama portları		
Yarıçap	7,7026	
Termal kolon		
Kesit alanı	122 × 122	Grafit
Derinlik	168	

Merkezi ısınlama kanalı kalbin merkezine yerleştirilmiştir. Merkezi ısınlama kanalının dış çapı 3,81 cm’dir. Diğer bir ısınlama kanalı F-halkasında konumlandırılan dış çapı 3,175 cm olan ve içi hava dolu alüminyum tüpten oluşan pnömatik transfer sistemidir. Üst ve alt plakalar, kalp elemanlarının radyal konumlanmalarını sağlayan anodize alüminyumdan yapılmıştır. Üst plaka, reflektöre kaynakla tutturulmuş ve paslanmaz

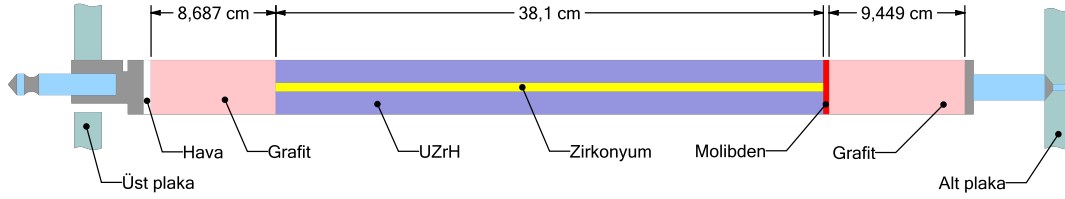
çelik pimlerle sabitlenmiş haldedir. Üst plaka üzerinde yakıt elemanlarının yerleştirilmesini ve çıkarılmasını sağlayan, merkezi ışınlama kanalı etrafında beş eş merkezli halkaya dağılmış 91 delik bulunmaktadır. Alt plakada da benzer şekilde değişen çaplarda 91 delik bulunmaktadır. Ek olarak, üst plaka, kalp sıcaklığını ve/veya nötron akısını ölçmek amacıyla kullanılan 16 folyo deliğine sahiptir [17].



Şekil 2.2 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalbi.

Yakıt elemanları, aksenal olarak aktif kısım ve grafit kısım olmak üzere iki farklı kısımdan oluşur. Aktif kısım, yakıt bölgesinin merkezinde yer alan saf bir zirkonyum çubuk ile homojen uranyum-zirkonyum hidrit alaşımı (UzrH) içeren halka şeklindeki bir yakıt bölgesinden oluşur. Aktif yakıt 38,1 cm uzunluğundadır. Grafit kısım, aktif kısmın üstünde ve altında konumlanan, çekirdek için aksenal reflektör görevi gören iki grafit bloktan oluşur. Ayrıca, aktif kısım ile alt grafit blok arasında ince bir molibden disk bulunur. Tüm bu elemanlar 0,508 mm kalınlığında paslanmaz çelikten yapılmış zarf içerisinde yer alır. Zarfın her iki ucunda bulunan paslanmaz çelik uç bağlantı parçaları üzerinde, yakıt elemanlarını alt ve üst plakalara tutturabilmek için üçgen

ayırıcılar bulunur. Ayrıca, enstrümantal yakıt elemanları, yakıta entegre edilmiş üçlü ısı çifti içerir. Yakıt elemanının geometrisi Şekil 2.3'te gösterilmektedir.



Şekil 2.3 : Yakıt elemanının geometrisi.

Grafit elemanlarda yakıt malzemesi bulunmayıp zarf malzemesi olarak alüminyum kullanılmaktadır.

Reaktör, alüminyum alaşım içine yerleştirilmiş ve nötron soğurucu bir malzeme olan bor karbürden (B_4C) oluşan üç kontrol çubuğu ile kontrol edilir. Bu kontrol çubukları darbe, güvenlik ve ayar kontrol çubukları olarak adlandırılır ve reaktörün güvenli bir şekilde kapatılmasını ve işletilmesini sağlamak için kalpte farklı halkalarda konumlandırılmıştır. Kontrol çubukları aktif kalp bölgesi boyunca aksel yönde maksimum 38,1 cm kadar yer değiştirir.

Standart TRIGA yakıt, ağırlıkça %8,5 U içeren ve %20 oranında zenginleştirilmiş $UZrH$ matrisinin homojen karışımından oluşur. Yakıtın yoğunluğu hidrojen içeriği ile doğrudan ilişkilidir ve Denklem 2.1 kullanılarak hesaplanır [18].

$$\rho_{UZrH} = \left(\frac{w_U}{\rho_U^0} + \frac{1 - w_U}{\rho_{ZrH_x}} \right)^{-1} \quad (2.1)$$

Burada w_U yakıt matrisinin ağırlıkça uranyum içeriği, ρ_U^0 oda sıcaklığında uranyum yoğunluğu ve ρ_{ZrH_x} ZrH matrisinin yoğunluğudur. ρ_{ZrH_x} Denklem 2.2 kullanılarak hesaplanır [19].

$$\rho_{ZrH_x}(x) = \begin{cases} (0,1541 + 0,0145x)^{-1}, & x < 1,6 \\ (0,1706 + 0,0042x)^{-1}, & x \geq 1,6 \end{cases} \quad (2.2)$$

Burada x değeri H/Zr atom oranını (N_H/N_{Zr}) temsil etmektedir. $UZrH_x$ yakıt matrisinin nominal H/Zr atom oranı değeri 1,6'dır. Ancak Simnad [19] H/Zr atom oranının 1,5 ile

1,7 arasında deęiřtięini vurgulamaktadır. General Atomics tarafından USA-DOE [20] iin hazırlanan rapora gre, %20 zenginlikte aęırlıka %8,5 U ieren standart yakıt elemanlarının H/Zr atom oranı 1,7'dir. Ayrıca General Atomics, UAEA raporunda nominal H/Zr atom oranını 1,6 olarak vermektedir [21].

Reaktr kalbi, reaktr kalbinden kaan ntronlar iin reflektr grevi gren halka řeklinde bir grafit blok ile evrelenmiřtir. Grafit bloęun zarar grmesini engellemek iin kaynaklanmış, sızdırmaz bir alminyum kaplama kullanılmıştır.

Reaktr kalbi, anodize alminyumdan yapılmıř bir tankın iinde yer alır ve tank tamamen deiyonize hafif su ile doludur. Kalp zerinde 5 m boyunca su bulunur ve bu su ktlesi yaklaşık 151 kPa'lık bir basın oluřturur. Reaktr tankı, sızdırmaz bir muhafaza elde etmek iin kaynakla birleřtirilmiřtir.

Kalp dıřı ıřınlama elemanları, alminyum tankı evreleyen biyolojik beton kalkanı ierisinden geen radyal delici, radyal ve teęetsel olmak zere  ıřınlama portundan oluřur. ıřınlama portları, eřitli ıřınlama deneyleri iin ntron akısı ve gama ıřını saęlamak zere, reaktr kalbinin evresi boyunca stratejik olarak konumlandırılmıştır. Her ıřınlama portu, belirli ntron spektrumuna sahip olacak řekilde yapılandırılmıştır. ıřınlama portları, reaktr kalbinin eksenel merkezinden 7 cm ařaęıda yer almakta olup, apları aynı olmasına raęmen uzunlukları deęiřebilmektedir.

2.1 Gvenlik Kriterleri

İT TRIGA Mark II arařtırma reaktrnn hem ntronik hem de termal-hidrolik gvenlik kriterleri bulunmaktadır. Reaktrn kalp konfigrasyonu tm gvenlik kriterlerini saęlamak zorundadır. Bu nedenle kalp konfigrasyonunda yapılacak her deęiřiklikte, bu gvenlik kriterlerinin saęlanıp saęlanmadıęı belirlenmelidir.

Ntronik aıdan ilk gvenlik kriteri maksimum fazlalık reaktivite deęeridir. Reaktr kalbi bu sınırdan daha yksek fazlalık reaktiviteye sahip olmamalıdır. İkinci gvenlik kriteri darbe kontrol ubuęu deęeridir. Bu kritere gre darbe kontrol ubuęu reaktr tek bařına alt kritik yapmalıdır. Son olarak, yakıt elemanlarının g tepe deęerleri iin bir gvenlik kriteri bulunmaktadır.

Termal-hidrolik açıdan güvenlik kriterleri, yakıt zarf sıcaklığı ile ilgilidir. Yakıt elemanı zarfı için maksimum bir sıcaklık değeri verilmiştir. Tıpkı nötronik güvenlik kriterlerinde olduğu gibi, kalp konfigürasyonu ne şekilde olursa olsun, yakıt zarf sıcaklığı verilen maksimum sıcaklıktan daha yüksek sıcaklıklara ulaşmamalıdır.

Çizelge 2.2’de İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün bahsedilen güvenlik kriterleri ve sınırları verilmiştir.

Çizelge 2.2 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün güvenlik kriterleri.

Güvenlik kriteri	Sınır değeri
Maksimum fazlalık reaktivite	3 \$
Minimum darbe kontrol çubuğu değeri	Fazlalık reaktivite’den fazla
Maksimum güç tepe değeri	1,60
B1 konumundaki enstrümantal yakıt elemanının maksimum zarf sıcaklığı	500 °C

3. İTÜ TRIGA MARK II ARAŞTIRMA REAKTÖRÜNÜN ÇOKLU-FİZİK MODELLEMESİ

Bu bölümde, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün hem optimizasyon aşamasında hem de optimizasyon sonrasında güvenlik kriterlerinin test edilmesinde kullanılan teorik bilgi ve reaktörün nötronik ve termal-hidrolik modelleri yer almaktadır.

3.1 Nötronik Model

Bu tez çalışmasında iki ayrı gereksinim için reaktörün nötronik modeli oluşturulmuştur. İlk Bölüm 4’de detayları verilecek olan optimizasyon metodolojisinde, reaktörün nötronik modeline ihtiyaç duyulmasıdır. İkincisi ise optimizasyon aşamasından sonraki nötronik analizlerin gerçekleştirilmesidir.

3.1.1 MCNP6.2 Monte Carlo Kodu

Nötron transport denklemi, sayısal veya analitik yöntemler kullanılarak çözülebilir. Bununla birlikte, parçacık taşıma olayları özünde stokastik bir yapıya sahiptir. Bu nedenle Monte Carlo yöntemi, nötron transport denklemini kullanmadan parçacık taşıma sürecini doğrudan simüle etmek için alternatif bir yaklaşım sunar.

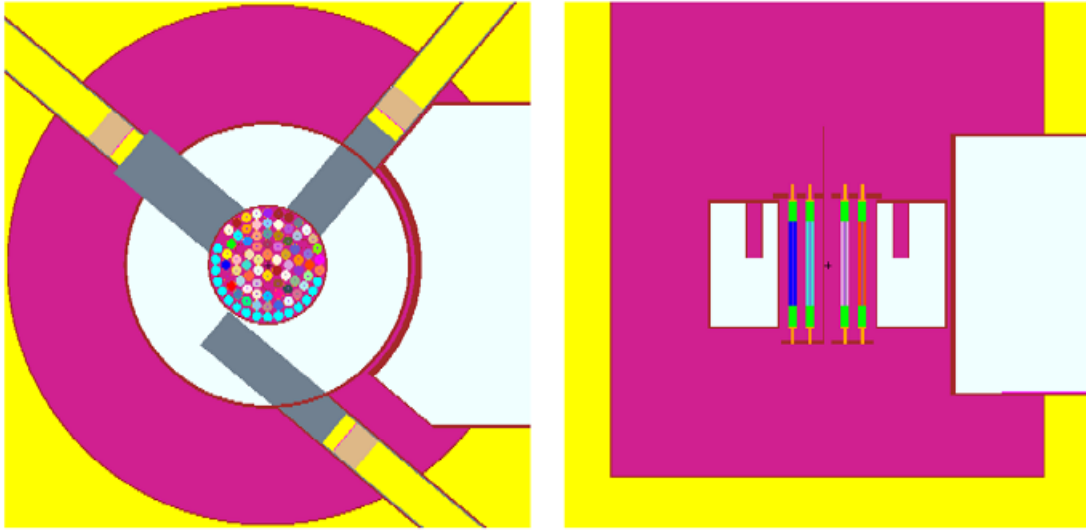
Monte Carlo yönteminin arkasındaki temel kavram, nötronların etkileşimlerini kaydederken fisyon, harici nötron kaynağı vb. yollarla doğumlarından, soğurulma, kaçma vb. yollarla ölümüne kadar izlerini sürmektir. Bu yöntem kullanılarak, gelişmiş programlama yoluyla sofistike algoritmalar geliştirilmiştir. Monte Carlo algoritmaları, karmaşık 3-B geometrilerde parçacık hikayesini bu şekilde simüle ederek, uzay, enerji ve zamana bağlı radyasyon taşıma olaylarını hassas bir şekilde ele alabilir.

MCNP, nötron, foton, elektron gibi parçacıkların taşınmasıyla ilgili denklemlerin çözümünde geniş kullanım alanı olan çok yönlü bir Monte Carlo kodudur [22]. MCNP

herhangi bir 3-B karmaşık geometride, çok sayıda parçacığın davranışını izleyebilir. Nötronik çalışmalarda MCNP Monte Carlo kodu sadece efektif çoğalma faktörü için değil aynı zamanda reaksiyon hızları, nötron akıları ve spektrumları, kontrol çubuğu değeri ve güç tepe değeri gibi diğer nötronik parametreler için de tahminler sağlar.

3.1.2 Reaktörün Monte Carlo modeli

Reaktörün 3-B tam kalp nötronik modellemesi, MCNP6.2 Monte Carlo kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Modellemede kullanılan veriler, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün GAR'ına dayanmaktadır. Reaktörün MCNP6.2 Monte Carlo kodu ile oluşturulan nötronik modeli Şekil 3.1'de sunulmuştur.



Şekil 3.1 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü nötronik modeli.

Modelleme hem soğuk-sıfır güç (CZP) hem de sıcak-tam güç koşulları (HFP) için gerçekleştirilmiştir. Kontrol çubuğu değeri, nötron akı ve spektrumları için CZP modeli kullanılırken, reaksiyon hızı, güç tepe değeri ve yanma analizleri için HFP modeli kullanılmıştır. Kritiklik/reaktivite hesaplamaları için hem CZP hem de HFP modeli kullanılmıştır. Bazı analizlerde CZP modeli kullanılmasının nedeni, sıcaklık gibi etkenlerin nötronik parametreler üzerindeki etkisinin istenmemesidir [23].

Düşük güç seviyesinde, reaktör kalbi içindeki tüm malzemeler için 25 °C (298 K) sıcaklık temel alınarak CZP modeli oluşturulmuştur.

Tam güç seviyesinde, reaktör kararlı durum işletme koşulunda 250 kW'lık güç seviyesinde çalıştığı varsayılmıştır. Sıcaklıktaki değişimler nedeniyle malzeme yoğunluğu ve tesir kesitlerindeki değişikliklerden kaynaklanan geri besleme etkileri dikkate alınmıştır. Bu amaçla, ortalama malzeme sıcaklıkları yakıt malzemesi için 500 K, grafit blok için 400 K, reaktör kalbi içindeki su için 350 K ve geri kalan yapılar için 300 K olarak ayarlanmıştır. NJOY modülü, ayarlanan bu sıcaklıklarda nötron tesir kesitlerini üretmek için kullanılmıştır.

3.1.3 Nükleer veri

Nötronlar, saçılma, fisyon ve yakalama gibi farklı etkileşimlere maruz kalabilmektedir. Hedef çekirdeklerle etkileşime girme olasılığı, mikroskobik tesir kesitleriyle temsil edilmektedir. Bu bağlamda, tüm reaksiyonlar özel olarak değerlendirilip bir tesir kesiti veri tabanında verilmektedir. Veri tabanı; nükleer reaksiyonların tesir kesitlerini, fisyon ürünleri verilerini, açısal dağılımları, foto-atomik verileri ve termal saçılma verilerini içermektedir. MCNP kodu, ACE formatındaki ENDF/B serisini kullanmakta olup verileri NJOY modülü [24] tarafından üretilmektedir.

Bu tez kapsamında nötronik modelleme için sürekli enerji etkileşim verileri ve nötron $S(\alpha, \beta)$ termal veri tabloları kullanılmıştır [22]. Elastik ve elastik olmayan saçılma, fisyon, (n, xn) , (n, γ) ve diğer çeşitli nötron reaksiyonları için sürekli enerji tesir kesitleri verileri mevcuttur. Düşük nötron enerjilerinde, moleküler bağlanma etkileri önem kazanmaktadır. Termal $S(\alpha, \beta)$ saçılma verileri grafit, su, ZrH'deki hidrojen ve berilyum için moleküler bağlanma etkileri açısından uygundur. Bu nedenle, nötronik modelde ZrH ve H₂O moleküllerindeki elastik olmayan saçılmayı dikkate almak için $S(\alpha, \beta)$ termal verileri kullanılmıştır.

3.1.4 Kritiklik ve reaktivite

Kritiklik hesaplamalarında MCNP kodu, N_i kadar sonlu sayıda nötronu doğumdan (fisyon), soğurulma ya da kaçma yoluyla ölüme kadar yaşamları boyunca izler. Takip eden döngüde izlenen nötron N_{i+1} kadardır. Efektif çoğalma faktörü k_{eff} , iki ardışık nesildeki nötron sayısının oranı N_{i+1}/N_i olarak tanımlanır ve Denklem 3.1'deki gibi ifade edilebilir.

$$k_{eff} = \frac{\int_V dV \int_{4\pi} d\Omega \int_0^\infty dE \int_{4\pi} d\Omega' \int_0^\infty \frac{1}{4\pi} \chi(E, E') v(E') \Sigma_f(r, E') \phi_{MC}(r, \Omega', E') dE'}{\int_V dV \int_{4\pi} d\Omega \int_0^\infty \nabla \Omega \phi_{MC}(r, \Omega, E) dE + \int_V dV \int_{4\pi} d\Omega \int_0^\infty [\Sigma_a(r, E) + \Sigma_f(r, E) + \Sigma_m(r, E)] \phi_{MC}(r, \Omega, E) dE} \quad (3.1)$$

Denklem 3.1'in pay kısmı fisyon nötronlarının üretimini temsil etmektedir. Burada $\chi(E, E')$ fisyon nötron spektrumu, $v(E')$ fisyon başına nötron sayısı ve $\Sigma_f(r, E')$ makroskopik fisyon nötron tesir kesitidir. Spesifik olarak fisyon başına nötron sayısı enerjiye bağlıdır. Ancak termal reaktörlerde fisyon, termal enerji aralığında gerçekleştiğinden bu bağımlılık ihmal edilebilir. Bu nedenle bu tez çalışmasında fisyon başına ortalama nötron sayısı, $\langle v \rangle$, dikkate alınmıştır. Denklem 3.1'in payda terimleri ise sırasıyla; nötron kaçğını ve nötron soğurulmasından kaynaklanan, nötron kayıplarını temsil etmektedir.

Nötronik parametrenin hesaplanmasında reaktivite terimi oldukça önemlidir. Bir reaktörün reaktivitesi ρ , çoğalma faktörünün bir ölçüsü olarak Denklem 3.2 ile hesaplanabilir [25].

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (3.2)$$

Denklem 3.2'den hesaplanan reaktivite genellikle yüzde cinsinden ifade edilir. Ayrıca reaktivite dolar cinsinden de ifade edilebilir. Reaktivitenin dolar birimi olarak tanımlamasında gecikmiş nötron kesri (β) kullanılır ve her β kadarlık reaktivite 1 \$ olarak tanımlanır [26]. Dolayısıyla, dolar cinsinden reaktivite Denklem 3.3 ile hesaplanabilir.

$$\rho = \frac{(k_{eff} - 1)}{k_{eff}} \frac{1}{\beta} \quad (3.3)$$

Kritik bir reaktörün reaktivitesinin sıfır olduğu, reaktivite denklemlerinden görülebilir. Reaktördeki tüm kontrol çubuklarının kalpten tam geri çekilmesi durumundaki reaktivite, fazlalık reaktivite (ρ_{ex}) olarak tanımlanır. Bu tez çalışmasında hem mevcut kalp konfigürasyonunun hem de optimum kalp konfigürasyonunun reaktivite değerleri, reaktörün MCNP6.2 modelinden elde edilen efektif çoğalma faktörü kullanılarak hesaplanmıştır.

3.1.5 Kontrol çubuğu değeri

Kontrol çubukları, nükleer reaktörün güç seviyesinin ayarlanması, reaktivitesinin kontrol edilmesi ve acil durumlarda reaktörün kapatılmasında önemli bir rol oynar. Kontrol çubuğu değeri her bir kontrol çubuğunun fazlalık reaktivitenin ne kadarını karşılayabileceğinin bir ölçüsüdür ve Denklem 3.4 ile hesaplanabilir [25].

$$\rho_w = \rho_0 - \rho_i \quad (3.4)$$

Burada ρ_0 kontrol çubuklarının kalpten tam geri çekilmesi durumundaki ve ρ_i sadece ilgili kontrol çubuğunun kalbe tam yerleştirilmesi durumundaki reaktörün reaktivitesidir.

Kontrol çubuğu değeri esas olarak, reaktörün güç seviyesi ile kontrol çubuklarının kalpteki konumları arasındaki ilişki ile ilgilidir. Ayrıca kontrol çubuğu değeri yanmadan kaynaklanan reaktivite değişimini telafi etmek için de kullanılmaktadır [25]. Burada ρ_0 parametresinin aslında reaktörün fazlalık reaktivitesine eşit olduğu görülebilmektedir. Dolayısıyla, kontrol çubuklarının yanmadan kaynaklanan reaktivite değişimini, maksimum fazlalık reaktivite kadar telafi edebileceği açıkça anlaşılmaktadır. Bu nedenle fazlalık reaktivite, reaktörün çevrim uzunluğuyla doğru orantılıdır.

Bu tez çalışmasında İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün üç kontrol çubuğu (darbe, güvenlik ve ayar) için kontrol çubuğu değerleri reaktörün MCNP6.2 modeli ile hesaplanmıştır. Tüm kontrol çubukları kalpten tam geri çekilerek ρ_0 değeri ve her kontrol çubuğu ayrı ayrı kalbe tam yerleştirilerek ρ_i değeri hesaplanmıştır.

3.1.6 Nötron akısı

Nötron akısı için MCNP kodu çıktı değerlerini, kaynak nötronları başına normalize etmektedir. Gerçek akı değerini belirlemek için MCNP kodundan alınan çıktıya Denklem 3.5'te gösterildiği gibi bir ölçeklendirme uygulanmalıdır [27].

$$\phi = S \times \phi_{F4} \quad (3.5)$$

Burada S ölçeklendirme faktörü ve ϕ_{F4} MCNP kodunun F4 çetelesi ile elde edilen ortalama hız ile çarpılmamış nötron yoğunluğudur. Filyon hızı; reaktör gücü ve birim zamanda açığa çıkan enerji kullanılarak tahmin edilebilir. P kadar güç üretmek için, w_f filyon başına açığa çıkan enerji olmak üzere, saniyede P/w_f filyon olayı gerçekleşmelidir. Filyon reaksiyonu bu hızla, $\bar{v}$ filyon başına açığa çıkan ortalama nötron sayısı olmak üzere, saniyede $P\bar{v}/w_f$ nötron üretmektedir. Bu yaklaşım, kararlı ve reaktör kritik durum için geçerli olup kritik altı ve süper kritik durum için nötron üretim hızı ile efektif çoğalma faktörü arasında orantı kurulmalıdır. Dolayısıyla ölçeklendirme faktörü Denklem 3.6 ile hesaplanabilir.

$$S \left[\frac{n}{s} \right] = \frac{P[W] \bar{v} \left[\frac{n}{\text{filyon}} \right]}{1,6022 \times 10^{-13} \left[\frac{J}{MeV} \right] w_f [MeV]} \quad (3.6)$$

Denklem 3.5 ve Denklem 3.6 ifadeleri düzenlenirse nötron akısı Denklem 3.7 ile ifade edilebilir. Bu tez çalışmasındaki tüm nötron akısı değerleri Denklem 3.7 kullanılarak hesaplanmıştır.

$$\phi \left[\frac{n}{cm^2 s} \right] = \frac{P[W] \bar{v} \left[\frac{n}{\text{filyon}} \right]}{1,6022 \times 10^{-13} \left[\frac{J}{MeV} \right] w_f [MeV]} \frac{1}{k_{eff}} \phi_{F4} \left[\frac{1}{cm^2} \right] \quad (3.7)$$

3.1.7 Güç tepe değeri ve güç dağılımı

Filyon reaksiyonunda enerji, çeşitli reaksiyon ürünlerinin kinetik enerjisi olarak açığa çıkar. Geri kazanılabilir filyon enerjisinin yaklaşık %97 kadarı doğrudan fisil malzemede depolanmaktadır [28]. Dolayısıyla güç yoğunluğu, filyon yoğunluğuyla doğru orantılıdır. Bu tez çalışmasında güç tepe değerleri ve güç dağılımı, reaktörün MCNP6.2 modelinden elde edilen güç yoğunluğu değerleri ile hesaplanmıştır. Fisil malzemenin birim hacminde depolanan enerji olarak tanımlanan güç yoğunluğu Denklem 3.8 ile ifade edilmektedir.

$$q'''(\vec{r}) = w_f N \int_0^\infty \sigma_f(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, E) dE \quad (3.8)$$

Denklem 3.8’de σ_f mikroskobik fisyon tesir kesiti ve ϕ nötron akısıdır. Bu integral, MCNP kodunun F4 çetelesi ve FM çarpan kartıyla hesaplanabilir. MCNP kodu nötron akısı değerini hacim üzerinden ortalama alarak vermektedir. Dolayısıyla belirli bir hacimdeki güç yoğunluğunu MCNP koduyla hesaplandığı için denklemdeki uzaysal bağımlılık çıkarılabilir. Sonuç olarak güç yoğunluğu Denklem 3.9 ile ifade edilebilir.

$$q'''(\vec{r}) = w_f N \int_0^\infty \sigma_f(E) \phi_{F4}(E) dE, \quad \vec{r} \in V \quad (3.9)$$

Denklem 3.9 MCNP koduyla hesaplandığından ölçeklendirme uygulanması gerekmektedir. Ölçeklendirme için Denklem 3.6 kullanılır ve nihai güç yoğunluğu Denklem 3.10 ile ifade edilir.

$$q'''(\vec{r}) = P \bar{v} N \int_0^\infty \sigma_f(E) \phi_{F4}(E) dE, \quad \vec{r} \in V \quad (3.10)$$

MCNP kodunda FM çarpan kartı kullanılarak Denklem 3.10 kolayca hesaplanabilir. FM çarpan kartı Denklem 3.11’deki gibi ifade edilir.

$$F_R = C \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \sigma_R(E) \phi_{F4}(E) dE \quad (3.11)$$

Burada C normalizasyon için kullanılabilecek rastgele bir skaler nicelik. $\sigma_R(E)$ MCNP tesir kesiti kütüphanesinden alınan reaksiyonun mikroskobik tesir kesitidir. $E_{\min}$ ve $E_{\max}$ ise sistemdeki minimum ve maksimum nötron enerjisini ifade etmektedir. Genellikle $E_{\min}$ ve $E_{\max}$ sırasıyla 0 ve 20 MeV kabul edilir. Sadece F4 çetelesinde geçerli olmak üzere, eğer C negatifse, MCNP tanımlanan hacimdeki atom yoğunluğu ile $|C|$ değerini çarpır. FM çarpan kartında mikroskobik tesir kesiti için “-6” ve fisyon başına açığa çıkan nötron sayısı için “-7” çetele çarpanı kullanılabilir. Denklem 3.10’daki çarpım şeklinde reaktör gücü ve atom yoğunluğunu çetele çarpanı olarak tanımlamak için reaktörün gücünü negatif olacak şekilde tanımlamak yeterlidir. Böylece reaktör gücü C değeri olarak tanımlanmış olacak ve MCNP tanımlanan hacmin atom yoğunluğu ile $|C|$ değerini çarpacaktır. Dolayısıyla F4 çetelesi ve FM kartı ile Denklem 3.10 hesaplanmış olur.

Her bir yakıt elemanı için güç yoğunluğu hesaplandıktan sonra, Denklem 3.12 ile yakıt elemanlarının güç tepe değerleri elde edilebilir.

$$ppf_i = \frac{q_i'''}{q_{ort}'''} \quad (3.12)$$

Denklem 3.12’de ppf_i ilgili yakıt elemanının güç tepe değeri, q_i''' ilgili yakıt elemanının güç yoğunluğu ve q_{ort}''' tüm yakıt elemanlarının güç yoğunluğu değerlerinin ortalamasıdır.

Termal-hidrolik modelleme için her bir yakıt elemanının gücü ve eksenel ısı akısı profilinin belirlenmesi gerekmektedir. Bu nedenle MCNP kodunun FMESH çetelesi kullanılarak, yakıt elemanlarının aktif bölgesi Şekil 3.2’de gösterilen biçimde eksenel yönde 19 eş hücreye bölünmüş ve her hücre için güç yoğunluğu FM çarpan kartı kullanılarak elde edilmiştir. Her hücrenin güç yoğunluğu ($q_{ij}'''(\vec{r})$) ve hacim değeri (V_j) kullanılarak yakıt elemanlarının gücü (P_i) Denklem 3.13 kullanılarak hesaplanmıştır.



Şekil 3.2 : Aktif yakıt bölgesinin eksenel hücrelere bölünmesi.

$$P_i = \sum_{j=1}^{19} q_{ij}'''(\vec{r}) \times V_j \quad (3.13)$$

Denklem 3.13 ile hesaplanan yakıt elemanı gücü ve yakıt elemanı zarfından ısı geçişi olan yüzeyin alanı (A_{zarf}) kullanılarak Denklem 3.14’te ifade edilen şekilde ısı akısı (q_0'') hesaplanabilir.

$$q_0'' = \frac{P_i}{A_{zarf}} \quad (3.14)$$

Güç yoğunluğu silindirik yakıt elemanlarında radyal yönde ihmal edilebilir değişim göstermektedir. Öte yandan sabit olmayan güç yoğunluğu, yakıt elemanında eksenel yönde sabit olmayan sıcaklık dağılımına yol açmaktadır. Sabit güç yoğunluğu için ısı akısı konumdan bağımsızken, sabit olmayan güç yoğunluğu için ısı akısı

konuma göre değişmektedir. Dolayısıyla ısı akısını z 'nin bir fonksiyonu olarak tanımlamak mümkündür [26]. Bu nedenle eksenal yönde 19 eş hücreye bölünen yakıt elemanın aktif bölgesi için her hücrenin ısı akısı ayrı ayrı Denklem 3.14 kullanılarak hesaplanmıştır. Hücrelerin ısı akıları, yakıt elemanının toplam ısı akısına oranlanarak bir normalizasyon işlemi yapılmıştır. Normalize ısı akısı değerleri z 'nin fonksiyonu olacak şekilde ikinci dereceden denkleme fit edilmiştir. Termal-hidrolik modelde kullanılacak z 'ye bağlı ısı akısı eşitliğinin genel hali Denklem 3.15'te verilmiştir.

$$q_i''(z) = q_0''(Az^2 + Bz + C) \quad (3.15)$$

Denklem 3.15'te yer alan A , B ve C değerleri denklemin sabit katsayıları ve q_0'' yakıt elemanının toplam ısı akısıdır.

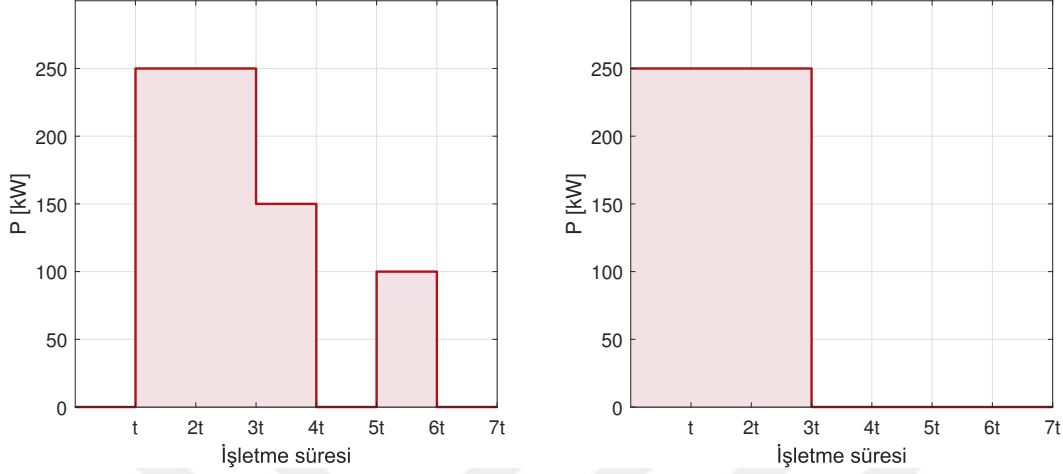
3.1.8 Yanma analizi

Yanma analizinin temel amacı, yakıt elemanlarının yanmaya bağlı olarak değişen içeriklerini elde etmektir. Yakıt elemanlarının içeriği yanma oranına bağlıdır. Yanma oranı ise reaktörün güç seviyesine ve bu güç seviyesindeki işletme süresine bağlıdır. Bu nedenle, yanma analizleri için reaktörün işletme sekansı ele alınmaktadır.

Reaktör, işletme sekansındaki durum ile benzer koşullarda modellenirse, yakıt elemanlarının yanma oranları MCNP kodu kullanılarak hesaplanabilir. Bu tez çalışmasında İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün yanma analizi, reaktörün MCNP6.2 HFP modeliyle gerçekleştirilmiştir. Fakat her işletme sekansının ayrı ayrı simüle edilmesi ve MCNP6.2 modelinin malzeme kartında yakıt elemanları içeriğinin güncellenmesi mümkün olmadığından, tüm işletme geçmişi yaklaşımı kullanılmıştır. Bu yaklaşımda $P_{\max}$ maksimum reaktör gücü, t tam güçte reaktörün işletme süresi, P_i reaktörün ilgili işletme sekansındaki işletme gücü, t_i reaktörün ilgili işletme sekansındaki işletme süresi olmak üzere Denklem 3.16 ile ifade edilebilir.

$$P_{\max}t = \sum_{i=0}^N P_i t_i \quad (3.16)$$

Denklem 3.16 reaktörün tüm işletme sekanslarında açığa çıkan toplam enerjinin, reaktörün tam güçte işletilmesiyle ne kadar sürede açığa çıkacağını ifade etmektedir. Bu yaklaşımın grafiksel gösterimi Şekil 3.3’de verilmiştir.



Şekil 3.3 : Tm işletme gemiři yaklaşımının grafiksel gösterimi.

Yanma analizi için kullanılacak güç seviyesi ve işletme süresi, reaktörün işletme kayıt defterinden elde edilmiştir. İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü işletme kayıt defteri verileri ile Denklem 3.16’dan, reaktörün ilk kritikliğinden günümüze kadar toplam 330 MWh enerji açığa çıktığı hesaplanmıştır. Dolayısıyla bu enerji, reaktörün 250 kW tam güçte 55 gün sürekli işletilmesinde açığa çıkacak enerjiyle eşittir. Bu nedenle reaktörün MCNP6.2 HFP modeliyle yanma, 250 kW tam güçte 55 gün simüle edilmiştir. Ayrıca bu yanma simülasyonunda reaktör, işletme sekanslarındaki gibi kritik durumdadır. Böylece günümüzdeki mevcut durumda yakıt elemanlarının içerikleri elde edilmiş ve reaktörün MCNP6.2 modelinde malzeme kartı güncellenmiştir. Optimizasyon işlemi bu güncellemeden sonra gerçekleştirilmiştir.

Bu tez çalışmasında mevcut kalp konfigürasyonunun ve optimize kalp konfigürasyonunun çevrim uzunluğu da değerlendirilmiştir. Önceki bölümlerde bahsedildiği üzere fazlalık reaktivite, çevrim uzunluğu ile doğru orantılıdır. Bu nedenle, çevrim uzunluğunun değerlendirilmesi için kontrol çubukları reaktör kalbinden tam geri çekilmiş ve fazlalık reaktivite sıfır oluncaya kadar yanma, reaktörün MCNP6.2 HFP modeli ile simüle edilmiştir. Böylece kalp konfigürasyonunun optimizasyonu ile çevrim uzunluğunun ne kadar süre uzatıldığı belirlenmiştir. Ayrıca spesifik yanma

değerine göre konfigürasyonların fazlalık reaktivitesi Denklem 3.17’de verilen ikinci dereceden denkleme fit edilmiştir. Böylece, herhangi bir spesifik yanma değerinde fazlalık reaktivite Denklem 3.17 kullanılarak belirlenebilecektir.

$$\rho(B) = A_2 B^2 + A_1 B + A_0 \quad (3.17)$$

Denklem 3.17’de A_2 [\$/ (MWh)²], A_1 [\$/MWh] ve A_0 [\$] olmak üzere denklemin sabit katsayıları ve B [MWh] spesifik yanma değeridir.

3.2 Termal-Hidrolik Model

Termal-hidrolik, akışkanın akış fiziği, ısı transferi ve akışkan ile çevresindeki yapıların etkileşimine odaklanır. Nükleer mühendislikte termal-hidrolik, fisyon ile açığa çıkan enerjinin soğutucu akışkana ve diğer yapılara transferi, nükleer güvenlik, kaza senaryoları gibi analizlerde oldukça büyük öneme sahiptir.

Bu tez çalışmasında, reaktörün termal-hidrolik modeli optimizasyon işleminden sonra optimum kalp konfigürasyonunun gerekli güvenlik kriterlerini sağlayıp sağlamadığını tespit etmek amacıyla kullanılmıştır. Buna yönelik olarak, akış alanında Navier-Stokes denklem setleri hesaplamalı akış dinamiği (HAD) tekniği ile sayısal olarak çözülmüştür. HAD tekniğinin avantajı, Navier-Stokes denklemlerinin veya Reynolds Ortalamalı Navier-Stokes (RANS) denklemlerinin türbülanslı akışı dahil ederek çözmesidir. Bu nedenle, karmaşık 2-B veya 3-B viskoz akışta gerçekçi ve yüksek doğrulukta bir çözüm elde etmek mümkündür.

3.2.1 Navier-Stokes denklemleri

Navier-Stokes denklemleriyle, Newton tipi akışkanın akış alanı tam olarak tanımlanabilir. HAD, aslında akışkanlar dinamiğindeki bu temel denklemlere dayanmaktadır. Bu denklemler korunum yasalarının matematiksel ifadesini temsil etmektedir. Akışı yöneten denklemler kütle, momentum ve enerjinin korunum denklemleridir [29].

Süreklilik denklemi matematiksel olarak, bir kontrol hacmi içindeki kütle değişim hızının, kontrol hacminin yüzeyinden geçen net kütle akısına eşit olduğunu ifade eder.

Süreklilik denklemi, ρ akışkanın yoğunluğu ve $\vec{u}$ akış alanındaki herhangi bir noktada akışkanın hızı olmak üzere vektörel formda Denklem 3.18'deki gibi ifade edilir.

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{u}) = 0 \quad (3.18)$$

Momentumun korunumu, Newton'un ikinci yasası kullanılarak türetilir. Bu yasaya göre akışkanının momentum değişim hızı, akışkana etki eden toplam kuvvetlere eşittir. Hareket eden akışkan kütle ve yüzey kuvvetleri olmak üzere iki kuvvet kaynağına maruz kalır. Kütle kuvvetleri, yerçekimi kuvveti, merkezkaç kuvvetler, Coriolis ve elektromanyetik kuvvetlerdir. Yüzey kuvvetleri, akışkan parçacığının şeklinin değişmesine neden olan hız bileşeni için yüzey kuvvetleri, akışkan yüzeylerine etki eden yüzey gerilmeleri ve teğetsel gerilmelerden kaynaklanmaktadır. Momentum denklemi, ∇p basınç gradyeni, μ dinamik viskozite ve $\vec{F}$ kütle kuvvetleri olmak üzere vektörel formda Denklem 3.19'deki gibi ifade edilir.

$$\rho \frac{D\vec{u}}{Dt} = -\nabla p + \mu (\nabla^2 \cdot \vec{u}) + \vec{F} \quad (3.19)$$

Enerjinin korunumu, termodinamiğin birinci yasası kullanılarak türetilir. Enerji denklemi, kontrol hacmi içerisinde akışkana aktarılan net ısıyı ve akışkan üzerinde yüzey kuvvetleri tarafından yapılan net işi tanımlamaktadır. Denklem 3.20'de Fluent kodu ile çözülen enerji denklemi verilmiştir [30].

$$\frac{\partial (\rho E)}{\partial t} + \nabla \cdot [\vec{u} (\rho E + p)] = \nabla \cdot [k \nabla T + (\vec{\tau} \cdot \vec{u})] + \dot{S}_g \quad (3.20)$$

Denklem 3.20'de E akışkanın özgül enerjisi, k efektif termal iletkenlik katsayısı, T akışkanın sıcaklık değeri, $\vec{\tau}$ teğetsel viskoz gerilme ve $\dot{S}_g$ kaynak terimidir.

3.2.2 Doğal taşınım

İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktöründe, fisyon ile açığa çıkan ısı enerjisi kaldırma kuvveti tahrikli akış olarak da bilinen doğal taşınım ile iletilir [31]. Doğal taşınım, sıcaklık farkından kaynaklanan yoğunluk farkları sebebiyle, akışkanın yerçekimi veya diğer ivmeler etkisi altında hareket etmesine neden olan bir

olgudur. Akışkanlar dinamiği problemlerinde bu olgu, Boussinesq yaklaşımı ile açıklanmaktadır. Boussinesq yaklaşımı, yoğunluk dışındaki akışkan özelliklerindeki varyasyonların göz ardı edildiğini ve yoğunluğun momentum korunumu denklemi hariç diğer tüm denklemlerde sabit olduğunu varsaymaktadır [32]. Bu nedenle kaldırma kuvvetinin etkisi, momentum korunumu denkleminde gösterilmektedir. Boussinesq yaklaşımına göre $\vec{F} = -\rho g \vec{k}$ ise momentum korunumu Denklem 3.21'deki gibi ifade edilir.

$$\rho \frac{D\vec{u}}{Dt} = -\nabla p + \mu (\nabla^2 \cdot \vec{u}) - \rho g \vec{k} \quad (3.21)$$

Kaldırma kuvveti tahrikli akışlarda, Denklem 3.22'de gösterildiği gibi yoğunluğun sıcaklık farkına doğrusal bir bağımlılığı vardır.

$$\rho = \rho_0 - \rho_0 \beta \Delta T \quad (3.22)$$

Denklem 3.22'de ρ_0 ortalama sıcaklık T_0 'da akışkanın sabit yoğunluğudur. Hacimsel genleşme katsayısı β , lineer fonksiyonun eğimidir ve sıcaklık değer aralığının bilinmemesi sebebiyle ortalama bir değer alınmaktadır. Denklem 3.21 ve Denklem 3.22 kullanılarak doğal taşınım için momentum korunum denklemi vektörel formda Denklem 3.23'de gösterildiği şekilde yazılabilir.

$$\rho_0 \frac{D\vec{u}}{Dt} = -\nabla (p + \rho_0 g \vec{k}) + \rho_0 \beta \Delta T g \vec{k} + \mu (\nabla^2 \cdot \vec{u}) \quad (3.23)$$

Burada yoğunluğun sıcaklık farkına bağlı değişimi nedeniyle akışkan hareketi söz konusu olduğundan, momentum ve enerji denkleminin kuplajı açıkça görülmektedir. Saf doğal taşınımında, kaldırma kuvveti kaynaklı akışın karakteri Rayleigh sayısı ile tahmin edilebilmektedir. Doğal taşınım, Rayleigh sayısı 10^8 'den küçükse laminar, $10^8 < Ra < 10^{10}$ ise geçişli türbülans akış rejimi ve 10^{10} 'dan büyükse tam türbülanslı akış rejimi gerçekleşmektedir [33].

Bu tez çalışmasında akış rejimini belirlemek için sıcaklık gradyanı 40°C karakteristik yüzey uzunluğu $0,381\text{ m}$ ve 25°C 'deki akışkan özellikleri ile Ra sayısı $4,12 \times 10^{10}$

olarak tahmin edilmiştir. Dolayısıyla, Ra sayısı İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalbindeki akış rejiminin tam türbülanslı olduğunu göstermektedir.

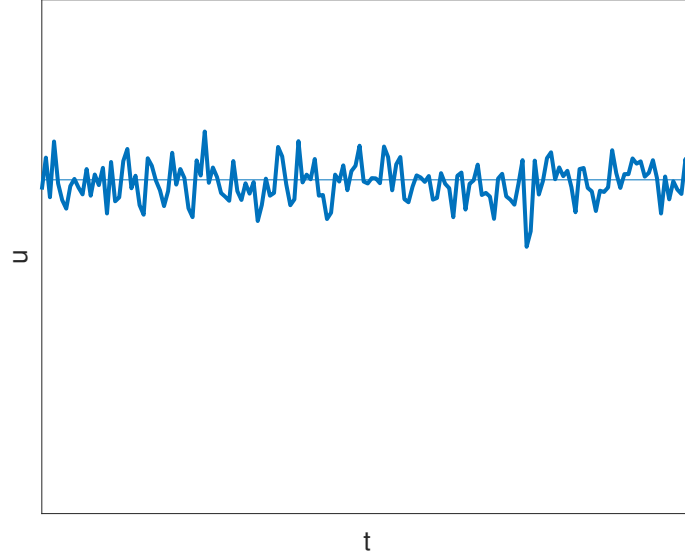
Navier-Stokes denklemleri türbülanslı akışları tüm ayrıntılarıyla tanımlayabilir. Fakat karmaşık 3-B geometrilerde kararsız (zamana bağlı) akış modellerinin büyük ve son derece küçük girdaplar içermesi nedeniyle HAD araçları türbülanslı akışları tam olarak ayrıntılı çözmemektedir.

Türbülanslı akış, lineer olmayan bir olay olup geniş konum ve zaman ölçeklerini içermektedir. Bu nedenle türbülanslı akışı modellemek önemli zorluklar çıkarmaktadır. Türbülanslı akışı modellemek için birçok türbülans modeli geliştirilmiştir. Bu modellerden birisi olan Doğrudan Sayısal Simülasyon (DNS) modeli bütün konum ve zaman temelli ölçeklerde türbülans olaylarını çözebilmektedir. Öte yandan DNS yüksek çözüm ağı çözünürlüğüne ihtiyaç duymaktadır. Diğer bir türbülans modeli, büyük ölçekteki hareketi doğrudan çözen ancak küçük ölçekli hareket için tahminde bulunan Büyük Girdap Simülasyonu (LES)'dur. Dolayısıyla LES, büyük ölçekli bileşenlerin mevcut olduğu bir akış alanını gerektirir ve bu bir "filtreleme" işlemi ile sağlanmaktadır. Bu tez çalışmasında kullanılan türbülans modeli, karmaşık 3-B akışlar için yaygın olarak kullanılan Reynolds Ortalamalı Navier-Stokes (RANS) modelidir. RANS modeli zaman ortalamalı Navier-Stokes denklemleri çözmektedir. Bu nedenle diğer türbülans modellerine göre çözüm süresi açısından daha avantajlıdır.

3.2.3 RANS türbülans modeli

Akışkan içerisindeki rastgele çalkantıların varlığıyla ilişkilendirilen türbülans, Şekil 3.4'de verilen akışın herhangi bir konumunda zamanın fonksiyonu olarak tipik noktasal hız ölçümü ile örneklendirilebilir. Akışın rastgele doğası, denklemlere bağlı hesaplamaları neredeyse olanaksız kılmaktadır. Şekil 3.4'de gösterildiği gibi hızın zamanla rastgele değişimi nedeniyle tahmin edilmesi oldukça zordur.

Zamanla değişen $u(t)$ hızını tahmin etmek zor olduğu için, Denklem 3.24'de ifade edilen şekilde $u(t)$ hızı, $\bar{u}$ daimi ortalama hız ile buna eklenen bir $u'(t)$ çalkantı bileşeninin toplamı biçiminde ifade edilir.



Şekil 3.4 : Türbülanslı akışın herhangi bir noktasında hızın zamanla değişimi.

$$u(t) = \bar{u} + u'(t) \quad (3.24)$$

Tıpkı hız gibi, diğer skaler nicelikler için de bu denklem genelleştirilebilir. Denklem 3.25 ile diğer skaler niceliklerin zamana bağlı değişimi de ortalama değerleri ve çalkantı bileşenlerinin toplamı şeklinde karakterize edilebilir.

$$\Phi(t) = \bar{\Phi} + \Phi'(t) \quad (3.25)$$

Bu durumda momentum denklemi için uygun bir zaman ortalaması alma yöntemi benimsenerek, anlık çalkantılara sahip akışın durumuyla ilgili tüm ayrıntılar görmezden gelinebilir. Bu ortalama alma işlemi Navier-Stokes denklemlerine uygulanarak, zaman ortalamalı denklemler, ya da daha çok bilinen adıyla RANS denklemleri Denklem 3.26 ve Denklem 3.27’de verilen şekilde elde edilebilir.

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \bar{u}) = 0 \quad (3.26)$$

$$\frac{\partial(\rho \bar{u}_i)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho \bar{u}_i \bar{u}_j)}{\partial x_j} = -\frac{\partial \bar{p}}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\mu \left(\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial x_j} + \frac{\partial \bar{u}_j}{\partial x_i} - \delta_{ij} \frac{\partial \bar{u}_k}{\partial x_k} \right) \right] + \frac{\partial(-\rho \overline{u'_i u'_j})}{\partial x_j} \quad (3.27)$$

RANS denklemleri $\overline{a'b'}$ biçimindeki terimler dışında, laminar akış denklemlerine benzemektedir. Zaman ortalamalı momentum denklemlerinde her boyut için üç tane ilave bilinmeyen söz konusudur. Reynolds gerilmeleri olarak adlandırılan bu ilave bilinmeyenlerin mutlaka modellenmesi gerekmektedir. Boussinesq, Reynolds gerilmelerinin Denklem 3.28’de verilen ilişkiler ile ortalama şekil değiştirme hızlarına bağlanabileceğini öne sürmüştür.

$$-\rho \overline{u'_i u'_j} = \mu_T \left(\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial x_j} + \frac{\partial \bar{u}_j}{\partial x_i} \right) - \frac{2}{3} \rho k \delta_{ij} \quad (3.28)$$

Denklem 3.28 μ_T türbülans veya girdap viskozitesi ve k türbülans kinetik enerjisi dışında, Newton’un viskozite yasasına benzer yapıdadır. Türbülans kinetik enerjisi k , türbülans enerjisi yitim hızı ε ve diğer türbülans büyüklükleri için de benzer transport denklemleri geliştirmek mümkündür. Örneğin Launder ve Spalding [34] tarafından geliştirilen standart $k - \varepsilon$ modeli, çoğu türbülanslı akış probleminin çözümünde yaygın şekilde kullanılmaktadır. Burada μ_T , k ve ε arasında Denklem 3.29’da verilen şekilde bir ilişki bulunmaktadır.

$$\mu_T = \rho C_\mu \frac{k^2}{\varepsilon} \quad (3.29)$$

$k - \varepsilon$ modeli türbülans kinetik enerjisi ve türbülans enerjisi yitim hızı için genel ifade Denklem 3.30’daki gibi ifade edilebilir.

$$\frac{\partial (\rho \varphi)}{\partial t} + \frac{\partial (\rho u_i \varphi)}{\partial x_i} = \frac{\partial}{\partial x_i} \left(\frac{\mu_T}{\sigma_\varphi} \frac{\partial \varphi}{\partial x_i} \right) + S_\varphi \quad (3.30)$$

Denklem 3.30’da φ terimi k veya ε değişkenlerini ve S_φ terimi yıkım ve üretim terimlerinin toplamını temsil etmektedir.

3.2.4 Fluent hesaplamalı akış dinamiği kodu

İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün termal-hidrolik analizinde, ticari bir yazılım olan Ansys Fluent HAD kodu kullanılmıştır [35]. Fluent kodu akışkan akışını simüle etmenin yanı sıra katıdan sıvıya veya katıdan katıya ısı akışını da simüle edebilmektedir. Zamandan bağımsız veya zamana bağlı problemler için sonlu hacim

yaklaşımı ile akışı yöneten denklemleri çözmektedir. Fluent kodu sıvı, gaz, gözenekli ve katı ortam gibi farklı ortamlarda kapsamlı sayısal çözüm sağlamaktadır. Bunların yanı sıra iletim, taşınım ve radyasyon gibi ısı transferi modellerini içermektedir.

Tipik bir HAD simülasyonu; geometrinin modellenmesi, çözüm ağının oluşturulması, fiziksel modelleme ve hesaplanan verilerin işlenmesi olmak üzere dört temel adım içermektedir. Bu tez çalışmasında geometrinin modellenmesi ve çözüm ağının oluşturulması işlemleri Ansys DesignModeler ve Meshing paketi kullanılarak gerçekleştirilmiştir [36].

HAD modelini oluşturmak için kritik bir adım hangi çözücünün kullanılacağına karar vermektedir. Fluent kodu korunum denklemlerini çözmek için yoğunluk tabanlı veya basınç tabanlı çözücüler kullanabilmektedir. Bu tez çalışmasında düşük hızlı sıkıştırılamaz akışlar için geliştirilen basınç tabanlı çözücü kullanılmıştır.

Akışı yöneten denklemler lineer olmadığından, çözüme ulaşmak için denklemler yinelemeli olarak çözülür. Basınç tabanlı çözücü, ayrık ve birleştirilmiş olmak üzere iki yaklaşımla akış problemini çözmektedir. Ayrık çözücü, akışı yöneten bağımsız denklemlerin art arda ayrık olarak çözülmesiyle elde edilen değişkenleri (u, v, w, p, k, ϵ vb.) içermektedir. Fakat ayrık çözücüde birleştirilmiş çözücüye göre yakınsama daha yavaştır. Birleştirilmiş çözücü ise momentum ve basınca dayalı süreklilik denklemi dahil olmak üzere birleştirilmiş bir denklem seti içerir. Dolayısıyla, ayrık çözücünden farklı olarak momentum denklemini güncel basınç ve kütle akısı değerleri ile çözer ve yeni hız alanı ve kütle akısı ile basınç düzeltilmesini tek bir adımda birleştirir. Birleştirilmiş çözücüde, çözümün yakınsama oranı ayrık çözücünden daha iyi iken ihtiyaç duyulan bellek boyutu 1,5-2 kat daha fazladır. Bu çalışmada ayrık çözücü kullanılmıştır.

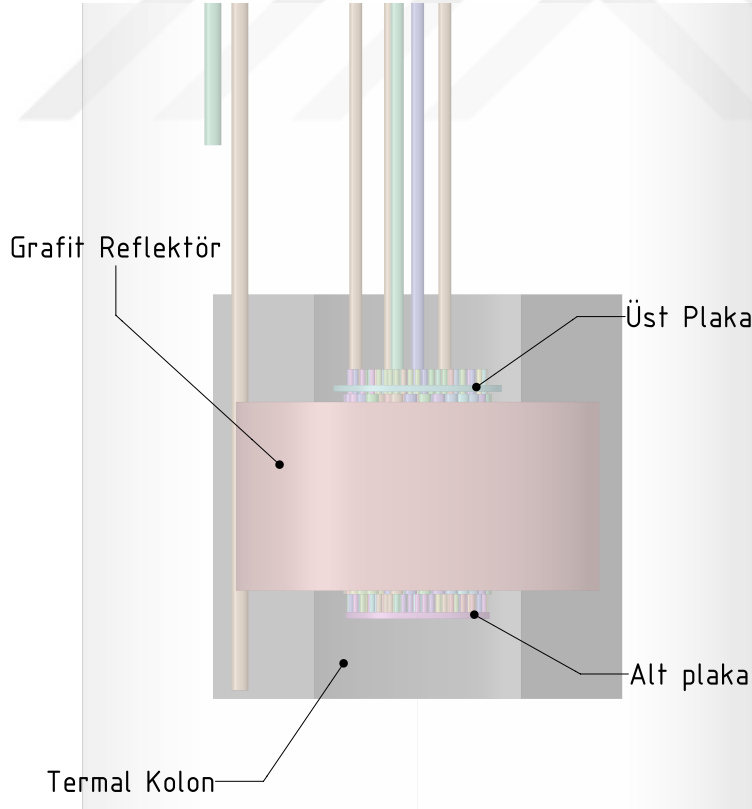
Bazı durumlarda, Fluent kodunun standart özellikleri ihtiyacı karşılamayabilir. Bu nedenle Fluent kodu, C programlama dilinde yazılmış program olan kullanıcı tanımlı fonksiyon (UDF) özelliği ile özel ihtiyaçların uygulanmasına izin vermektedir. UDF dosyaları, sınır koşullarını, malzeme özelliğinin tanımlarını, taşıma denklemlerindeki kaynak terimlerini ve ayrıca çözümün başlatılmasını, hız, basınç vb. değişkenlerin zamana bağlı ayarlanmasını özelleştirmek için kullanılabilir [37].

3.2.5 Reaktörün termal-hidrolik modeli

Önceki bölümde bahsedildiği üzere bu tez çalışmasının amaçlarından biri termal-hidrolik analiz ile kalp konfigürasyon optimizasyonu sonrasında güvenlik kriterlerinin sağlanıp sağlanmadığını belirlemektir.

Nötronik ve termal-hidrolik olayların fiziki birleşik olduğundan termal-hidrolik sınır koşulları nötronik analizlere dayanmaktadır. Akışkan dinamiklerini ve ısı transferini simüle etmek için yakıt elemanları, kontrol çubukları, grafit elemanlar, alt ve üst plakalar, ısınlama kanalları, grafit reflektör ve termal kolon gibi kalp yapılarının detaylı geometrisi, reaktörün termal-hidrolik modeline dahil edilmiştir. Termal-hidrolik model ile doğal taşınım akış davranışı, basınç ve hız değişimi, reaktör havuzu boyunca sıcaklık dağılımı gibi termal-hidrolik karakteristikler simüle edilmiştir.

Reaktörün HAD modeli akış alanı Şekil 3.5’de yer almaktadır. Bu model 10 milyondan fazla çözüm ağına sahip olmakla birlikte maksimum yüzey boyutu 5 cm olacak şekilde yapılandırılmamış çözüm ağı kullanılmıştır.



Şekil 3.5 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün termal-hidrolik model geometrisi.

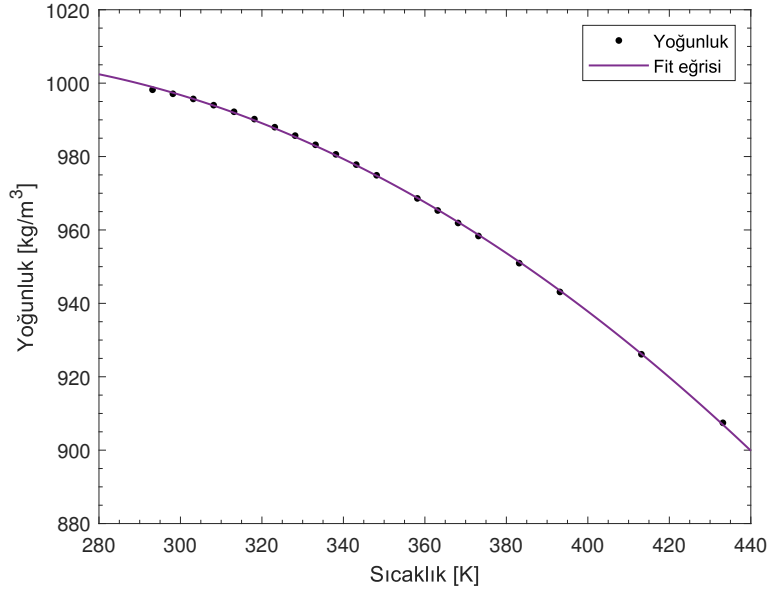
Doğal taşınım fenomeni tarafından yönetilen diferansiyel denklemler, sonlu hacim ayrıklaştırma yöntemiyle cebirsel denklemlere ayrıklaştırılmıştır. Burada ayrıklaştırma işlemi, yapılandırılmamış çözüm ağı oluşturulmasıyla gerçekleştirilmiştir. Bunun nedeni, karmaşık geometrileri ayrıklaştırmak için uygun olması ve daha hızlı ağ oluşturma süresi ile uyarlanabilir ağ oluşturma tekniklerine sahip olmasıdır [38]. Yapılandırılmamış ağ, blok yapılı veya taşan ağ tekniklerine göre daha fazla CPU ve bellek gerektirir. Fakat yapılandırılmamış ağ, çok sayıda işlemci üzerinde ideal yük dengeleme sağlayan homojen veri yapısı nedeniyle büyük ölçekli paralelleştirme için çok uygundur [39].

Geometrinin modellenmesi ve çözüm ağının oluşturulmasından sonra akışkan özelliklerinin ve akış fiziğinin oluşturulması adımına geçilmektedir. Bu bağlamda, momentum korunum denklemindeki kaldırma kuvveti terimi dikkate alınarak, doğal taşınım etkileri modellenmiştir. Fluent kodunda doğal taşınım iki yöntemle modellenebilmektedir. İlk yöntemde, akışkan yoğunluğu sıcaklığın bir fonksiyonu olarak tanımlanır. İkinci yöntem, momentum denklemindeki kaldırma kuvveti terimi hariç, yoğunluğun tüm denklemlerde sabit bir değer olarak ele alındığı Boussinesq yaklaşımının kullanılmasıdır. Fakat Boussinesq yaklaşımı küçük sıcaklık ve yoğunluk değişimi durumunda kullanılmaktadır [32]. Dolayısıyla, sıcaklık gradyanının yüksek olduğu durumlarda ilk yöntem kullanılmalıdır. Reaktör kalbindeki sıcaklık gradyanları oldukça yüksek olduğundan, HAD modelinde doğal taşınım ilk yöntem kullanılarak modellenmiştir. Buna yönelik olarak soğutucu akışkanın yoğunluğu, sıcaklığın bir fonksiyonu olarak tanımlanmıştır [32]. Yoğunluğun sıcaklık ile değişimi Şekil 3.6'da yer almakta olup yoğunluk fonksiyonu Denklem 3.31'de verilmiştir. Doğal taşınımın doğası gereği kararsız olması sebebiyle zamana bağlı çözüm gerçekleştirilmiştir. Türbülans etkileri kararsız Reynolds Ortalamalı Navier-Stokes (URANS) yaklaşımıyla ele alınmıştır.

$$\rho(T) = -0,00256T^2 + 1,20404T + 866,20039 \quad (3.31)$$

Reaktörün HAD modelinde, doğal taşınımın durağan suda meydana geldiği varsayılmıştır. Öte yandan, akışkan alanının giriş ve çıkışına sıfır hız ve gösterge

basıncı tanımlanmıştır. Yakıt elemanlarının zarf yüzeyindeki termal sınır koşulları, ısı akısı sınır koşulu olarak tanımlanmıştır. Zarf yüzeyindeki aktif bölgenin z -ekseni boyunca kosinüsün fonksiyonu olan ısı akısı sınır koşullarını tanımlamak için makrolar kullanılmıştır. Son olarak tüm yüzeylere kaymama sınır koşulları uygulanmıştır. Fluent kodunda uygulanan diğer parametreler Çizelge 3.1’de verilmiştir.



Şekil 3.6 : Su yoğunluğunun sıcaklıkla değişimi.

Çizelge 3.1 : Reaktörün HAD modelinin Fluent kodu sayısal model kurulumu.

Özellik	Uygulanan yöntem	Tanım
Sayısal yöntem	Sonlu hacim	
Çözücü	Basınç tabanlı çözücü	SIMPLEC
Türlülans modeli	RANS	Gerçeklenebilir $k - \epsilon$ modeli
Basınç interpolasyon şeması (momentum denklemleri dahil)	Doğal taşınım baskın akış	PRESTO (Pressure Staggering Option)
Uzamsal ayrıklaştırma	Taşınım terimleri (momentum denklemlerindeki basınç terimi hariç)	İkinci dereceden ayrıklaştırma
Zaman ayrıklaştırma		0,005
Yakınsama kriteri	Bağıl veya mutlak	

İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün HAD modellemesi 250 kW tam güçte kararlı durumda çalıştığı ve su sıcaklığının 25 °C olduğu varsayılarak gerçekleştirilmiştir. URANS simülasyonu, akış sabit duruma ulaşana kadar gerçekleştirilmiştir. HAD simülasyonları, İTÜ Ulusal Yüksek Başarımlı Hesaplama Uygulama ve Araştırma Merkezi (UHeM)'de gerçekleştirilmiştir.





4. KALP KONFIGÜRASYONUNUN OPTİMİZASYON METODOLOJİSİ

Bu bölüm, bu tez çalışmasının ana amacı olan İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün kalp konfigürasyonunun optimizasyon metodolojisini içermektedir. Optimizasyon işleminde GA kullanılmıştır. Dolayısıyla bu bölümde GA teorisi ve uygulama metodolojisi detaylandırılacaktır. Ayrıca optimizasyon metodolojisinden önce, gerçekleştirilen ön-optimizasyon işlemi de bu bölümde yer almaktadır.

4.1 Genetik Algoritmanın Temeli

Bir optimizasyon probleminde en iyi çözüm global optimum olarak tanımlanmaktadır. Global optimum, olası çözümlerin ve yerel optimumların oluşturduğu arama uzayında aranmaktadır. Matematiksel iterasyonlar gibi klasik yöntemlerde arama sürecinin çok büyük boyuttaki arama uzayında tek bir noktadan başlatılması bir optimizasyon sorunudur. Klasik yöntemlerin aksine GA, arama uzayı boyunca rastgele çözümler üreterek global optimumu arama işleminde farklı bir yöntem kullanmaktadır.

GA'daki her farklı çözüm, genetik bilgiyi (değişkenleri) içeren eşsiz bir kromozom olarak temsil edilir. Kromozomlar, her biri çözüme ulaşmak için kullanılan ve bir değişkene karşılık gelen bir gen dizisi içermektedir. Genler ikili sayı sistemi veya gerçek sayılarla temsil edilebilmektedir. GA'da her bir iterasyon bir jenerasyon olarak tanımlanırken bir jenerasyondaki çözümlerin tümü popülasyon olarak tanımlanır. Ayrıca çözümler DNA yapısındaki A, T, G, C gibi genotip ile karakterize edilirken, genotipin gerçekteki görünümü fenotip ile karakterize edilmektedir.

GA sayısal bir optimizasyon yöntemidir ve çok çeşitli karmaşık mühendislik problemlerini çözmek için doğal evrimsel süreçleri (operatörleri) kullanmaktadır. Tipik bir GA, global optimumu ararken; seçim, çaprazlama ve mutasyon operatörlerini kullanmaktadır. Doğal seleksiyona benzer şekilde seçim operatörü, daha iyi çözümlerin seçilmesi veya daha kötü seçimlerin ortadan kaldırılması için bir seçim kriteri uygulamaktadır. Öte yandan seçim operatörü, elitist yaklaşımla

bir jenerasyondan diğerine çözümlerin kalitesinin düşmemesini garanti etmektedir. Çaprazlama operatörü, daha iyi evrimleşmiş yavrular elde etmek için seçkin ebeveyn çözümler arasında genetik bilginin rekombinasyonu için kullanılmaktadır. Mutasyon operatörü, kromozom içindeki genlerin yerlerini rastgele değiştirmek ve böylece mutasyona uğramış kromozomlar elde etmek için kullanılmaktadır. Ayrıca yalnızca soliter bir ebeveynin mutasyona uğraması sonucu soliter bir yavrunun elde edildiği operatör, mutasyon operatörünün en karmaşık olmayan versiyonudur.

Operatörler uygulandıktan sonra, mevcut popülasyondan yeni bir popülasyon üretilir. Üretilen bu yeni popülasyonun tamamını yavrular oluşturmaktadır. Daha sonra bu iki popülasyon bir dizi işleme tabi tutulur ve bir sonraki jenerasyondaki yavruların ataları belirlenmiş olur. Bu süreç, önceden tanımlanan maksimum jenerasyon sayısına ulaşıncaya kadar veya yakınsama kriterleri sağlanana kadar tekrar eder.

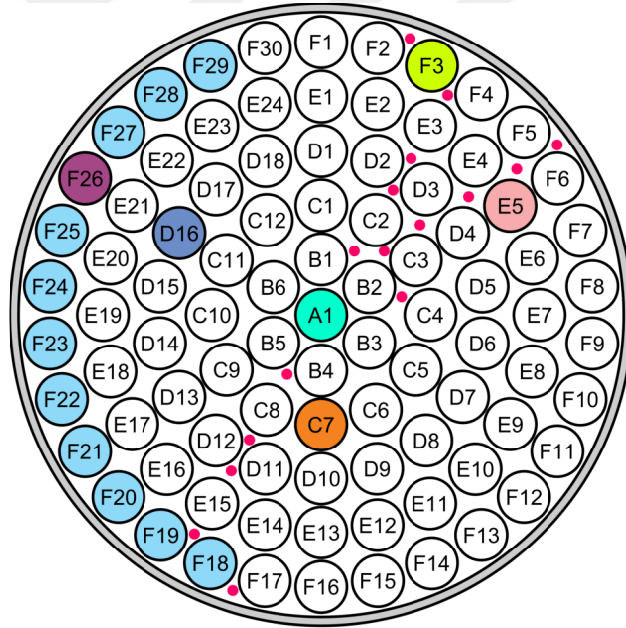
Temel olarak GA optimizasyon probleminin amacına göre ikiye ayrılmaktadır. Tek amacı içeren problemlerin çözümünde “Tek Amaçlı GA (SOGA)” ve çok amaçlı problemlerin çözümünde “Çok Amaçlı GA (MOGA)” kullanılmaktadır.

4.2 Ön-Optimizasyon

Bu tez çalışmasında, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalp konfigürasyonunun GA ile optimizasyonunda, sadece yakıt elemanlarının reaktör kalbi içerisindeki konumlarının optimize edilmesi hedeflenmiştir. Bölüm 2’de bahsedildiği üzere reaktör kalbinde yakıt elemanları dışında grafit elemanlar, kontrol çubukları, nötron kaynağı ve ısınlama kanalları da yer almaktadır. Çoğu çalışmada bu bileşenlerin konumları sabit olacak şekilde optimizasyon işlemi gerçekleştirilmektedir. Bu tez çalışmasında da kontrol çubuklarının, nötron kaynağının ve ısınlama kanallarının konumları sabit olacak şekilde optimizasyon yapılmıştır. Mevcut kalp konfigürasyonu 69 kısmen yanmış yakıt elemanı ve 16 grafit elemanı içermektedir. Fakat optimizasyon çalışması, aynı sayıda yakıt elemanı ve grafit elemanı ile gerçekleştirilmemiştir. Optimizasyon çalışması 74 yakıt elemanı ve 11 grafit elemanı kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Diğer bir deyişle, reaktör kalbindeki 5 grafit elemanı çıkarılmış ve 69 kısmen yanmış yakıt elemanına ek olarak 5 taze yakıt elemanı eklenmiştir. Reaktör kalbine eklenecek taze

yakıt elemanı sayısına karar verirken, reaktörün fazlalık reaktivite için sağlanması gereken güvenlik kriteri gözetilmiştir. Buna yönelik olarak, reaktör kalbine taze yakıt elemanları tek tek eklenmiş ve güvenlik limitleri çerçevesinde en fazla 5 taze yakıt elemanı eklenebileceği belirlenmiştir.

Optimizasyon çalışmasında sadece yakıt elemanlarının konumları optimize edildiğinden grafit elemanların konumları önceden belirlenmelidir. Optimizasyon çalışmasına başlamadan önce grafit elemanlar için farklı konfigürasyonlarda hesaplamalar yapılmıştır. Grafit elemanlar F-halkasında olacak şekilde hem dağınık düzende hem de art arda konumlandırılmıştır. Farklı grafit elemanı konfigürasyonlarına sahip reaktör kalbi, Bölüm 4.9’te detayları verilecek Denklem 4.2 ile değerlendirilmiştir. Bu şekilde optimizasyon çalışmasından önce 30’dan fazla kalp konfigürasyonu değerlendirilmiştir. Grafit elemanların optimum konfigürasyonu Şekil 4.1’de yer almaktadır.



Şekil 4.1 : Optimizasyon öncesi İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalbi.

Şekil 4.1’den görülebileceği üzere mavi ile boyalı gösterilen grafit elemanlarının reaktör kalbindeki optimum konumları F18-F29 arasındadır. Kontrol çubuklarının (C7-D16-E5), ısınlama kanallarının (A1-F3) ve nötron kaynağının (F26) konumları değiştirilmediği Şekil 2.2 ile Şekil 4.1’in karşılaştırılmasıyla görülmektedir. Geriye kalan 74 konuma (beyaz renkli konumlar), 69 kısmen yanmış yakıt elemanı ve 5 taze

yakıt elemanı olmak üzere toplam 74 yakıt elemanı konumlandırılmıştır. Her bir yakıt elemanının optimum konumu GA ile belirlenmiştir.

4.3 Genetik Algoritmanın Uygulaması

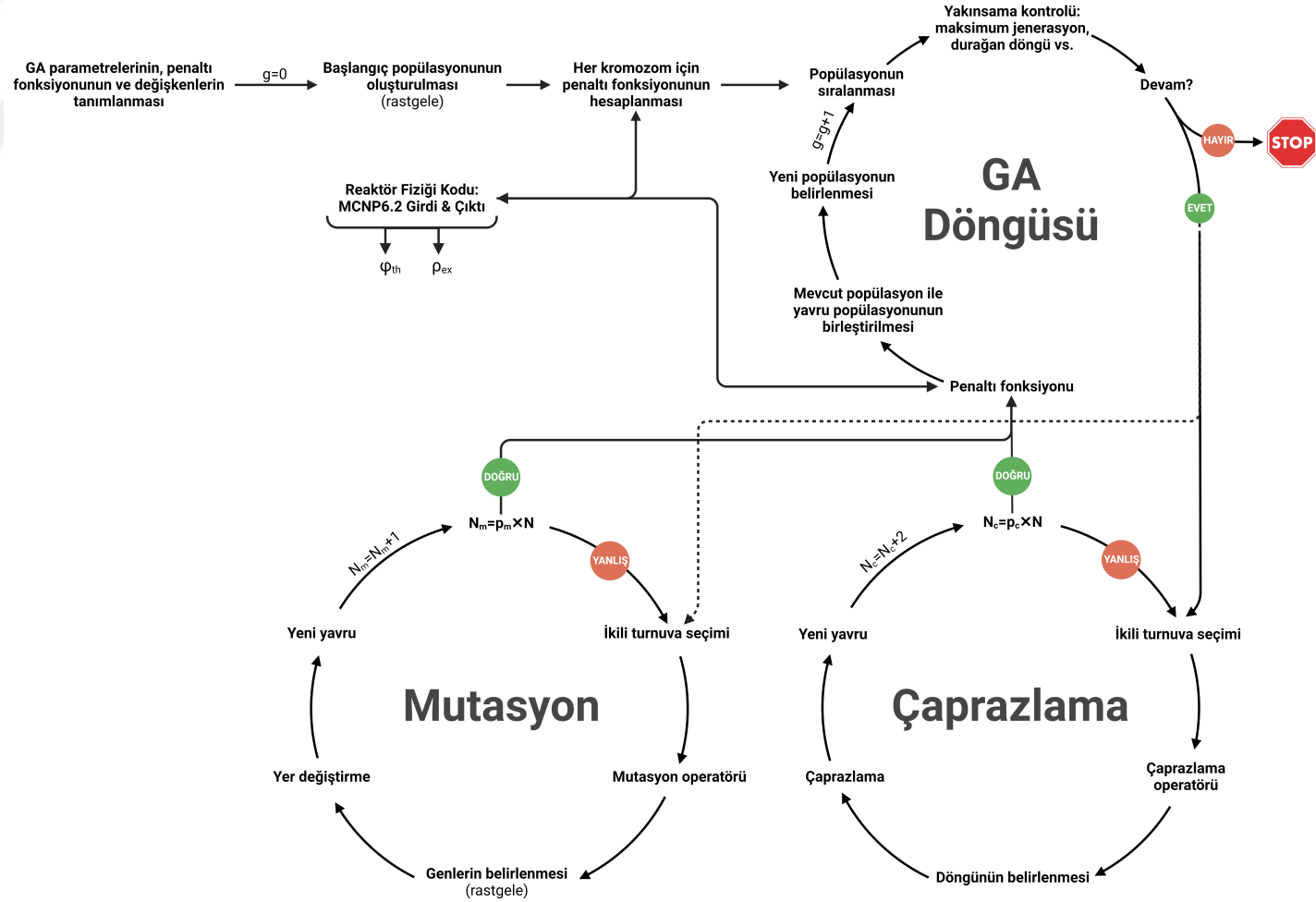
İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalp konfigürasyonunun optimizasyonunda, kullanım kolaylığı ve kromozomların kodlanmasını veya kodunun çözülmesini gerektirmediğinden, ayrık değişkenlere sahip sürekli bir GA kullanılmıştır. GA, seçim, çaprazlama ve mutasyon operatörlerini içermektedir. Elitizm sürecinde en iyi çözümleri sonraki jenerasyonlara aktarmak ve popülasyon çeşitliliğini korumak için Stokastik Tekdüze Örnekleme Yöntemi (SUS) [40] kullanılırken, çaprazlama ve mutasyon operatörlerinde yavruların ebeveynlerini belirlemek için ikili turnuva seçimi kullanılmıştır. Şekil 4.2’de verilen sürekli bir GA akış şeması hesaplamaların ana adımlarını göstermektedir. GA, kalp konfigürasyonlarının nötronik parametrelerini hesaplamak için MCNP6.2 Monte Carlo koduyla kuplajlanmıştır. GA’da kullanılan terimler tanımları ile birlikte aşağıda verilmiştir.

- Penaltı fonksiyonu: MCNP kodunun oluşturulan kalp konfigürasyonlarını kullanarak hesapladığı optimize edilecek parametreler.
- Ayrık değişkenler: kalp konfigürasyonundaki yakıt elemanlarının konumları.
- Optimize edilecek parametreler: termal nötron akısı ve fazlalık reaktivite.

Burada termal nötron akısı, eksenel yönde yakıt elemanının aktif bölgesinin orta noktasına denk gelen konumda, merkezi ışınlama kanalındaki termal nötron akısını ifade etmektedir.

4.4 Penaltı Fonksiyonuna Dayalı Genetik Algoritma

Penaltı fonksiyonuna dayalı GA’da, çok amaçlı kalp konfigürasyonu optimizasyonu problemi, penaltı fonksiyonu ve kısıtlamalar kullanılarak tek amaçlı bir probleme dönüştürülmüştür. Genel olarak, bu yaklaşım kısıtlı bir optimizasyon problemini, bir penaltı fonksiyonu tanımlanmasıyla kısıtsız bir optimizasyon problemine dönüştürür.



Şekil 4.2 : GA akış şeması.

Eğer penaltı katsayıları ve kısıtlamalar uygun bir şekilde seçilirse, bu yaklaşım uygulanabilir çözümler vermektedir. Uygun penaltı katsayılarının ve kısıtlamaların seçimi, penaltı fonksiyonuna dayalı GA uygulanmasında zorlayıcı bir işlemdir. Bu tez çalışmasında, penaltı fonksiyonuna dayalı GA kullanılmış olup Denklem 4.1’de verilen optimizasyon problemi ele alınmıştır.

$$y = f(x_1, \dots, x_n) \quad x_n \in S \quad (4.1)$$

Denklem 4.1’de y amaç, f minimize/maksimize edilecek fonksiyon, x_n optimize edilecek değişkenlerin sayısı (bağımlı veya bağımsız olabilir) ve S alt/üst limitleri tanımlanmış tek boyutlu arama uzayıdır.

Hedefi artan veya azalan düzende sıralamak, bir sonraki en iyi popülasyonu bulmak için yeterlidir. SUS yöntemi, penaltı fonksiyonuna dayalı GA için ana seçim operatörüdür. Bu yöntemde göre, tanımlanan penaltı fonksiyonunun değerleri azalan düzende sıralandıktan sonra mevcut popülasyondan rastgele bir adım boyutuyla (eşit aralıklarla) en olası bireyler seçilir. Elit bireyler, sonraki jenerasyonlarda kullanılmak üzere arşivde saklanır. Penaltı fonksiyonuna dayalı GA’nın ana adımları aşağıda özetlenmiştir.

1. $g = 0$ jenerasyonu için, popülasyon büyüklüğü N olan rastgele bir başlangıç popülasyonu (P_0) oluşturulur.
2. Popülasyonun her bir üyesi için penaltı fonksiyonunu hesaplanır.
3. Popülasyonu artan veya azalan düzende sıralanır.
4. Önceden tanımlanmış durdurma kriterleri için sonuçlar kontrol edilir. Sonuçlar yakınsamış ise durulur ve çözümler kontrol edilir. Çözümler yakınsamamış ise aramaya devam edilir.
5. Çaprazlama ve mutasyon operatörleri ile N boyutunda bir yavru popülasyonu (O_0) oluşturulur. Popülasyonunun ebeveynlerini seçmek için ikili turnuva seçimi yöntemi kullanılır.
6. Yavru popülasyonun her bir üyesi için penaltı fonksiyonunu hesaplanır.

7. $g \geq 1$ için popülasyon ile oluşturulan yavru popülasyon birleştirilir ($C_g = P_g \cup O_g$).
Bu aşamada popülasyon büyüklüğü $2N$ 'dir.
8. Yeni popülasyon N büyüklüğüne ulaşana kadar SUS yönteminin elit seçim operatörünü kullanarak, yeni popülasyon (P_{g+1}) birleştirilmiş popülasyonun en iyi çözümleri ile doldurulur.
9. Jenerasyon bir arttırılıp ($g = g + 1$) yakınsama kontrolü adımına gidilir.

4.5 Kalp Konfigürasyonlarının Kromozom Olarak Temsili

Her kalp konfigürasyonu, GA'da eşsiz bir kromozom ile temsil edilmektedir. n uzunluğa sahip bir kromozom, bir dizi gen tarafından tanımlanır. Bir kromozomdaki her bir gen, kalp konfigürasyonundaki bir yakıt elemanı numarasına (yani yakıt elemanı konumuna) karşılık gelmektedir. Örneğin; ilk gen B1 konumundaki yakıt elemanını temsil ederken, son gen F30 konumundaki yakıt elemanını temsil etmektedir. Ayrıca, her bir gen, Monte Carlo hesaplamaları için gerekli olan yanma verileri ve yakıt içeriği gibi spesifik bilgileri taşımaktadır. İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalbindeki 69 kısmen yanmış yakıt elemanı ve bu çalışmada kalbe eklenen 5 taze yakıt elemanı farklı içeriklere sahip olduğundan, her bir yakıt elemanı farklı bir gen tipi olarak tanımlanmıştır. Örnek olarak üretilen bir kromozomun genotipi ve fenotipi Şekil 4.3'te yer almaktadır.

$$\begin{aligned} \text{Genotip} &= [1 \quad 2 \quad 3 \quad \dots \quad 72 \quad 73 \quad 74] \\ \text{Fenotip} &= [B1 \quad B2 \quad B3 \quad \dots \quad F16 \quad F17 \quad F30] \end{aligned}$$

Şekil 4.3 : Örnek bir kromozomun genotip ve fenotipi.

Şekil 4.3'te verilen örnek kromozomun ilk geni 1 numaralı malzeme ile doldurulmuştur ve B1 konumundaki yakıt elemanına karşılık gelmektedir. Bu şekilde 69 kısmen yanmış yakıt elemanı ve 5 taze yakıt elemanı ile 74 gen uzunluğunda rastgele kromozomlar oluşturulmuştur. Kısmen yanmış yakıt elemanları 69'a kadar sırasıyla mevcut kalp konfigürasyonundaki konumlarına göre numaralandırılırken,

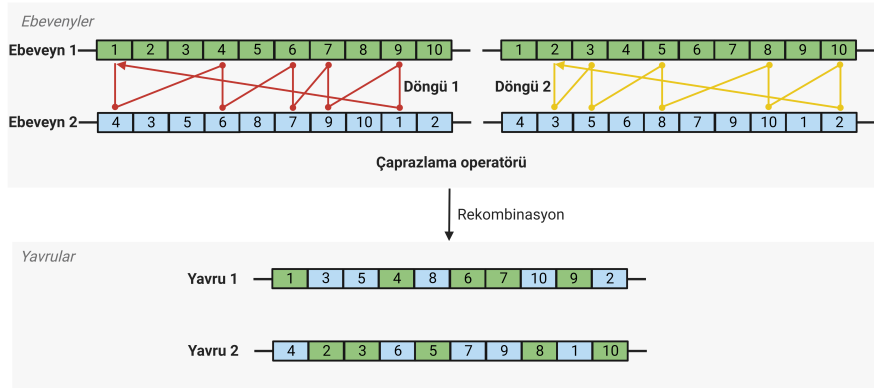
taze yakıt elemanları 70'den 74'e kadar yakıt elemanlarının ^{235}U içeriğine göre numaralandırılmıştır.

4.6 Seçim Operatörü

Penaltı fonksiyonuna dayalı GA'da ikili turnuva seçimi kullanılmıştır. İkili turnuva seçimi, çaprazlama ve mutasyon operatörlerinde ebeveyn kromozomun seçimi için popülasyon içerisinde rastgele iki kromozom seçmektedir. Seçilen iki kromozomdan en iyi çözüm, çaprazlama ve mutasyon için ebeveyn olarak kullanılmaktadır. Her ebeveyn seçiminde aynı işlem uygulanmaktadır.

4.7 Çaprazlama Operatörü

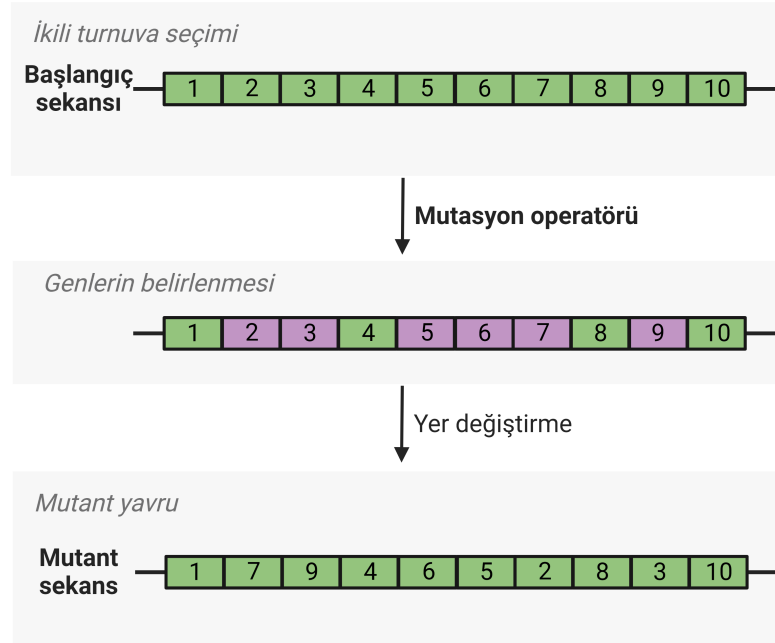
Penaltı fonksiyonuna dayalı GA'da her yakıt elemanı bir gen tipi olarak tanımlandığından, tüm yakıt elemanlarının bir kez kullanılması gerekmektedir. Bu problem literatürde iyi bilinen Gezgin Satıcı Problemine (TSP) benzemektedir. Dolayısıyla, bir kromozomda bir genin birden fazla kullanılmasına izin verilmemelidir. Bu nedenle, ikili turnuva seçimi ile seçilen seçkin ebeveynlerden yeni yavrular üretmek için döngü çaprazlama (CX) operatörü [41] tercih edilmiştir. Bu yöntem, her bir genin karşılık gelen ebeveynlerden birinden gelmesi için tek yavru üretir. Böylece, her iki ebeveynin mutlak gen konumlarının yarısı ortalama olarak korunmaktadır. Ayrıca, üretilen yavrunun gen sekansını tamamlayıcı ikinci bir yavru daha üretilmektedir. İkili turnuva seçimiyle seçilen seçkin iki ebeveyn için örnek bir çaprazlama işlemi Şekil 4.4'te yer almaktadır.



Şekil 4.4 : Örnek bir çaprazlama işlemi.

4.8 Mutasyon Operatörü

İkili turnuva seçimi ile seçilen seçkin bir ebeveyn için değişim mutasyonu veya karşılıklı değişim olarak adlandırılan iki noktalı bir mutasyon gerçekleştirilmiştir [42]. Bu yöntemde, seçkin bir ebeveynin rastgele seçilen bir geni, aynı ebeveynin yine rastgele seçilen farklı bir geni ile değiştirilmektedir. Bu tez çalışmasında bu gen değiştirme işlemi, her seçkin ebeveyn için üç kez tekrarlanarak toplam altı genin değiştirilmesi ile mutasyona uğramış kromozomlar elde edilmiştir. Gen değiştirme işleminin üç kez tekrarlanmasının nedeni her seçimde iki gen yer değiştirdiği için çift sayıda tekrarlama yapıldığında yer değiştiren genlerin tekrar aynı yerlerine dönme olasılığı bulunduğundan bu olasılığın elimine edilmesidir. Gen değişimi işleminde aynı genlerin seçilmesi durumunda, farklı bir gen seçilene kadar mutasyon işlemi tekrarlanmaktadır. İkili turnuva seçimiyle seçilen seçkin bir ebeveyn için örnek bir mutasyon işlemi Şekil 4.5'te yer almaktadır.



Şekil 4.5 : Örnek bir mutasyon işlemi.

Hem çaprazlama hem de mutasyon işleminde, aynı yavruları üretmekten kaçınmak için, tüm jenerasyonlarda üretilen tüm kromozomlar arşivde saklanır ve sadece farklı kromozomların bir sonraki jenerasyona geçmesine izin verilir. Örneğin,

daha önce aynı iki seçkin ebeveynin çaprazlanmasıyla yavrular üretildiyse, sonraki jenerasyonlarda daha önce çaprazlanan bu iki ebeveynin tekrar çaprazlanmak üzere seçilmesi engellenir.

4.9 Penaltı Fonksiyonunun Hesaplanması: Reaktör fiziği kodu

GA'da penaltı fonksiyonunun değerlendirilmesi için MCNP6.2 Monte Carlo kodu kullanılmıştır. Penaltı fonksiyonu Denklem 4.2'de verilmiştir.

$$f = \phi - f_\phi \quad (4.2)$$

Denklem 4.2'de yer alan ϕ İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü merkezi ısınlama kanalındaki termal nötron akısını, f_ϕ penaltı terimini ifade etmektedir.

Merkezi ısınlama kanalındaki termal nötron akısı, eksenel yönde yakıt elemanlarının aktif bölgesinin orta noktasından alınmıştır. Denklem 4.2'deki penaltı terimi Denklem 4.3 ile hesaplanmaktadır.

$$f_\phi = \begin{cases} \frac{\rho_{max}-\rho}{\rho_{max}}\phi, & \rho \leq \rho_{max} \\ \frac{\rho_{max}}{\rho}\phi, & \rho > \rho_{max} \end{cases} \quad (4.3)$$

Burada ρ fazlalık reaktiviteyi ve ρ_{max} ise maksimum fazlalık reaktivite değerlerini ifade etmektedir.

Denklem 4.2 ve Denklem 4.3 ile her kalp konfigürasyonunun (kromozom) penaltı fonksiyonu hesaplanmış ve farklı konfigürasyonların değerlendirilmesi bu fonksiyonun değerine göre yapılmıştır. GA ile bu fonksiyonun maksimizasyonu amaçlanmıştır. Başka bir deyişle, bu fonksiyon ile kalp konfigürasyonunun merkezi ısınlama kanalındaki termal nötron akısını yükseltmek amaçlanmıştır. Öte yandan penaltı terimi, reaktörün çevrim uzunluğunu güvenlik limitleri çerçevesinde olabildiğince uzatmaya yönelik ayarlanmıştır. Penaltı terimindeki $\rho > \rho_{max}$ koşulu ile güvenlik limitini aşan fazlalık reaktiviteye sahip kalp konfigürasyonlarının GA'da elimine edilmesi amaçlanmıştır. Penaltı terimindeki ρ_{max} için GAR'da verilen maksimum fazlalık reaktivite değeri 3,16 \$ sabit olarak kullanılmıştır. ϕ ve ρ değerleri

ise her kalp konfigürasyonu için değişmektedir ve bu değerler MCNP6.2 kodu ile hesaplanmıştır.

Penaltı fonksiyonuna dayalı GA tarafından oluşturulan her kromozom, penaltı fonksiyonunu değerlendirmek için hazırlanmış bir komut dosyasına gönderilir. Komut dosyası, kromozomları MCNP kodu için girdi dosyalarına dönüştürür. Bu MCNP girdi dosyalarının çıktıları ise başka bir komut dosyası tarafından okunması ile ϕ ve ρ değerleri elde edilir.

İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün MCNP modelinde, 69 kısmen yanmış yakıt elemanı içerikleri yanma analizi ile elde edilmiştir. MCNP modeli, yalnızca 20 MeV'den daha düşük enerjilere sahip parçacıklar için nötron taşıma hesaplamalarını içermektedir. Termal nötronlar için alt ve üst enerji sınırları sırasıyla 10^{-5} eV ve 0,625 eV olarak seçilmiştir. Ayrıca, hızlı nötron enerjisinin 0,1-20 MeV aralığında olması gerektiği varsayılmıştır. Dolayısıyla, epitermal nötron enerji aralığı 0,625 eV ile 100 keV aralığındadır. Kritiklik hesaplamaları 200 pasif ve 1500 aktif döngü ile döngü başına 35000 nötron kullanılarak gerçekleştirilmiştir.

İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalbi asimetrik olduğundan MCNP kodunda tüm kalp geometrisi modellenmiştir. Optimizasyonda reaktörün MCNP CZP modeli kullanılmış olup tüm kontrol çubukları tamamen kalpten çıkarılmış konumdadır.

4.10 Yakınsama Kriteri

Penaltı fonksiyonuna dayalı GA'da yakınsama, durağan döngü ve popülasyonun standart sapması olarak iki farklı parametre ile kontrol edilmiştir. Durağan döngü ardışık jenerasyonlarda popülasyona hiçbir yavru katkının olmaması olarak tanımlanır ve kontrol edilecek durağan döngü sayısı önceden tanımlanmaktadır. Popülasyonun standart sapması için yine daha önceden bir minimum sapma değeri tanımlanmaktadır. Tanımlanan değer kadar durağan döngü gerçekleşirse veya popülasyonun standart sapması sınır değerinin altına düşerse algoritma durur. Aksi takdirde, algoritma yeni jenerasyonlar için çalışmaya devam eder. Bu tez çalışmasında, ardışık durağan döngülerin sayısı ve popülasyonun standart sapmasının minimum değeri sırasıyla 5 ve $1/N$ olarak ayarlanmıştır.

Algoritmanın durması sadece ardışık durağan döngü sayısına veya popülasyonunun minimum standart sapma değerine bağlı değildir. Kullanıcı uygun gördüğünde algoritmayı durdurabilir. Öte yandan, bu kriterlerin hiçbiri gerçekleşmezse, algoritma tanımlanan maksimum jenerasyon sayısına ulaşıncaya dek devam eder.

4.11 Kısıtlamalar

GA'da fazlalık reaktivitenin maksimum sınır değeri için gereken kısıtlama penaltı terimi ile tanımlanmıştır. Bu yakıt elemanı reaktör kalbindeki sıcaklığı ölçüp sıcaklık bilgisini kontrol konsoluna ilettiği ve sıcaklık ile ilgili bir SCRAM tanımlı olduğu için B1 konumundaki enstrümantal yakıt elemanı için bir kısıtlama tanımlanmıştır. B1 konumundaki enstrümantal yakıt elemanının optimizasyon sürecinde sıcaklığın az olacağı bölgelere taşınmaması için yeri değiştirilemez olarak tanımlanmıştır. Dolayısıyla hem başlangıç popülasyonu hem de çaprazlama ve mutasyon operatörleri ile yavru kromozomlar oluşturulurken, B1 konumundaki enstrümantal yakıt elemanı konumu sabit kalacak şekilde bir kısıtlama uygulanmıştır.

4.12 Optimizasyon Parametreleri

Penaltı fonksiyonuna dayalı GA'da bir sonraki popülasyonu üretmek için çaprazlama ve mutasyon oranları sırasıyla 0,6 ve 0,4 olarak seçilmiştir. Ayrıca, maksimum jenerasyon sayısı 100 olarak ayarlanmıştır. Bu tez çalışmasında, penaltı fonksiyonuna dayalı GA için kullanılan tüm optimizasyon parametreleri Çizelge 4.1'de özetlenmiştir.

Çizelge 4.1 : Optimizasyon parametreleri.

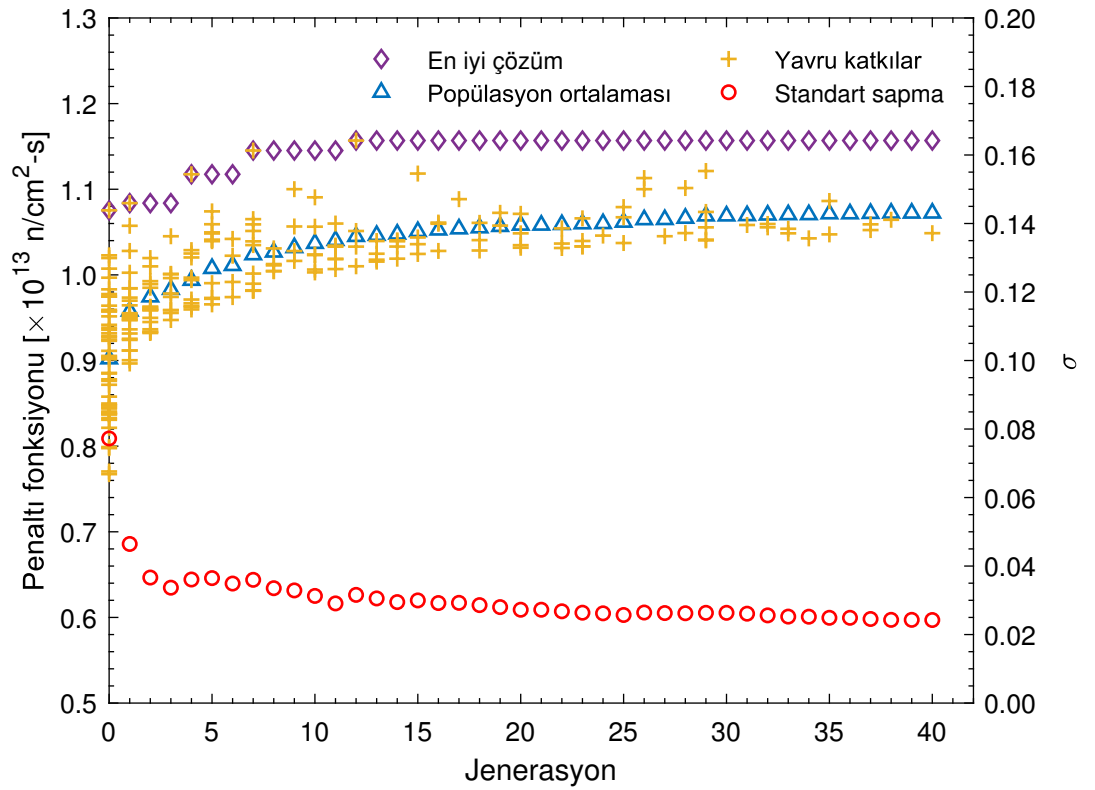
Parametre	Değer
Popülasyon büyüklüğü	50
Bir kromozomdaki gen sayısı (n)	74
Maksimum jenerasyon	100
Ebeveyn seçimi	İkili turnuva seçimi
Çaprazlama oranı	0,6
Çaprazlama yöntemi	Döngü çaprazlama
Mutasyon oranı	0,4
Mutasyon olasılığı	$1/n$

5. BULGULAR VE TARTIŞMA

Bu bölümde, önceki bölümlerde açıklanan bilgiler ve metodoloji kullanılarak elde edilen optimizasyon sonuçları, nötronik ve termal-hidrolik analiz sonuçları sunulmaktadır.

5.1 Optimizasyon Bulguları

Penaltı fonksiyonuna dayalı GA ile jenerasyonlar boyunca popülasyonun değişimi Şekil 5.1’de yer almaktadır.

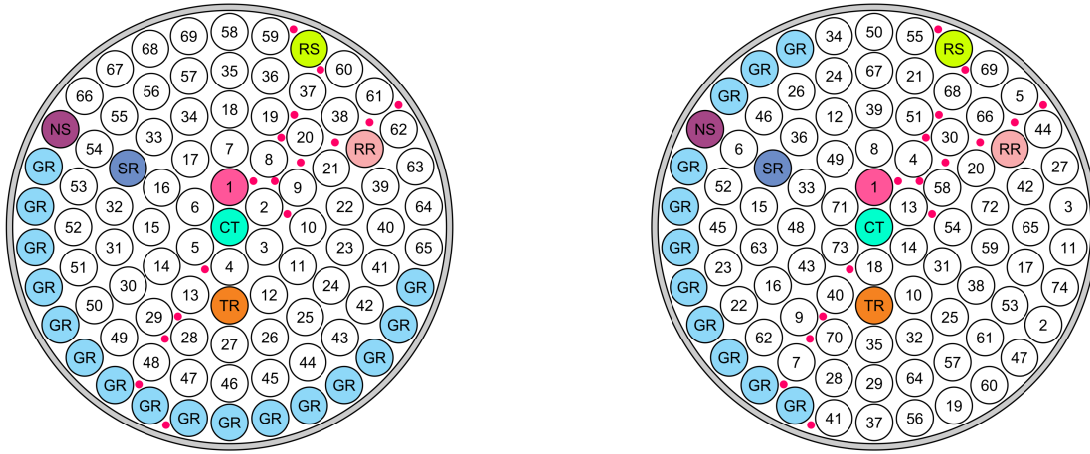


Şekil 5.1 : Jenerasyonlara göre optimizasyon sonuçları.

Şekil 5.1 jenerasyon sayısı arttıkça yavru katkılarının azaldığını ve bazı jenerasyonlarda hiç yavru katkısının olmadığını göstermektedir. Sonuçlara göre en iyi kalp

konfigürasyonu, $1,157 \times 10^{13}$ n/cm²-s penaltı fonksiyonu değeri ile $1,285 \times 10^{13}$ n/cm²-s termal akı değerine ve 2,85 \$ fazlalık reaktiviteye sahiptir. Jenerasyonlar ilerledikçe popülasyonun ortalaması önce hızla artmakta ve ardından $1,05 \times 10^{13}$ n/cm²-s civarında artış hızı düşmektedir. 12. jenerasyonda GA en iyi kalp konfigürasyonunu vermiştir. Standart sapma 0,026 civarında dalgalanmakta ve jenerasyon artsa bile görünüşte sabit kalmaktadır. Bunun nedeni, yavru katkıların az olması ve yeni yavruların popülasyon ortalamasına yakın kalitede olmasıdır. 35. jenerasyondan sonra popülasyon ortalamasında ve buna karşılık gelen standart sapma değerinde neredeyse hiçbir değişiklik yoktur. Buna ek olarak, yavru katkı payları önemli ölçüde azalmıştır. Dolayısıyla çözümün yakınsak olduğu söylenebilir. Sonuç olarak algoritma 40. jenerasyon sonrasında durdurulmuştur.

Penaltı fonksiyonuna dayalı GA kullanılarak elde edilen optimum kalp konfigürasyonu ile mevcut kalp konfigürasyonu Şekil 5.2’de yer almaktadır. Şekil 5.2’deki sayılar her bir yakıt elemanını temsil eden geni göstermektedir. Mevcut kalp konfigürasyonunda 69 yakıt elemanı bulunurken optimum kalp konfigürasyonunda, optimizasyon öncesinde yapılan modifikasyonlar nedeniyle 74 yakıt elemanı bulunmaktadır.

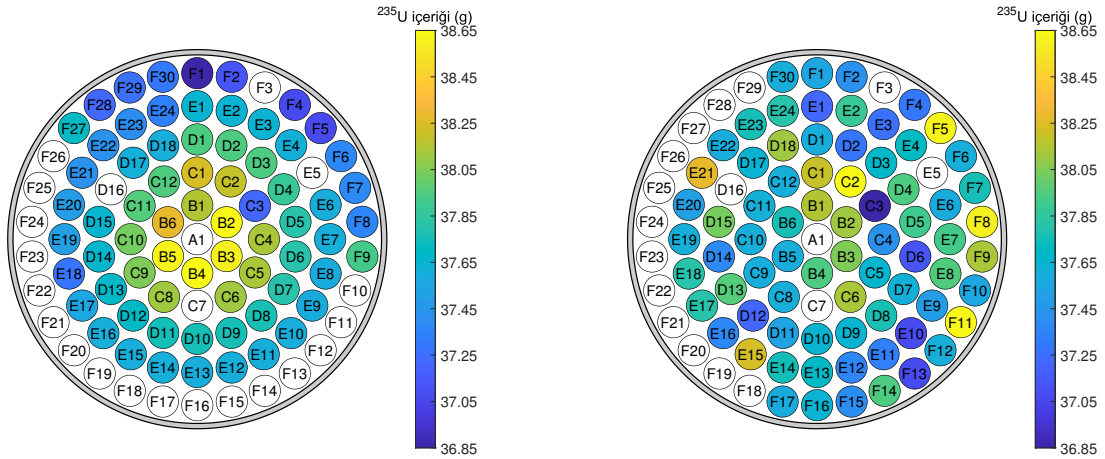


Şekil 5.2 : İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü kalp konfigürasyonunun değişimi: Mevcut (solda) ve optimum (sağda).

Şekil 5.2’de kısıtlama olarak verilen B1 konumundaki enstrümantal yakıt elemanı konumunun değişmediği görülmektedir. Enstrümantal yakıt elemanı dışında, B-halkasında bulunan diğer 5 kısmen yanmış yakıt elemanlarından birer tane C ve E-halkalarına ve üç tanesi F-halkasına konumlandırılmıştır. Reaktör kalbine

eklenen taze yakıtlardan ikisi B-halkasına, ikisi D-halkasına ve birisi F-halkasına konumlandırılırken, C ve E-halkalarına taze yakıt konumlandırılmamıştır.

Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının ^{235}U içerikleri Şekil 5.3'te yer almaktadır. Şekil 5.3'e göre mevcut konfigürasyonda yakıt elemanları neredeyse ^{235}U içeriğine göre miktar sırasıyla iç halkadan dış halkaya doğru azalacak şekilde konumlandırılmıştır. GA'dan elde edilen optimum kalp konfigürasyonunda ise yakıt elemanları ^{235}U içeriğine göre daha karışık konumlandırılmıştır. Bunun nedeni, mevcut kalp konfigürasyonundaki 69 yakıt elemanı içerisindeki ^{235}U miktarının 44 yıllık operasyon sürecinde azalmış olmasına rağmen, reaktör kalbine eklenen 5 taze yakıt elemanının ^{235}U içeriğinin çoğu kısmen yanmış yakıt elemanının ^{235}U içeriğinden daha az olmasıdır. Bu durum genel olarak kabul gören taze yakıtların kalp iç bölgelerine yerleştirilmesi ve yanmış yakıtların ya kalpten çıkarılma ya da dış bölgelere yerleştirilme stratejisini geçersiz kılmaktadır. Bu bağlamda yapılan GA çalışması optimum kalp konfigürasyonunun bulunması için elzemdir.



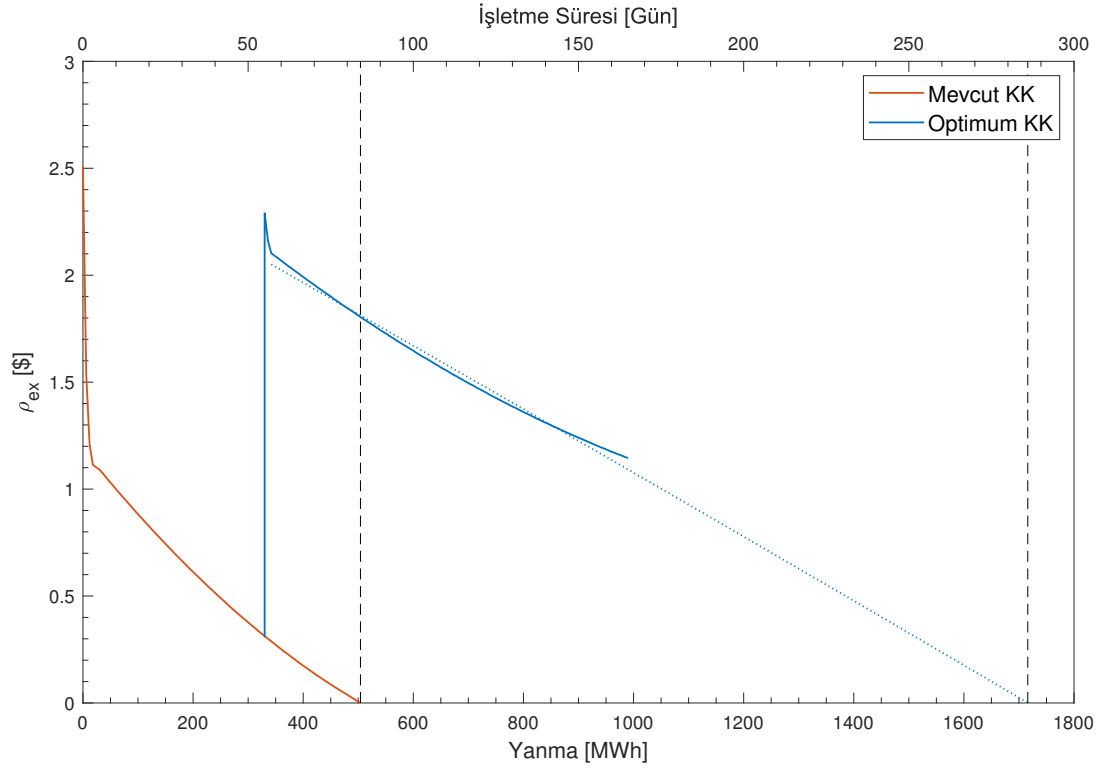
Şekil 5.3 : Mevcut (solda) ve optimum (sağda) kalp konfigürasyonları için yakıt elemanlarının ^{235}U içeriği dağılımı.

5.2 Nötronik Analiz

Bu bölümde, mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının nötronik analizleri yer almaktadır. Kalp konfigürasyonlarının yanma analizleri, nötron akı dağılımları, güç tepe değerleri ve kontrol çubuğu değerleri incelenmiştir. Tüm nötronik veriler, reaktörün MCNP6.2 Monte Carlo modeli kullanılarak hesaplanmıştır.

5.2.1 Yanma analizi

Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının çevrim uzunluğunu belirlemek için yanma analizleri reaktörün MCNP6.2 sıcak tam güç (HFP) modeliyle gerçekleştirilmiştir. Bölüm 3'te açıklandığı üzere çevrim uzunluğu fazlalık reaktivite ile doğru orantılıdır. Kalp konfigürasyonlarının yanmaya bağlı fazlalık reaktivite değişimi Şekil 5.4'te yer almaktadır.



Şekil 5.4 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının yanma analizi.

Mevcut kalp konfigürasyonunun fazlalık reaktivitesi 250 kW tam güçte 84 gün işletme sonrasında sıfır olmaktadır. Mevcut durumda İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü 1979 yılından itibaren tam güçte toplam 55 gün işletme süresine sahip olduğundan, reaktörün tam güçte 7/24 çalışması durumunda 29 günlük işletme süresinin kaldığı görülmektedir.

Optimizasyon işlemi ile reaktörün merkezi ısınlama kanalındaki termal nötron akısının yanı sıra, fazlalık reaktivitesinin de artırılması hedeflenmiştir. Şekil 5.4'ten görülebileceği üzere, optimum kalp konfigürasyonu ile reaktör çevrim uzunluğu

286 güne çıkarılmıştır. Dolayısıyla, reaktör çevrim uzunluğu net olarak 202 gün artmıştır. Reaktör çevrim uzunluğunun artmasındaki en önemli faktör, reaktöre eklenen 5 taze yakıt elemanıdır. Bu yakıt elemanları reaktöre ek fazlalık reaktivite kazandırmıştır. Mevcut kalp konfigürasyonunun başlangıçtaki ani düşüşü, Xe konsantrasyonu artışından kaynaklanmaktadır. Optimum kalp konfigürasyonu 69 kısmen yanmış yakıt elemanı içerdiğinden, Xe etkisi daha az gözlenmektedir.

Yanma analizleri sonucunda elde edilen yanmaya bağlı reaktivite değişimi eğrisi Denklem 3.17’de verilen polinoma fit edilmiştir. Denklemin katsayıları Çizelge 5.1’de yer almaktadır. Böylece, herhangi bir spesifik yanma değerinde fazlalık reaktivite Denklem 3.17 kullanılarak belirlenebilecektir.

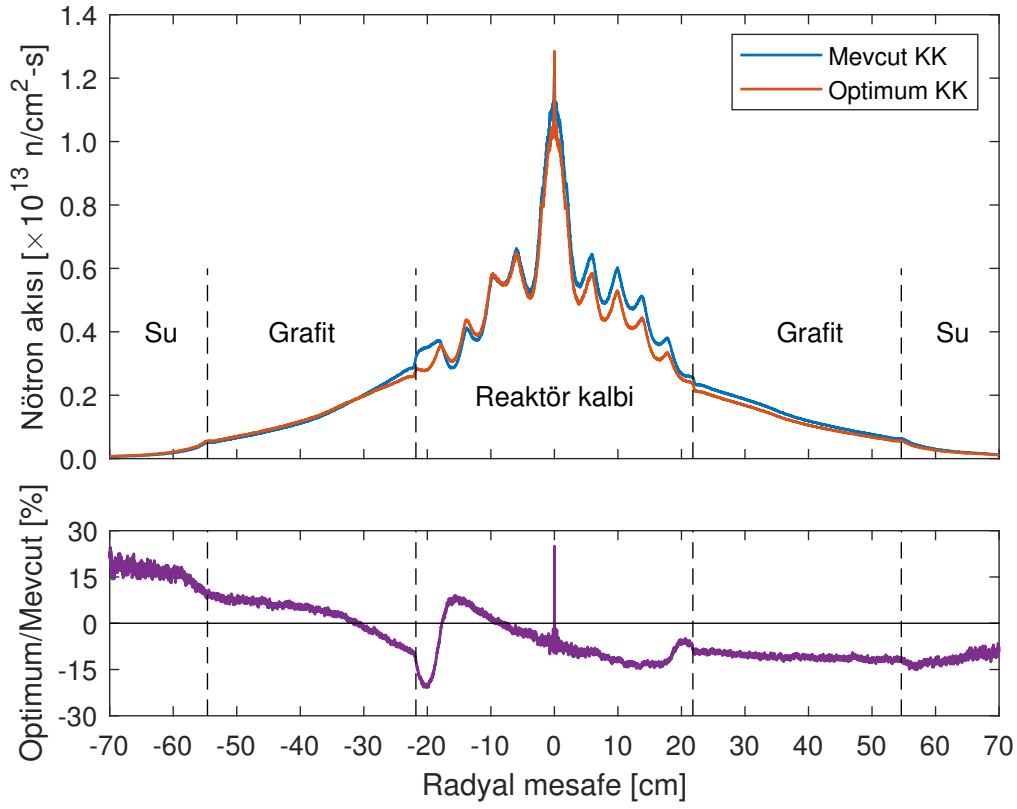
Çizelge 5.1 : Yanmaya bağlı fazlalık reaktivite denklemi katsayıları.

Kalp Konfigürasyonu	A_2	A_1	A_0	R^2
Mevcut	$4,62 \times 10^{-7}$	$-1,43 \times 10^{-4}$	1,01	0,998
Optimum	$2,05 \times 10^{-7}$	$-1,12 \times 10^{-4}$	1,02	0,996

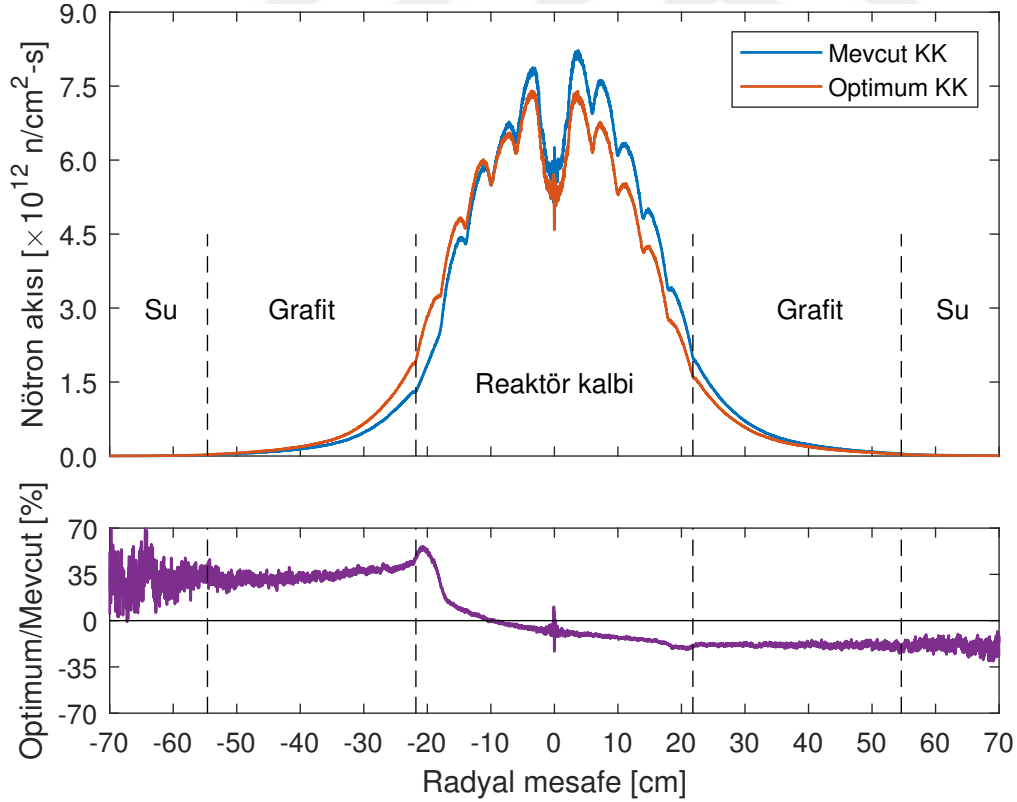
5.2.2 Nötron akısı

Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonları için radyal mesafe ile termal nötron akı dağılımı Şekil 5.5’te yer almaktadır. Benzer şekilde, radyal mesafe ile hızlı nötron akı dağılımı Şekil 5.6’da verilmiştir. Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının akı değişimleri de oransal olarak Şekil 5.5 ve Şekil 5.6’da yer almaktadır. Şekil 5.5 ve Şekil 5.6’daki radyal mesafe için “sıfır” konumu reaktör kalbinin merkezi anlamına gelmekte olup negatif ve pozitif değerler reaktör kalbinin alt ve üst taraflarını göstermektedir. Akı hesaplamaları eksenel yönde optimizasyon işleminin gerçekleştirildiği bölgenin sınırlarını, radyal yönde ise reaktör kalbini çevreleyen grafit reflektör ve su bloğunu kapsayacak şekilde yapılmıştır.

Şekil 5.5 ve Şekil 5.6’da yer alan nötron akı dağılımları incelendiğinde, mevcut ve optimum nötron akılarının dağılımının birbirine benzediği görülmektedir. Öte yandan, bu çalışmada gerçekleştirilen optimizasyon işlemi ile reaktör kalbinin merkezindeki termal nötron akısı değerinde %25’lik bir artış sağlanmıştır.



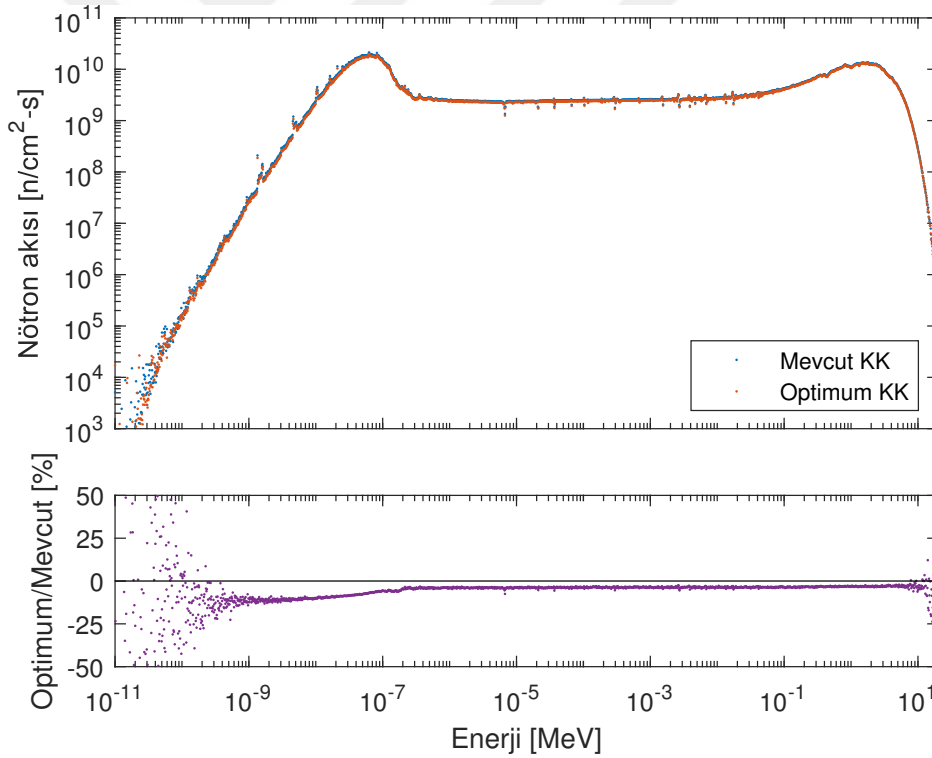
Şekil 5.5 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının termal nötron akı dağılımı.



Şekil 5.6 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının hızlı nötron akı dağılımı.

Kalp konfigürasyonunun optimizasyonu ile nötron akısı değerlerindeki oransal değişim incelendiğinde, değişimin radyal yönde asimetric olduğu yani reaktör kalbinin sınırındaki akı değişimlerinin genel değişime oranla çok daha fazla olduğu görülebilmektedir. Bu durum, yakıt elemanları konumlarının değiştirilmesine ek olarak, optimizasyon öncesinde grafit elemanların yerlerinin değiştirilmesinden kaynaklanmaktadır. Grafit elemanları F-halkasında yani reaktör kalbinin en dış halkasında yer aldığından, bu değişim reaktör kalbinin sınırında görünmektedir. Nötron akı dağılımındaki bu asimetri, farklı lokal bölgelerin farklı reaktiviteye sahip olmasına sebep olmaktadır.

Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının, reaktör kalbi ortalama nötron enerji spektrumu Şekil 5.7’de yer almaktadır. Nötron enerji spektrumu elde edilirken ekseneel yönde yakıt elemanlarının aktif yakıt ve grafit blok bölgeleri, radyal yönde ise reaktör kalbini çevreleyen grafit reflektörün iç yüzeyi sınır olarak kabul edilmiştir.



Şekil 5.7 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının nötron spektrumu.

Şekil 5.7’ye göre, mevcut ve optimum kalp konfigürasyonları için 1 eV ile 10 MeV enerji aralığında yaklaşık %3-4 kadar bir değişim gözlenmiştir. Bununla birlikte, nötron enerji spektrumu, daha düşük enerjilerde daha fazla değişime uğramıştır.

Optimizasyon ile reaktör kalbinde 0,2 eV civarında nötron akısı yaklaşık %6 oranında azalmıştır. Ayrıca, 10^{-4} eV enerjiden daha düşük ve 10 MeV enerjiden daha büyük aralıkta değişim, yüksek hesaplama hatası nedeniyle anlamsızdır.

5.2.3 Kontrol çubuğu değeri

Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonları için hesaplanan kontrol çubuğu değerleri Çizelge 5.2’de yer almaktadır. Kontrol çubuğu değerleri, optimize edilen kalp konfigürasyonunun, güvenlik kriterlerini sağlayıp sağlamadığını belirlemek için hesaplanmıştır.

Çizelge 5.2 : Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonları için kontrol çubuğu değerleri.

Kalp Konfigürasyonu	Fazlalık reaktivite [\$]	Kontrol çubuğu değerleri [\$]			Toplam [\$]
		Darbe	Güvenlik	Ayar	
Mevcut	0,83	3,07	2,23	1,84	7,15
Optimum	2,85	3,50	1,61	1,75	6,86

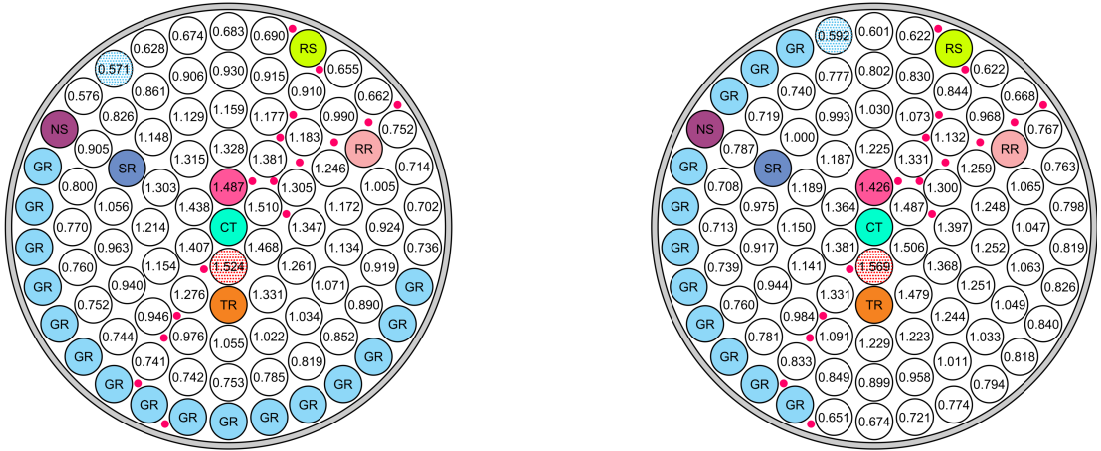
Çizelge 5.2’den optimizasyon ile toplam kontrol çubuğu değerinin 7.15 \$’dan 6.86 \$’a düştüğü görülmektedir. Güvenlik ve ayar kontrol çubuğu değerleri mevcut konfigürasyonuna göre azalırken, darbe kontrol çubuğu değeri artmıştır. Bölüm 2.1’de açıklandığı üzere darbe kontrol çubuğu için bir güvenlik kriteri bulunmaktadır. Bu kriter gerektirir. Çizelge 5.2’den optimum kalp konfigürasyonu fazlalık reaktivitesinin 2,85 \$ olduğu görülmektedir. Dolayısıyla, 3,50 \$ kontrol çubuğu değeri ile darbe kontrol çubuğu güvenlik kriterini sağlamaktadır.

5.2.4 Güç tepe değeri

Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonları için yakıt elemanlarının güç tepe değerleri Şekil 5.8’de yer almaktadır. Güç tepe değerleri, optimize edilen kalp konfigürasyonunun, güvenlik kriterlerini sağlayıp sağlamadığını belirlemek için hesaplanmıştır.

Şekil 5.8’de kırmızı ve mavi taralı yakıt elemanları sırasıyla en yüksek ve en düşük güç tepe değerine sahip yakıt elemanlarını göstermektedir. Mevcut

kalp konfigürasyonunda en yüksek güç tepe değeri 1,524 iken optimum kalp konfigürasyonunda en yüksek güç tepe değeri 1,569'dur. Ayrıca, her iki durumda da en yüksek güç tepe değerine sahip yakıt elemanı B4 konumunda bulunmaktadır. Optimum kalp konfigürasyonunda B4 konumunda bulunan yakıt elemanı, mevcut kalp konfigürasyonunda D1 konumunda bulunmaktadır. Bu yakıt elemanı optimizasyon işlemi ile yer değiştirmiştir. Bu yakıt elemanı, mevcut kalp konfigürasyonunda D1 konumundayken 1,159 güç tepe değerine sahipken, optimum kalp konfigürasyonunda B4 konumuna yerleştirilmesi ile 1,569 güç tepe değerine sahip olduğu açıkça görülebilmektedir. Ayrıca, mevcut kalp konfigürasyonunda en düşük güç tepe değeri 0,571 iken optimum kalp konfigürasyonunda en düşük güç tepe değeri 0,592'dir. En düşük güç tepe değerine sahip yakıt elemanı konumları mevcut ve optimum kalp konfigürasyonu için değişmektedir. Güç tepe değeri reaktör kalbi merkezinden uzaklaştıkça düşmektedir. Reaktör kalbindeki en yüksek güç yoğunluğunun B-halkasında, en düşük güç yoğunluğunun ise F-halkasında olduğu söylenebilir.



Şekil 5.8 : Mevcut (solda) ve optimum (sağda) kalp konfigürasyonları için yakıt elemanlarının güç tepe değerleri.

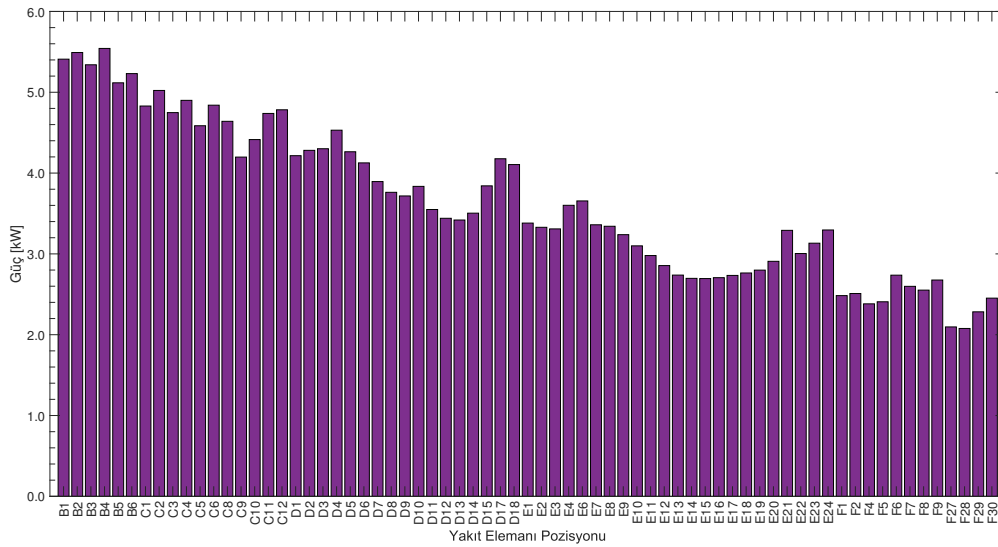
Bölüm 2.1’de açıklandığı üzere güç tepe değeri için bir güvenlik kriteri bulunmaktadır. Bu kriter gereğince güç tepe değeri maksimum 1,6 olmalıdır. Şekil 5.8’den optimum kalp konfigürasyonu için maksimum güç tepe değeri 1,569 olduğu görülmektedir. Dolayısıyla, optimum kalp konfigürasyonu güç tepe değeri için gerekli güvenlik kriterini karşılamaktadır.

5.3 Termal-Hidrolik Analiz

Bu bölümde, mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının termal-hidrolik analizleri yer almaktadır. Yakıt elemanlarının güç ve ısı akısı değerleri ve reaktör kalbinin sıcaklık dağılımı incelenmiştir. Yakıt elemanlarının güç ve ısı akısı değerleri, reaktörün Monte Carlo modeliyle elde edilmiştir. Termal-hidrolik analizler ise Fluent kodu ile gerçekleştirilmiştir.

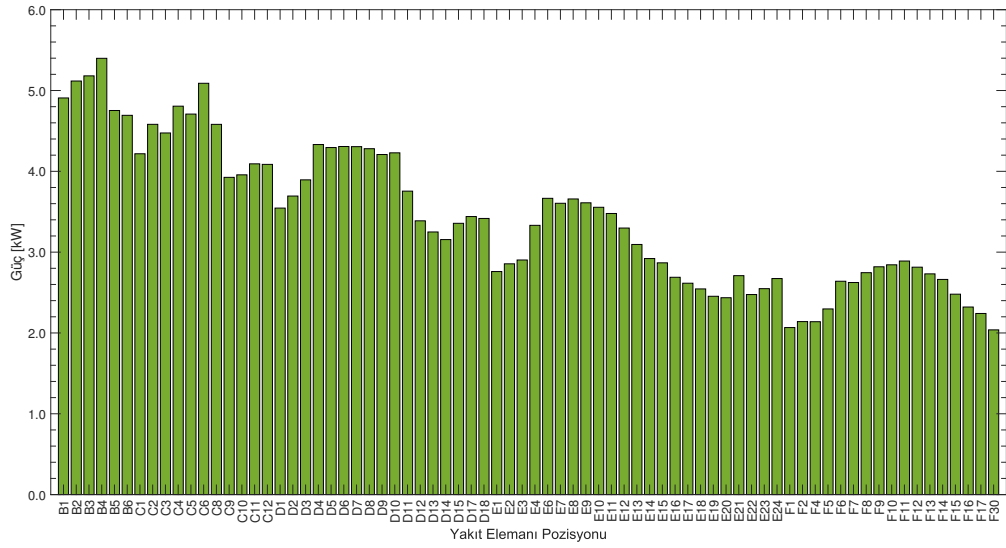
5.3.1 Yakıt elemanı güç ve ısı akısı analizi

Termal-hidrolik analiz için reaktörün MCNP6.2 HFP modeliyle hem mevcut kalp konfigürasyonu hem de optimum kalp konfigürasyonu için yakıt elemanlarının güç değerleri ve ısı akıları hesaplanmıştır. 250 kW nominal güçte, mevcut ve optimum kalp konfigürasyonları için yakıt elemanlarının güç değerleri sırasıyla Şekil 5.9 ve Şekil 5.10'da yer almaktadır.



Şekil 5.9 : Mevcut kalp konfigürasyonu için yakıt elemanlarının güç değerleri.

Kalp konfigürasyonlarının yakıt elemanı başına ortalama güç, maksimum ve minimum güç değerleri, maksimum gücün ortalama güce ve minimum güce oranı Çizelge 5.3'te yer almaktadır.



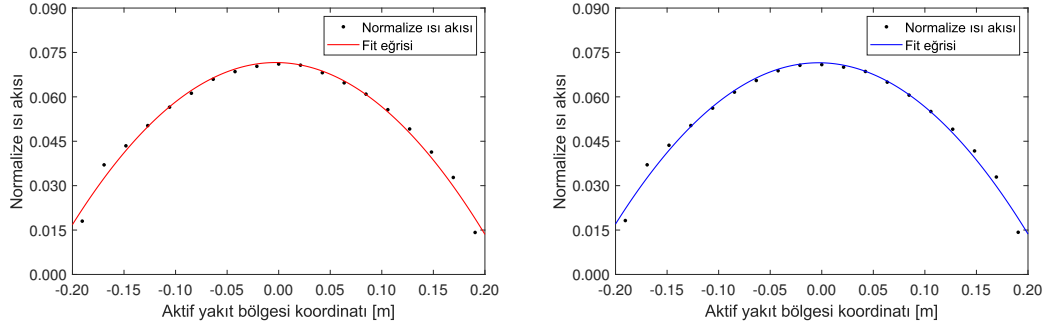
Şekil 5.10 : Optimum kalp konfigürasyonu için yakıt elemanlarının güç değerleri.

Çizelge 5.3 : Kalp konfigürasyonlarının yakıt elemanı başına ortalama, maksimum ve minimum güç değerleri.

Parametre	Kalp konfigürasyonu	
	Mevcut	Optimum
Yakıt elemanı başına ortalama güç [kW]	3,64	3,44
Maksimum güç [kW]	5,54	5,40
Minimum güç [kW]	2,08	2,04
P_{max}/P_{ort}	1,52	1,57
P_{max}/P_{min}	2,67	2,65

Termal-hidrolik analizleri ile yakıt elemanlarının ve soğutucunun sıcaklık dağılımlarını inceleyebilmek için her yakıt elemanının güç bilgisi Fluent koduna girilmelidir. Bunun için yakıt elemanlarının ısı akısı profilleri kullanılmıştır. Mevcut ve optimum kalp konfigürasyonları için yakıt elemanlarının ısı akısı profilleri Şekil 5.11’de yer almaktadır.

Şekil 5.11’de verilen normalize ısı akısı profilleri Denklem 3.15’te verilen ikinci dereceden polinoma fit edilmiştir. Bu şekilde mevcut kalp konfigürasyonu için Denklem 5.1’de verilen 69 fonksiyon ve optimum kalp konfigürasyonu için Denklem 5.2’de verilen 74 fonksiyon Fluent kodunun kullanıcı tanımlı fonksiyon (UDF) özelliği kullanılarak termal sınır koşulu olarak tanımlanmıştır.



Şekil 5.11 : Mevcut (solda) ve optimum (sağda) kalp konfigürasyonları için aktif yakıt bölgesinde eksenel normalize ısı akısı dağılımı.

$$q''_i(z) = q''_{0,i}(-1,4010z^2 - 0,0083z + 0,0716) \quad i = 1, 2, \dots, 69 \quad (5.1)$$

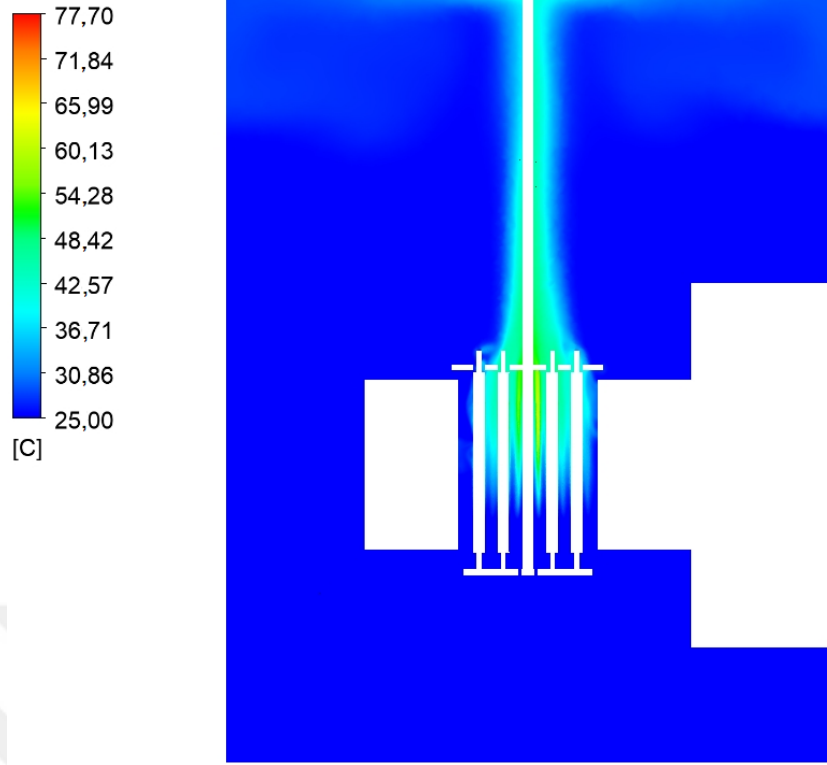
$$q''_i(z) = q''_{0,i}(-1,4040z^2 - 0,0085z + 0,0715) \quad i = 1, 2, \dots, 74 \quad (5.2)$$

Denklem 5.1 ve Denklem 5.2'deki $q''_{0,i}$ her bir yakıt elemanının zarf yüzeyindeki toplam ısı akısı değeridir.

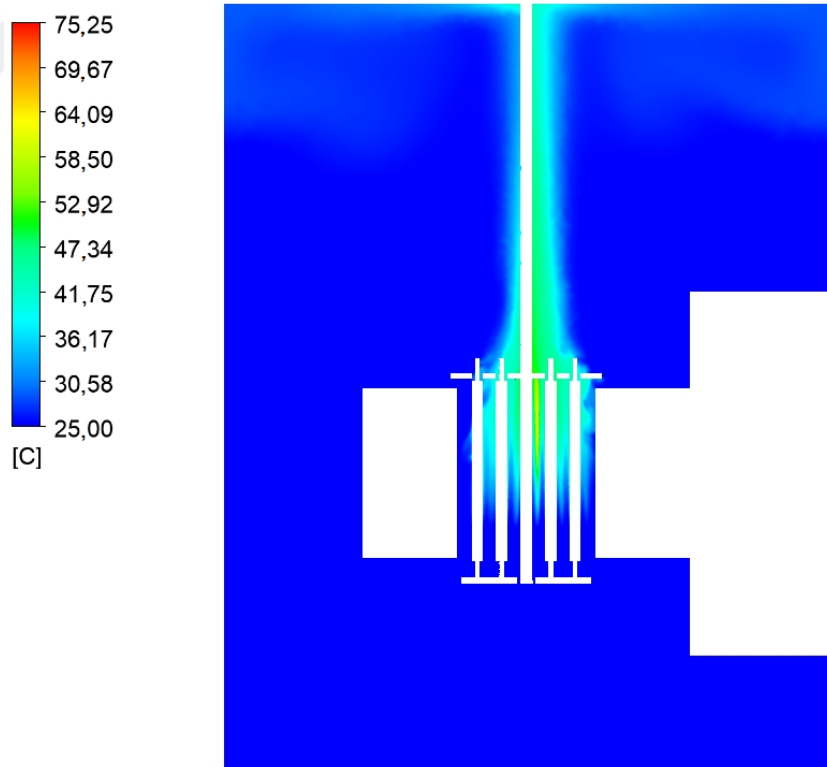
5.3.2 Sıcaklık dağılımı

Kalp konfigürasyonlarının sıcaklık dağılımı, termal-hidrolik güvenlik kriterlerinin sağlanıp sağlanmadığını kontrol etmek için incelenmiştir. Fluent kodu ile hem mevcut kalp konfigürasyonunda hem de optimum kalp konfigürasyonunda doğal taşınım kararlı duruma gelene kadar akış simüle edilmiştir. Bu kapsamda reaktör kalbinin belirli bir noktasında zarf sıcaklığı, soğutma suyu yoğunluğu ve hızı gibi termal-hidrolik parametreler incelenmiştir. Her iki konfigürasyon için doğal taşınım 75 saniye içinde kararlı duruma ulaşmıştır.

Şekil 5.12 ve Şekil 5.13'de sırasıyla mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının eksenel sıcaklık dağılımı yer almaktadır. Sonuçlara göre maksimum havuz sıcaklığı, mevcut kalp konfigürasyonu için 77,70 °C ve optimum kalp konfigürasyonu için 75,25 °C'dir. Dolayısıyla, maksimum havuz sıcaklığı mevcut kalp konfigürasyonunda 2,45 °C daha fazladır.



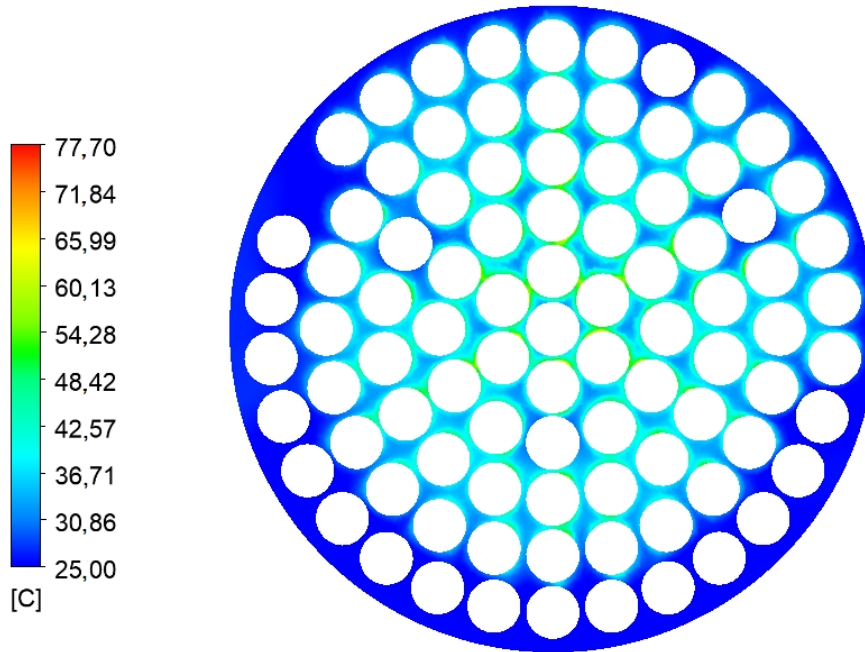
Şekil 5.12 : Mevcut kalp konfigürasyonu için aksenal sıcaklık dağılımı.



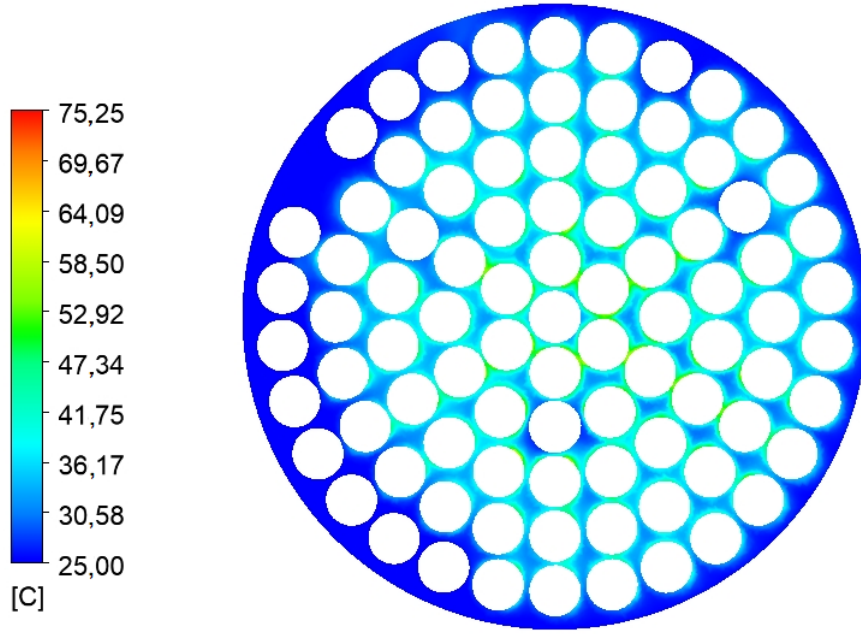
Şekil 5.13 : Optimum kalp konfigürasyonu için aksenal sıcaklık dağılımı.

Optimum kalp konfigürasyonunda reaktör kalbinin sağ yarısı, sol yarısına göre daha sıcaktır. Bu duruma, optimum kalp konfigürasyonunda 11 grafit elemanın tamamının kalbin sol yarısında konumlandırılmasının neden olduğu söylenebilir. Bu nedenle, eksenel sıcaklık dağılımı, mevcut kalp konfigürasyonunda nispeten daha simetriktr.

Şekil 5.14 ve Şekil 5.15'te sırasıyla mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının radyal sıcaklık dağılımı yer almaktadır. Reaktör kalbinin radyal merkezi çevresindeki sıcaklık değişiminin, kalpteki diğer noktalara göre daha fazla çeşitlilik gösterdiği açıkça görülmektedir. Radyal sıcaklık gradyanı nedeniyle çevresel kanallardan gelen yanal akışlar, bu lokasyonlarda akışın daha türbülanslı olmasına neden olmaktadır. Mevcut kalp konfigürasyonunun F-halkasında, optimum kalp konfigürasyonunun F-halkasına göre daha az sıcaklık değişimi olduğu açıkça görülmektedir. Bunun nedeni, optimum kalp konfigürasyonunun F-halkasında, mevcut kalp konfigürasyonundan 5 tane fazla yakıt elemanı bulunmasıdır. Öte yandan, her iki kalp konfigürasyonunun radyal sıcaklık dağılımları incelendiğinde, mevcut kalp konfigürasyonu için F10-F25 konumları arasında ve optimum kalp konfigürasyonu için F18-F29 konumları arasında grafit eleman bulunduğu için bu konumlar arasında güç üretimi olmamasından dolayı soğutucuya ısı transferi olmadığına dikkat edilmelidir.

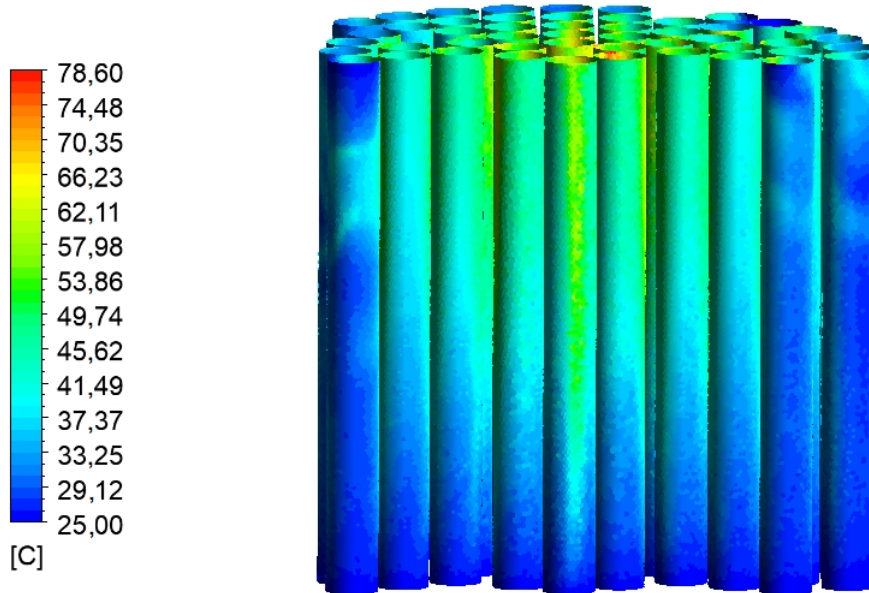


Şekil 5.14 : Mevcut kalp konfigürasyonu için radyal sıcaklık dağılımı.

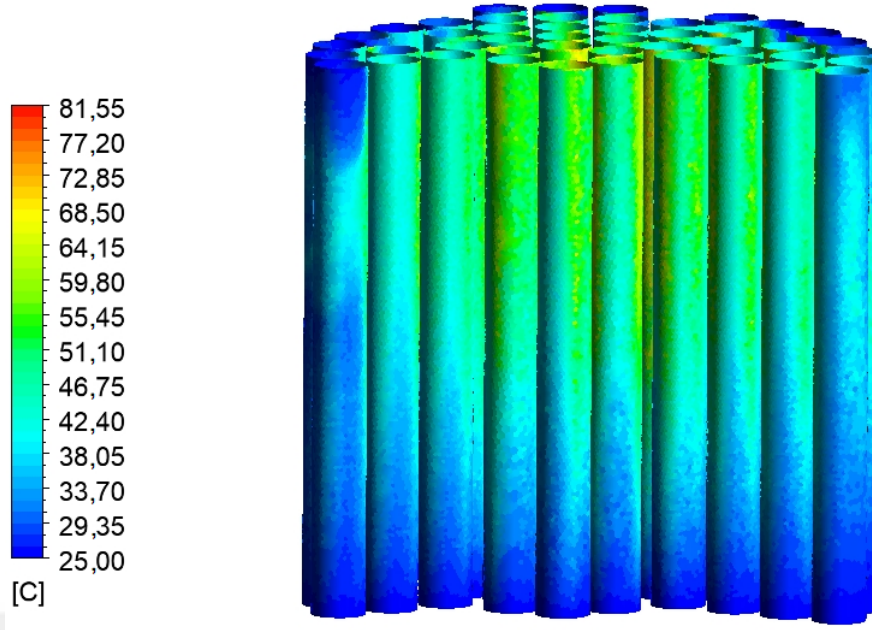


Şekil 5.15 : Optimum kalp konfigürasyonu için radyal sıcaklık dağılımı.

Şekil 5.16 ve Şekil 5.17’de sırasıyla mevcut ve optimum kalp konfigürasyonlarının yakıt elemanları için zarf sıcaklığı dağılımı yer almaktadır. Sonuçlara göre maksimum zarf sıcaklığı, mevcut kalp konfigürasyonu için 78,60 °C ve optimum kalp konfigürasyonu için 81,55 °C’dir. Dolayısıyla, maksimum zarf sıcaklığı, optimum kalp konfigürasyonunda 2,95 °C daha fazladır.



Şekil 5.16 : Mevcut kalp konfigürasyonu yakıt elemanları için zarf sıcaklığı dağılımı.



Şekil 5.17 : Optimum kalp konfigürasyonu yakıt elemanları için zarf sıcaklığı dağılımı.

Optimum kalp konfigürasyonu için maksimum yakıt elemanı zarf sıcaklığının, mevcut kalp konfigürasyona göre daha fazla olmasının temel nedeni yakıt elemanları ısı akılarının farklı olmasıdır. Optimum kalp konfigürasyonunda fazladan 5 taze yakıt elemanı bulunmaktadır. Buna ek olarak, kalp konfigürasyonlarında grafit elemanların konumları farklıdır. Tüm bu durumlar kalp konfigürasyonları için farklı sıcaklık gradyanları oluşturmaktadır. Farklı sıcaklık gradyanları ise farklı hız gradyanlarına sebep olmaktadır ve bu durum akışın lokal soğutma kapasitesini etkilemektedir.

Termal-hidrolik güvenlik kriteri olan maksimum zarf sıcaklığı Bölüm 2.1’de belirtildiği gibi 500 °C’dir. Termal hidrolik analiz sonuçlarına göre hem mevcut konfigürasyon hem de optimum kalp konfigürasyonu termal-hidrolik güvenlik kriterini sağlamaktadır.

6. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Bu tez çalışmasında, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü için penaltı fonksiyonuna dayalı genetik algoritma (GA) ile kalp konfigürasyon optimizasyon çalışması gerçekleştirilmiştir. Optimizasyon işleminde, merkezi ışınlama kanalındaki termal nötron akısının ve fazlalık reaktivitenin maksimizasyonu amaçlanmıştır.

Kalp konfigürasyonunun optimizasyonu için nötronik verilerin bilinmesi gerekmektedir. Buna yönelik olarak, penaltı fonksiyonuna dayalı genetik algoritma, MCNP6.2 Monte Carlo kodu ile kuplajlanmıştır. Optimizasyon işlemi ile elde edilen optimum kalp konfigürasyonunun, İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörünün güvenlik kriterlerini sağlayıp sağlamadığı nötronik ve termal-hidrolik olarak değerlendirilmiştir. Ayrıca mevcut kalp konfigürasyonu ile optimum kalp konfigürasyonu hem nötronik hem de termal-hidrolik açıdan karşılaştırılmıştır.

İTÜ TRIGA Mark II araştırma reaktörü tasarım parametrelerine uygun olacak şekilde MCNP6.2 Monte Carlo kodu ile modellenmiştir. Hem kalp içi hem de kalp dışı tüm bileşenler modellemeye dahil edilmiştir. Reaktörün nötronik modeli hem optimizasyon işlemi sırasında ihtiyaç duyulan nötronik verilerin eldesi hem optimizasyon sonrasında nötronik güvenlik kriterlerinin analizi hem de termal-hidrolik analizler için ihtiyaç duyulan ısı akısı profillerinin elde edilmesi amacıyla oluşturulmuştur. Nötronik model ile reaktör işletme kayıt defteri verilerine göre yanma analizleri MCNP6.2 Monte Carlo kodu ile gerçekleştirilmiştir. Böylece mevcut durumu temsil eden kısmen yanmış yakıt elemanlarının içeriği elde edilmiştir.

Penaltı fonksiyonuna dayalı GA ile optimizasyon işleminde merkezi ışınlama kanalındaki nötron akısı ve fazlalık reaktivite değerleri maksimize edilmiştir. Bu çok amaçlı optimizasyon problemi bir penaltı fonksiyonu ile tek amaçlı bir optimizasyon problemine dönüştürülmüştür. Fazlalık reaktivite bu fonksiyonda penaltı terimi olarak tanımlanmıştır. Penaltı fonksiyonuna dayalı GA, 40 jenerasyon ile 2000 eşsiz kalp konfigürasyonunu değerlendirmiştir.

MCNP6.2 Monte Carlo kodu ile gerçekleştirilen simülasyon sonuçlarına göre mevcut kalp konfigürasyonu, merkezi ışınlama kanalında $1,028 \times 10^{13}$ n/cm²-s termal akı değerine ve 0,83 \$ fazlalık reaktiviteye sahiptir. Optimizasyon ile elde edilen optimum kalp konfigürasyonu ise merkezi ışınlama kanalında $1,285 \times 10^{13}$ n/cm²-s termal akı değerine ve 2,85 \$ fazlalık reaktiviteye sahiptir. Böylece optimizasyon işlemi ile hem merkezi ışınlama kanalındaki termal nötron akısı hem de fazlalık reaktivite değeri, bu tez çalışmasında amaçlandığı gibi arttırılmıştır. Ayrıca, mevcut durumda reaktörün tam güçte 7/24 çalışması durumunda sahip olduğu 29 günlük işletme süresi optimizasyon sonucu elde edilen kalp konfigürasyonu ile 286 güne çıkarılmıştır. Dolayısıyla, reaktör çevrim uzunluğu net olarak 202 gün artmıştır. Yeni kalp konfigürasyonunda reaktörün güvenli kapanmasını tek başına sağlaması gereken darbe kontrol çubuğunun 3,50 \$ kontrol çubuğu değeri ile bu gerekliliği yerine getirebildiği görülmüştür. Akı ve çevrim uzunluğu arttırılırken nükleer güvenlikden ödün verilmemiştir. Buna ek olarak, mevcut kalp konfigürasyonunda en yüksek güç tepe değeri 1,524 iken optimum kalp konfigürasyonunda en yüksek güç tepe değeri 1,569 olmuştur. Güvenlik sebebiyle en yüksek güç tepe değeri maksimum 1,6 olmalıdır. Dolayısıyla, optimum kalp konfigürasyonu güç tepe değeri için gerekli güvenlik kriterleri karşılamaktadır.

Fluent hesaplamalı akış dinamiği kodu ile gerçekleştirilen simülasyon sonuçlarına göre mevcut kalp konfigürasyonunda maksimum zarf sıcaklığı 78,60 °C'dir. Optimizasyon ile elde edilen optimum kalp konfigürasyonu için bu değer 81,55 °C'dir. 2,95 °C'lik artışa rağmen optimum konfigürasyon ile zarf sıcaklığı güvenlik limiti aşılmamıştır.

Gelecek çalışmalar için bu tez kapsamında ele alınan optimizasyon probleminin farklı algoritma tipi ve koşullarında incelenmesi önerilebilir. Örneğin aynı optimizasyon problemi çok amaçlı genetik algoritma (MOGA) ile çözülebilir. Öte yandan, optimizasyon parametrelerini değiştirerek, bu parametrelerin optimizasyon işlemindeki etkileri incelenebilir. Bunlara ek olarak, diğer ışınlama portlarındaki nötron akısı değerleri, bor nötron yakalama tedavisi (BNCT) gibi farklı uygulamalar için optimize edilebilir.

Son olarak, araştırma reaktörlerine yönelik optimizasyon çalışmalarında, araştırma reaktörlerinin kullanım amacı ve ihtiyaçlarının göz önünde bulundurulması özellikle

önerilmektedir. Ayrıca, kalp konfigürasyonunu optimize etmek ve optimizasyon sonuçlarını incelemek tek başına anlamlı değildir. Elde edilen optimum kalp konfigürasyonunun, reaktörün hem nötronik hem de termal-hidrolik güvenlik kriterlerini sağladığı ortaya koyulmalıdır.





KAYNAKLAR

- [1] **Huda, M.Q., Bhuiyan, S.I. ve Obara, T.** (2008). Burnup analysis and in-core fuel management study of the 3MW TRIGA MARK II research reactor, *Annals of Nuclear Energy*, 35(1), 141–147.
- [2] **Keyvani, M., Arkani, M. ve Rokh, A.H.** (2010). Optimization of in-core fuel management strategy of Tehran Research Reactor (TRR) using MCNP-4C, *Annals of Nuclear Energy*, 37(12), 1683–1687.
- [3] **Lyric, Z.I., Mahmood, M.S., Motalab, M.A. ve Khan, J.H.** (2013). Optimum burnup of BAEC TRIGA research reactor, *Annals of Nuclear Energy*, 55, 225–229.
- [4] **Buke, T.** (2008). Simulation of power distribution in ITU TRIGA Mark II reactor core for several core configurations, *V. Eurasian Conference on Nuclear Science and Its Application*, Ankara, Turkey.
- [5] **Suman, S.** (2021). Artificial intelligence in nuclear industry: Chimera or solution?, *Journal of Cleaner Production*, 278, 124022.
- [6] **Erdoğan, A. ve Geçkinli, M.** (2003). A PWR reload optimisation code (XCore) using artificial neural networks and genetic algorithms, *Annals of Nuclear Energy*, 30(1), 35–53.
- [7] **Safarzadeh, O., Zolfaghari, A., Norouzi, A. ve Minuchehr, H.** (2011). Loading pattern optimization of PWR reactors using Artificial Bee Colony, *Annals of Nuclear Energy*, 38(10), 2218–2226.
- [8] **Pazirandeh, A. ve Tayefi, S.** (2012). Optimizing the fuel management in a VVER-1000 reactor using an artificial neural network, *Annals of Nuclear Energy*, 42, 112–118.
- [9] **Jayalal, M.L., Ramachandran, S., Rathakrishnan, S., Satya Murty, S.A.V. ve Sai Baba, M.** (2015). Application of Genetic Algorithm methodologies in fuel bundle burnup optimization of Pressurized Heavy Water Reactor, *Nuclear Engineering and Design*, 281, 58–71.
- [10] **Akbari, R., Abbasi, M., Faghihi, F., Mirvakili, S.M. ve Mokhtari, J.** (2018). A novel multi-objective optimization method, imperialist competitive algorithm, for fuel loading pattern of nuclear reactors, *Progress in Nuclear Energy*, 108, 391–397.

- [11] **Do, B.Q. ve Nguyen, L.P.** (2007). Application of a genetic algorithm to the fuel reload optimization for a research reactor, *Applied Mathematics and Computation*, 187(2), 977–988.
- [12] **Tran, H.N., Phan, G., Do, Q. ve Tran, V.P.** (2022). Comparative evaluation of the performance of improved genetic algorithms and differential evolution for in-core fuel management of a research reactor, *Nuclear Engineering and Design*, 398, 111953.
- [13] **Chham, E., El Bardouni, T., El Mghouchi, Y., Milena-Pérez, A., El Bakkari, B., Boulaich, Y., Qiao, J., Lahdour, M. ve Benaalilou, K.** (2021). Fuel reloads optimization for TRIGA research reactor using Genetic Algorithm coupled with neutronic and thermal-hydraulic codes, *Progress in Nuclear Energy*, 133, 103637.
- [14] **Türkmen, M., Çolak, Ü. ve Ergün, Ş.** (2015). Core map generation for the ITU TRIGA Mark II research reactor using Genetic Algorithm coupled with Monte Carlo method, *Nuclear Engineering and Design*, 295, 84–95.
- [15] **SAR** (1978). Safety Analysis Report of ITU TRIGA MARK-II Research Reactor, *Institute of Nuclear Energy*, Istanbul Technical University.
- [16] **Bektaş, S., Şentürk Lüle, S. ve Çolak, Ü.** (2021). The computational fluid dynamics evaluation of the diffuser on N-16 radioisotope rise time in TRIGA mark II research reactor tanks, *Progress in Nuclear Energy*, 134, 103677.
- [17] **Buke, T. ve Yavuz, H.** (2000). Thermal-Hydraulic Analysis of the ITU TRIGA Mark-II, *ITU Institute for Nuclear Energy*, Istanbul Technical University.
- [18] **Olander, D., Greenspan, E., Garkisch, H.D. ve Petrovic, B.** (2009). Uranium–zirconium hydride fuel properties, *Nuclear Engineering and Design*, 239(8), 1406–1424.
- [19] **Simnad, M.T.** (1981). The U-ZrH_x alloy: Its properties and use in TRIGA fuel, *Nuclear Engineering and Design*, 64(3), 403–422.
- [20] **Tomsio, N.** (1986). Characterization of TRIGA Fuel, ORNL/Sub/86-22047/3, GA-C18542, *GA Project 3442 Report*.
- [21] **IAEA** (1992). Uranium-zirconium hydride TRIGA LEU fuel. In: Research Reactor Core Conversion Guidebook, Vol. 4: Fuels, *IAEA-TECDOC-643*, Appendix I-7.
- [22] **MCNP-TM–A General Monte Carlo N–Particle Transport Code.** (Version 6.2) [Computer program], Los Alamos National Laboratory.
- [23] **Borio di Tigliole, A., Cammi, A., Clemenza, M., Memoli, V., Pattavina, L. ve Previtali, E.** (2010). Benchmark evaluation of reactor critical parameters and neutron fluxes distributions at zero power for the TRIGA Mark II reactor of the University of Pavia using the Monte Carlo code MCNP, *Progress in Nuclear Energy*, 52(5), 494–502.

- [24] **NJOY Nuclear Data Processing System** . (Version 12) [Computer program], Los Alamos National Laboratory.
- [25] **Oka, Y.** (2014). *Nuclear Reactor Design*, Japan: Springer.
- [26] **Lamarsh, J.R. ve Baratta, A.J.** (2001). *Introduction to nuclear engineering (Vol. 3)*, Upper Saddle River, NJ: Prentice hall.
- [27] **Snoj, L. ve Ravnik, M.** (2006). Calculation of Power Density with MCNP in TRIGA Reactor, *Nuclear Energy for New Europe*, Portorož, Slovenia.
- [28] **Duderstadt, J. J. ve Hamilton, L.L.** (1975). *Nuclear Reactor Analysis*, Michigan: Wiley.
- [29] **Tu, J., Yeoh, G.H. ve Liu, C.** (2018). *Computational fluid dynamics: a practical approach (3rd edition)*, UK: Butterworth-Heinemann.
- [30] **ANSYS, Inc.** (2013). *Ansyst Fluent Theory Guide (Vol. 15)*.
- [31] **Kutbay, F.** (2020). *Thermal-hydraulics analysis of ITU TRIGA MARK II Research Reactor with 3D computational fluid dynamics simulations*, (MSc thesis). Retrieved from <https://tez.yok.gov.tr/>.
- [32] **Sayın, S., Şentürk Lüle, S. ve Çolak, Ü.** (2021). Computational fluid dynamics analysis of ITU TRIGA Mark II research reactor spent fuel pit, *European Research Reactor Conference (RRFM-2021)*, Helsinki, Finland.
- [33] **Kutbay, F. ve Şentürk Lüle, S.** (2022). The development of multi-physics approach with Monte Carlo and computational fluid dynamics coupling for reactor cores, *Nuclear Engineering and Design*, 402, 112127.
- [34] **Lauder, B. ve Spalding, D.** (1974). The numerical computation of turbulent flows, *Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering*, 3(2), 269–289.
- [35] **Academic Research Fluent.** (Release 18.2) [Computer program], ANSYS Inc.
- [36] **ANSYS, Inc.** ANSYS Workbench Documentation, ANSYS Workbench Products Release Notes, USA.
- [37] **Fluent, Inc** (2003). *Fluent 12: UDF Manual*, Centerra Resource Park.
- [38] **Loseille, A.** (2020). *Handbook of Numerical Analysis (Vol. 21)*, Nort-Holland.
- [39] **Mavriplisa, D.** (2000). *Parallel Computational Fluid Dynamics*, USA: Elsevier.
- [40] **Baker, J.E.** (1987). Reducing bias and inefficiency in the selection algorithm, *Proceedings of the Second International Conference on Genetic Algorithms and their Application*, Hillsdale, NJ: Lawrence Erlbaum Associates.

- [41] **Oliver, M., Smith, D.J. ve Holland, J.R.C.** (1987). A study of permutation crossover operators on the traveling salesman problem, *Proceedings of the Second International Conference on Genetic Algorithms and their Application*, Hillsdale, NJ: Lawrence Erlbaum Associates.
- [42] **Banzhaf, W.** (1990). The “molecular” traveling salesman, *Biological Cybernetics*, 64, 7–14.



ÖZGEÇMİŞ

Adı SOYADI: Sefa SAYIN

ÖĞRENİM DURUMU:

- **Lisans:** 2015 - 2019, Sinop Üniversitesi, Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi, Nükleer Enerji Mühendisliği
- **Y. Lisans:** 2019 - Halen, İstanbul Teknik Üniversitesi, Enerji Enstitüsü, Nükleer Araştırmalar Anabilim Dalı

MESLEKİ DENEYİMLER VE ÖDÜLLER:

- 04/2023 - Halen, *Bursiyer*, “Toryum Yakıtlı Mikro Nükleer Reaktör Tasarımı”, 1001-Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Projelerini Destekleme Programı, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK).
- 03/2023 - Halen, *YLSY Bursiyeri*, Türkiye Cumhuriyeti, Milli Eğitim Bakanlığı.
- 07/2022, *Finalist*, 2242-Üniversite Öğrencileri Araştırma Proje Yarışmaları, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK).
- 09/2021 - 09/2022, *Bursiyer*, 2210/C Yurt İçi Öncelikli Alanlar Yüksek Lisans Burs Programı, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK).
- 06/2019, *Onur Öğrencisi*, Sinop Üniversitesi.
- 07/2018 - 09/2018, *Stajyer*, Nükleer Enerji Araştırma Enstitüsü (NÜKEN), Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu (TENMAK).
- 05/2018 - 05/2019, *Araştırmacı Öğrenci*, Nükleer Enerji Araştırma Enstitüsü (NÜKEN), Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu (TENMAK).
- 07/2017 - 07/2017, *Stajyer*, İskenderun Demir ve Çelik A.Ş. (İsdemir).
- 11/2016 - 06/2018, *Ofis Asistanı*, Teknoloji Transfer Ofisi, Sinop Üniversitesi.

YAYINLAR, SUNUMLAR VE PROJELER

Uluslararası Yayınlar

- **Sayın, S.**, Seferinoğlu, M., Yeltepe, E., Çetin, B., Şentürk Lüle, S., 2023. Assessment of the detection efficiency calibration of high-resolution gamma-ray spectrometers by EGSnrc and MCNP6.2 Monte Carlo codes, *Radiation Physics and Chemistry*, 203, 110601.

Uluslararası Konferanslar

- **Sayın, S.** and Seferinoğlu, M. Assessment of measurement uncertainty associated with activity in gamma-ray spectrometry, *International Scientific Research Congress*, 27-28 April 2022, Baku, Azerbaijan.
- **Sayın, S.**, Şentürk Lüle, S. and Çolak, Ü. Computational fluid dynamics analysis of ITU TRIGA Mark II research reactor spent fuel pit, *European Research Reactor Conference (RRFM-2021)*, 24-29 September 2021, Helsinki, Finland.
- Çetin, B., **Sayın, S.** and Seferinoğlu, M. Radioactive reference material production with $4\pi\gamma$ method, *XII. International Conference on Nuclear Structure Properties (NSP-2019)*, 11-13 September 2019, Bitlis, Turkey.
- **Sayın, S.**, Çetin, B. and Seferinoğlu, M. Characterization of HPGe detector efficiency in different counting geometries with Monte Carlo simulations and radioactivity standardizations of some radionuclides, *XII. International Conference on Nuclear Structure Properties (NSP-2019)*, 11-13 September 2019, Bitlis, Turkey.
- Seferinoğlu, M., Çetin, B. and **Sayın, S.** Determination of activity concentration of uranium in the bioleaching liquor obtained from asphaltite by alpha spectrometry, *XI. International Conference on Nuclear Structure Properties (NSP-2018)*, 12-14 September 2018, Trabzon, Turkey.
- Çetin, B., **Sayın, S.** and Bayram, T. Photonuclear cross sections of some Tl isotopes by using TALYS code, *X. International Conference on Nuclear Structure Properties (NSP-2017)*, 20-22 September 2017, Karabük, Turkey.
- **Sayın, S.**, Çetin, B., Bayram, T., Korkut, T. and Korkut, H. Predictions of the gamma ray mass absorption coefficients of sodium alginate, *3rd International Conference on Theoretical and Experimental Studies in Nuclear Applications and Technology (TESNAT-2017)*, 10-12 May 2017, Adana, Turkey.

Projeler

- 05/2018 - 05/2019, *Proje Yürütücüsü*, “Monte Carlo simülasyonları ile farklı sayım geometrilerinde HPGe dedektör veriminin karakterizasyonu”, 2209-B-Üniversite Öğrencileri Sanayiye Yönelik Araştırma Projeleri Desteği Programı, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK).