

**ISIL-NÖTRONİK ETKİLEŞİMLERİN URANYUM-TORYUM  
İÇEREN NÜKLEER YAKIT ELEMANLARININ TESİR  
KESİTLERİNE ETKİSİ**

**EFFECT OF THERMAL-NEUTRONIC COUPLING ON THE  
CROSS-SECTIONS OF URANIUM-THORIUM MIXED  
NUCLEAR FUEL**

**GENCER KONUR**

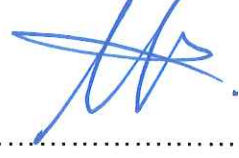
**Prof. Dr. CEMAL NİYAZİ SÖKMEN**  
**Tez Danışmanı**

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

2017

GENCER KONUR'un hazırladığı "Isıl-Nötronik Etkileşimlerinin Uranyum-Toryum İçeren Nükleer Yakıt Elemanlarının Tesir Kesitlerine Etkisi" adlı bu çalışma aşağıdaki jüri tarafından NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI'nda YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU  
Başkan



Prof. Dr. Cemal Niyazi Sökmen  
Danışman



Prof. Dr. İlker TARI  
Üye



Prof. Dr. Ayhan YILMAZER  
Üye



Doç. Dr. Şule ERGÜN  
Üye



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

Prof. Dr. Menemşe GÜMÜŞDERELİOĞLU

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

## YAYINLAMA VE FİKRİ MÜLKİYET HAKLARI BEYANI

Enstitü tarafından onaylanan lisansüstü tezimin/raporumun tamamını veya herhangi bir kısmını, basılı (kağıt) ve elektronik formatta arşivleme ve aşağıda verilen koşullarla kullanıma açma iznini Hacettepe üniversitesine verdiğimi bildiririm. Bu izinle Üniversiteye verilen kullanım hakları dışındaki tüm fikri mülkiyet haklarım bende kalacak, tezimin tamamının ya da bir bölümünün gelecekteki çalışmalarda (makale, kitap, lisans ve patent vb.) kullanım hakları bana ait olacaktır.

Tezin kendi orijinal çalışmam olduğunu, başkalarının haklarını ihlal etmediğimi ve tezimin tek yetkili sahibi olduğumu beyan ve taahhüt ederim. Tezimde yer alan telif hakkı bulunan ve sahiplerinden yazılı izin alınarak kullanması zorunlu metinlerin yazılı izin alarak kullandığımı ve istenildiğinde suretlerini Üniversiteye teslim etmeyi taahhüt ederim.

- Tezimin/Raporumun tamamı dünya çapında erişime açılabilir ve bir kısmı veya tamamının fotokopisi alınabilir.**

(Bu seçenekle teziniz arama motorlarında indekslenebilecek, daha sonra tezinizin erişim statüsünün değiştirilmesini talep etmeniz ve kütüphane bu talebinizi yerine getirirse bile, tezinin arama motorlarının önbelleklerinde kalmaya devam edebilecektir.)

- Tezimin/Raporumun ..... tarihine kadar erişime açılmasını ve fotokopi alınmasını (İç Kapak, Özet, İçindekiler ve Kaynakça hariç) istemiyorum.**

(Bu sürenin sonunda uzatma için başvuruda bulunmadığım takdirde, tezimin/raporumun tamamı her yerden erişime açılabilir, kaynak gösterilmek şartıyla bir kısmı ve ya tamamının fotokopisi alınabilir)

- Tezimin/Raporumun ..... tarihine kadar erişime açılmasını istemiyorum, ancak kaynak gösterilmek şartıyla bir kısmı veya tamamının fotokopisinin alınmasını onaylıyorum.**

- Serbest Seçenek/Yazarın Seçimi**

08 / 06 / 2017

Gencer KONUR

## ETİK

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

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

beyan ederim.

05/06/2017

GENCER KONUR

## ÖZET

# ISIL-NÖTRONİK ETKİLEŞİMLERİN URANYUM-TORYUM İÇEREN NÜKLEER YAKIT ELEMANLARININ TESİR KESİTLERİNE ETKİSİ

**Gencer KONUR**

**Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü**

**Tez Danışmanı: Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN**

**Haziran 2017, 79 Sayfa**

Nükleer reaktörlerin çalışma ve güvenlik kısıtlamalarının belirlenmesinde, yakıt elemanlarının nötronlar ile etkileşimini belirleyen nötron etkin tesir kesitleri, nükleer reaktör güvenliği için önemli parametrelerdir. Dolayısıyla bu etkin tesir kesitlerinin oluşturulması oldukça hassas ve dikkat gerektiren hesaplamalardır. İlgili etkin tesir kesitleri, yakıt elemanının geometrisine, yakıt içerisindeki izotop çeşitlerine, bu izotopların miktarlarına, reaktörün çalışma sıcaklığına ve reaktör tipine bağlıdır. Ancak bu hesaplamalar yapılırken gerek işlem süresini, gerek işlem maliyetini düşürmek için bazı basitleştirme ve yaklaşımlar yapılır. Genelde kullanılan yöntem, birim hücre yaklaşımı ile geometriyi basitleştirmek ve yakıt içerisinde izotermal sıcaklık olduğunu varsaymaktır. Ancak yakıt içerisinde parabolik bir ısı dağılımı olacağından dolayı bu yaklaşım hesaplanan reaktör parametrelerinde belirsizlikler oluşmasına neden olmaktadır. Böyle bir sıcaklık yaklaşımı kullanıldığından, Doppler etkisinden dolayı sıcaklık ile doğrudan değişmekte olan yakıt içerisindeki nötron etkin tesir kesitleri, özellikle rezonans bölgesinde değişiklik göstermektedir. Bu şekilde hesaplanan etkin tesir kesitleri, öz-zırhlama hesaplarını da etkileyecektir. Dolayısıyla yakıt içerisindeki sıcaklık dağılımı hesaplanarak, bu dağılım kullanılarak yapılan hesaplamalar daha doğru sonuçlar verecektir.

Bu tezin amacı, bir reaktör fiziği yazılımını, ısı denklemi ile birlikte çalıştırarak, yakıt içerisindeki varsayılan izotermal yaklaşımdan kaynaklanan belirsizlikleri incelemektir. Önceki paragrafta bahsedilen parametrelerin birbirleriyle olan etkileşimleri göz önünde bulundurularak, uranyum-toryum içeren yakıt elemanlarının etkin tesir kesitlerini hesaplayarak, yakıt içinde göz ardı edilen ısı dağılımından kaynaklanan farkı belirlemektir. Bu tezdeki hesaplamalarda, referans olarak “Modellemede Belirsizlik Analizi – Uncertainty Analysis in Modeling” (UAM) çalışmasında incelenen, Three Mile Island Ünite-1 (PWR), Peach Bottom Ünite-2 (BWR) ve Kozloduy Ünite-6 (VVER-1000) reaktörlerinin birim yakıt hücreleri kullanılmıştır. Yakıt yanması analizleri için ise referans olarak tipik bir Westinghouse PWR ünitesinin 17x17 demetinin birim hücresi kullanılmış, ancak yakıt içeriği  $UO_2$  olarak değil,  $(Th-U)O_2$  olarak değiştirilmiştir. İlgili çalışma için kullanılan referans ileriki kısımlarda verilecektir. Yapılan çalışmada sıcaklık dağılımı ile izotermal sıcaklık yaklaşımı sonuçları karşılaştırılmıştır. Sıcaklık profili kullanılmasının kritiklik katsayısı değişimi, Doppler katsayısı, sıcaklık dağılımları ve radyal ısı üretim hızları üzerindeki etkileri incelenmiştir.

**Anahtar kelimeler:** Belirsizlik analizi, Toryumlu yakıt, İzotermal sıcaklık, Sıcaklık dağılımı, Doppler katsayısı, OpenMC, DRAGON, Tesir kesiti

## **ABSTRACT**

# **EFFECT OF THERMAL-NEUTRONIC COUPLING ON THE CROSS-SECTIONS OF URANIUM-THORIUM MIXED NUCLEAR FUEL**

**Gencer KONUR**

**Master of Science, Department of Nuclear Engineering**

**Supervisor: Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN**

**June 2017, 79 Pages**

Neutron effective cross sections those define the interactions of neutrons with fuel elements are important parameters in defining operational and safety limitations of nuclear reactors. Hence, generation of these cross sections is very delicate and demanding calculations. These effective cross sections are related to geometry of fuel elements, isotopes within the fuel, amounts of these isotopes, operational reactor temperature and reactor type. In order to minimize both the costs and calculation time, some simplifications and assumptions are made during these calculations. In general, geometry is simplified by unit fuel cell approach and radial isothermal temperature is assumed within the fuel element. However, there will be a radial parabolic temperature distribution within the fuel element, so this assumption will lead to uncertainties in calculated reactor parameters. Since such temperature assumption is used, effective neutron cross sections, which are directly affected by the temperature, will show variations, especially in the resonance region. Effective cross sections those are generated this way, will also affect the self-shielding calculations. Thereby, by calculating the radial temperature distribution within the fuel element and using that temperature distribution in the calculations will lead to more accurate results.

The purpose of this thesis is to determine the uncertainties caused by isothermal temperature assumption by calculating temperature distribution within the fuel by solving the heat equation and coupling that with selected reactor physics software. The aim is to

generate effective neutron cross sections of uranium-thorium fuel elements by taking the interactions defined in the previous paragraph into consideration, and to determine the uncertainties caused by ignoring the temperature distribution within the fuel.

In the calculations performed in this thesis, unit fuel cells of Three Mile Island Unit-1 (PWR), Peach Bottom Unit-2 (BWR) and Kozloduy Unit-6 (VVER-1000), which are investigated in the “Uncertainty Analysis in Modeling” (UAM) project, are used as reference. To perform spent fuel uncertainty analysis, a typical Westinghouse PWR unit fuel cell of a 17x17 fuel assembly is used, but content of fuel element is changed from  $\text{UO}_2$  to  $(\text{Th-U})\text{O}_2$ . The reference case used in this work will be given in the following chapters. In the performed work, results of temperature distributed case and isothermal temperature assumed case is compared. Effect of using the temperature profile on multiplication factor, Doppler coefficient, temperature distribution and radial heat generation rates are investigated.

**Keywords:** Uncertainty analysis, Thorium fuel, Isothermal temperature, Temperature profile, Doppler coefficient, OpenMC, DRAGON, Cross-sections



## TEŞEKKÜR

Bana, bu tezi yazmamda desteęi olan TÜBİTAK projesinde alıřma imkânı sunan ve her adımında bilgisini ve desteęini esirgemeyen tez danıřmanım Prof. Dr. Ceman Niyazi SÖKMEN'e sonsuz teřekkür ederim. İlgili tez ve projemdeki sevgili asistanlarımız Dr. Osman řahin ELİKTEN ve Dr. Mehmet TÜRKMEN'e alıřmalarım ile ilgili veya deęil, her konuda vermiř oldukları destekleri iin de en iten teřekkürü bir bor bilirim. Aynı projede alıřma firsatı bulduęum ve her zaman bir arada dayanıřma iinde bulunduęumuz deęerli arkadařlarım Nuri BEYDOęAN ve Gülin SARICI TÜRKMEN'e de ok teřekkür ederim.

Öęrencilięim boyunca benim iin hibir řeyi esirgemeyen, bana maddi ve manevi olarak her türlü desteęi saęlayan, iyi ve kötü her ařamasında bana destek olan biricik aileme, annem Güler KONUR, babam Mehmet Tamer KONUR, kardeřim Özger KONUR ve ailemizin en yeni üyesi Lily KONUR'a sonsuz teřekkür ederim.

Son olarak her zaman yanımda olan, her güzel günümde mutluluęumu paylařtıęı gibi, kötü günlerimde de her daim yanımda olan, bana her zaman görebildiklerim dıřında bambařka bakıř aıları sunarak her zaman mücadele gücü veren bir taneme, niřanlım Banu Nesibe DEMİR'e de tüm kalbimle teřekkür ederim.

Bu tez alıřması, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Arařtırma Kurumu (TÜBİTAK) tarafından 1001-114 F 375 numaralı proje kapsamında desteklenmiřtir.

Bu tezde yer alan kısmi nümerik hesaplamalar TÜBİTAK ULAKBİM, Yüksek Bařarım ve Grid Hesaplama Merkezi'nde (TRUBA kaynaklarında) gerekleřtirilmiřtir.

# İÇİNDEKİLER

	<u>Sayfa</u>
ÖZET .....	i
ABSTRACT .....	iii
TEŞEKKÜR .....	v
İÇİNDEKİLER .....	vi
ÇİZELGELER .....	viii
ŞEKİLLER .....	x
SİMGE VE KISALTMALAR.....	xii
1. GİRİŞ.....	1
1.1 Tezin Amacı.....	1
1.2 Tezin Şeması.....	3
1.3 Literatür Özeti.....	3
2. KULLANILAN REAKTÖR TIPLERİ, KODLAR VE MODELLEMELER.....	7
2.1 Kullanılan Reaktör Tipleri .....	8
2.1.1 PWR TMI Ünite-1.....	8
2.1.2 BWR Peach Bottom Ünite-2 .....	9
2.1.3. VVER-1000 Kozloduy Ünite-6.....	10
2.1.4. Westinghouse PWR Birim Hücresi.....	11
2.2 ÇALIŞMADA KULLANILAN KODLAR VE KÜTÜPHANELER.....	12
2.2.1 OpenMC .....	12
2.2.2 NJOY99.....	12
2.2.3 DRAGON5.....	13
2.2.4 Nötron Tesir Kesit Kütüphaneleri .....	13
2.3 PROBLEMLERİN MODELLENMESİ .....	14
2.3.1 Isıl-Nötronik Etkileşimlerin İncelenmesi .....	14
2.3.2 Seçilen Test Problemlerinin Modellenmesi .....	17

3. SONUÇLAR VE DEĞERLENDİRME .....	20
3.1 PWR TMI Ünite-1 Birim Hücresi .....	20
3.2 BWR Peach Bottom Ünite-2 Birim Hücresi.....	26
3.3 VVER-1000 Kozloduy Ünite-6 Birim Hücresi .....	32
3.4 Yakıt Yanma Analizleri .....	38
3.5 Sonuçların Değerlendirilmesi .....	47
KAYNAKLAR.....	49
EKLER .....	52
EK.A. OpenMC Girdileri.....	52
EK.A-1. geometry.xml .....	52
EK.A.2. materials.xml.....	53
EK.A.3. settings.xml .....	57
EK.B. DRAGON Girdileri.....	58
ÖZGEÇMİŞ.....	63

## ÇİZELGELER

	<u>Sayfa</u>
Tablo 1. Three Mile Island Ünite-1 yakıt birim hücresi için ana parametreler .....	8
Tablo 2. Peach Bottom Ünite-2 yakıt birim hücresi için ana parametreler .....	9
Tablo 3. Kozloduy Ünite-6 yakıt birim hücresi için ana parametreler .....	10
Tablo 4. Westinghouse PWR yakıt birim hücresi için ana parametreler.....	11
Tablo 5. %10 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	20
Tablo 6. %30 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	20
Tablo 7. %50 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	21
Tablo 8. %70 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	21
Tablo 9. TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için hesaplanan Doppler katsayıları.....	23
Tablo 10. %10 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	26
Tablo 11. %30 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	26
Tablo 12. %50 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	27
Tablo 13. %70 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	27
Tablo 14. PB-2 BWR birim yakıt hücresi için hesaplanan Doppler katsayıları.....	29
Tablo 15. %10 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	32
Tablo 16. %30 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	32
Tablo 17. %50 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	33
Tablo 18. %70 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen $k_{\infty}$ değişimi .....	33
Tablo 19. Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için hesaplanan Doppler katsayıları .....	35

Tablo 20. Birim yakıt için bölge sayısına göre DRAGON ile elde edilen etkin çoğaltma faktöründeki değişim .....	38
Tablo 21. Birim yakıt için DRAGON ile elde edilen etkin çoğaltma faktöründeki değişimlerin referans çalışmasında elde edilen değerler ile karşılaştırılması.....	39
Tablo 22. Westinghouse PWR birim yakıt hücresi için hesaplanan yanma sonrası Doppler katsayıları .....	40
Tablo 23. Th <sup>232</sup> ve U <sup>233</sup> izotoplarının belli noktalardaki konsantrasyonları.....	44
Tablo 24. 60749 MWd/ton yanma oranında elde edilen izotop konsantrasyonlarının karşılaştırılması.....	44

## ŞEKİLLER

### Sayfa

Şekil 1. U <sup>238</sup> izotopunun, 6,67-eV rezonansındaki yakalama tesir kesitinin Doppler genişlemesi [1].....	2
Şekil 2. Three Mile Island Ünite-1 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi.....	8
Şekil 3. Peach Bottom Ünite-2 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi.....	9
Şekil 4. Kozloduy Ünite-6 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi.....	10
Şekil 5. Westinghouse PWR yakıt birim hücresinin temsili gösterimi .....	11
Şekil 6. (U-Th)O <sub>2</sub> yakıtlar için ısıl iletim katsayısının sıcaklık ile değişimi .....	15
Şekil 7. %30 toryum içeren TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için yakıt bölgesi sayısı ile $\delta k$ 'daki değişim.....	22
Şekil 8. %30 toryum içeren TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için bölge sayısı ile Doppler katsayısının değişimi .....	24
Şekil 9. %30 toryum içeren TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca sıcaklık dağılımı .....	24
Şekil 10. %30 toryum içeren TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca ısı üretim hızının değişimi .....	25
Şekil 11. %30 toryum içeren PB-2 BWR birim yakıt hücresi için yakıt bölgesi sayısı ile $\delta k$ 'daki değişim.....	28
Şekil 12. %30 toryum içeren PB-2 BWR birim yakıt hücresi için bölge sayısı ile Doppler katsayısının değişimi .....	30
Şekil 13. %30 toryum içeren PB-2 BWR birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca sıcaklık dağılımı .....	30
Şekil 14. %30 toryum içeren PB-2 BWR birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca ısı üretim hızının değişimi.....	31
Şekil 15. %30 toryum içeren Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için yakıt bölgesi sayısı ile $\delta k$ 'daki değişim.....	34
Şekil 16. %30 toryum içeren Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için bölge sayısı ile Doppler katsayısının değişimi .....	36
Şekil 17. %30 toryum içeren Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca sıcaklık dağılımı.....	36
Şekil 18. %30 toryum içeren Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca ısı üretim hızının değişimi.....	37

Şekil 19. Westinghouse PWR birim yakıt hücresi için yakıt bölgesi sayısı ile $\delta k$ 'daki değişim .....	39
Şekil 20. Westinghouse PWR birim yakıt hücresi için bölge sayısı ile Doppler katsayısının değişimi .....	41
Şekil 21. Birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca sıcaklık dağılımı .....	41
Şekil 22. Yakıt boyunca Toryum-232 izotopunun konsantrasyonundaki değişim.....	42
Şekil 23. Yakıt boyunca Uranyum-233 izotopunun konsantrasyonundaki değişim .....	43
Şekil 24. Yakıtın çoğaltma faktörünün yanma boyunca değişimi.....	45
Şekil 25. Yakıtın çoğaltma faktörünün yanma boyunca değişimi.....	46
Şekil 26. Yakıtın çoğaltma faktörünün, bitmesi için yanma miktarı (50000 MWd/ton) civarındaki değişimi .....	46
Şekil 27. Farklı reaktör yakıtları için, 20 bölgeli analiz ve sıcaklık profili kullanılarak yapılan analizlerde, toryum miktarı arttırıldıkça çoğaltma faktörleri farklarındaki değişim .....	47

## SİMGE VE KISALTMALAR

### Simgeler

$k_{\infty}$	Sonsuz çoğaltma faktörü	-
$\alpha_{DC}$	Doppler sabiti	[pcm/K]
K	Isıl iletkenlik katsayısı	[W/m.K]
T	Sıcaklık	[K]
$\dot{q}$	Hacimsel ısı üretim oranı	[W/cm <sup>3</sup> ]
r	Yakıt yarıçapı	[cm]
$\rho$	Reaktivite	[-]

### Kısaltmalar

TÜBİTAK	Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu
LWR	Light Water Reactor
PWR	Pressurized Water Reactor
BWR	Boiling Water Reactor
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor
NEA	Nuclear Energy Agency
UAM	Uncertainty Analysis in Modeling
ANS	American Nuclear Society
STG	Sıcak Tam Güç
SSG	Sıcak Sıfır Güç



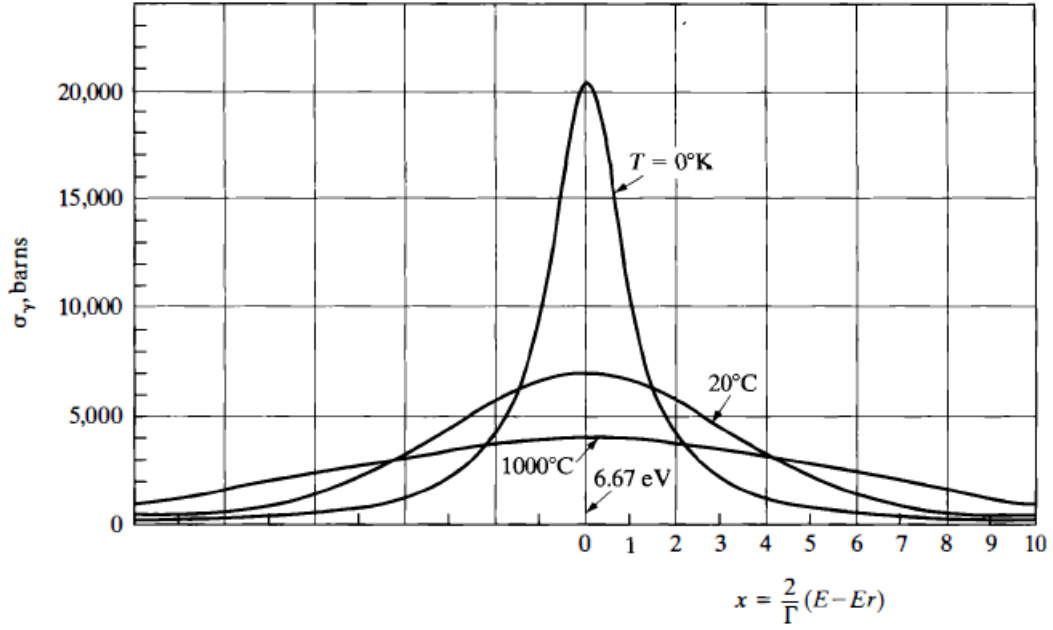
# 1. GİRİŞ

## 1.1 Tezin Amacı

Nükleer reaktörlerin çalışma ve güvenlik kısıtlamalarının belirlenmesindeki hassasiyet, çalışma süresince nükleer reaktörün güvenliği için oldukça önemlidir. Bu kısıtlar belirlenirken pek çok parametre hesaplanır ve kullanılır. Bunlardan biri olan etkin nötron tesir kesitleri, yakıt elemanlarının nötronlar ile etkileşimini belirlemektedir. Dolayısıyla bu nötron etkin tesir kesitlerinin oldukça hassas ve dikkatli şekilde hesaplanmalıdır.

Bu etkin nötron tesir kesitlerinin hesaplanmasında, birim hücre yaklaşımı veya radyal izotermal sıcaklık dağılımı gibi bazı basitleştirmeler ve kabuller yapılmaktadır. Ancak bu yaklaşımlar, hesaplanan nötron etkin tesir kesitlerinde belirsizliklere sebep olmaktadır.

Bu belirsizlikten kurtulmanın en gerçekçi yolu, yakıt içerisindeki sıcaklık dağılımını analitik olarak hesaplayarak, nötron etkin tesir kesitlerini tamamen bu dağılım üzerinden hesaplamaktır. Ancak hesapların bu şekilde yapılması, hesaplama sürelerini çok fazla uzatacağı, dolayısıyla ekonomik olmayacağı için tercih edilmez. Ancak radyal sabit sıcaklık yaklaşımı gerçekçi bir varsayım değildir. Zira yakıt içerisinde radyal yönde dışarıya doğru azalmakta olan parabolik bir sıcaklık dağılımı oluşmaktadır. Bu etkiyi göz ardı etmek, oluşturulacak olan nötron etkin tesir kesiti kütüphanelerinde bir miktar belirsizliğe sebep olacaktır. Yakıt içindeki izotopların etkin tesir kesitleri, dolayısıyla yakıt içinde yutulan nötron sayısı, doğrudan sıcaklık ile ilişkilidir. Sıcaklıktan kaynaklanan bu değişimler Doppler genişlemesi ile tanımlanmaktadır. Dolayısıyla önceki yapılan varsayımlardan kaynaklanan belirsizliklerin sebep olduğu değişimler, Doppler etkisinden dolayı nötronların yakıt ile etkileşimini değiştirecektir. Yakıt içerisinde sıcaklık arttıkça Doppler genişlemesinden dolayı rezonans bölgesinde yutulan nötron sayısı da artacaktır. Bundan dolayı da yakıt içerisinde nötronun yol alacağı mesafe azalmaktadır. Doppler genişlemesini daha basitçe göstermek için Doppler genişlemesiyle  $U^{238}$  izotopunun yakalama tesir kesitinde oluşan değişim Şekil 1'de verilmiştir. Şekilde görüldüğü gibi, yakıt içerisindeki sıcaklık yükseldikçe,  $U^{238}$  izotopunun, yakalama tesir kesiti azalmaktadır.



Şekil 1.  $U^{238}$  izotopunun, 6,67-eV rezonansındaki yakalama tesir kesitinin Doppler genişlemesi [1]

Reaktör içerisinde moderatörde yavaşlayan nötronlar tekrar yakıt içine girerken, yakıt elemanının dış yüzeyine yakın yerlerde yutulurlar dolayısıyla, yakıt alanının dış bölgeleri, iç kısımlara göre daha yüksek nötron akısına maruz kalır. Bunun sonucu olarak yakıtın dış kısımları, yakıtın iç kısımları için bir nevi zırh görevi görmüş olur. Bu olguya, öz-zırhlama denilir. Bu olgu, nötronların yutulmasını belirleyecek olan nötron etkin tesir kesitlerine, dolayısıyla da Doppler genişlemesine de bağlıdır. Bundan dolayı radyal sıcaklık dağılımının da hesaplara katılması ile yakıt içerisinde yutulan nötron sayısı ve bu yutulan nötronların yakıt içindeki yutulma profili de değişecektir. Bu oluşumdan kaynaklanan belirsizlik, yapılmış olan çalışmalarda da incelenmiştir [2, 3].

Bu tezin amacı, hafif su soğutuculu reaktörlerin yakıt elemanlarında sıcaklık dağılımının kullanılmamasının, reaktör parametrelerinde sebep olduğu değişimleri incelemektir. Yapılan tez çalışmasında birim hücre yaklaşımı ile farklı reaktör tiplerinde, farklı yakıt içerikleri için nötron etkin tesir kesitleri belirlenerek izotermal sıcaklıktan kaynaklanan belirsizlik hesaplanmıştır. Ayrıca seçilmiş olan bir uranyum-toryum içeren yakıtın, belirli miktarda yanması sonrası da aynı hesaplar gerçekleştirilerek yanma sonrası oluşan belirsizlik ve öz-zırhlamanın etkisi incelenmiştir.

Bu tezde yapılan çalışmalar, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK) 1001 – Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Projelerini Destekleme Programı,

114F375 numaralı proje kapsamında desteklenerek gerçekleştirilmiştir. Tez içinde yer alan sonuçların bir kısmı, proje sonucunda sunulan raporda da mevcuttur. [4]

## 1.2 Tezin Şeması

Bu tez, üç bölümden oluşmaktadır. İlk bölümde tezin amacı, tezin akışını anlatan tezin şeması ve tez kapsamında yapılmış olan çalışmalara benzer çalışmaların yer aldığı literatür özeti mevcuttur. İkinci kısımda tez çalışmasında kullanılmış olan farklı tipteki nükleer yakıt elemanlarının hesaplamalarda kullanılan parametreleri ve hesaplamada kullanılan yöntemler yer almaktadır. İkinci kısımda aynı zamanda çalışmada kullanılan OpenMC yazılımı, DRAGON yazılımı, kullanılan nötron tesir kesiti kütüphaneleri, seçilen problemlerin ısı-nötronik etkileşimlerinin modellenmesi ve ilgili problemlerin bu yazılımlara girdilerinin hazırlanırken problemlerin modellenmesi yer almaktadır. Üçüncü kısım ise yapılmış olan bu çalışmaları sonuçları ve bu sonuçların değerlendirmelerini içermektedir.

## 1.3 Literatür Özeti

Bu bölümde nükleer reaktörlerde, yakıt elemanlarında izotermal sıcaklık yaklaşımından kaynaklanan, nükleer parametreler üzerindeki belirsizliklerin incelendiği çalışmalar ve aynı zamanda çalışmalarda kullanılacak olan uranyum-toryum içeren yakıtlar üzerinde yapılmış olan çalışmalar anlatılacaktır.

Greifenkamp vd. (2008) ve Kruijf ve Janssen (1996) yakıt bölgesindeki izotermal sıcaklık yaklaşımının ve sıcaklık dağılım profili kullanımının sonsuz çoğaltma faktörü ve rezonans yutma tesir kesiti üzerindeki etkilerini incelemişlerdir [2, 3]. Ortalama yakıt sıcaklığını daha gerçekçi belirleyebilmek için yakıt sıcaklığını  $T_{F,etkin} = T_S + c(T_S - T_C)$  formülü geliştirilmiştir. Bu formüldeki  $T_S$  yakıt yüzey sıcaklığını,  $T_C$  ise yakıtın merkez sıcaklığını belirtmektedir. Formülde kullanılan “c” katsayısı için ise farklı araştırmacılar farklı değerler önermiştir [5, 6, 7]. Ancak bu yaklaşım da etkin çoğaltma faktörü ve reaksiyon oranlarında bir belirsizliğe sebep olacaktır. Greifenkamp vd. (2008) [2], yakıt elemanını tek bölge olarak modellemenin yeterli olmadığını ve bu şekilde modellemenin sonsuz çoğaltma faktörü ( $k_{\infty}$ ) değerinde % 0,711 kadar bir belirsizliğe sebep olduğunu belirtmiştir. İlgili çalışmalarda yapılan analizlerde, ısı üretimi ve ısı iletkenlik katsayısı gibi parametrelerin sıcaklık bağımlılıkları yapılan hesaplara dâhil edilmemiştir.

Yakıt içinde yapılan hesaplamalarda izotermal sıcaklık yaklaşımından kaynaklanan belirsizliğin büyüklüğü belirlenebilir ve yapılacak daha detaylı çalışmalar ile bu belirsizlikler azaltılabilir. Bu amaç ile “Nükleer Enerji Ajansı – Nuclear Energy Agency(NEA)”, 2005 yılında, “Modellemede Belirsizlik Analizi – Uncertainty Analysis in Modeling(UAM)” çalışmasını başlatmıştır [8, 9]. Bu çalışmada, hafif su soğutuculu reaktörlerdeki (LWR) yakıt elemanlarının malzeme özelliklerinden, kullanılan tesir kesiti kütüphanelerinden, yakıtların geometrilerinden, kullanılan çözüm yöntemlerinden ve modellemelerden kaynaklanan durağan durum ve geçici durum için, reaktör fiziği hesaplarında meydana gelen belirsizlikler incelenmiştir.

Bratton vd. (2013), Mercatali vd. (2013) tarafından yayınlanan UAM Faz I'in karşılaştırmalı değerlendirme sonuçlarında, UO-2 içeren yakıtlar için, hesaplanmış olan nükleer verilerden kaynaklı  $k_{etkin}$  değerinde yaklaşık % 0,5 - % 0,7 (Sıcak Tam Güç (STG) / Sıcak Sıfır Güç (SSG)) belirsizlik bulunmuştur [10, 11]. Yapılan çalışmalar deneyler ile karşılaştırıldığında reaktörün çalışma sıcaklıklarında, reaktör fiziği yazılımları ile bulunan  $k_{etkin}$  değerlerinin % 0,7 daha düşük değerde olduğu görülmüştür [12].

“Amerikan Nükleer Derneği – American Nuclear Society (ANS)” tarafından 2007 yılında, “Ortak Karşılaştırmalı Değerlendirme Komitesi – Joint Benchmark Committee” Doppler katsayısındaki ( $\alpha_{DC}$ ) belirsizliğin hesaplanması için, bir karşılaştırmalı değerlendirme çalışması başlatılmıştır. Mosteller tarafından yapılan, aynı çalışma sonuçları gösterir ki, kabul edilebilir tutucu modeldeki hafif sulu nükleer reaktör (LWR) güvenlik analizlerinde  $\alpha_{DC}$  değerinde yaklaşık %10 kadar belirsizlik olduğu varsayılmaktadır [13]. Yapılan başka bir çalışmada ise tesir kesitleri, durağan durumda çok-bantlı yöntem ile sıcaklığa bağımlı üretilmiştir. Nötron tesir kesitlerinin konuma bağlı üretilerek kullanılması yerine, ortalama öz-zırhlama hesabı gerçekleştirilerek üretilen tesir kesitlerinin kullanılması reaktivitenin  $\alpha_{DC}$  değeri yaklaşık %10 daha yüksek tahmin ile sonuçlandığı raporlanmıştır [14].

Bunların yanı sıra, yapılacak çalışmalardaki yakıtlar toryum içereceğinden dolayı, toryum-uranyum içeren yakıtların ısı iletim katsayısının uygun olarak seçilmesi de önemlidir.

Toryum içeren nükleer yakıtların analizi uzun yıllardır üzerinde çalışılmakta olan bir konudur. Ancak toryum içeren nükleer yakıt elemanlarının, çeşitli sayıda bölge sayısına bölünerek ve ardından Monte Carlo yöntemi ile kritiklik analizi yapılarak, izotermal sıcaklık kullanımından dolayı oluşacak belirsizliklerin analizinin yapıldığı bir çalışma

doğrudan mevcut değildir. Literatür araştırıldığı zaman, toryum üzerine yapılan çalışmaların toryum elementinin farklı yönlerini incelemeyi temel aldığı görülmektedir.

Genel olarak toryum üzerine yapılmış çoğu çalışma, çeşitli miktarda toryum içerecek nükleer yakıtların veya doğrudan toryumun ısı iletim katsayısının hesaplanması üzerine yapılmış çalışmalardır. Bu çalışmalardan biri, Xiao (2016) tarafından yapılan ve bu tezde de kullanılacak olan ısı iletim katsayısının kaynak alındığı bir çalışmadır [15]. Bu çalışmanın seçilmesinin sebebi herhangi bir U-Th oranında yakıt karışımı için ısı iletim katsayısını geniş bir sıcaklık aralığı için (300-2100 K) hesaplayabiliyor olmasıdır. Toryumun termal özelliklerinin araştırılmasında çeşitli araştırmalar göze çarpmaktadır. Bunlardan bazıları, Sengupta (2000) tarafından, yüksek toryum rezervlerine sahip Hindistan'da yapılmış olan farklı miktarda toryum içeren Toryum-Uranyum oksit peletlerinin termal özelliklerinin belirlenmesi üzerine yapılmış olan çalışmadır [16]. Ancak bu çalışmada yakıttaki  $UO_2$  oranı %20'yi aşmadığı için bu çalışmada tercih edilmemiştir. Buna benzer başka bir Toryum-Uranyum oksit yakıtının termal özelliklerinin belirlenmesi çalışması içeren Bakker (1997) [17] ve bu peletlerin üretim teknikleri üzerine Kang (2002) tarafından yapılmış olan araştırmadır [18].

Toryum içeren yakıtlar üzerine yapılan çalışmaların önceliği genelde toryumun yanma özelliklerinin incelenmesi üzerine olmuştur. Bunun sebebi nükleer yakıt elemanı içine dâhil edilen toryumun, fisil bir Uranyum izotopu olan  $U^{233}$ 'e dönüşmesi, dolayısıyla toryumun nükleer yakıtlar için üretken bir eleman olarak kullanılıp kullanılmayacağıdır.

Yanma analizleri için ise farklı bir çalışma olarak Weaver (2000) tarafından gerçekleştirilen ve toryum kullanımının potansiyel getirilerinin iki farklı bilgisayar kodunun karşılaştırılması olarak sunulan "A PWR Thorium Pin Cell Burnup Benchmark" gösterilebilir [19]. Bu çalışma da tezde yanmış yakıttaki belirsizliği belirlemek için referans olarak kullanılmıştır.

Toryum konusunda yapılan başka bir çalışma, bu izotopun yakalama tesir kesit kütüphanelerindeki belirsizliğin analizleridir. Bu çalışmalara da kritik erimiş tuz reaktörü üzerinde yapılmış olan ve  $Th^{232}$  izotopunun yakalama tesir kesitinde %1 belirsizlik tespit eden Bidaud [20], ve toryum kullanan ADS sistemlerinde yapılan analiz ile JENDL-4.0 kütüphanelerindeki  $Th^{232}$  izotopunun yakalama tesir kesitinde %1.3, ENDF/B-VII kütüphanelerinde ise %0.1 belirsizlik tespit edilen Thanh Mai Vu (2014) çalışmalarıdır [21].

İzotermal sıcaklık yaklaşımından kaynaklı belirsizliğin büyüklüğünü tam olarak belirlemek için ısı ve nötron transport denklemlerinin bir arada çözülmesi henüz düşünülmemiştir. Bu kapsamda, bu tez, durağan durumda sıcaklık bağımlı ısı iletkenlik ve konum bağımlı ısı üretim hızlı silindirik koordinatta ısı denklemini nötronik hesaplamalar ile birleştiren bir birleşik çözülemeye dayalı hesaplama yöntemi oluşturmayı amaçlamaktadır.

## 2. KULLANILAN REAKTÖR TİPLERİ, KODLAR VE MODELLEMELER

Bu tez kapsamında yapılan hesaplarda referans olarak, literatür özeti kısmında da anlatılmış olan UAM karşılaştırmalı değerlendirme çalışmasında, Problem 1, Alıştırma I-1'de kullanılan Three Mile Island Ünite-1 (PWR), Peach Bottom Ünite-2 (BWR) ve Kozloduy Ünite-6 (VVER-1000) reaktörlerinin birim yakıt hücreleri seçilmiştir [8]. Yanmış yakıt analizleri için ise Weaver (2000) tarafından yapılmış olan "PWR Toryumlu Birim Hücre Yanma Çalışması" analizindeki Westinghouse PWR birim yakıt hücresi kullanılmıştır [19]. Hesaplarda kullanılan geometri, malzeme özellikleri ve çalışma koşulları, yapılmış olan ilgili çalışmalardakiler ile aynıdır. Kullanılan yakıt birim hücrelerinin parametreleri Bölüm 2.1'de verilmiştir.

Yapılan çalışmalar kapsamında, yakıt bölgesinde izotermal sıcaklık yaklaşımının reaktör parametrelerinde oluşturduğu etkilerin, sıcaklık profili kullanarak yapılan çalışmadan ne kadar saptığı belirlenmiştir. Bu çalışmada izotermal sıcaklık yaklaşımı, yakıt elemanı içinde radyal yönde sabit bir yakıt sıcaklığını (900 K) belirtir, sıcaklık dağılım profili ise, yakıt içinde radyal yönde konuma bağlı bir sıcaklık dağılımını belirtir. Sıcaklık dağılımını modelleyebilmek için çalışmada kullanılan yakıt elemanları radyal yönde eşit hacimli çoklu bölgelere ayrılmıştır (sırasıyla 1, 2, 4, 8, 12, 16, 20). Ardından yakıt içindeki ısı dağılımı analitik olarak hesaplanarak, her bir bölgenin sıcaklığı belirlenerek, bu sıcaklıklara göre nötron tesir kesiti kütüphaneleri oluşturularak hesaplamalar gerçekleştirilir.

Kullanılan birim yakıt hücrelerinde Doppler genişlemesi hesaplamaları Sıcak Tam Güç (STG) ve Sıcak Sıfır Güç (SSG) çalışma durumları için gerçekleştirilmiştir. Her iki çalışma durumunda da yakıt hücresi parametreleri aynı olarak kullanılmış olup, yalnızca yakıtın ortalama sıcaklığı SSG durumu için 600 K olarak belirlenmiştir. Doppler reaktivite geri beslemesi, Sıcak Tam Güç ve Sıcak Soğuk Güç durumlarındaki reaktivitelerin farkından hesaplanır. Bu hesaplamayı gerçekleştirmek için kullanılan Doppler sabiti formülü Denklem 1'de verilmektedir.

$$\alpha_{DC} = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} = \frac{\rho_{SSG} - \rho_{STG}}{T_{SSG}^F - T_{STG}^F} \quad (1)$$

Yukarıdaki denklemdeki  $\rho$ , sistem reaktivitesini,  $T^F$  yakıt sıcaklığını belirtmektedir. Yapılan çalışmalarda yakıtın aksenal yöndeki sıcaklık dağılımı dikkate alınmamıştır.

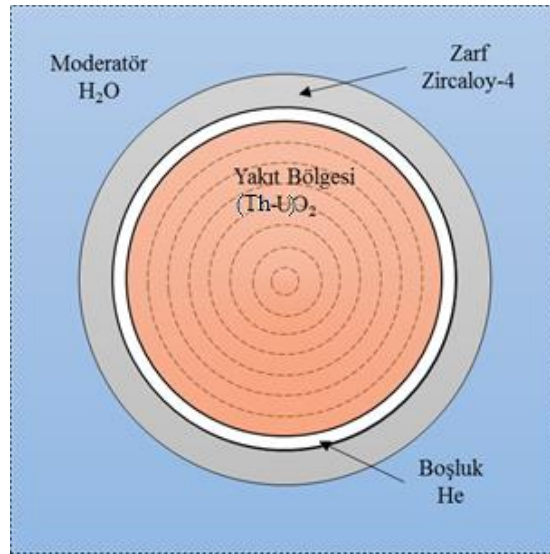
## 2.1 Kullanılan Reaktör Tipleri

### 2.1.1 PWR TMI Ünite-1

Three Mile Island Ünite-1 (PWR) birim yakıt hücresinin ana parametre verileri Tablo 1’de ve temsili gösterimi Şekil 2’de verilmiştir.

Tablo 1. Three Mile Island Ünite-1 yakıt birim hücresi için ana parametreler

Parametre	Birim	Değer
Birim yakıt hücresi aralığı	mm	14,427
Yakıt bölgesinin çapı	mm	9,391
Yakıt bölgesinin malzemesi		(Th-U)O <sub>2</sub>
Zarf dış çapı	mm	10,928
Zarf kalınlığı	mm	0,673
Zarf malzemesi		Zircaloy-4
Zarf yoğunluğu	g/cm <sup>3</sup>	6,55
Boşluk (aralık) malzemesi		He
Yavaşlatıcı Malzemesi		H <sub>2</sub> O
<b>STG Çalışma Şartları</b>		
Yakıt Sıcaklığı	K	900,0
Zarf Sıcaklığı	K	600,0
Yavaşlatıcı Sıcaklığı	K	562,0
Yavaşlatıcı Yoğunluğu	kg/m <sup>3</sup>	748,4



Şekil 2. Three Mile Island Ünite-1 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi  
(çizim ölçekli değildir)

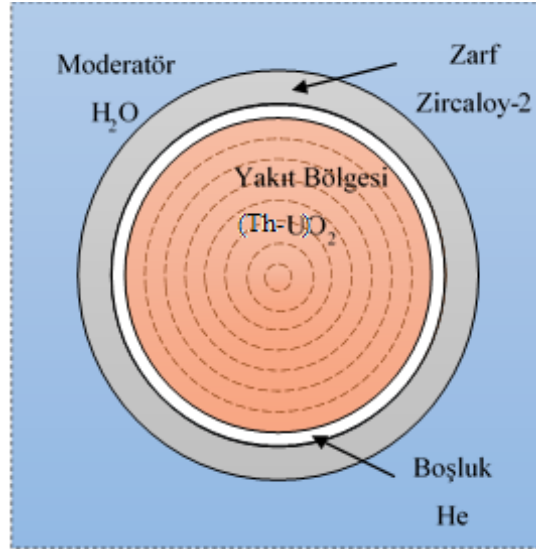


## 2.1.2 BWR Peach Bottom Ünite-2

Peach Bottom Ünite-2 (BWR) birim yakıt hücrelerinin ana parametre verileri Tablo 2’de ve temsili gösterimi Şekil 3’te verilmiştir.

Tablo 2. Peach Bottom Ünite-2 yakıt birim hücresi için ana parametreler

Parametre	Birim	Değer
Birim yakıt hücresi aralığı	mm	18,75
Yakıt bölgesinin çapı	mm	12,1158
Yakıt bölgesinin malzemesi		(Th-U)O <sub>2</sub>
Zarf dış çapı	mm	14,3002
Zarf kalınlığı	mm	0,9398
Zarf malzemesi		Zircaloy-2
Zarf yoğunluğu	g/cm <sup>3</sup>	6,55
Boşluk (aralık) malzemesi		He
Yavaşlatıcı Malzemesi		H <sub>2</sub> O
<b>STG Çalışma Şartları</b>		
Yakıt Sıcaklığı	K	900,0
Zarf Sıcaklığı	K	600,0
Yavaşlatıcı Sıcaklığı	K	557,0
Yavaşlatıcı Yoğunluğu	kg/m <sup>3</sup>	460,72



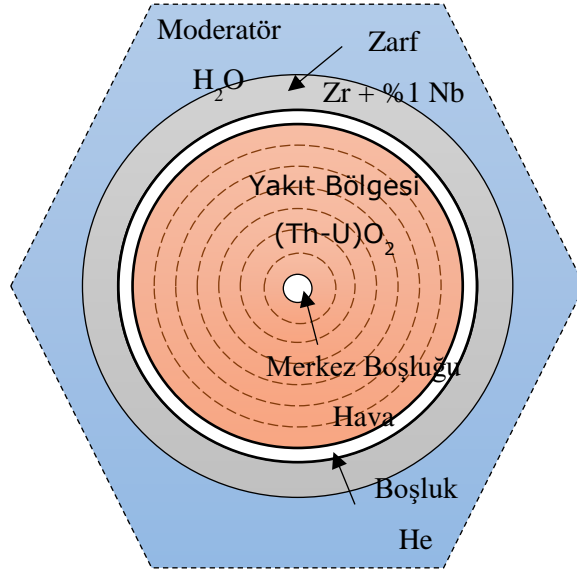
Şekil 3. Peach Bottom Ünite-2 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi  
(çizim ölçekli değildir)

### 2.1.3. VVER-1000 Kozloduy Ünite-6

Kozloduy Ünite-6 (VVER-1000) birim yakıt hücrelerinin ana parametre verileri Tablo 3’de ve temsili gösterimi Şekil 4’te verilmiştir.

Tablo 3. Kozloduy Ünite-6 yakıt birim hücresi için ana parametreler

Parametre	Birim	Değer
Birim yakıt hücresi aralığı	mm	12,75
Yakıt bölgesinin çapı	mm	7,56
Yakıt bölgesinin malzemesi		(Th-U)O <sub>2</sub>
Merkez boşluğunun çapı	mm	1,4
Merkez boşluğunun malzemesi		Kuru hava
Zarf dış çapı	mm	9,1
Zarf kalınlığı	mm	0,69
Zarf malzemesi		Zr + %1 Nb
Zarf yoğunluğu	g/cm <sup>3</sup>	6,55
Boşluk (aralık) malzemesi		He
Yavaşlatıcı Malzemesi		H <sub>2</sub> O
<b>STG Çalışma Şartları</b>		
Yakıt Sıcaklığı	K	900,0
Zarf Sıcaklığı	K	600,0
Yavaşlatıcı Sıcaklığı	K	560,0
Yavaşlatıcı Yoğunluğu	kg/m <sup>3</sup>	752,5



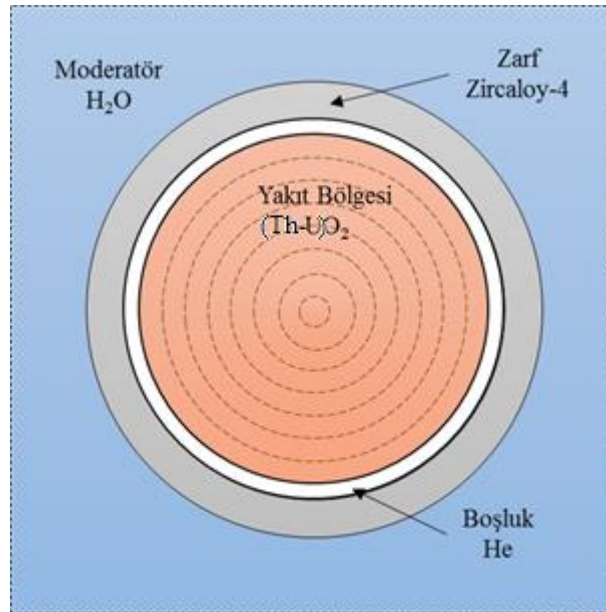
Şekil 4. Kozloduy Ünite-6 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi  
(çizim ölçekli değildir)

#### 2.1.4. Westinghouse PWR Birim Hücresi

Klasik bir Westinghouse PWR, 17x17 yakıt demetinin birim yakıt hücresinin parametreleri Tablo 4'te verilmiştir. Birim yakıt hücresinin temsili bir gösterimi de Şekil 5'te verilmiştir.

Tablo 4. Westinghouse PWR yakıt birim hücresi için ana parametreler

Parametre	Birim	Değer
Birim yakıt hücresi aralığı	mm	12,626
Yakıt bölgesinin çapı	mm	8,2548
Yakıt bölgesinin malzemesi		(Th-U)O <sub>2</sub>
Zarf dış çapı	mm	9,5218
Zarf kalınlığı	mm	0,5713
Zarf malzemesi		Zircaloy-4
Zarf yoğunluğu	g/cm <sup>3</sup>	6,505
Boşluk (aralık) malzemesi		He
Yavaşlatıcı Malzemesi		H <sub>2</sub> O
<b>STG Çalışma Şartları</b>		
Yakıt Sıcaklığı	K	900,0
Zarf Sıcaklığı	K	621,1
Yavaşlatıcı Sıcaklığı	K	583,1
Yavaşlatıcı Yoğunluğu	kg/m <sup>3</sup>	705,0



Şekil 5. Westinghouse PWR yakıt birim hücresinin temsili gösterimi  
(çizim ölçekli değildir)

## **2.2 ÇALIŞMADA KULLANILAN KODLAR VE KÜTÜPHANELER**

Bu tez kapsamında, reaktör fiziği kodu olarak UAM problemleri için açık bir yazılım olan OpenMC kodu, yanma analizleri için ise DRAGON kodu kullanılmıştır. Ancak OpenMC yazılımı, etkin tesir kesiti kütüphanelerini kendi ihtiyacına göre derlemediğinden dolayı, programa bu kütüphaneleri gerekli sıcaklık değerlerinde hazırlayıp sunması için ise NJOY99 yazılımı kullanılmıştır. Bu kısımda, tez çalışmasında kullanılmış olan bilgisayar programları ve nötron kütüphaneleri hakkında bilgi verilmekte, bu kodlara problemlerin nasıl girdi olarak sunulduğu tanımlanmakta ve problemin çözümü için izlenen algoritma anlatılmaktadır.

### **2.2.1 OpenMC**

OpenMC, nötron kritiklik hesapları üzerine odaklanmış bir Monte Carlo parçacık taşınımı simülasyon kodudur. OpenMC katı yapı geometriler ve ikinci derece yüzeyler için üç boyutlu modellerin simülasyonunu yapabilecek kapasitededir. Devamlı enerjideki parçacık etkileşimleri MCNP ve Serpent Monte Carlo kodlarında kullanıldığı gibi ACE formatındaki dosyalardan üretilebilecek olan HDF5 formatına dayanmaktadır.

OpenMC kodu Massachusetts Teknoloji Enstitüsü, Hesaplama Reaktör Fiziği Grubu (Computational Reactor Physics Group) tarafından 2011 yılında geliştirilmeye başlamıştır. Çeşitli üniversiteler, laboratuvarlar ve diğer organizasyonlar OpenMC kodunu geliştirmek için katkılarda bulunmaktadır.

Kısaca, OpenMC kodu, bir nükleer reaktör (ya da herhangi başka bir fisil sistem) içerisinde bulunan nötronların rastgele hareketlerini modeller (Monte Carlo yöntemi). Aynı problemin başka yöntemler (deterministik) ile çözülmesinden farklı olarak, Monte Carlo yöntemi bir nükleer reaktördeki çeşitli fiziksel değerlerin ortalama davranışını belirlemede kullanılır. OpenMC kodu tamamen açık kaynaklı bir bilgisayar kodu olup, ücretsiz bir şekilde indirilip kullanılması serbesttir. Bu tez çalışmasında OpenMC yazılımının (v0.7.1) versiyonu kullanılmıştır.

### **2.2.2 NJOY99**

NJOY, ENDF formatındaki belirlenmiş nükleer verileri uygulamalı hesaplar için kullanışlı kütüphanelere çeviren bir nükleer veri işleme sistemidir. Belirlenmiş nükleer veri dosyaları (ENDF) dünya çapında yaygın olarak kullanıldığından, NJOY yazılımı, kullanıcılarına en

güncel nükleer verileri uygulamalarında kullanma imkânı sunar. Bu tez çalışmasında, NJOY yazılımının 1999 yılında geliştirilen (NJOY99) sürümü kullanılmıştır.

### **2.2.3 DRAGON5**

DRAGON yazılımı, Ecole Polytechnique de Montreal tarafından verilen çabalar ile ortaya çıkmış olan, bir seri modüllerden oluşan ve yakıt demeti veya birim hücre gibi nükleer sistemlerin nötronik davranışlarının analizini yapabilen bir yazılımdır [22]. DRAGON yazılımı nötron transport denkleminin çözüm teknikleri için tasarlanmış bir yazılımdır. Bu yazılımın geliştirilme amacı, tek bir kod içerisinde farklı çözüm modelleri ve algoritmaları birleştirmektir. DRAGON yazılımının içinde farklı işlemler yapan birçok kod bulunmaktadır ve bu modüller genelleştirilmiş sürücü olan GAN ile bağlıdır.

DRAGON yazılımı birçok analiz için işlemler gerçekleştirebilir. Bunlar, standart kütüphaneler şeklinde sunulan mikroskobik tesir kesitlerinin interpolasyonu, çok boyutlu geometrilere rezonanstaki öz-zırlama hesapları, nötron sızdırmalarını da hesaba katabilen çok boyutlu ve çok gruplu nötron akısı hesapları, reaktör hesapları için yoğunlaştırılmış veya homojenize edilmiş nükleer özelliklerin düzenlenmesinin yanı sıra transport-transport veya transport-difüzyon eşdeğer hesapları ve izotop tüketilmesi veya yakıtın yanması hesaplarıdır.

Yazılım, nötron transport denkleminin, nümerik olarak konum ve açı üzerinden integralinin alınması ile sonuçlar elde eder. Bu tez çalışmasında, DRAGON yazılımının 5. versiyonu olan DRAGON5 kullanılmıştır.

### **2.2.4 Nötron Tesir Kesit Kütüphaneleri**

Bu tez çalışmasında, OpenMC ve DRAGON yazılımlarının farklı tesir kesiti kütüphaneleri ile çalışıyor olmasından dolayı iki farklı tesir kesiti kütüphaneleri kullanılmıştır. OpenMC ile yapılan analizler için analizlerdeki mevcut izotopların sürekli enerji nötron tesir kesit kütüphaneleri olan ENDF/B-VII.1 versiyonları kullanılmıştır.

DRAGON yazılımı ise, bu sürekli enerji nötron tesir kesiti kütüphaneleri değil, diğer deterministik nötron transportu kodları gibi çok enerji gruplu tesir kütüphaneleri kullandığı için, DRAGON ile yapılan analizlerde bu formata uygun olan, DRAGLIB adı verilen biçimdeki tesir kesit kütüphaneleri kullanılmıştır. Bu tesir kesiti kütüphanelerinden Jef 2.2 (172-grup) kullanılmıştır.

## 2.3 PROBLEMLERİN MODELLENMESİ

### 2.3.1 Isıl-Nötronik Etkileşimlerin İncelenmesi

Nükleer yakıt elemanındaki radyal yönde oluşacak olan sıcaklık dağılımı, yakıttaki ısı üretim oranına, nükleer yakıtın malzeme özelliklerine, aynı zamanda soğutucu ve zarf malzemelerine bağlıdır. Yakıt içindeki ısı üretimi, doğrudan yakıt içindeki nötron reaksiyon oranı ile ilgilidir. Yakıt için silindirik koordinatlarda, durağan durum için ısı üretimi ve sıcaklık dağılımı arasındaki bağıntı Denklem 2’de verilmiştir.

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left( k(r, T) r \frac{dT(r)}{dr} \right) + q''' = 0 \quad (2)$$

Denklem 2’de, “r” yakıt yarıçapını, “T” sıcaklığı, “k” ısı iletkenlik katsayısını, “q'''” hacimsel ısı üretimini temsil eder. Yukarıdaki denklemde verilmiş olan ısı iletkenlik, yakıtın sıcaklığına ve yakıtın içeriğine bağlıdır. Yakıttaki hacimsel ısı üretim oranının sabit olduğu kabul edilirse, Denklem 2’deki iç ve dış yarıçaplar arasında çift integral alınması sonucunda Denklem 3 ortaya çıkar.

$$\int_{T_o}^{T_i} k(T) dT = \frac{\bar{q} (R_o^2 - R_i^2)}{4} \quad (3)$$

Denklem 3’te, “Ti” iç yüzey sıcaklığını, “To” dış yüzey sıcaklığını, “ $\bar{q}$ ” ise iç ve dış yarıçap ile sınırlanmış bölgenin hacim üzerinden ortalanmış ısı üretim oranıdır. Tez çalışmasında yapılmış olduğu gibi eşit hacimli “n” sayıda bölgeye bölünmüş yakıt birimi için toplam ısı iletim integrali Denklem 4’te verilmiştir.

$$\sum_{j=1}^n \left[ \int_{T_o^j}^{T_i^j} k_j(T) dT \right] = \sum_{j=1}^n \left[ \frac{\bar{q}_j (R_{oj}^2 - R_{ij}^2)}{4} \right] \quad (4)$$

Bu denklem kullanılarak yakıt içindeki her bölgenin hacim üzerinden ortalama sıcaklık değerleri bulunabilir.

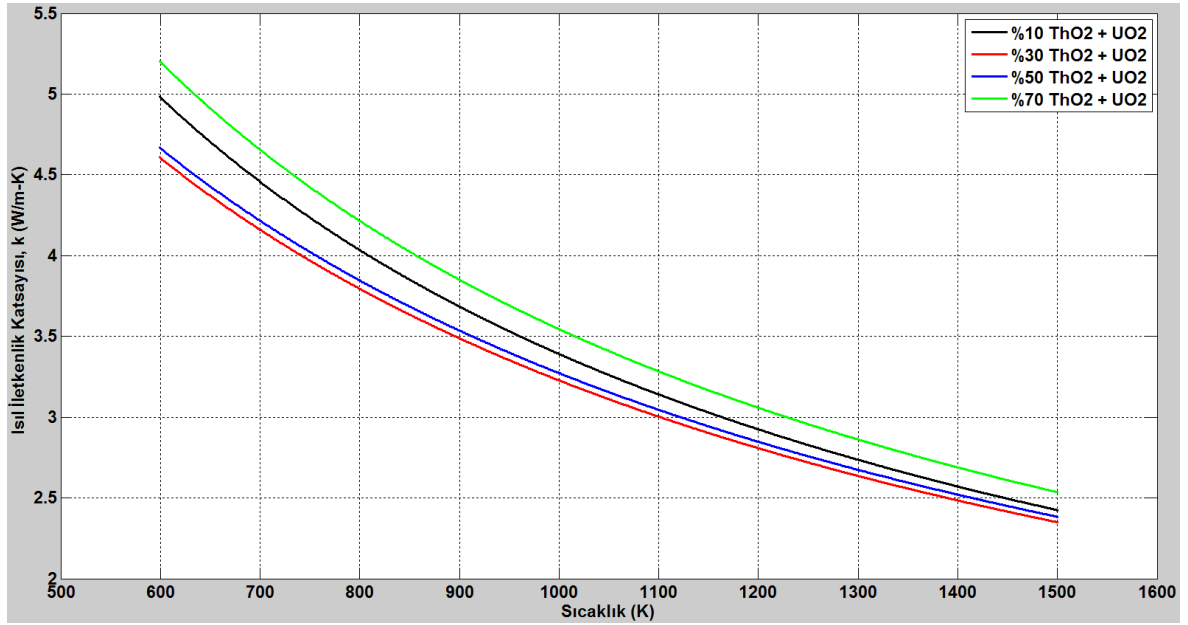
Yukarıdaki ısı hesaplamalarda kullanılacak olan sıcaklığa bağlı (U-Th)O<sub>2</sub> yakıt için ısı iletkenlik katsayısı Denklem 5’te verilmiştir. Verilmiş olan denklem %100 teorik yoğunluk

için, 300 ile 2100 Kelvin sıcaklık aralığı için verilmiştir ve ilgili denklem  $0 \leq \text{Th} / (\text{Th}+\text{U}) \leq 100$  aralığı için geçerlidir [15].

$$k = \frac{1}{0.0432 + 0.1887y - 0.24y^2 + (2.37 - 0.18y) \times 10^{-4}T} \quad (5)$$

Denklem 5'te verilmiş olan “y” katsayısı, yakıt elemanı içindeki toryum izotopunun içeriğini, “T” Kelvin cinsinden sıcaklığı, “k” ise  $\text{Wm}^{-1}\text{K}^{-1}$  cinsinden ısı iletim katsayısını temsil etmektedir. Toryum-Uranyumlu karışım yakıtın formülü  $(\text{U}_{1-y}\text{Th}_y)\text{O}_2$  olarak gösterilmektedir. U-Th içeren yakıtın yoğunluğu, sadece uranyum içeren yakıtta göre daha düşüktür ve yakıtın içerisindeki toryum miktarı arttıkça yakıtın yoğunluğu azalmaktadır.

Bu tezde kullanılacak olan belirli miktarlardaki U-Th içeren yakıtlar için ısı iletkenlik katsayılarının değişimi Şekil 6'da verilmiştir.



Şekil 6. (U-Th)O<sub>2</sub> yakıtlar için ısı iletim katsayısının sıcaklık ile değişimi

Referans alınan kaynakta da belirtildiği üzere [15] Uranyum ve Toryum atomları arasında kütle ve boyut farkı olmasından dolayı bu iki atomun karışımından oluşan yakıt elementinin ısı iletkenlik katsayısı, karışımın %40 miktarında toryum içerdiği civarlarda minimum değerlere ulaşmaktadır. Dolayısıyla Şekil 6'da gösterilen ve çalışmada kullanılan karışım miktarlarının ısı iletkenlik katsayıları farklılık göstermektedir. %30 toryum içeren yakıt elemanının ısı iletkenlik katsayısı en düşük değerlerdeyken, %10 ve %70 toryum içeren yakıtlarda bu değerler daha yüksektir. Yakıttaki ısı dağılımı 600 ile 1200 Kelvin arasında değişeceği düşünülürse, farklı yakıt karışımları için ısı iletkenlik katsayılarında

0,5 Wm<sup>-1</sup>K<sup>-1</sup> civarına kadar ulaşan bir fark olacaktır. Bu değişim de yakıt sıcaklık profilinde, dolayısıyla da konuma bağlı reaksiyon hızlarında değişimlere sebep olacaktır.

Tez kapsamında yapılan çalışmada, tek hacimli yakıt elemanı referans değer olarak alınmıştır. Ardından yakıt elemanı içinde radyal yöndeki sıcaklık dağılımının sonuçlar üzerinde yaratacağı etkiyi anlamak için yakıt elemanı sırasıyla eşit hacimli 2, 4, 8, 12, 16 ve 20 bölgeye kadar ayrılmıştır. Yapılan hesaplamalarda, başlangıç tahmini olarak, her bir bölgenin hacimsel ısı üretimi eşit ve 1 olarak kabul edilmiştir. Başlangıçta hesaplanan hacimsel ısı üretim hızı ve ısıl iletkenlik katsayısı Denklem 4'te yerine konarak, her bölgenin iç yüzey sıcaklıkları hesaplanmıştır. Hesaplanan sıcaklık dağılımı dördüncü dereceden bir fonksiyona oturtulmuştur ve yakıt içindeki her bölge için hacim üzerinden ortalanan sıcaklıklar hesaplanmıştır. Yakıtın tüm bölgeleri üzerinden hacim ortalamalı sıcaklık değeri, eş-sıcaklık yaklaşımında kullanılan değere, yani 900 Kelvin'e eşittir.

Bu hesaplar gerçekleştirilince, radyal sıcaklık dağılımının etkisini tam olarak görebilmek mümkün olur. Yakıt içindeki her bölgenin sıcaklığı hesaplandıktan sonra, bu sıcaklık değerleri ile NJOY kullanılarak oluşturulan tesir kesiti kütüphaneleri, OpenMC yazılımı için girdi olarak kullanılır. DRAGON böyle bir işleme gerek duymayacağından dolayı bu sıcaklık değerleri DRAGON ile yapılan analizlerde yazılıma doğrudan girdi olarak verilir. Bu yazılımların çıktı dosyalarından normalleştirilmiş ısı üretim hızına eşit olan fisyon kaynak dağılımına ulaşılır ve bu fisyon dağılımı kullanılarak her bölge için tekrar sıcaklıklar hesaplanır ve tekrar yazılımlara bu değerler girdi olarak sunulur. Bu tekrarlanan işlem fisyon dağılımı yakınsayana kadar devam eder. Yakınsama kriteri olarak bu tez çerçevesinde Denklem 6'da verilmiş olan L<sub>2</sub>-normu kullanılmıştır.

$$d = \sqrt{\sum_{i=1}^{nr} \left| \bar{q}_j(i) - \bar{q}_{j-1}(i) \right|^2} \quad (6)$$

L<sub>2</sub>-norm yakınsama kriteri olan “d”, n-boyutlu iki nokta arasındaki uzaklığı ölçmek için kullanılır ve bu tezde yapılan hesaplar için bu değer 0,005'ten düşük olacak şekilde seçilmiştir. L<sub>2</sub>-normunun seçilme sebebi, her yakıt bölgesindeki ısı üretim hızında, en azından noktadan sonraki ilk iki hanenin yakınsamasını garantilemek istenmesidir.

Fisyon kaynak dağılımı yakınsadıktan sonra yakıtın bölündüğü bölge sayısı artırılarak, sonuçlar yakınsayana kadar bu hesaplara devam edilmiştir. Bu şekilde, radyal yöndeki sıcaklık dağılımının etkisi incelenmiştir.



Anlatılan problemin modellenmesinde izlenen algoritmanın adımları şu şekildedir:

- Tek hacimli yakıt bölgesi ( $n_r=1$ ) için hesaplara başla,
- $j=0$  tekrarlama adımı için, toplam bölge sayısı  $n$  olan yakıtta “i” bölgesi için başlangıç tahmini olarak hacimsel ısı üretim oranını  $[\bar{q}_j(i) = 1]$ , 1 olarak ayarla,
- Denklem 4’ü kullanarak yakıtta radyal sıcaklık dağılımı  $T^j(r)$  hesapla,
- $T^j(r)$ ’yi kullanarak, her bir bölgenin hacim üzerinden ortalama sıcaklığını  $[T_V^j(i)]$  hesapla,
- Bulunan sıcaklık değerleri için NJOY kullanarak nötron tesir kesiti kütüphaneleri hazırla (OpenMC ile yapılan hesaplamalar için),
- Kullanılacak reaktör fiziği kodu için (OpenMC veya DRAGON) hesaplanan  $T_V^j(i)$  ile girdi dosyalarını hazırla,
- Kodu çalıştır ve çıktı dosyalarından her bir bölge için fisyon kaynak dağılım değerlerini kullanarak yeni ısı üretim oranlarını  $[\bar{q}_{j+1}(i)]$  hesapla,
- Denklem 6’yı kullanarak,  $L_2$ -norm uzaklığı hesapla,
- Eğer yakınsama kriteri tutmuşsa ( $d < 0,005$ ), hesaplamayı durdur ve sonraki adıma geç,
- Yakınsayan sonuçlar için yakıtta yanma hesabı yap (DRAGON ile yapılan analizler için),
- Yakıt bölgesi sayısını arttır ve yinelemelerin başlaması için ikinci adıma git,
- Değilse, yineleme sayısını bir arttır ( $j=j+1$ ),  $\bar{q}_{j+1}(i)$  kullanarak yeni  $T^{j+1}(r)$  hesapla ve tekrar girdi dosyası hazırlama adımına git.

### 2.3.2 Seçilen Test Problemlerinin Modellenmesi

Önceki kısımlarda anlatıldığı şekilde ön hazırlıklar tamamlandıktan sonra kullanılacak olan reaktör hesaplarını yapacak olan yazılımlara uygun girdi dosyaları hazırlanmaktadır.

OpenMC ile yapılan analizler için beş adet girdi dosyası hazırlanmıştır. Bunların ilki olan “geometry.xml” girdisinde, yakıt elemanın geometrik parametreleri tanımlanarak, hesabı yapılacak olan problemin yapısı tanımlanmıştır. Bir diğer girdi dosyası olan “materials.xml” dosyasında, yakıt birim elemanın içindeki izotoplar, bunların oranları, bu malzemelerin özkütle değerleri gibi değişkenler yazılıma tanımlanmaktadır. Bir diğer

girdi dosyası olan “cross\_sections.xml” dosyasında, yazılımı çalıştırmadan önce NJOY kullanarak hazırlanan nötron etkin kesiti kütüphanelerinin çalışılan bilgisayarda depolandığı dosyayı yazılıma tanımlamak için gerekli adresler yer almaktadır. “tallies.xml” girdisi, yapılan analizden istenen değerleri çekmek için hazırlanır ve hangi sonuçların görüntülenmesi istendiği burada tanımlanır. Son olarak da “settings.xml” girdisi hazırlanır. Bu girdide ne analizi yapılacağı ve bu analizin parametreleri tanımlanır.

OpenMC ile yapılan analizlerin her biri 1250 batch için gerçekleştirilmiştir ve her bir hesap adımında 100000 nötron örneklenmiştir. Bu girdiler “settings.xml” dosyasında programa tanımlanır.

DRAGON5 kullanılarak yapılan analizlerde ise girdi dosyasında GEO, SYBILT, LIB, USS, ASM, FLU, EDI ve EVO modülleri kullanılmıştır.

Bu modüller arasından GEO modülü, çözülecek olan problemin geometrik parametrelerinin tanımlanması amaçlıdır ve yazılımın çalışması boyunca diğer modüllere bu bilgileri aktarır. SYBILT modülü ise nötron hareketlerini izleme hesaplarını yapar. DRAGON5 içerisinde SYBILT gibi farklı izleme modülleri mevcuttur, ancak yapılan çalışmalarda SYBILT modülü seçilmiş olup, birim hücre hesapları için bir boyutlu geometrilere çarpışma hesapları yapılmıştır. Bu iki modülün ardından, tesir kesiti kütüphane bilgilerinin mevcut olduğu LIB modülü kullanılmıştır. DRAGON yazılımı çeşitli formatlardaki mikroskobik tesir kesiti kütüphanelerine erişim sağlayabilmektedir ve bu modül, her bölgenin hacim üzerinden ortalanmış sıcaklıklarına göre interpolasyon işlemleri yaparak tesir kesiti kütüphanelerini tekrar oluşturmaktadır. Bu tezdeki çalışmalarda Jef 2.2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılmıştır. USS modülü ise öz-zırhlama hesaplarını gerçekleştirmektedir. Bu modül rezonans bölgesinde yer alan izotopları etkileyen öz-zırhlama etkilerini hesaplayarak, LIB modülünde oluşturulan tesir kesiti kütüphanelerinde düzeltmeler yapar. ASM modülü, akı hesaplamalarında kullanılan grup bağımlı çarpışma olasılık matrislerini hazırlamaktadır. FLU modülü ise akı hesaplarını yapan modüldür. Doğrusal sistemde çok gruplu çarpışma olasılığı matrislerini çözerek etkin çoğaltma faktörünü hesaplamaktadır. Problem yakınsadıktan sonra EVO modülü kullanılarak yakıt elemanı istenilen miktarda yakılmıştır. Yakıtta yanma hesapları da gerçekleştirildikten sonra FLU modülü bir kez daha çalıştırılarak yanma sonrası çoğaltma faktörü de elde edilmektedir. Hesaplamalar bittikten sonra ise EDI modülü kullanılmıştır. Bu modül ise istenen değerleri çıktı dosyasına yazdırmaktadır. Belirtilen parametreler

haricinde herhangi başka yazılım parametreleri deęiřtirilmemiř ve varsayılan deęerler kullanılmıřtır.

OpenMC ve DRAGON ile yapılan analizlerin tmnde, yakınsama yakınsama kriterleri ( $d < 0,005$ ) olarak seęilmiřtir.

### 3. SONUÇLAR VE DEĞERLENDİRME

#### 3.1 PWR TMI Ünite-1 Birim Hücresi

##### (i) Sonsuz çoğaltma faktörü:

Farklı miktarda toryum içeren yakıtlar için, OpenMC tarafından hesaplanan Sıcak Tam Güç (STG) durumu için, sıcaklık profili dâhil ve hariç olmak üzere ve Sıcak Sıfır Güç (SSG) durumu için yakıt bölgesi bölümlene sayısına karşılık PWR birim hücresi için  $k_{\infty}$  değerleri Tablo 5, 6, 7 ve 8'de sunulmaktadır. Belirlenen koşullarda her hesap için hata oranının 10 pcm ( $10^{-5}$ ) altında olması hedeflenmiştir ve bu hedefe ulaşılarak OpenMC ile yapılan tüm analizlerde hata oranı  $\pm 9$  pcm olarak elde edilmiştir. Bu çizelgelerde verilmekte olan değerler yakınsamış değerlerdir.

Tablo 5. %10 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,3618	1,3618	1,3749	0
2	1,3625	1,3618	1,3747	$68 \pm 9$ pcm
4	1,3626	1,3618	1,3748	$78 \pm 9$ pcm
8	1,3626	1,3619	1,3748	$85 \pm 9$ pcm
12	1,3623	1,3617	1,3749	$50 \pm 9$ pcm
16	1,3626	1,3617	1,3750	$77 \pm 9$ pcm
20	1,3628	1,3618	1,3749	$97 \pm 9$ pcm

Tablo 6. %30 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,3128	1,3127	1,3283	0
2	1,3133	1,3128	1,3283	$54 \pm 9$ pcm
4	1,3136	1,3127	1,3285	$78 \pm 9$ pcm
8	1,3137	1,3126	1,3284	$92 \pm 9$ pcm
12	1,3137	1,3127	1,3285	$85 \pm 9$ pcm
16	1,3135	1,3127	1,3283	$71 \pm 9$ pcm
20	1,3136	1,3129	1,3283	$82 \pm 9$ pcm

Tablo 7. %50 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

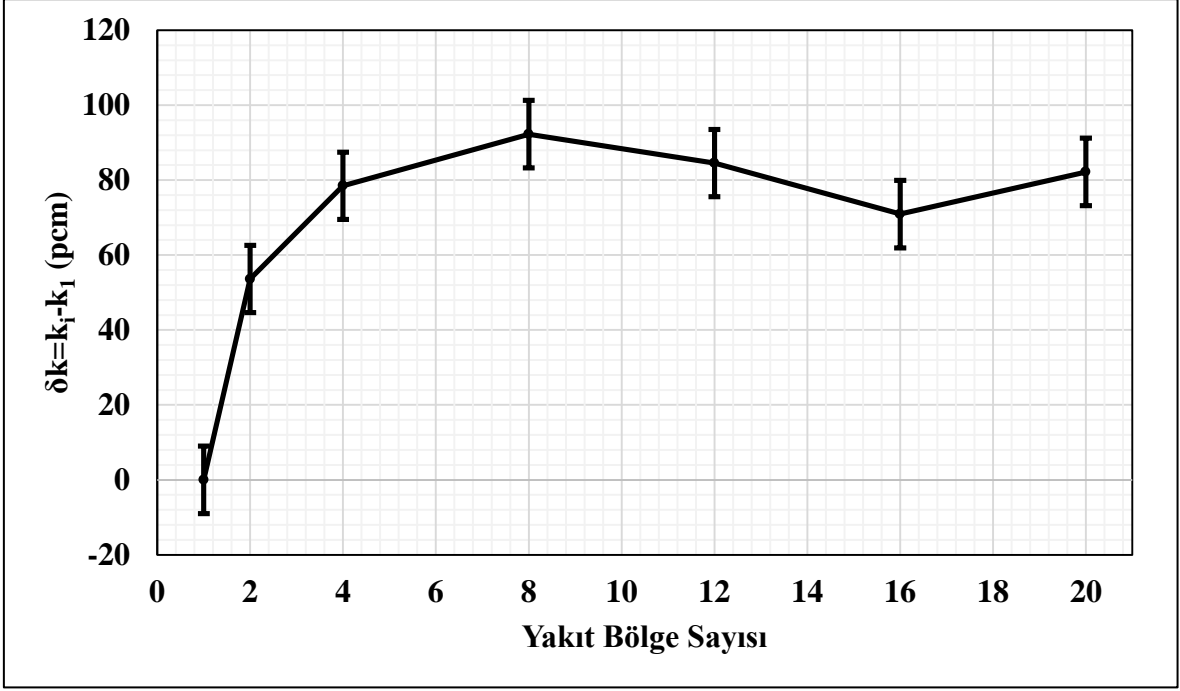
Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,2835	1,2833	1,3004	0
2	1,2840	1,2836	1,3004	$53 \pm 9$ pcm
4	1,2843	1,2838	1,3004	$76 \pm 9$ pcm
8	1,2843	1,2833	1,3001	$81 \pm 9$ pcm
12	1,2842	1,2835	1,3004	$72 \pm 9$ pcm
16	1,2841	1,2836	1,3002	$59 \pm 9$ pcm
20	1,2841	1,2835	1,3003	$61 \pm 9$ pcm

Tablo 8. %70 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,2673	1,2673	1,2848	0
2	1,2680	1,2673	1,2847	$68 \pm 9$ pcm
4	1,2678	1,2674	1,2848	$53 \pm 9$ pcm
8	1,2679	1,2673	1,2848	$62 \pm 9$ pcm
12	1,2678	1,2673	1,2846	$53 \pm 9$ pcm
16	1,2679	1,2674	1,2848	$57 \pm 9$ pcm
20	1,2678	1,2675	1,2847	$47 \pm 9$ pcm

İlgili tablolardaki sonuçlara bakıldığında zaman, radyal sıcaklık dağılımının hesaba katılması çoğaltma faktörü ( $k_{\infty}$ ) üzerinde bir miktar artışa sebep olmuştur. İzotermal sıcaklıkta dahi yakıtın bölgelere ayrılarak hesaplamaların gerçekleştirilmesi dahi  $k_{\infty}$  değerlerinde oynamaya sebep olmaktadır.

Sıcaklık profili kullanılmasından dolayı hesaplamalarda oluşan farklar ( $\delta k$ ) pcm ( $10^{-5}$ ) cinsinden Tablo 5, 6, 7 ve 8’de verilmiştir. Bu fark değerleri, sıcaklık profili sonuçları üzerinden her bir çoğaltma faktörü değerinin, tek bölge çoğaltma faktörü değerinden çıkartılması ile,  $\delta k = k_i - k_1$  şeklinde hesaplanır (“i” bölge sayısını temsil etmektedir). Bu yöntemle hesaplanarak elde edilen fark değerleri Şekil 7’de sunulmuştur.



Şekil 7. %30 toryum içeren TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için yakıt bölgesi sayısı ile  $\delta k$ 'daki değişim

Sonuçlarda verilen tüm şekiller %30 toryum içeren yakıt hesaplamaları içindir. Literatürde yapılmış olan çalışmaların çoğunda yakıtta dâhil edilen toryum miktarı %20 ile %35 arasında olduğundan dolayı bu sonuçların daha detaylı incelenmesi tercih edilmiştir.

İlgili problemlerde yakıtların içindeki fisil malzeme miktarı sabit tutulmaktadır. Toryum oranının en yüksek olduğu %70'lik çalışmada dahi yakıt içindeki fisil eleman zenginliği limit olan %20'nin altındadır. Aynı zamanda tablolarda görüldüğü üzere yakıtlardaki toryum içeriği arttıkça yakıtların çoğaltma faktörü sonuçlarında azalma gözlenmektedir. Bunun sebebi, toryum izotopunun, uranyuma göre daha yüksek soğurma tesir kesitine sahip olmasıdır.

PWR birim hücresi için OpenMC ile elde edilen sonuçlara bakılacak olursa, herhangi bir yakıt için, yakıt bölgesinin çoklu bölge olarak modellenmesi, çoğaltma faktöründe artışa sebep olmaktadır. Bu artış yaklaşık 4. bölgeden sonra yakınsamaktadır. PWR birim hücresi için modellenmiş olan dört farklı yakıt elemanı için elde edilen sonuçlara göre sıcaklık profili kullanımı,  $47-97 \pm 9$  pcm kadar artışa sebep olmaktadır. Yakıtın sadece çoklu bölge olarak modellenmesi, öz-zırlama hesabı yapılmadığından OpenMC sonuçlarını etkilemeyeceğinden dolayı, bu etkiler sıcaklık profili kullanımından kaynaklanmaktadır.

Bu reaktör tipi için en yüksek belirsizlik miktarı  $97 \pm 9$  pcm fark ile %10 toryum içeren yakıt için belirlenmiştir.

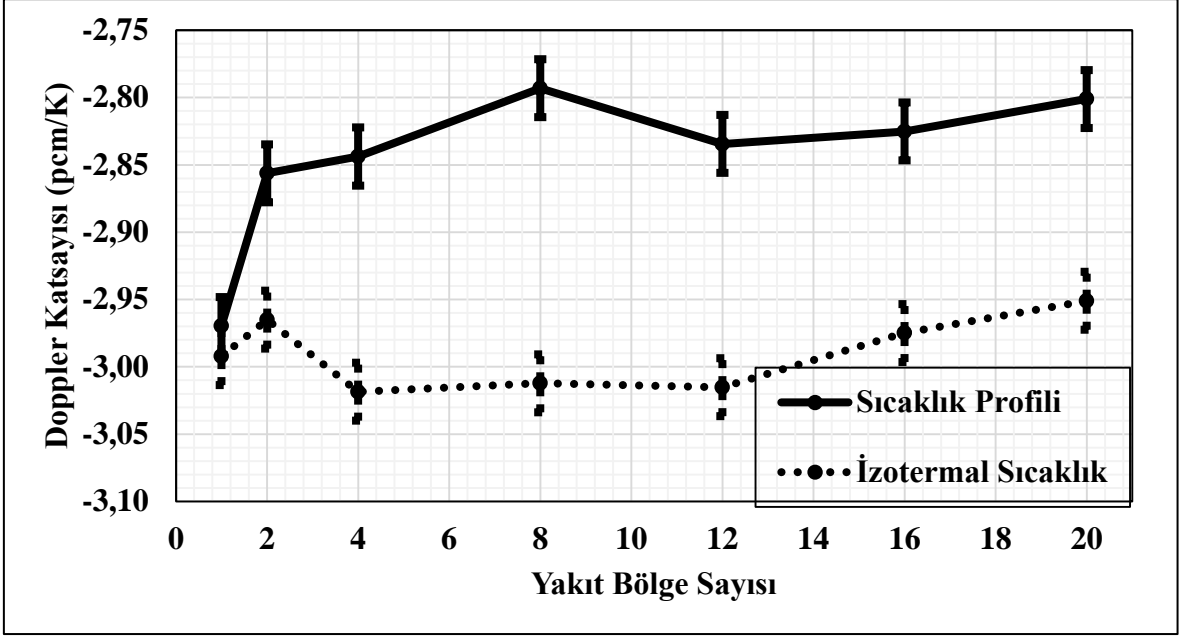
**(ii) Doppler reaktivite/katsayısı:**

Yapılan hesaplamalar için farklı sayıda bölge sayılarına göre Doppler katsayılarının değişimleri, dört farklı miktarda toryum içeren yakıt için Tablo 9’da verilmiştir. İzotermal sıcaklık yaklaşımı ile Doppler katsayısı bölge sayısı artmasına rağmen çok değişim göstermemekte olup, sıcaklık profili kullanıldığı zaman hesaplanan Doppler katsayısı, izotermal hesaplara göre bir miktar farklılık göstermektedir. Yakıt bölgesi sayısı 4 olduktan sonra bu sabit bir değere yakınsamıştır.

Tablo 9. TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için hesaplanan Doppler katsayıları

Bölge Sayısı	%10 Toryum		%30 Toryum		%50 Toryum		%70 Toryum	
	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)
1	-2,32	-2,32	-2,96	-2,99	-3,37	-3,42	-3,58	-3,59
2	-2,17	-2,29	-2,85	-2,96	-3,27	-3,37	-3,41	-3,56
4	-2,17	-2,31	-2,84	-3,01	-3,22	-3,32	-3,46	-3,55
8	-2,17	-2,30	-2,79	-3,01	-3,15	-3,36	-3,45	-3,59
12	-2,24	-2,35	-2,83	-3,01	-3,23	-3,37	-3,43	-3,55
16	-2,21	-2,36	-2,82	-2,97	-3,21	-3,31	-3,46	-3,56
20	-2,15	-2,33	-2,80	-2,95	-3,23	-3,36	-3,45	-3,52

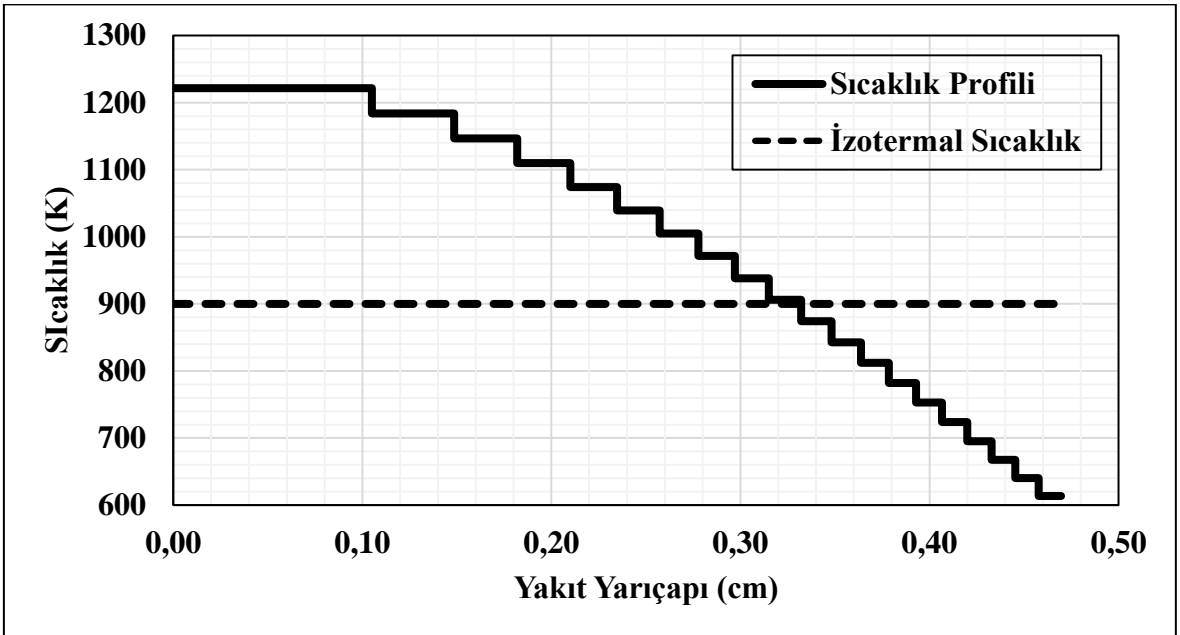
Tablo 9’da görüldüğü gibi, Doppler katsayıları, sıcaklık profili kullanıldığı zaman, izotermal sıcaklık yaklaşımına kıyasla artış göstermektedir. Doppler katsayısı %10 toryum içeren yakıt için izotermal sıcaklıkta -2,33 pcm/K iken, sıcaklık profili kullanıldığı durumda -2,15 pcm/K olarak belirlenmekte, yani yaklaşık % 7,7’lik bir sapma yapmaktadır. Bu değerler %30 toryumlu yakıt için -2,95 pcm/K iken -2,80 pcm/K olmakta, %50 toryumlu yakıt için -3,36 pcm/K iken -3,23 pcm/K olmakta ve %70 toryumlu yakıt için -3,52 iken -3,45 pcm/K olarak yeniden belirlenmektedir. %30 toryumlu yakıt için Doppler katsayısının bölge sayısına göre değişimi Şekil 8’de de sunulmuştur.



Şekil 8. %30 toryum içeren TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için bölge sayısı ile Doppler katsayısının değişimi

(iii) Sıcaklık dağılımı:

PWR yakıt elemanının 20 bölge olarak ayrılması olarak hesaplanan yakınsamış sıcaklık profili Şekil 9’da verilmiştir. Görüldüğü gibi yakıt üzerinde parabolik olarak merkezden yüzeye doğru azalan bir sıcaklık profili ortaya çıkmıştır.



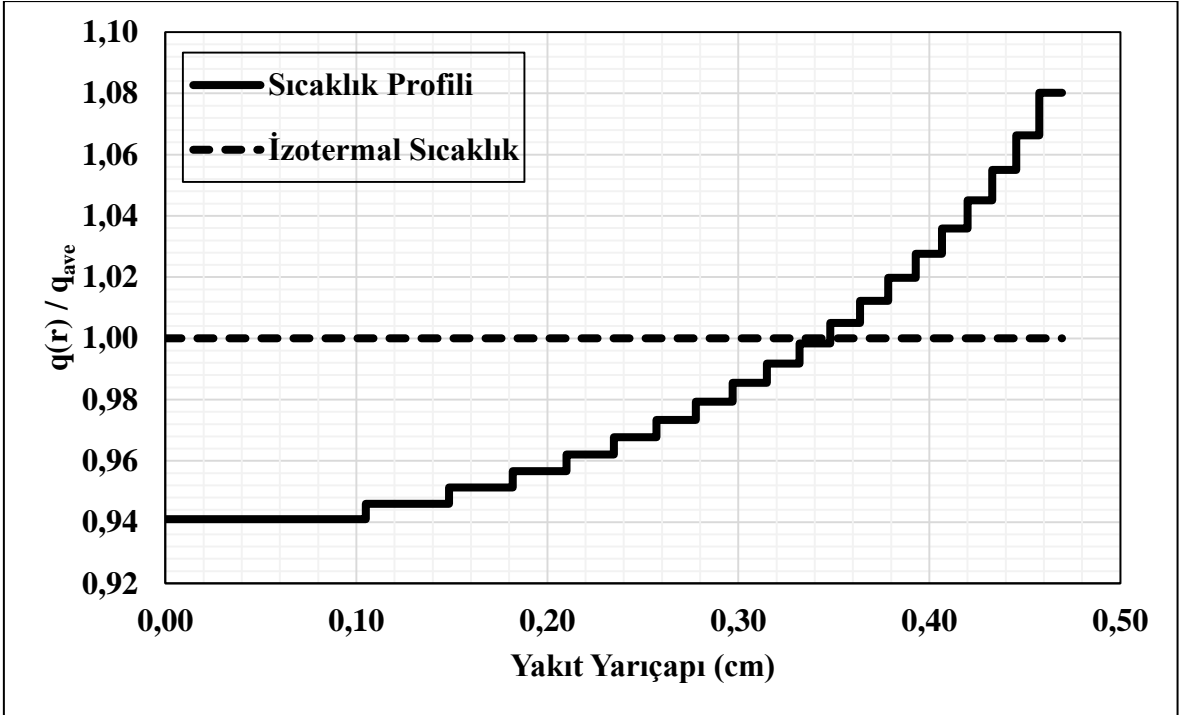
Şekil 9. %30 toryum içeren TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca sıcaklık dağılımı



İzotermal sıcaklık yaklaşımı ile tüm yakıt üzerinde 900 K sıcaklık olduğu kabul edilirken, çoklu bölge yaklaşımı ve ısı denkleminin dâhil edilmesiyle yakıtın merkezindeki sıcaklık 1221 K olarak, dış yüzeyindeki sıcaklık ise 613 K olarak hesaplanmıştır.

**(iv) Radyal ısı üretim oranı:**

PWR birim hücresi için, 20 bölgeye ayrılmış ve normalleştirilmiş ısı üretim oranlarının gösterimi (%30 toryum içeren yakıt için) Şekil 10'da verilmiştir. Şekil 10'da görüldüğü gibi yakıtın dış yüzeyine yakın bölgelerde daha fazla ısı üretim oranı olması, bu bölgelerde daha çok fisyon gerçekleşmesi, yani nötronların bu bölgelerde daha çok yutulması anlamına gelir.



Şekil 10. %30 toryum içeren TMI-1 PWR birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca ısı üretim hızının değişimi

### 3.2 BWR Peach Bottom Ünite-2 Birim Hücresi

#### (i) Sonsuz çoğaltma faktörü:

Farklı miktarda toryum içeren yakıtlar için, OpenMC tarafından hesaplanan Sıcak Tam Güç (STG) durumu için, sıcaklık profili dâhil ve hariç olmak üzere ve Sıcak Sıfır Güç (SSG) durumu için yakıt bölgesi bölümlene sayısına karşılık BWR birim hücresi için  $k_{\infty}$  değerleri Tablo 10, 11, 12 ve 13'de sunulmaktadır. Bu çizelgelerde verilmekte olan değerler yakınsamış değerlerdir.

Tablo 10. %10 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,1798	1,1798	1,1941	0
2	1,1805	1,1797	1,1940	$64 \pm 9$ pcm
4	1,1807	1,1797	1,1943	$88 \pm 9$ pcm
8	1,1807	1,1799	1,1940	$83 \pm 9$ pcm
12	1,1807	1,1798	1,1942	$87 \pm 9$ pcm
16	1,1806	1,1800	1,1941	$79 \pm 9$ pcm
20	1,1807	1,1797	1,1942	$91 \pm 9$ pcm

Tablo 11. %30 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,1181	1,1180	1,1348	0
2	1,1185	1,1180	1,1347	$44 \pm 9$ pcm
4	1,1189	1,1181	1,1346	$82 \pm 9$ pcm
8	1,1190	1,1182	1,1346	$91 \pm 9$ pcm
12	1,1189	1,1179	1,1347	$86 \pm 9$ pcm
16	1,1189	1,1180	1,1348	$77 \pm 9$ pcm
20	1,1188	1,1179	1,1346	$68 \pm 9$ pcm

Tablo 12. %50 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

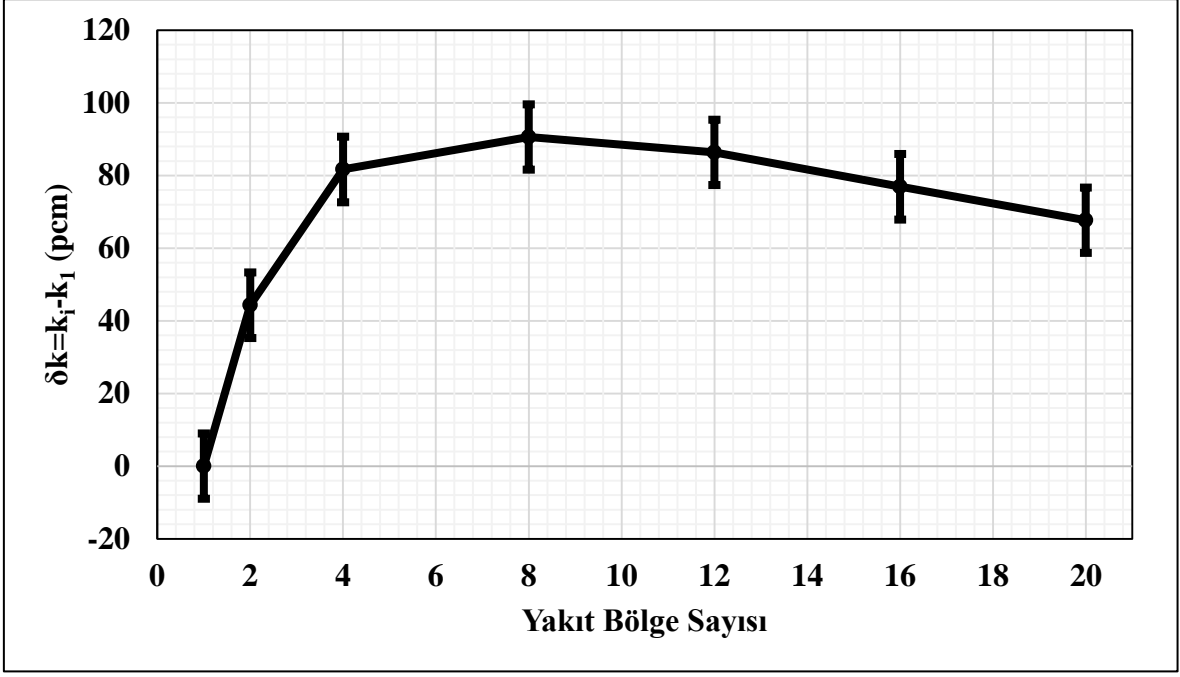
Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG		$\delta k$ (pcm)
			$T_F = 600$ K		
1	1,0787	1,0786	1,0966		0
2	1,0794	1,0787	1,0965		$68 \pm 9$ pcm
4	1,0796	1,0786	1,0964		$91 \pm 9$ pcm
8	1,0795	1,0785	1,0964		$84 \pm 9$ pcm
12	1,0793	1,0787	1,0964		$62 \pm 9$ pcm
16	1,0793	1,0787	1,0964		$66 \pm 9$ pcm
20	1,0794	1,0788	1,0963		$70 \pm 9$ pcm

Tablo 13. %70 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG		$\delta k$ (pcm)
			$T_F = 600$ K		
1	1,0537	1,0539	1,0721		0
2	1,0544	1,0540	1,0723		$69 \pm 9$ pcm
4	1,0545	1,0539	1,0724		$74 \pm 9$ pcm
8	1,0545	1,0540	1,0725		$73 \pm 9$ pcm
12	1,0545	1,0538	1,0725		$71 \pm 9$ pcm
16	1,0542	1,0539	1,0723		$42 \pm 9$ pcm
20	1,0542	1,0538	1,0722		$50 \pm 9$ pcm

İlgili tablolardaki sonuçlara bakıldığında zaman, radyal sıcaklık dağılımının hesaba katılması çoğaltma faktörü ( $k_{\infty}$ ) üzerinde bir miktar artışa sebep olmuştur. İzotermal sıcaklıkta dahi yakıtın bölgelere ayrılarak hesaplamaların gerçekleştirilmesi dahi  $k_{\infty}$  değerlerinde oynamaya sebep olmaktadır.

Sıcaklık profili kullanılmasından dolayı hesaplamalarda oluşan farklar ( $\delta k$ ) pcm ( $10^{-5}$ ) cinsinden Tablo 10, 11, 12 ve 13’de verilmiştir. Bu fark değerleri, sıcaklık profili sonuçları üzerinden her bir çoğaltma faktörü değerinin, tek bölgesel çoğaltma faktörü değerinden çıkartılması ile,  $\delta k = k_i - k_l$  şeklinde hesaplanır (“i” bölge sayısını temsil etmektedir). Bu yöntemle hesaplanarak elde edilen fark değerleri Şekil 11’de sunulmuştur.



Şekil 11. %30 toryum içeren PB-2 BWR birim yakıt hücresi için yakıt bölgesi sayısı ile  $\delta k$ 'daki değişim

İlgili problemlerde yakıtların içindeki fisil malzeme miktarı sabit tutulmaktadır. Toryum oranının en yüksek olduğu %70'lik çalışmada dahi yakıt içindeki fisil eleman zenginliği limit olan %20'nin altındadır. Aynı zamanda tablolarda görüldüğü üzere yakıtlardaki toryum içeriği arttıkça yakıtların çoğaltma faktörü sonuçlarında azalma gözlenmektedir. Bunun sebebi, toryum izotopunun, uranyuma göre daha yüksek soğurma tesir kesitine sahip olmasıdır.

BWR birim hücresi için OpenMC ile elde edilen sonuçlara bakılacak olursa, herhangi bir yakıt için, yakıt bölgesinin çoklu bölge olarak modellenmesi, çoğaltma faktöründe artışa sebep olmaktadır. Bu artış yaklaşık 4. bölgeden sonra yakınsamaktadır. BWR birim hücresi için modellenmiş olan dört farklı yakıt elemanı için elde edilen sonuçlara göre sıcaklık profili kullanımı,  $42-91 \pm 9$  pcm kadar artışa sebep olmaktadır. Yakıtın sadece çoklu bölge olarak modellenmesi, öz-zırlama hesabı yapılmadığından OpenMC sonuçlarını etkilemeyeceğinden dolayı, bu etkiler sıcaklık profili kullanımından kaynaklanmaktadır. Bu reaktör tipi için en yüksek belirsizlik miktarı  $91 \pm 9$  pcm fark ile %10, %30 ve %50 toryum içeren yakıt için belirlenmiştir.

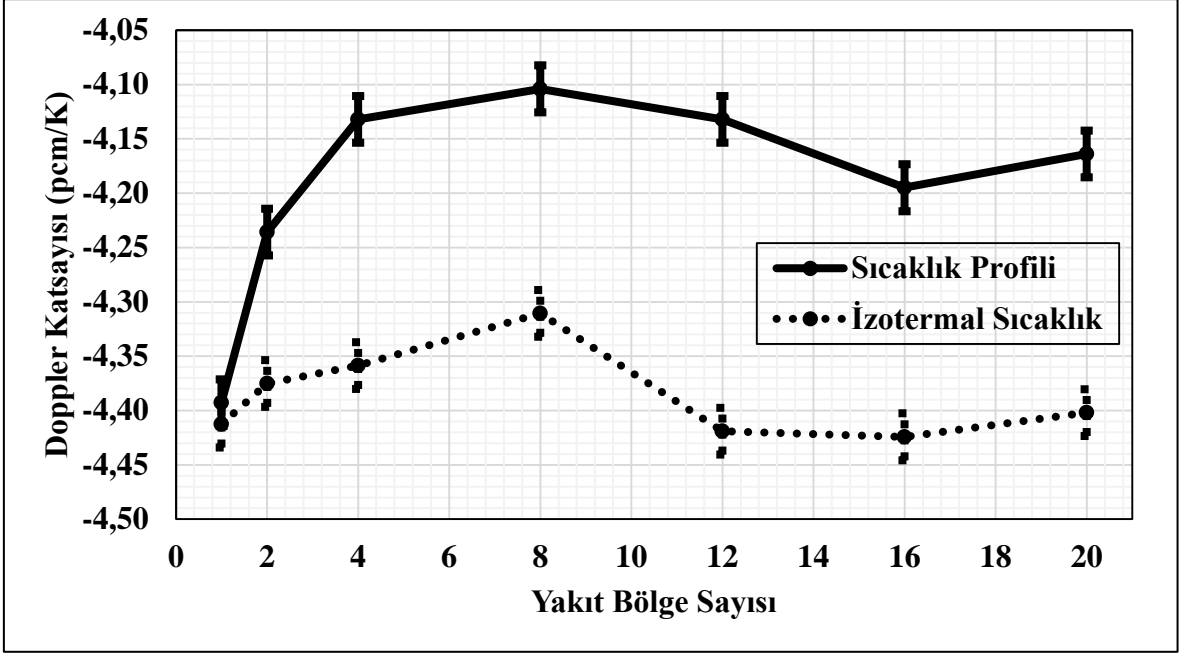
**(ii) Doppler reaktivite/katsayısı:**

Yapılan hesaplamalar için farklı sayıda bölge sayılarına göre Doppler katsayılarının değişimleri, dört farklı miktarda toryum içeren yakıt için Tablo 14’te verilmiştir. İzotermal sıcaklık yaklaşımı ile Doppler katsayısı bölge sayısı artmasına rağmen çok değişim göstermemekte olup, sıcaklık profili kullanıldığı zaman hesaplanan Doppler katsayısı, izotermal hesaplara göre bir miktar farklılık göstermektedir. Yakıt bölgesi sayısı 4 olduktan sonra bu sabit bir değere yakınsamıştır.

Tablo 14. PB-2 BWR birim yakıt hücresi için hesaplanan Doppler katsayıları

Bölge Sayısı	%10 Toryum		%30 Toryum		%50 Toryum		%70 Toryum	
	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)
1	-3,38	-3,38	-4,39	-4,41	-5,04	-5,07	-5,42	-5,39
2	-3,20	-3,38	-4,23	-4,37	-4,81	-5,00	-5,27	-5,40
4	-3,21	-3,44	-4,13	-4,35	-4,72	-4,98	-5,26	-5,44
8	-3,16	-3,33	-4,10	-4,31	-4,75	-5,04	-5,30	-5,44
12	-3,19	-3,39	-4,13	-4,41	-4,82	-5,01	-5,30	-5,49
16	-3,18	-3,33	-4,19	-4,42	-4,80	-4,97	-5,34	-5,42
20	-3,17	-3,42	-4,16	-4,40	-4,75	-4,93	-5,30	-5,45

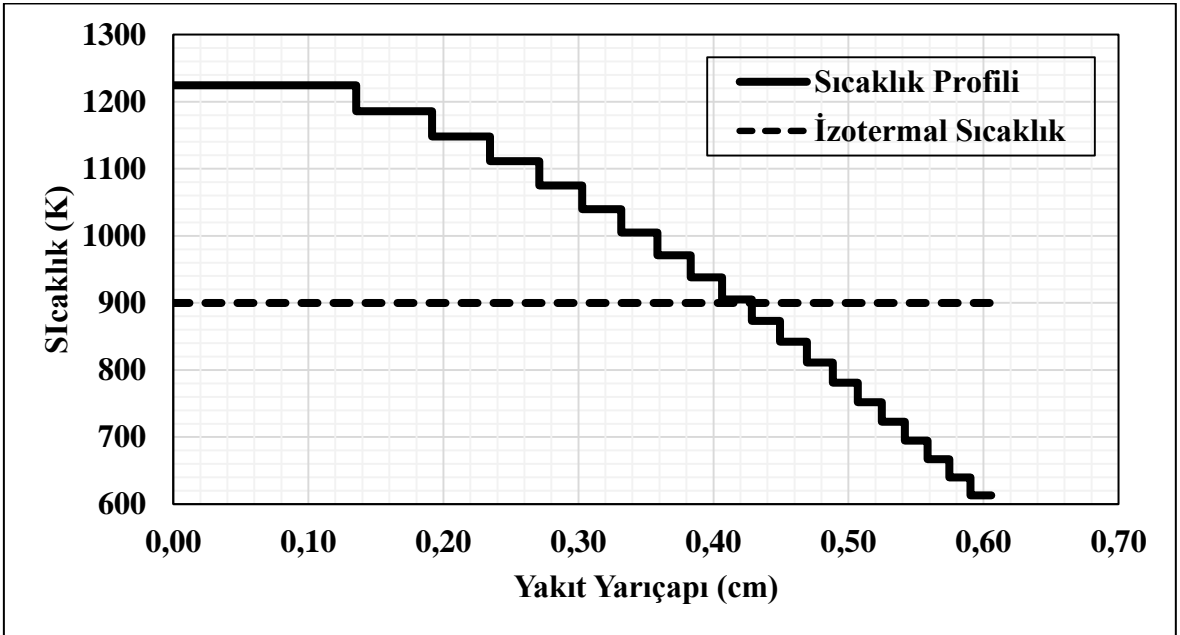
Tablo 14’te görüldüğü gibi, Doppler katsayıları, sıcaklık profili kullanıldığı zaman, izotermal sıcaklık yaklaşımına kıyasla artış göstermektedir. Doppler katsayısı %10 toryum içeren yakıt için izotermal sıcaklıkta -3,42 pcm/K iken, sıcaklık profili kullanıldığı durumda -3,17 pcm/K olarak belirlenmekte, yani yaklaşık % 7,3’lük bir sapma yapmaktadır. Bu değerler %30 toryumlu yakıt için -4,40 pcm/K iken -4,16 pcm/K olmakta, %50 toryumlu yakıt için -4,93 pcm/K iken -4,75 pcm/K olmakta ve %70 toryumlu yakıt için -5,45 iken -5,30 pcm/K olarak yeniden belirlenmektedir. %30 toryumlu yakıt için Doppler katsayısının bölge sayısına göre değişimi Şekil 12’de de sunulmuştur.



Şekil 12. %30 toryum içeren PB-2 BWR birim yakıt hücresi için bölge sayısı ile Doppler katsayısının değişimi

### (iii) Sıcaklık dağılımı:

BWR yakıt elemanının 20 bölge olarak ayrılması olarak hesaplanan yakınsamış sıcaklık profili Şekil 13'te verilmiştir. Görüldüğü gibi yakıt üzerinde parabolik olarak merkezden yüzeye doğru azalan bir sıcaklık profili ortaya çıkmıştır.

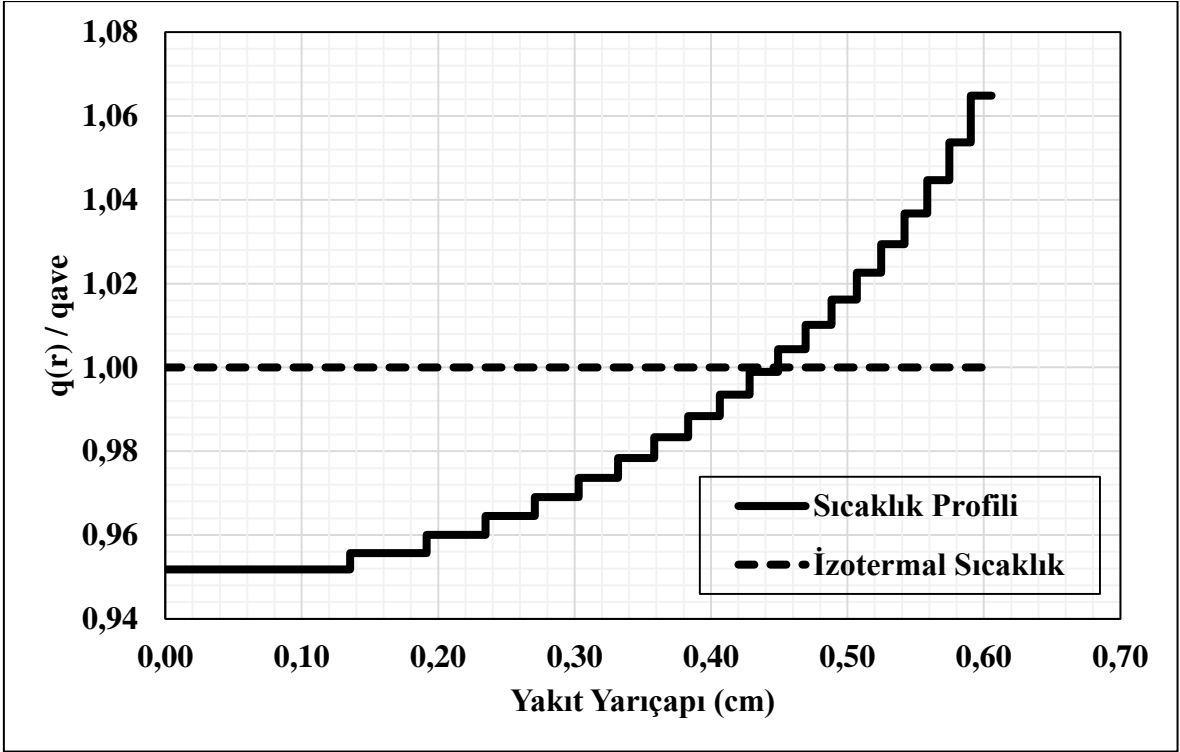


Şekil 13. %30 toryum içeren PB-2 BWR birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca sıcaklık dağılımı

İzotermal sıcaklık yaklaşımı ile tüm yakıt üzerinde 900 K sıcaklık olduğu kabul edilirken, çoklu bölge yaklaşımı ve ısı denkleminin dâhil edilmesiyle yakıtın merkezindeki sıcaklık 1224 K olarak, dış yüzeyindeki sıcaklık ise 613 K olarak hesaplanmıştır.

**(iv) Radyal ısı üretim oranı:**

BWR birim hücresi için, 20 bölgeye ayrılmış ve normalleştirilmiş ısı üretim oranlarının gösterimi (%30 toryum içeren yakıt için) Şekil 14'te verilmiştir. Şekil 14'te görüldüğü gibi yakıtın dış yüzeyine yakın bölgelerde daha fazla ısı üretim oranı olması, bu bölgelerde daha çok fisyon gerçekleşmesi, yani nötronların bu bölgelerde daha çok yutulması anlamına gelir.



Şekil 14. %30 toryum içeren PB-2 BWR birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca ısı üretim hızının değişimi

### 3.3 VVER-1000 Kozloduy Ünite-6 Birim Hücresi

#### (i) Sonsuz çoğaltma faktörü:

Farklı miktarda toryum içeren yakıtlar için, OpenMC tarafından hesaplanan Sıcak Tam Güç (STG) durumu için, sıcaklık profili dâhil ve hariç olmak üzere ve Sıcak Sıfır Güç (SSG) durumu için yakıt bölgesi bölümlene sayısına karşılık VVER birim hücresi için  $k_{\infty}$  değerleri Tablo 15, 16, 17 ve 18'de sunulmaktadır. Bu çizelgelerde verilmekte olan değerler yakınsamış değerlerdir.

Tablo 15. %10 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,2801	1,2801	1,2931	0
2	1,2804	1,2801	1,2932	$30 \pm 9$ pcm
4	1,2808	1,2802	1,2930	$71 \pm 9$ pcm
8	1,2807	1,2800	1,2930	$62 \pm 9$ pcm
12	1,2809	1,2801	1,2930	$78 \pm 9$ pcm
16	1,2807	1,2799	1,2931	$57 \pm 9$ pcm
20	1,2809	1,2801	1,2928	$73 \pm 9$ pcm

Tablo 16. %30 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,2208	1,2210	1,2362	0
2	1,2210	1,2208	1,2361	$22 \pm 9$ pcm
4	1,2212	1,2208	1,2362	$45 \pm 9$ pcm
8	1,2213	1,2207	1,2361	$54 \pm 9$ pcm
12	1,2214	1,2209	1,2361	$66 \pm 9$ pcm
16	1,2214	1,2209	1,2363	$68 \pm 9$ pcm
20	1,2214	1,2208	1,2362	$64 \pm 9$ pcm



Tablo 17. %50 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

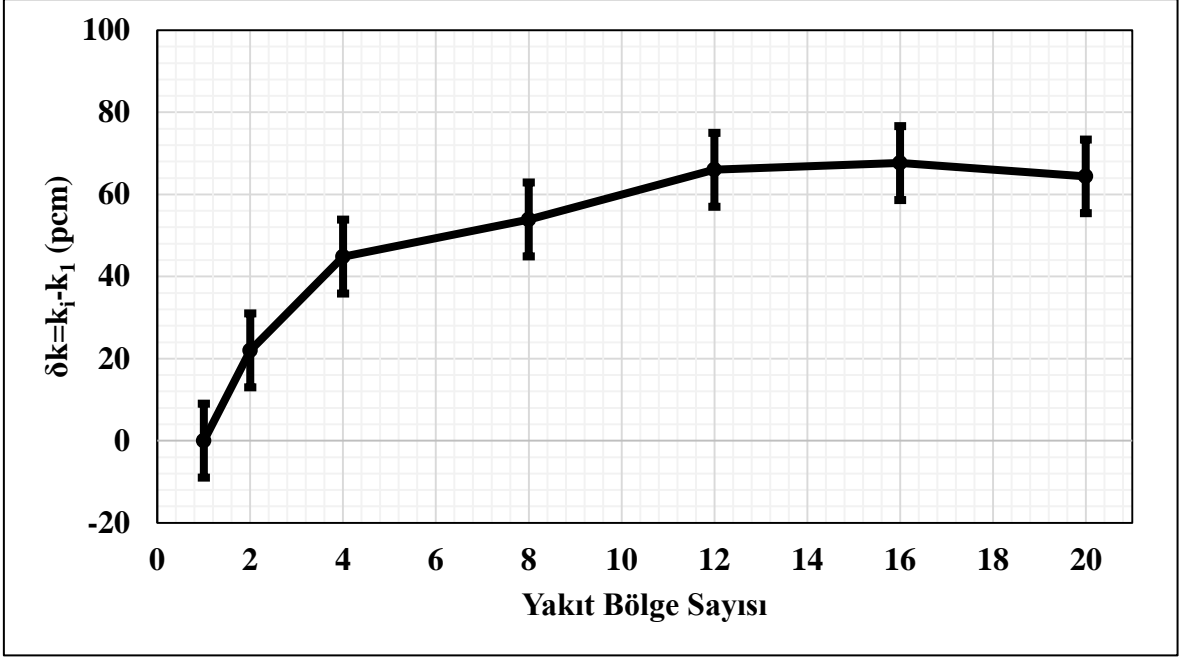
Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,1821	1,1821	1,1987	0
2	1,1824	1,1821	1,1987	23 ± 9 pcm
4	1,1826	1,1821	1,1986	51 ± 9 pcm
8	1,1824	1,1820	1,1985	29 ± 9 pcm
12	1,1825	1,1822	1,1988	41 ± 9 pcm
16	1,1823	1,1818	1,1985	20 ± 9 pcm
20	1,1824	1,1821	1,1988	30 ± 9 pcm

Tablo 18. %70 Th içeren yakıt için bölge sayısına göre OpenMC ile elde edilen  $k_{\infty}$  değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	$\delta k$ (pcm)
1	1,1564	1,1564	1,1737	0
2	1,1567	1,1565	1,1738	23 ± 9 pcm
4	1,1571	1,1564	1,1737	66 ± 9 pcm
8	1,1568	1,1565	1,1737	37 ± 9 pcm
12	1,1567	1,1567	1,1736	24 ± 9 pcm
16	1,1568	1,1565	1,1736	35 ± 9 pcm
20	1,1566	1,1563	1,1736	16 ± 9 pcm

İlgili tablolardaki sonuçlara bakıldığında zaman, radyal sıcaklık dağılımının hesaba katılması çoğaltma faktörü ( $k_{\infty}$ ) üzerinde bir miktar artışa sebep olmuştur. İzotermal sıcaklıkta dahi yakıtın bölgelere ayrılarak hesaplamaların gerçekleştirilmesi dahi  $k_{\infty}$  değerlerinde oynamaya sebep olmaktadır.

Sıcaklık profili kullanılmasından dolayı hesaplamalarda oluşan farklar ( $\delta k$ ) pcm ( $10^{-5}$ ) cinsinden Tablo 15, 16, 17 ve 18’de verilmiştir. Bu fark değerleri, sıcaklık profili sonuçları üzerinden her bir çoğaltma faktörü değerinin, tek bölgesel çoğaltma faktörü değerinden çıkartılması ile,  $\delta k = k_i - k_1$  şeklinde hesaplanır (“i” bölge sayısını temsil etmektedir). Bu yöntemle hesaplanarak elde edilen fark değerleri Şekil 15’te sunulmuştur.



Şekil 15. %30 toryum içeren Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için yakıt bölgesi sayısı ile  $\delta k$ 'daki değişim

İlgili problemlerde yakıtların içindeki fisil malzeme miktarı sabit tutulmaktadır. Toryum oranının en yüksek olduğu %70'lik çalışmada dahi yakıt içindeki fisil eleman zenginliği limit olan %20'nin altındadır. Aynı zamanda tablolarda görüldüğü üzere yakıtlardaki toryum içeriği arttıkça yakıtların çoğaltma faktörü sonuçlarında azalma gözlenmektedir. Bunun sebebi, toryum izotopunun, uranyuma göre daha yüksek soğurma tesir kesitine sahip olmasıdır.

VVER birim hücresi için OpenMC ile elde edilen sonuçlara bakılacak olursa, herhangi bir yakıt için, yakıt bölgesinin çoklu bölge olarak modellenmesi, çoğaltma faktöründe artışa sebep olmaktadır. Bu artış yaklaşık 4. bölgeden sonra yavaşlamaktadır. VVER birim hücresi için modellenmiş olan dört farklı yakıt elemanı için elde edilen sonuçlara göre sıcaklık profili kullanımı, 16-78  $\pm$  9 pcm kadar artışa sebep olmaktadır. Yakıtın sadece çoklu bölge olarak modellenmesi, öz-zırhlama hesabı yapılmadığından OpenMC sonuçlarını etkilemeyeceğinden dolayı, bu etkiler sıcaklık profili kullanımından kaynaklanmaktadır. Bu reaktör tipi için en yüksek belirsizlik miktarı 78  $\pm$  9 pcm fark ile %10 toryum içeren yakıt için belirlenmiştir.

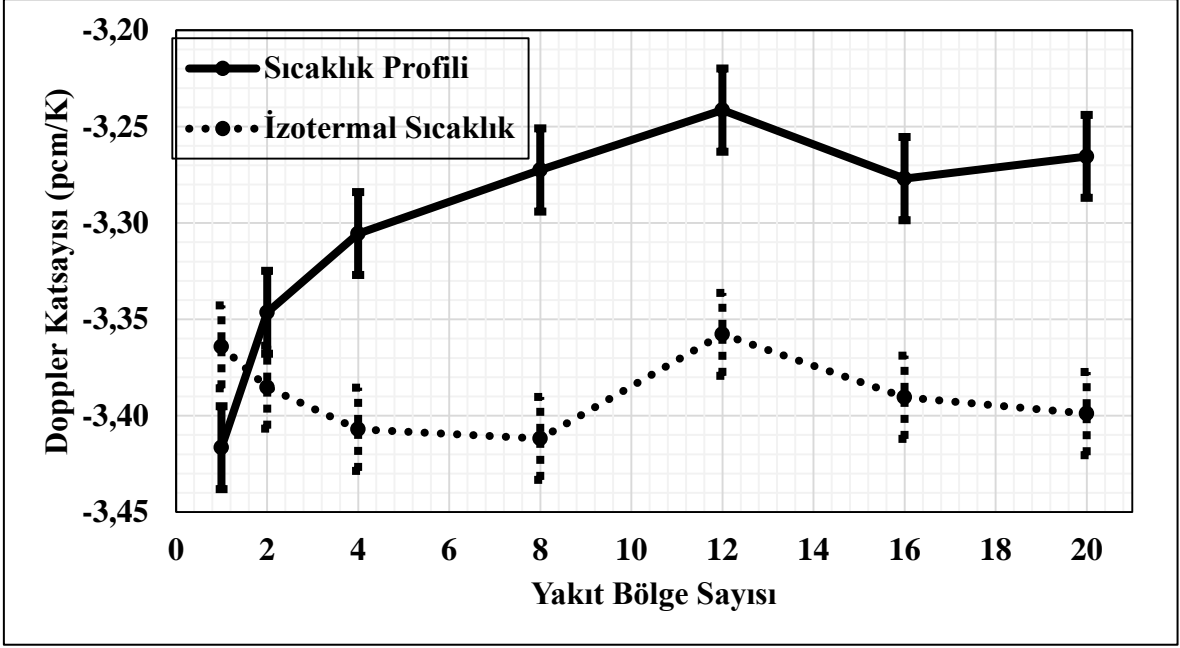
**(ii) Doppler reaktivite/katsayısı:**

Yapılan hesaplamalar için farklı sayıda bölge sayılarına göre Doppler katsayılarının değişimleri, dört farklı miktarda toryum içeren yakıt için Tablo 19’da verilmiştir. İzotermal sıcaklık yaklaşımı ile Doppler katsayısı bölge sayısı artmasına rağmen çok değişim göstermemekte olup, sıcaklık profili kullanıldığı zaman hesaplanan Doppler katsayısı, izotermal hesaplara göre bir miktar farklılık göstermektedir. Yakıt bölgesi sayısı 4 olduktan sonra bu sabit bir değere yakınsamıştır.

Tablo 19. Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için hesaplanan Doppler katsayıları

Bölge Sayısı	%10 Toryum		%30 Toryum		%50 Toryum		%70 Toryum	
	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)
1	-2,62	-2,62	-3,41	-3,36	-3,89	-3,89	-4,24	-4,24
2	-2,56	-2,62	-3,34	-3,38	-3,84	-3,91	-4,21	-4,24
4	-2,45	-2,59	-3,30	-3,40	-3,75	-3,88	-4,07	-4,24
8	-2,46	-2,61	-3,27	-3,41	-3,79	-3,89	-4,15	-4,23
12	-2,43	-2,60	-3,24	-3,35	-3,81	-3,90	-4,16	-4,16
16	-2,48	-2,64	-3,27	-3,39	-3,81	-3,93	-4,14	-4,21
20	-2,41	-2,55	-3,26	-3,39	-3,84	-3,93	-4,17	-4,23

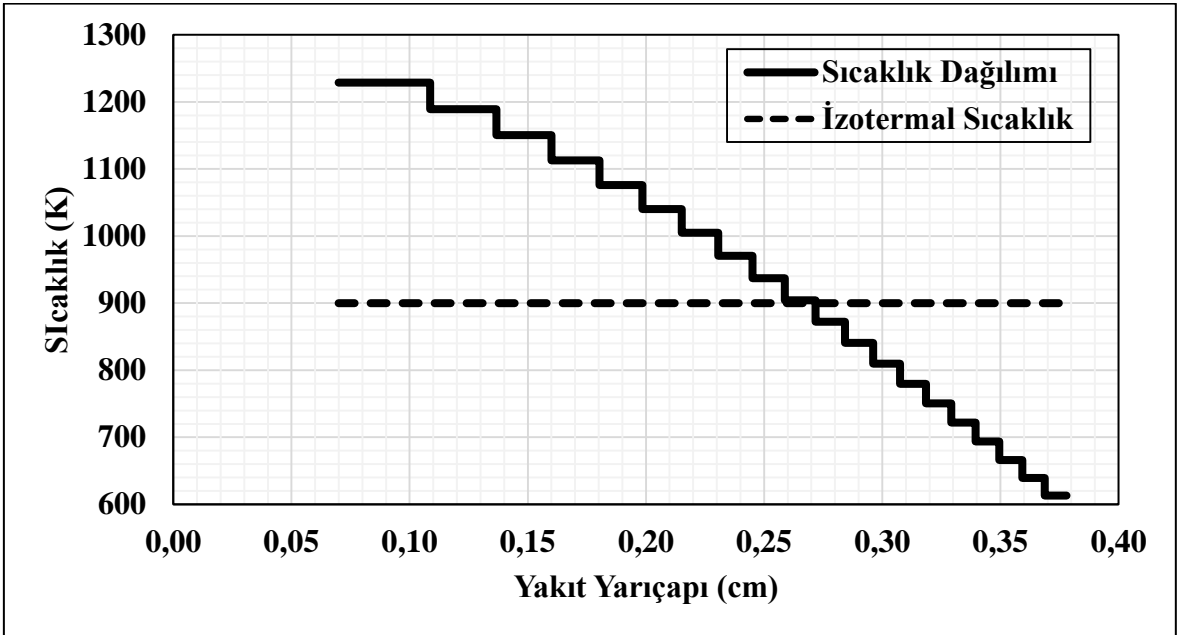
Tablo 19’da görüldüğü gibi, Doppler katsayıları, sıcaklık profili kullanıldığı zaman, izotermal sıcaklık yaklaşımına kıyasla artış göstermektedir. Doppler katsayısı %10 toryum içeren yakıt için izotermal sıcaklıkta -2,55 pcm/K iken, sıcaklık profili kullanıldığı durumda -2,41 pcm/K olarak belirlenmekte, yani yaklaşık % 5,5’lik bir sapma yapmaktadır. Bu değerler %30 toryumlu yakıt için -3,39 pcm/K iken -3,26 pcm/K olmakta, %50 toryumlu yakıt için -3,93 pcm/K iken -3,84 pcm/K olmakta ve %70 toryumlu yakıt için -4,23 iken -4,17 pcm/K olarak yeniden belirlenmektedir. %30 toryumlu yakıt için Doppler katsayısının bölge sayısına göre değişimi Şekil 16’da da sunulmuştur.



Şekil 16. %30 toryum içeren Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için bölge sayısı ile Doppler katsayısının değişimi

(iii) Sıcaklık dağılımı:

VVER yakıt elemanının 20 bölge olarak ayrılması olarak hesaplanan yakınsamış sıcaklık profili Şekil 17’de verilmiştir. Görüldüğü gibi yakıt üzerinde parabolik olarak merkezden yüzeye doğru azalan bir sıcaklık profili ortaya çıkmıştır.

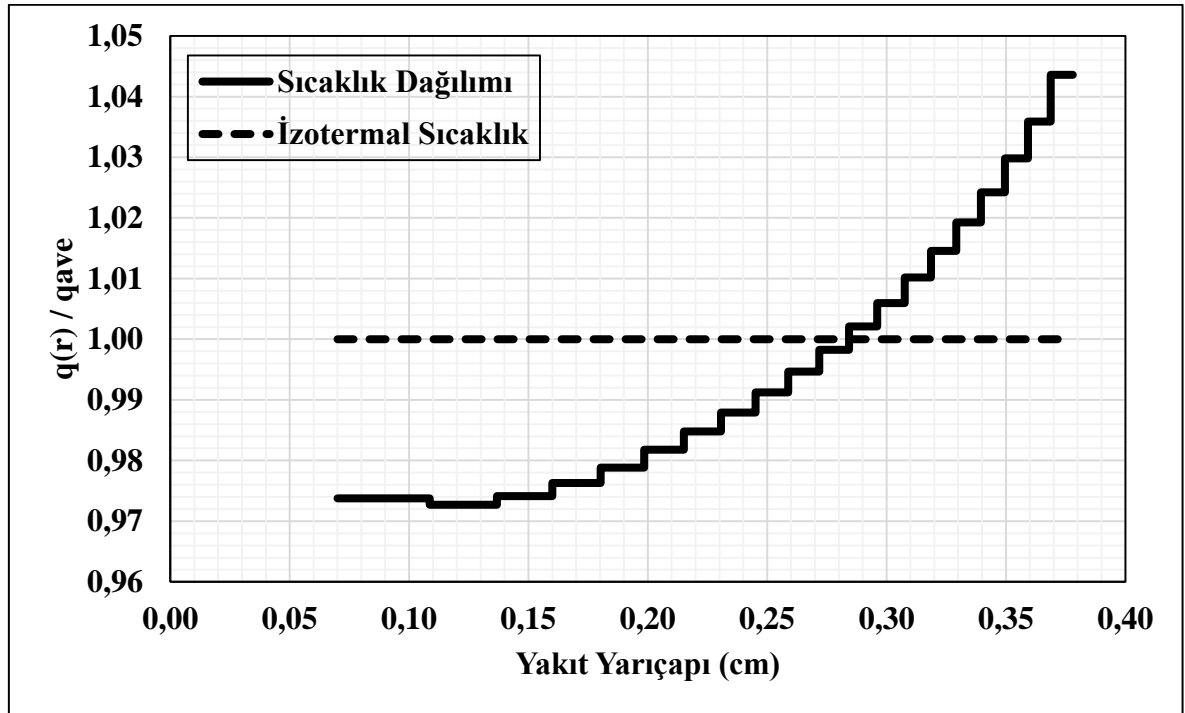


Şekil 17. %30 toryum içeren Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca sıcaklık dağılımı

İzotermal sıcaklık yaklaşımı ile tüm yakıt üzerinde 900 K sıcaklık olduğu kabul edilirken, çoklu bölge yaklaşımı ve ısı denkleminin dâhil edilmesiyle yakıtın merkezindeki sıcaklık 1228 K olarak, dış yüzeyindeki sıcaklık ise 613 K olarak hesaplanmıştır. Yakıtın orta bölümü boşluk olduğundan dolayı sıcaklık değerleri sıfırdan başlamamaktadır.

**(iv) Radyal ısı üretim oranı:**

VVER birim hücresi için, 20 bölgeye ayrılmış ve normalleştirilmiş ısı üretim oranlarının gösterimi (%30 toryum içeren yakıt için) Şekil 18’de verilmiştir. Şekil 18’de görüldüğü gibi yakıtın dış yüzeyine yakın bölgelerinde daha fazla ısı üretim oranı olması, bu bölgelerde daha çok fisyon gerçekleşmesi, yani nötronların bu bölgelerde daha çok yutulması anlamına gelir. Yakıt elemanının ortasının boşluk olmasından dolayı değerler sıfırdan başlamamaktadır. Aynı sebepten dolayı yakıtın merkezine doğru ısı üretim hızında küçük bir artış gözlenmektedir.



Şekil 18. %30 toryum içeren Kozloduy-6 VVER birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca ısı üretim hızının değişimi

### 3.4 Yakıt Yanma Analizleri

Bu kısımda, referans olarak alınmış olan [19] çalışmadaki, Bölüm 2.1.4'te parametreleri verilmiş olan Westinghouse PWR birim yakıt hücresi kullanılmıştır ve DRAGON yazılımı ile yakıtta yanma analizleri gerçekleştirilmiştir. Referanstaki analizde de yanmış yakıttaki izotop konsantrasyonlarındaki belirsizlik, farklı yazılımlar ile gerçekleştirilip, kullanılan farklı yazılımların sonuçları arasındaki farklar değerlendirilmiştir.

Kullanılan yakıt ağır metal olarak %75 oranında toryum, %25 oranında uranyumdan oluşmaktadır. Yakıt içindeki uranyumun zenginliği ağırlıkça %19,5  $U^{235}$  olarak verilmiştir, bu değer yakıtın toplam zenginliğinin ağırlıkça %4,869 oranında fisil madde içerdiği anlamına gelir.

Yapılan çalışmada problemlerin tanımlandığı kısımda anlatıldığı şekilde hesaplamalar bu kez OpenMC ile değil DRAGON ile yapılmıştır. Bu çalışmaya ek olarak bir de yakıt için yanma analizi yapılmış ve çıkan sonuçlar incelenmiştir. Yakıtın yanma miktarı referans çalışmadaki gibi 60749 MWd/ton olarak seçilmiştir. Yapılan çalışmalar sonucunda elde edilmiş yakınsamış  $k_{\infty}$  değerleri Tablo 20'de verilmiştir.

Tablo 20. Birim yakıt için bölge sayısına göre DRAGON ile elde edilen etkin çoğaltma faktöründeki değişim

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K	Yanma sonrası (sıcaklık profili ile)
1	1,252432	1,252432	1,271455	0,891916
2	1,252261	1,252803	1,271731	0,892151
4	1,252606	1,253160	1,272052	0,892243
8	1,251299	1,253337	1,272228	0,892343
12	1,251312	1,253434	1,272282	0,892371
16	1,250739	1,253440	1,272306	0,892401
20	1,250544	1,253447	1,272317	0,892418

İlgili tablolardaki sonuçlara bakıldığı zaman, radyal sıcaklık dağılımının ve çoklu bölge varsayımının hesaba katılması çoğaltma faktörü ( $k_{\infty}$ ) üzerinde bir miktar artışa sebep olmuştur. İzotermal sıcaklıkta dahi yakıtın bölgelere ayrılarak hesaplamaların gerçekleştirilmesi dahi  $k_{\infty}$  değerlerinde oynamaya sebep olmaktadır.

Sıcaklık profili kullanılmasından dolayı hesaplamalarda oluşan farklar ( $\delta k$ ) pcm ( $10^{-5}$ ) cinsinden Şekil 19'da verilmiştir. Bu fark değerleri, sıcaklık profili sonuçları üzerinden her

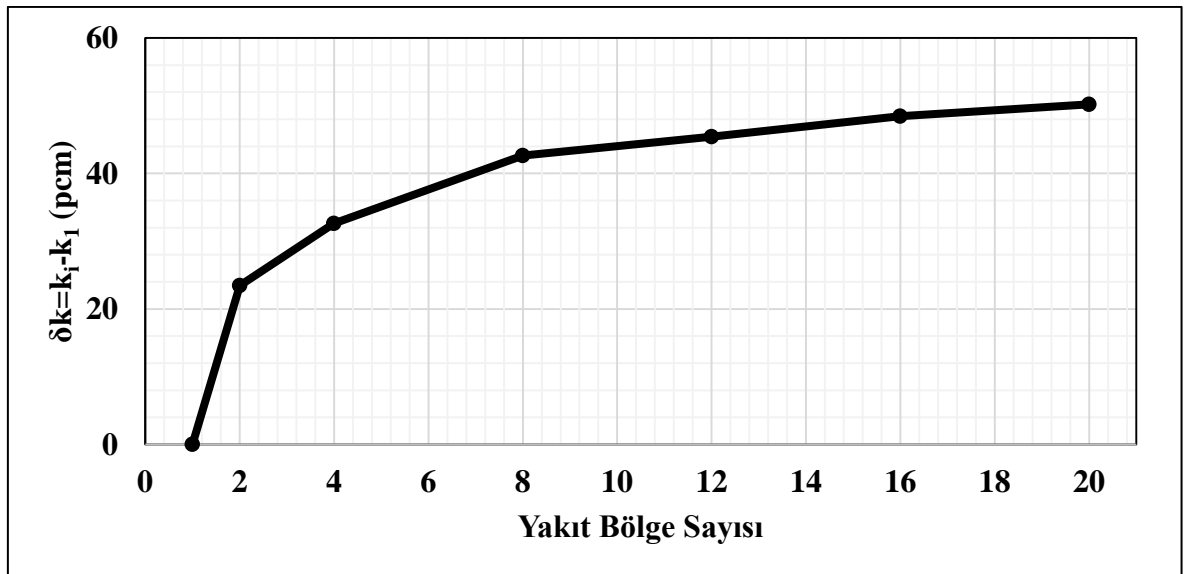
bir çoğaltma faktörü değerinin, tek bölgele çoğaltma faktörü değerinden çıkartılması ile,  $\delta k = k_i - k_l$  şeklinde hesaplanır (“i” bölge sayısını temsil etmektedir).

Tablo 21. Birim yakıt için DRAGON ile elde edilen etkin çoğaltma faktöründeki değişimlerin referans çalışmasında elde edilen değerler ile karşılaştırılması

Sonuç	DRAGON	CASMO-4 (Referans çalışması [19])
Sıcaklık profili kullanılarak (hacim-ort $T_F = 900$ K)	1,250544	-
İzotermal sıcaklık kullanılarak (hacim-ort $T_F = 900$ K)	1,253447	1,23782
60749 MWd/ton yanma sonrası (sıcaklık profili ile)	0,892418	-
60749 MWd/ton yanma sonrası (izotermal sıcaklık ile)	0,892099	0,90701

Tablo 21’de görüldüğü gibi, sıcaklık profili kullanarak elde edilen sonuçlar ile, izotermal sıcaklık kullanılarak elde edilen sonuçlar fark göstermektedir. Referans çalışmasında [19] yapılmış çalışmada sıcaklık dağılımı göz önüne alınmadığından dolayı bu değerler mevcut değildir. İki çalışma arasında elde edilen farkların içinde farklı yazılımlar kullanılmış olması ve analizlerde farklı nötron etkin tesir kesiti kütüphanelerinin kullanılması da etkilidir.

(i) Sonsuz çoğaltma faktörü:



Şekil 19. Westinghouse PWR birim yakıt hücresi için yakıt bölgesi sayısı ile  $\delta k$ ’daki değişim

PWR birim hücresi için DRAGON ile elde edilen sonuçlara bakılacak olursa, yakıt bölgesinin çoklu bölge olarak modellenmesi, çoğaltma faktöründe artışa sebep olmaktadır. Bu artış yaklaşık 8. bölgeden sonra yakınsamaktadır. PWR birim hücresi için modellenmiş yakıt elemanı için elde edilen sonuçlara göre sıcaklık profili kullanımı, 20 bölge için 50 pcm kadar artışa sebep olmaktadır. DRAGON yazılımı kendiliğinden öz-zırhlama hesabı yapıyor olmasına rağmen, yakıtın sadece çoklu bölge olarak modellenmesi ile sıcaklık profilinin de kullanılması arasında öz-zırhlamada, dolayısıyla yakıtın yanmasında da değişikliğe sebep olacaktır. Bu çalışma için en yüksek belirsizlik miktarı 50 pcm fark olarak belirlenmiştir.

**(ii) Doppler reaktivite/katsayısı:**

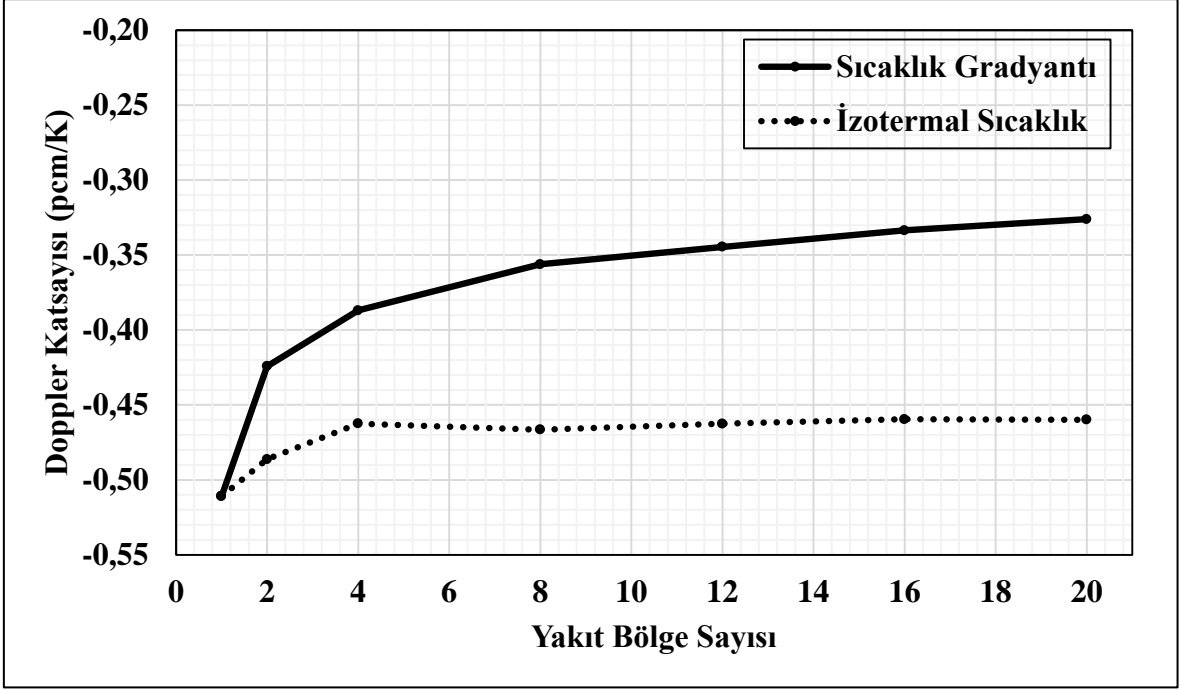
Yapılan hesaplamalar için farklı sayıda bölge sayılarına göre Doppler katsayılarının değişimleri, birim yakıt için Tablo 21’de verilmiştir. İzotermal sıcaklık yaklaşımı ile Doppler katsayısı bölge sayısı artmasına rağmen çok değişim göstermemekte olup, sıcaklık profili kullanıldığı zaman hesaplanan Doppler katsayısı, izotermal hesaplara göre bir miktar farklılık göstermektedir. Yakıt bölgesi sayısı 8 olduktan sonra bu sabit bir değere yakınsamıştır.

Tablo 22. Westinghouse PWR birim yakıt hücresi için hesaplanan yanma sonrası Doppler katsayıları

Bölge Sayısı	Sıcaklık Profili (pcm/K)	İzotermal Sıcaklık (pcm/K)
1	-0,51	-0,51
2	-0,42	-0,48
4	-0,38	-0,46
8	-0,35	-0,47
12	-0,34	-0,46
16	-0,33	-0,46
20	-0,32	-0,46

Tablo 22’de görüldüğü gibi, Doppler katsayıları, sıcaklık profili kullanıldığı zaman, izotermal sıcaklık yaklaşımına kıyasla artış göstermektedir. Doppler katsayısı birim yakıt için 20 bölgeye ayrılmış izotermal sıcaklıkta -0,46 pcm/K iken, sıcaklık profili kullanıldığı durumda -0,32 pcm/K olarak belirlenmektedir. Çalışmada kullanılan yakıt için Doppler katsayısının bölge sayısına göre değişimi Şekil 20’de de sunulmuştur.

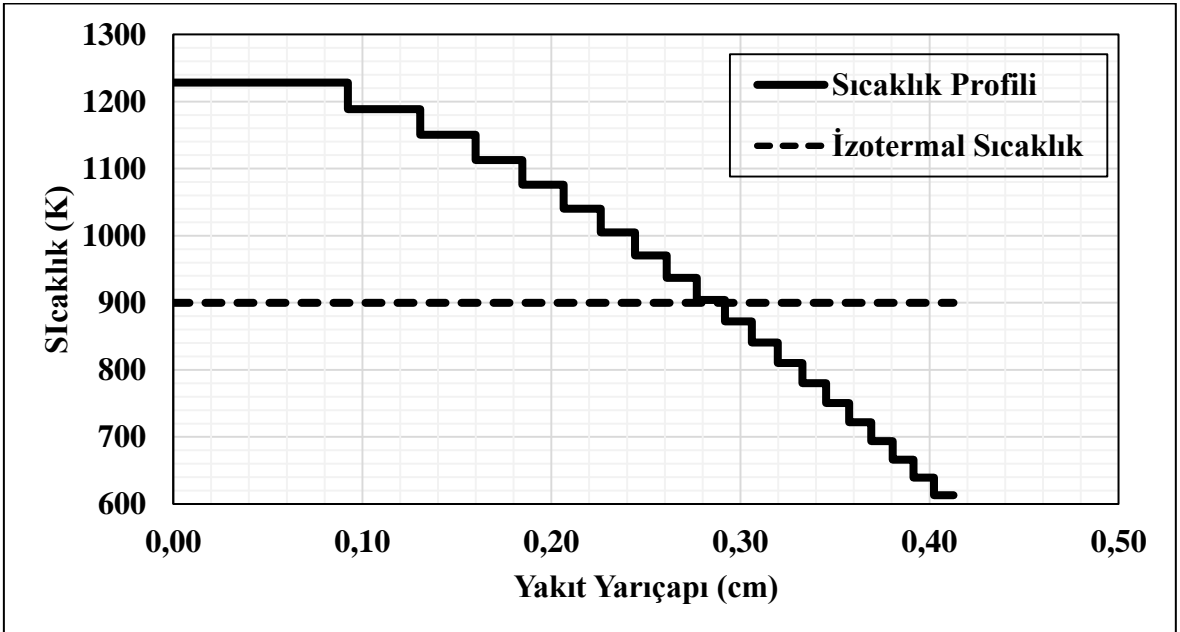




Şekil 20. Westinghouse PWR birim yakıt hücresi için bölge sayısı ile Doppler katsayısının değişimi

(iii) Sıcaklık dağılımı:

Birim yakıt elemanının 20 bölge olarak ayrılması olarak hesaplanan yakınsamış sıcaklık profili Şekil 21’de verilmiştir. Görüldüğü gibi yakıt üzerinde parabolik olarak merkezden yüzeye doğru azalan bir sıcaklık profili ortaya çıkmıştır.

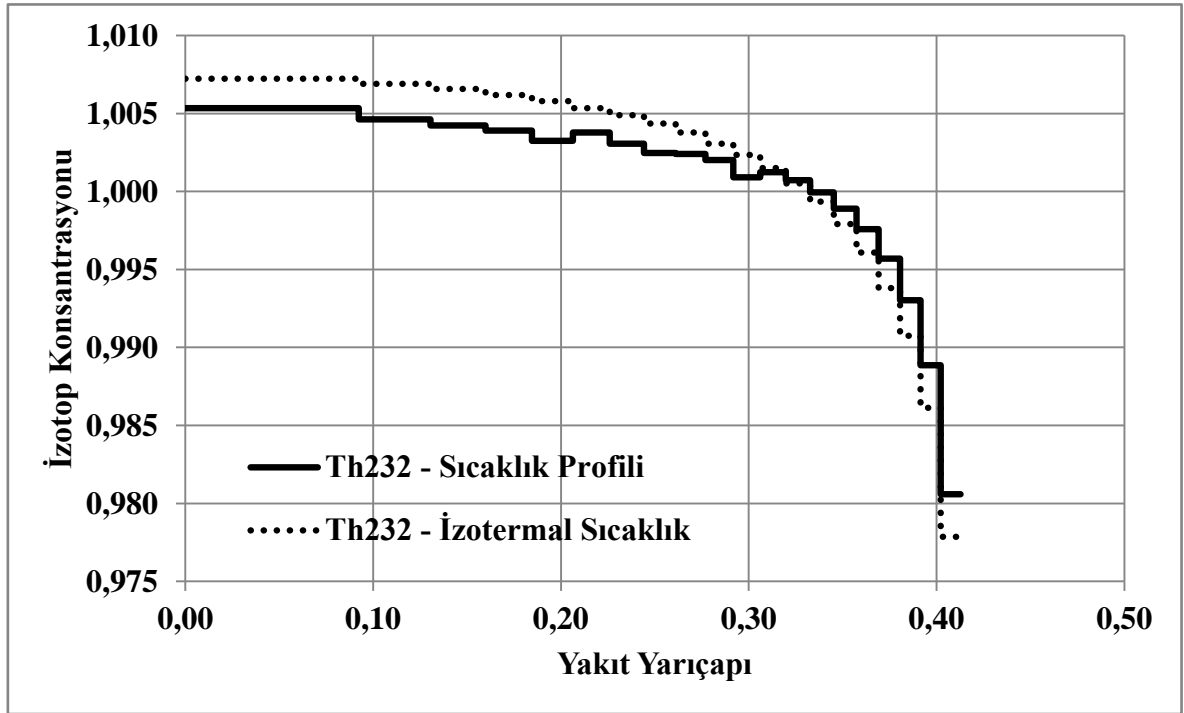


Şekil 21. Birim yakıt hücresi için yakıt yarıçapı boyunca sıcaklık dağılımı

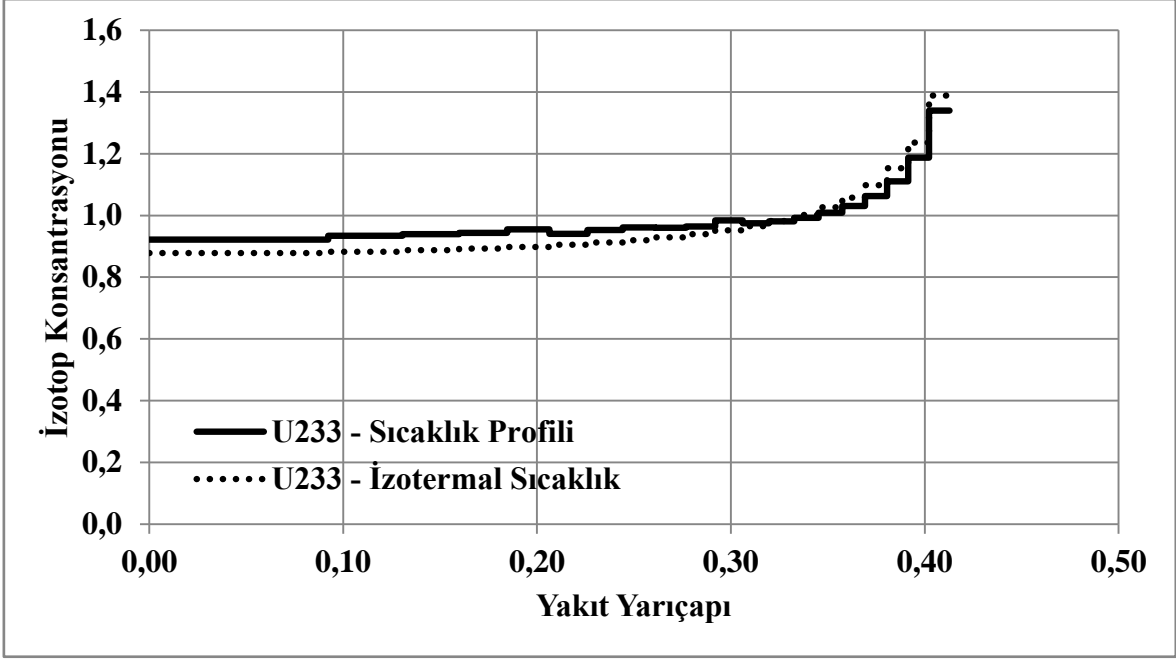
İzotermal sıcaklık yaklaşımı ile tüm yakıt üzerinde 900 K sıcaklık olduğu kabul edilirken, çoklu bölge yaklaşımı ve ısı denkleminin dâhil edilmesiyle yakıtın merkezindeki sıcaklık 1228 K olarak, dış yüzeyindeki sıcaklık ise 613 K olarak hesaplanmıştır. Sıcaklık profilinin bu şekilde kullanılması, oluşturulan nötron etkin tesir kesiti kütüphanelerini de etkileyecek, dolayısıyla öz-zırhlama hesaplarında da değişime sebep olacaktır.

**(iv) Öz-zırhlamadaki değişim:**

DRAGON yazılımı içindeki USS modülü ile öz-zırhlama hesaplarını gerçekleştirmektedir. Ancak sıcaklık profilinin kullanılması, yalnızca çok bölge yaklaşımı ile izotermal sıcaklık kullanılmasına karşın nötron tesir kesiti kütüphanelerinin oluşturulmasında farklara sebep olacağından, öz-zırhlama hesaplamalarında da değişiklik yaratacaktır.  $\text{Th}^{232}$  ve  $\text{U}^{233}$  izotopları için öz-zırhlama hesapları sonrası ortaya çıkmış olan bölgelere göre normalize edilmiş izotop konsantrasyonu dağılımları Şekil 22 ve Şekil 23’de verilmiştir.



Şekil 22. Yakıt boyunca Toryum-232 izotopunun konsantrasyonundaki değişim



Şekil 23. Yakıt boyunca Uranyum-233 izotopunun konsantrasyonundaki değişim

Şekil 22 ve Şekil 23'te görüldüğü gibi sıcaklık profilinin hesaplara dâhil edilmesi, tesir kesiti kütüphanelerine, dolayısıyla her bölgede oluşan reaksiyon miktarlarında değişikliğe sebep olmuştur.

**(v) İzotop konsantrasyonlarındaki değişim:**

İlgili konudaki yapılan yaklaşımlar doğrultusunda çoklu bölge yaklaşımı ve sıcaklık profilinin hesaplara dâhil edilmesi ile yakıt içindeki pek çok parametre değişmiştir. Değişmekte olan değerlere bakıldığında yanmakta olan yakıtın yanma oranlarında da değişim olacağı oldukça açıktır. Başlangıçta yakıt içindeki belli miktarda mevcut olan  $Th^{232}$  izotopu yanma ile birlikte  $U^{233}$  izotopuna dönüşecek ve başlangıçta yakıt içerisinde hiç olmayan  $U^{233}$  yanma ile birlikte artacaktır. Bu iki izotopun başlangıçtaki, tek bölge olarak yanma sonrasındaki, çoklu bölge olarak ise hem izotermal sıcaklık hem de sıcaklık profili yaklaşımı ile elde edilen konsantrasyonları Tablo 23'de verilmiştir. Yakıtın yanma miktarı 60749 MWd/ton olarak belirlenmiştir.

Tablo 23. Th<sup>232</sup> ve U<sup>233</sup> izotoplarının belli noktalardaki konsantrasyonları

İzotop	Başlangıç (1/cm <sup>3</sup> )	Tek Bölgede Yanma Sonrası (1/cm <sup>3</sup> )	Çoklu Bölge Yanma Sonrası, İzotermal (1/cm <sup>3</sup> )	Çoklu Bölge Yanma Sonrası, Sıcaklık Profili (1/cm <sup>3</sup> )
<b>Th-232</b>	1,61215E+22	1,5358E+22	1,5358E+22	1,5352E+22
<b>U-233</b>	0	2,5755E+20	2,5633E+20	2,5941E+20

Tablo 23’de görüldüğü gibi başlangıçta yakıtta mevcut olmayan U<sup>233</sup> izotopu, yakıtın yanmasıyla beraber belli bir konsantrasyon miktarına ulaşmaktadır. Th<sup>232</sup> izotopu ise yakıt içerisindeki nötronları yakaladıkça U<sup>233</sup> izotopuna dönüşmekte, dolayısıyla da gittikçe azalmaktadır. Bu değişimler de sıcaklık profilinin uygulanması ile yakıtın yanma değerlerinin de değiştiğini göstermektedir. Bu yöntem kullanılarak, tasarımı yapılan yakıtın ömrü de daha doğru olarak belirlenebilir.

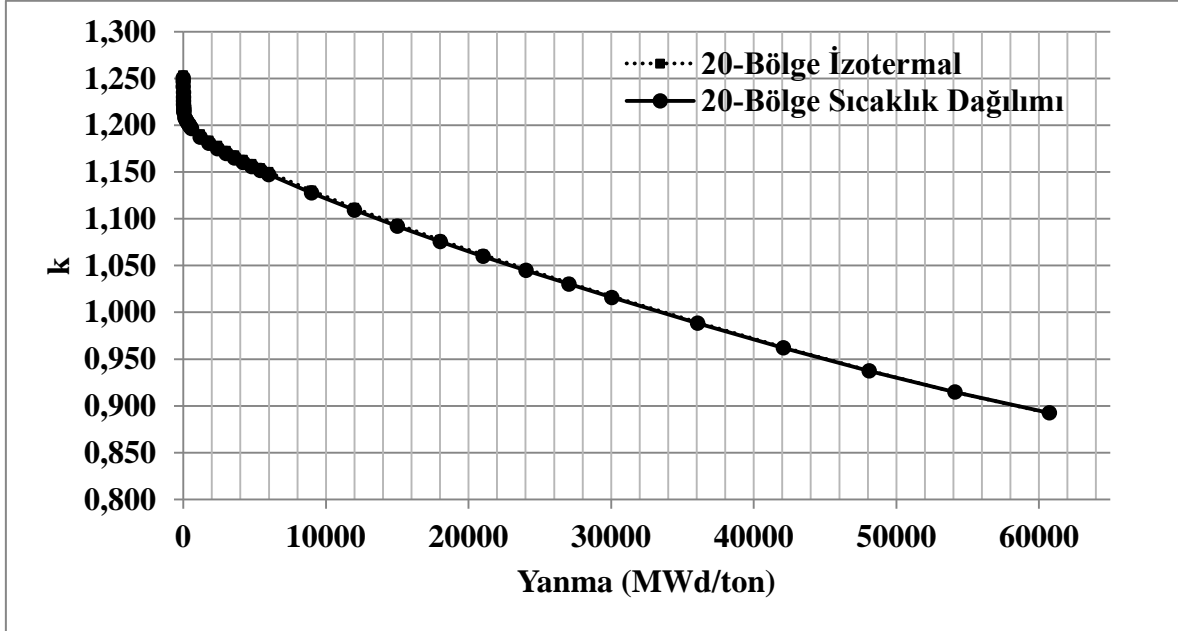
Çalışma sonucunda elde edilen izotop konsantrasyonu değerleri, farklı bir yazılım ve farklı tesir kesiti kütüphaneleri kullanılmasına rağmen referans çalışmasında aynı miktarda yanma sonucu elde edilen değerlerle tutarlıdır [19]. Sıcaklık profili kullanılarak elde edilen değerler ile, referans çalışmasında verilen değerlerin karşılaştırılması Tablo 24’te verilmiştir.

Tablo 24. 60749 MWd/ton yanma oranında elde edilen izotop konsantrasyonlarının karşılaştırılması

İzotop	Başlangıç (1/cm <sup>3</sup> )	Referans Çalışması (1/cm <sup>3</sup> )	Çoklu Bölge Yanma Sonrası, İzotermal (1/cm <sup>3</sup> )	Çoklu Bölge Yanma Sonrası, Sıcaklık Profili (1/cm <sup>3</sup> )
<b>Th-232</b>	1,61215E+22	1,5377E+22	1,5358E+22	1,5352E+22
<b>U-233</b>	0	2,7420E+20	2,5633E+20	2,5941E+20

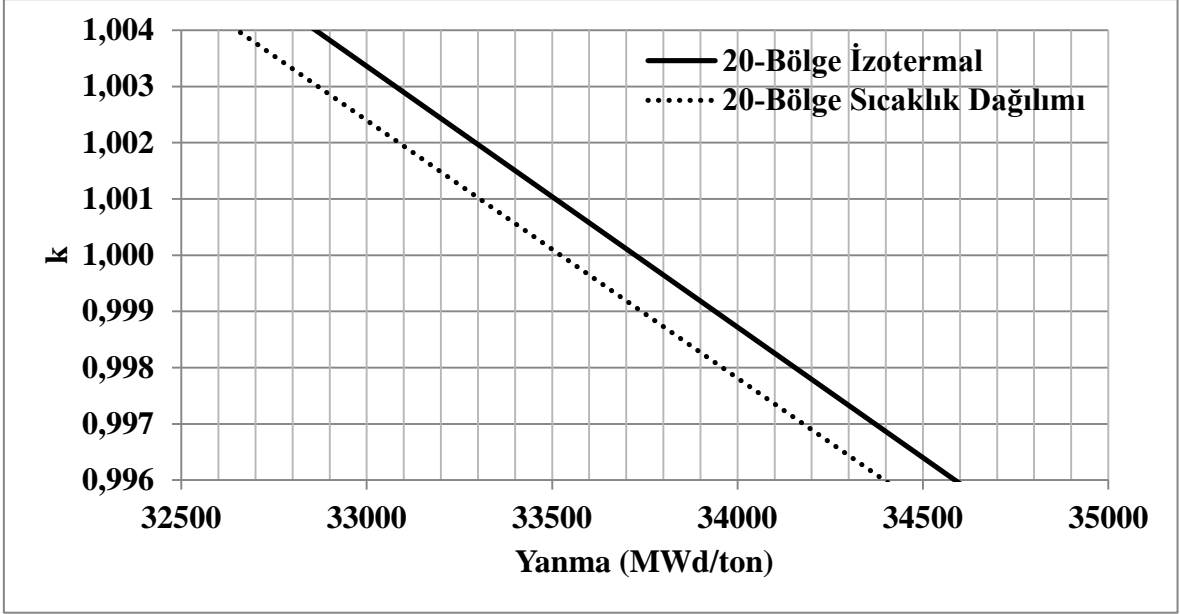
Tablo 24’te görüldüğü gibi referans çalışmasında elde edilen farklı izotop değerleri ile, bu tez çalışmasında yapılan çalışmadaki sonuçlar arasında bir miktar fark mevcuttur. Başlangıçta sabit olan Th<sup>232</sup> izotopu miktarı çoklu bölge yanması sonrası 7,635E+20 miktarında tüketilmişken, sıcaklık profili kullanılarak yapılmış çalışmada 7,695E+20 miktarında harcanmıştır.

Sıcaklık profilinin kullanılması, yakıtın yanma hesaplarını da değiştireceği için, yakıtın yanma ömründe de bir değişiklik olacaktır. 20 bölgeye ayrılmış yakıt için izotermal sıcaklık ve sıcaklık dağılımı kullanılarak yapılmış yanma analizleri Şekil 24'te verilmiştir.



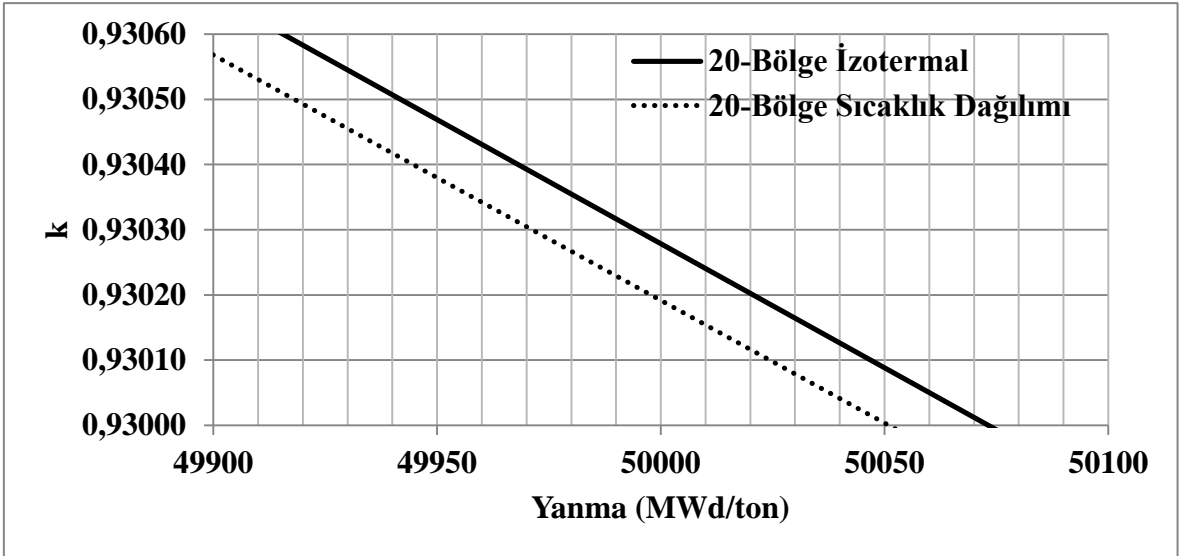
Şekil 24. Yakıtın çoğaltma faktörünün yanma boyunca değişimi

Şekil 24'te üst üste çizdirilen izotermal sıcaklık ve sıcaklık dağılımı kullanımı sonrası oluşan yanma eğrileri, birbirlerine çok yakın olduğundan fazla ayırt edilememektedir. Bundan dolayı eğrilerin her ikisinin de çoğaltma faktörünün "1" değerini geçtiği noktaya yakından bakılırsa, iki farklı analiz sonucu elde edilen fark daha net görülebilir. Bunu yapabilmek için Şekil 24'te verilmiş olan eğrilerin "1" değerini geçtiği sonuçlar Şekil 25'te verilmiştir.



Şekil 25. Yakıtın çoğaltma faktörünün yanma boyunca değişimi

Şekil 25'te görüldüğü gibi daha yakından bakılacak olursa, sıcaklık profiline kullanımı, yakıtın çoğaltma faktörünün "1" altına düştüğü noktayı 200 MWd/ton kadar azaltmaktadır.

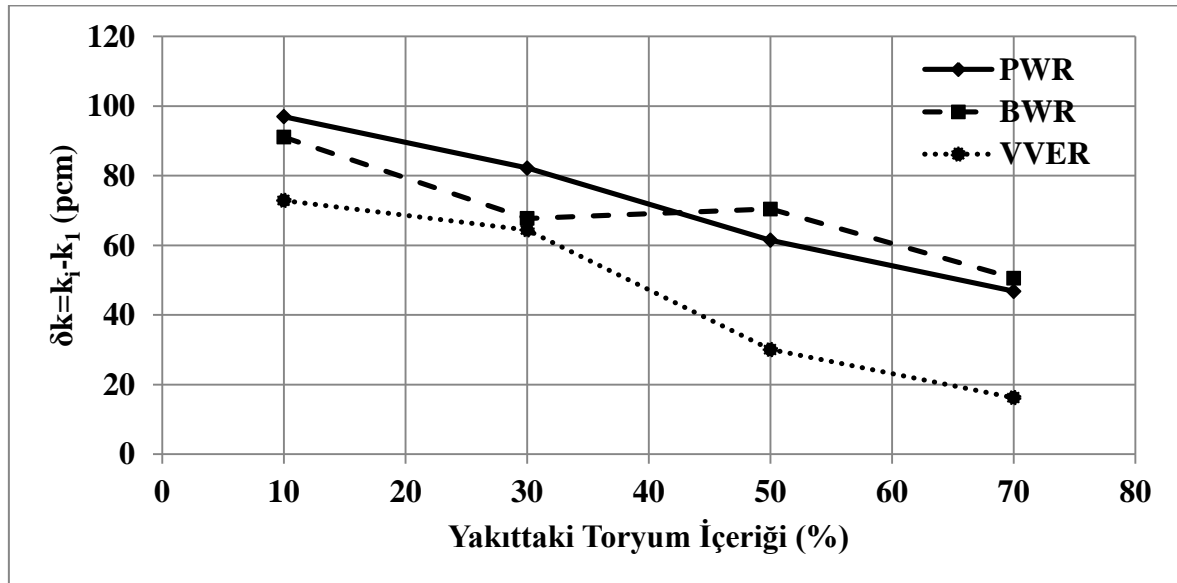


Şekil 26. Yakıtın çoğaltma faktörünün, bitmesi için yanma miktarı (50000 MWd/ton) civarındaki değişimi

Aynı şekilde Şekil 26'da görüldüğü gibi, 50000 MWd/ton olarak seçilen yakıtın bitmesi için yanma değeri noktasında da sıcaklık profili kullanılarak yapılan çalışmada çoğaltma faktörü "0,93019" bulunurken, izotermal sıcaklık ile bu değer "0,93027" olarak hesaplanmakta, yani iki değer arasında 8 pcm bir fark oluşmaktadır.

### 3.5 Sonuçların Değerlendirilmesi

- Yapılmış olan UAM analizlerinde Doppler katsayısındaki en büyük belirsizlik, % 10 toryum içeren yakıt için % 8 civarında çıkmıştır.
- UAM problemlerinde yapılan çalışmalar, sıcaklık profili kullanılmasının, çeşitli yakıt geometrileri üzerinde farklı sonuçlar vermiştir. 20 bölgeye ayrılmış analizler için belirsizlik miktarı PWR yakıtı için  $49 \pm 9$  pcm, BWR yakıtı için  $50 \pm 9$  pcm ve VVER yakıtı için  $16 \pm 9$  pcm olarak belirlenmiştir.
- Şekil 27’de gösterildiği üzere, UAM problemlerinde yapılan çalışmalar, yakıt içindeki toryum miktarı arttıkça, yakıtların çoğaltma faktörleri üzerindeki belirsizlikler azalmıştır.



Şekil 27. Farklı reaktör yakıtları için, 20 bölge analiz ve sıcaklık profili kullanılarak yapılan analizlerde, toryum miktarı arttırıldıkça çoğaltma faktörleri farklarındaki değişim

- Çalışmada kullanılan uranyum-toryum içeren yakıtlar farklı oranlarda toryum içermekle birlikte yakıtların toplam ağır metal içindeki fisil içeriği eşittir. Ancak buna rağmen çizelgelerde görüldüğü üzere yakıtlardaki toryum içeriği arttıkça yakıtların sonsuz çoğaltma faktörü sonuçlarında azalma gözlenmektedir. Bunun sebebi, toryumun, uranyuma göre daha yüksek soğurma tesir kesitine sahip olmasıdır.
- OpenMC ile yapılan analizlerdeki tüm reaktörler için ısı üretim hızları arasındaki fark, farklı miktarda toryum içeren çalışmalar birbiri ile kıyaslandığında en fazla %1 olarak belirlenmiştir.

- DRAGON ile yapılan analizlerde görüldüğü üzere,  $k_{\infty}$  değerinde 50 pcm kadar bir fark ortaya çıkmıştır. Doppler katsayısında ise 0,14 pcm/K kadar bir sapma belirlenmiştir.
- Sıcaklık profilinin kullanılmamasından dolayı, yapılmış olan çalışmadaki yakıtın yanması, sıcaklık profili ile yapılan çalışmada elde edilen değerlerden daha düşük olarak hesaplanmıştır.
- Sonuçlardan anlaşılacağı gibi,  $\delta k$  hesaplamalarında hem Monte Carlo yöntemi ile, hem de deterministik çözümler ile yapılan çalışmalar benzer sonuçlar vermektedir.
- Bulunan belirsizlik değerleri reaktörün tipine, yakıtın içeriğine doğrudan bağlı olarak değişmektedir.
- Elde edilen sonuçlar doğrultusunda, yapılmış olan çalışmaların çoğunda hesaplanan değerler için sonuçlar, yakıt yaklaşık 4 veya 8 bölgeye ayrıldıktan sonra yakınsamaktadır. Dolayısıyla daha doğru sonuçlar elde edebilmek için yakıtın en az 8 bölgeye ayrılması önerilebilir.
- Yapılan çalışmalar ile, izotermal sıcaklık yaklaşımı kullanılarak, kritiklik problemlerinin tam olarak modellenemediği, çoğaltma faktörünün aslında izotermal sıcaklık yaklaşımı ile hesaplanan değerlerden daha yüksek olduğu görülmüştür. Bu sonuç da yakıtın kritiklik potansiyelinin aslında izotermal yaklaşım ile hesaplandan daha yüksek olduğu anlamına gelir. Bu etkinin göz ardı edilmesi işletme aşamasında yakıtın kontrolü için gerek duyulan elemanların ve yakıtın ömrünün de yanlış hesaplanmasına sebep olabilir. Elde edilen sonuçlardan görüldüğü üzere, sıcaklık profilinin hesaplara dahil edilmesi yakıtın kritiklik potansiyeli üzerinde 200 MWD/ton bir farka sebep olmuştur. Aynı şekilde yakıtın bitmesi için yanma değeri olan 50000 MWD/ton değerindeki çoğaltma faktörü üzerinde de yaklaşık 8 pcm bir farka sebep olmuştur.
- Yapılmış olan çalışmanın kapsamı 2 veya 3 boyutlu yakıt demeti tasarımı şeklinde ilerletilebilir. Çalışmanın bu şekilde daha kapsamlı yapılması, sıcaklık geri beslemesinin nötron tesir kesitleri ve yakıt yoğunluğu gibi değişkenler üzerinde etkili olacağından dolayı, çalışmaların yapıldığı yakıt biriminden daha fazla güç üreten yakıt birimlerinde belirsizlik daha fazla olacaktır. Dolayısıyla 3-boyutlu yakıt demeti veya tam kor analizi gerçekleştirmek üzerine bu çalışma daha da ilerletilebilir.



## KAYNAKLAR

- [1] Lamarsh, J. R., Baratta, A. J., 3. Baskı, Prentice Hall Yayıncılık, *Introduction to Nuclear Engineering*, **2001**.
- [2] Greifenkamp, T., Clarno, K., Gehin, J., *Effect of Fuel Temperature Profile on Eigenvalue Calculations*, American Nuclear Society National Student Conference, College Station, Texas, **2008**.
- [3] Kruijf, W. J. M. de, Janssen, A. J., The Effective Fuel Temperature to be Used for Calculating Resonance Absorption in a  $^{238}\text{UO}_2$  Lump with a Nonuniform Temperature Profile, *Nuclear Science and Engineering*, 123(1), 121-135, **1996**.
- [4] Sökmen, C. N., *Isıl-Nötronik Etkileşimlerin Nükleer Yakıt Elemanlarının Tesir Kesitlerine Etkisi*, TÜBİTAK 1001-114F375 Proje Sonuç Raporu, Ankara, **2016**.
- [5] Goltsev, A. O., Davidenko, V. D., Tsibulsky, V. F., “Computational problems in the calculation of temperature effects for heterogeneous nuclear reactor unit cells”, *Annals of Nuclear Energy*, 27, 175-183, **2000**.
- [6] Reichel, A., Keane, A., “Resonance Absorption in a Cylindrical Fuel Rod with Radial Temperature Variation”, *J. Proc. Roy. Soc. N.S. Wales*; 94, **1961**.
- [7] Rowlands, G., “Resonance Absorption and Non-Uniform Temperature Distributions”, *Nuclear Energy Journal, Parts A and B* 16, 235, **1962**.
- [8] Ivanov, K., Avramova, M., Kodeli, I., Sartori, E., Benchmark for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for Design, Operation and Safety Analysis of LWRs, Volume I: Specification and Support Data for the Neutronics Cases (Phase I), NEA/OECD Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC (2007)23, **2007**.
- [9] Ivanov, K., vd. Benchmark for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs NEA/NSC/DOC (2013)7, Nuclear Energy Agency, **2013**.
- [10] Bratton, R. N., Avramova, M., Ivanov, K., “OECD/NEA Benchmark for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for LWRs – Summary and Discussion of

- Necutronics Cases (Phase I)", Nuclear Engineering and Technology 46 (3), 313-342, **2013**.
- [11] Mercatali, L., Ivanov, K., Sanchez, V. H., "SCALE Modeling of Selected Neutronics Test Problems within the OECD UAM LWR's Benchmark", Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations, Vol. 2013, Article ID 573697, 11 pages, **2013**.
- [12] NEA, Benchmark on the KRITZ-2 LEU and MOX Critical Experiments, Final Report, NEA/NSC/DOC(2005)24, ISBN 92-64-02298-8, **2005**.
- [13] Mosteller, R. D., "The Doppler-Defect Benchmark: Overview and Summary of Results". Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C +SNA 2007), Monterey, California, April 15-19, **2007**.
- [14] Takeda, T., Sano, T., Hattori M., "Effect of Space Dependent Self-Shielding on Doppler Reactivity Calculation for Thermal Reactor Cells", Proceedings of the PHYSOR 2000, ANS International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium, May 7-12, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, **2000**.
- [15] Xiao, H., Long, C., Tian, X., Chen, H., "Effect of Thorium Addition on the Thermophysical Properties of Uranium Dioxide: Atomistic Simulations", Materials and Design 96, 335-340, **2016**.
- [16] Sengupta, A.K., Jarvis, T., Nair, M.R., Ramachandran, R., Majumdar, S., Purushotham, D.S.C., *Thermal Diffusivity and Thermal Conductivity of (Th,U)O<sub>2</sub> Fuels*, Technical Report BARC/2000/E/015, Mumbai, **2000**.
- [17] Bakker, K., Cordfunke, E.H.P., Konings, R.J.M., Schram, R.P.C., "Critical Evaluation of the Thermal Properties of ThO<sub>2</sub> and Th<sub>1-y</sub>U<sub>y</sub>O<sub>2</sub> and a Survey of the Literature Data on Th<sub>1-y</sub>Pu<sub>y</sub>O<sub>2</sub>", Journal of Nuclear Materials 250, 1-12, **1997**.
- [18] Kang, K.W., Yang, J.H., Kim, K.S., Song, K.W., Lee, C.B., Jung, Y.H., "(Th,U)O<sub>2</sub> Pellets: Fabrication and Thermal Properties", Journal of the Korean Nuclear Society, Volume 35, Number 4, 299-308, **2003**.

- [19] Weaver, K.D., Zhao, X., Pilat, E.E., Hejzlar, P., “A PWR Thorium Pin Cell Burnup Benchmark”, Proceedings of the PHYSOR 2000, ANS International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium, May 7-11, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, **2000**.
- [20] Bidaud, A., “Impact of Nuclear Data Uncertainties on a GEN IV Thorium Reactor at Equilibrium”.
- [21] Vu, T.M., Kitada, T., “Impact of Thorium Capture Cross Section Uncertainty on the Thorium Utilized ADS Reactivity Calculation”, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2014, Article ID 509858, 4 pages, **2014**.
- [22] DRAGON Draglib Formatında Nötron Tesir Kesiti Kütüphaneleri, <http://www.polymtl.ca/merlin/libraries.htm> , (Şubat, **2017**).

## EKLER

Bu kısımda, tez çalışmasında kullanılmış olan OpenMC ve DRAGON yazılımları için, 20 bölgeye ayrılmış, sıcaklık profili ile kullanılmış olan girdi dosyaları verilmiştir. OpenMC için verilmiş olan girdi dosyaları %70 toryum yakıt içeren çalışma için verilmiştir.

### EK.A. OpenMC Girdileri

Aşağıda verilmiş olan OpenMC girdileri, 20 bölgeye ayrılmış, sıcaklık profili dahil, %70 toryum içeren PWR yakıtı için verilmiştir.

#### EK.A-1. geometry.xml

```
<?xml version="1.0"?>
<geometry>

<surface id="1" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.104995" />
<surface id="2" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.148485" />
<surface id="3" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.181856" />
<surface id="4" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.209989" />
<surface id="5" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.234775" />
<surface id="6" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.257183" />
<surface id="7" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.277790" />
<surface id="8" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.296969" />
<surface id="9" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.314984" />
<surface id="10" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.332022" />
<surface id="11" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.348228" />
<surface id="12" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.363712" />
<surface id="13" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.378563" />
<surface id="14" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.392854" />
<surface id="15" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.406642" />
<surface id="16" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.419978" />
<surface id="17" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.432904" />
<surface id="18" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.445454" />
<surface id="19" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.457661" />
<surface id="20" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.469550" />

<surface id="87" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.479100" />
<surface id="88" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.546400" />
<surface id="94" type="x-plane" coeffs="-0.72135" boundary="reflective" />
<surface id="95" type="x-plane" coeffs=" 0.72135" boundary="reflective" />
<surface id="96" type="y-plane" coeffs="-0.72135" boundary="reflective" />
<surface id="97" type="y-plane" coeffs=" 0.72135" boundary="reflective" />
<surface id="98" type="z-plane" coeffs="-0.72135" boundary="reflective" />
<surface id="99" type="z-plane" coeffs=" 0.72135" boundary="reflective" />

<cell id="1" material="1" region="-1 98 -99" />
<cell id="2" material="2" region=" 1 -2 98 -99" />
<cell id="3" material="3" region=" 2 -3 98 -99" />
<cell id="4" material="4" region=" 3 -4 98 -99" />
```

```

<cell id="5" material="5" region=" 4 -5 98 -99" />
<cell id="6" material="6" region=" 5 -6 98 -99" />
<cell id="7" material="7" region=" 6 -7 98 -99" />
<cell id="8" material="8" region=" 7 -8 98 -99" />
<cell id="9" material="9" region=" 8 -9 98 -99" />
<cell id="10" material="10" region=" 9 -10 98 -99" />
<cell id="11" material="11" region=" 10 -11 98 -99" />
<cell id="12" material="12" region=" 11 -12 98 -99" />
<cell id="13" material="13" region=" 12 -13 98 -99" />
<cell id="14" material="14" region=" 13 -14 98 -99" />
<cell id="15" material="15" region=" 14 -15 98 -99" />
<cell id="16" material="16" region=" 15 -16 98 -99" />
<cell id="17" material="17" region=" 16 -17 98 -99" />
<cell id="18" material="18" region=" 17 -18 98 -99" />
<cell id="19" material="19" region=" 18 -19 98 -99" />
<cell id="20" material="20" region=" 19 -20 98 -99" />
<cell id="21" material="77" region=" 20 -87 98 -99" />
<cell id="22" material="88" region=" 87 -88 98 -99" />
<cell id="23" material="99" region=" 88 94 -95 96 -97 98 -99" />

```

```
</geometry>
```

## EK.A.2. materials.xml

```

<?xml version="1.0"?>
<materials>

<!-- Fuel Regions -->
<material id="1">
  <density value="9.2225" units="g/cm3" />
  <nuclide name="90232" xs="10c" wo="6.15187439773690E-01" />
  <nuclide name="92234" xs="10c" wo="5.51275759087494E-04" />
  <nuclide name="92235" xs="10c" wo="4.27513961035658E-02" />
  <nuclide name="92238" xs="10c" wo="2.21092511735820E-01" />
  <nuclide name="8016" xs="10c" wo="1.20417376627837E-01" />
</material>

<material id="2">
  <density value="9.2225" units="g/cm3" />
  <nuclide name="90232" xs="11c" wo="6.15187439773690E-01" />
  <nuclide name="92234" xs="11c" wo="5.51275759087494E-04" />
  <nuclide name="92235" xs="11c" wo="4.27513961035658E-02" />
  <nuclide name="92238" xs="11c" wo="2.21092511735820E-01" />
  <nuclide name="8016" xs="11c" wo="1.20417376627837E-01" />
</material>

<material id="3">
  <density value="9.2225" units="g/cm3" />
  <nuclide name="90232" xs="12c" wo="6.15187439773690E-01" />
  <nuclide name="92234" xs="12c" wo="5.51275759087494E-04" />
  <nuclide name="92235" xs="12c" wo="4.27513961035658E-02" />
  <nuclide name="92238" xs="12c" wo="2.21092511735820E-01" />
  <nuclide name="8016" xs="12c" wo="1.20417376627837E-01" />

```

</material>

<material id="4">

<density value="9.2225" units="g/cm3" />

<nuclide name="90232" xs="13c" wo="6.15187439773690E-01" />

<nuclide name="92234" xs="13c" wo="5.51275759087494E-04" />

<nuclide name="92235" xs="13c" wo="4.27513961035658E-02" />

<nuclide name="92238" xs="13c" wo="2.21092511735820E-01" />

<nuclide name="8016" xs="13c" wo="1.20417376627837E-01" />

</material>

<material id="5">

<density value="9.2225" units="g/cm3" />

<nuclide name="90232" xs="14c" wo="6.15187439773690E-01" />

<nuclide name="92234" xs="14c" wo="5.51275759087494E-04" />

<nuclide name="92235" xs="14c" wo="4.27513961035658E-02" />

<nuclide name="92238" xs="14c" wo="2.21092511735820E-01" />

<nuclide name="8016" xs="14c" wo="1.20417376627837E-01" />

</material>

<material id="6">

<density value="9.2225" units="g/cm3" />

<nuclide name="90232" xs="15c" wo="6.15187439773690E-01" />

<nuclide name="92234" xs="15c" wo="5.51275759087494E-04" />

<nuclide name="92235" xs="15c" wo="4.27513961035658E-02" />

<nuclide name="92238" xs="15c" wo="2.21092511735820E-01" />

<nuclide name="8016" xs="15c" wo="1.20417376627837E-01" />

</material>

<material id="7">

<density value="9.2225" units="g/cm3" />

<nuclide name="90232" xs="16c" wo="6.15187439773690E-01" />

<nuclide name="92234" xs="16c" wo="5.51275759087494E-04" />

<nuclide name="92235" xs="16c" wo="4.27513961035658E-02" />

<nuclide name="92238" xs="16c" wo="2.21092511735820E-01" />

<nuclide name="8016" xs="16c" wo="1.20417376627837E-01" />

</material>

<material id="8">

<density value="9.2225" units="g/cm3" />

<nuclide name="90232" xs="17c" wo="6.15187439773690E-01" />

<nuclide name="92234" xs="17c" wo="5.51275759087494E-04" />

<nuclide name="92235" xs="17c" wo="4.27513961035658E-02" />

<nuclide name="92238" xs="17c" wo="2.21092511735820E-01" />

<nuclide name="8016" xs="17c" wo="1.20417376627837E-01" />

</material>

<material id="9">

<density value="9.2225" units="g/cm3" />

<nuclide name="90232" xs="18c" wo="6.15187439773690E-01" />

<nuclide name="92234" xs="18c" wo="5.51275759087494E-04" />

<nuclide name="92235" xs="18c" wo="4.27513961035658E-02" />

<nuclide name="92238" xs="18c" wo="2.21092511735820E-01" />

<nuclide name="8016" xs="18c" wo="1.20417376627837E-01" />  
</material>

<material id="10">  
<density value="9.2225" units="g/cm3" />  
<nuclide name="90232" xs="19c" wo="6.15187439773690E-01" />  
<nuclide name="92234" xs="19c" wo="5.51275759087494E-04" />  
<nuclide name="92235" xs="19c" wo="4.27513961035658E-02" />  
<nuclide name="92238" xs="19c" wo="2.21092511735820E-01" />  
<nuclide name="8016" xs="19c" wo="1.20417376627837E-01" />  
</material>

<material id="11">  
<density value="9.2225" units="g/cm3" />  
<nuclide name="90232" xs="20c" wo="6.15187439773690E-01" />  
<nuclide name="92234" xs="20c" wo="5.51275759087494E-04" />  
<nuclide name="92235" xs="20c" wo="4.27513961035658E-02" />  
<nuclide name="92238" xs="20c" wo="2.21092511735820E-01" />  
<nuclide name="8016" xs="20c" wo="1.20417376627837E-01" />  
</material>

<material id="12">  
<density value="9.2225" units="g/cm3" />  
<nuclide name="90232" xs="21c" wo="6.15187439773690E-01" />  
<nuclide name="92234" xs="21c" wo="5.51275759087494E-04" />  
<nuclide name="92235" xs="21c" wo="4.27513961035658E-02" />  
<nuclide name="92238" xs="21c" wo="2.21092511735820E-01" />  
<nuclide name="8016" xs="21c" wo="1.20417376627837E-01" />  
</material>

<material id="13">  
<density value="9.2225" units="g/cm3" />  
<nuclide name="90232" xs="22c" wo="6.15187439773690E-01" />  
<nuclide name="92234" xs="22c" wo="5.51275759087494E-04" />  
<nuclide name="92235" xs="22c" wo="4.27513961035658E-02" />  
<nuclide name="92238" xs="22c" wo="2.21092511735820E-01" />  
<nuclide name="8016" xs="22c" wo="1.20417376627837E-01" />  
</material>

<material id="14">  
<density value="9.2225" units="g/cm3" />  
<nuclide name="90232" xs="23c" wo="6.15187439773690E-01" />  
<nuclide name="92234" xs="23c" wo="5.51275759087494E-04" />  
<nuclide name="92235" xs="23c" wo="4.27513961035658E-02" />  
<nuclide name="92238" xs="23c" wo="2.21092511735820E-01" />  
<nuclide name="8016" xs="23c" wo="1.20417376627837E-01" />  
</material>

<material id="15">  
<density value="9.2225" units="g/cm3" />  
<nuclide name="90232" xs="24c" wo="6.15187439773690E-01" />  
<nuclide name="92234" xs="24c" wo="5.51275759087494E-04" />  
<nuclide name="92235" xs="24c" wo="4.27513961035658E-02" />

```
<nuclide name="92238" xs="24c" wo="2.21092511735820E-01" />
<nuclide name="8016" xs="24c" wo="1.20417376627837E-01" />
</material>
```

```
<material id="16">
<density value="9.2225" units="g/cm3" />
<nuclide name="90232" xs="25c" wo="6.15187439773690E-01" />
<nuclide name="92234" xs="25c" wo="5.51275759087494E-04" />
<nuclide name="92235" xs="25c" wo="4.27513961035658E-02" />
<nuclide name="92238" xs="25c" wo="2.21092511735820E-01" />
<nuclide name="8016" xs="25c" wo="1.20417376627837E-01" />
</material>
```

```
<material id="17">
<density value="9.2225" units="g/cm3" />
<nuclide name="90232" xs="26c" wo="6.15187439773690E-01" />
<nuclide name="92234" xs="26c" wo="5.51275759087494E-04" />
<nuclide name="92235" xs="26c" wo="4.27513961035658E-02" />
<nuclide name="92238" xs="26c" wo="2.21092511735820E-01" />
<nuclide name="8016" xs="26c" wo="1.20417376627837E-01" />
</material>
```

```
<material id="18">
<density value="9.2225" units="g/cm3" />
<nuclide name="90232" xs="27c" wo="6.15187439773690E-01" />
<nuclide name="92234" xs="27c" wo="5.51275759087494E-04" />
<nuclide name="92235" xs="27c" wo="4.27513961035658E-02" />
<nuclide name="92238" xs="27c" wo="2.21092511735820E-01" />
<nuclide name="8016" xs="27c" wo="1.20417376627837E-01" />
</material>
```

```
<material id="19">
<density value="9.2225" units="g/cm3" />
<nuclide name="90232" xs="28c" wo="6.15187439773690E-01" />
<nuclide name="92234" xs="28c" wo="5.51275759087494E-04" />
<nuclide name="92235" xs="28c" wo="4.27513961035658E-02" />
<nuclide name="92238" xs="28c" wo="2.21092511735820E-01" />
<nuclide name="8016" xs="28c" wo="1.20417376627837E-01" />
</material>
```

```
<material id="20">
<density value="9.2225" units="g/cm3" />
<nuclide name="90232" xs="29c" wo="6.15187439773690E-01" />
<nuclide name="92234" xs="29c" wo="5.51275759087494E-04" />
<nuclide name="92235" xs="29c" wo="4.27513961035658E-02" />
<nuclide name="92238" xs="29c" wo="2.21092511735820E-01" />
<nuclide name="8016" xs="29c" wo="1.20417376627837E-01" />
</material>
```

```
<!-- Gap -->
```

```
<material id="77">
<density value="0.09754e-03" units="g/cm3" />
<nuclide name="2004" xs="02c" wo="1" />
```



```

</material>

<!-- Clad -->
<material id="88">
  <density value="6.55" units="g/cm3" />
  <nuclide name="8016" xs="02c" wo="0.001250"/>
  <nuclide name="24050" xs="02c" wo="0.00004345"/>
  <nuclide name="24052" xs="02c" wo="0.00083789"/>
  <nuclide name="24053" xs="02c" wo="0.00009501"/>
  <nuclide name="24054" xs="02c" wo="0.00002365"/>
  <nuclide name="26054" xs="02c" wo="0.000122745"/>
  <nuclide name="26056" xs="02c" wo="0.001926834"/>
  <nuclide name="26057" xs="02c" wo="0.000044499"/>
  <nuclide name="26058" xs="02c" wo="0.000005922"/>
  <nuclide name="40090" xs="02c" wo="0.504801675"/>
  <nuclide name="40091" xs="02c" wo="0.11008503"/>
  <nuclide name="40092" xs="02c" wo="0.168267225"/>
  <nuclide name="40094" xs="02c" wo="0.17052387"/>
  <nuclide name="40096" xs="02c" wo="0.0274722"/>
  <nuclide name="50112" xs="02c" wo="0.00014065"/>
  <nuclide name="50114" xs="02c" wo="0.0000957"/>
  <nuclide name="50115" xs="02c" wo="0.0000493"/>
  <nuclide name="50116" xs="02c" wo="0.0021083"/>
  <nuclide name="50117" xs="02c" wo="0.0011136"/>
  <nuclide name="50118" xs="02c" wo="0.0035119"/>
  <nuclide name="50119" xs="02c" wo="0.00124555"/>
  <nuclide name="50120" xs="02c" wo="0.0047241"/>
  <nuclide name="50122" xs="02c" wo="0.00067135"/>
  <nuclide name="50124" xs="02c" wo="0.00083955"/>
</material>

<!-- Moderator -->
<material id="99">
  <density value="0.7484" units="g/cm3" />
  <nuclide name="1001" xs="01c" wo="0.1119" />
  <nuclide name="8016" xs="01c" wo="0.8881" />
  <sab name="lwtr" xs="62t" />
</material>

```

```

</materials>

```

### EK.A.3. settings.xml

```

<?xml version="1.0"?>
<settings>

  <cross_sections>
    <directory>
      ./cross_sections.xml
    </directory>
  </cross_sections>

  <eigenvalue>

```

```

<batches>1250</batches>
<inactive>250</inactive>
<particles>100000</particles>
</eigenvalue>

<source>
<space type="point">
<parameters>
0 0 0
</parameters>
</space>
</source>

<!-- Entropy -->
<entropy>
<dimension>10 10 1</dimension>
<lower_left>-0.72135 -0.72135 -0.72135</lower_left>
<upper_right>0.72135 0.72135 0.72135</upper_right>
</entropy>

<output>
<cross_sections>>true</cross_sections>
<summary>>true</summary>
<tallies>>true</tallies>
</output>

</settings>

```

## EK.B. DRAGON Girdileri

Aşağıda verilmiş olan DRAGON girdisi, 20 bölgeye ayrılmış ve sıcaklık profili dahil olan çalışmadan alınmıştır.

```

*----
* PWR DRAGLIB
* Author: G. KONUR
*----
* Define STRUCTURES and MODULES used
*----
LINKED_LIST GEOM TRACK LIBRARY LIBRARY2 CP FLUX BURNUP EDIT
FLUX2 EDIT2 ;
MODULE LIB: GEO: SYBILT: USS: ASM: FLU: EVO: EDI: ;
INTEGER COMB0101 COMB0102 COMB0103 COMB0104
COMB0105 COMB0106 COMB0107 COMB0108
COMB0109 COMB0110 COMB0111 COMB0112
COMB0113 COMB0114 COMB0115 COMB0116
COMB0117 COMB0118 COMB0119 COMB0120
GAP CLAD MODERATOR :=
1 2 3 4
5 6 7 8
9 10 11 12
13 14 15 16
17 18 19 20

```

```

21 22 23 ;
REAL RCOMB1 RCOMB2 RCOMB3 RCOMB4
RCOMB5 RCOMB6 RCOMB7 RCOMB8
RCOMB9 RCOMB10 RCOMB11 RCOMB12
RCOMB13 RCOMB14 RCOMB15 RCOMB16
RCOMB17 RCOMB18 RCOMB19 RCOMB20
;
EVALUATE RCOMB1 RCOMB2 RCOMB3 RCOMB4
RCOMB5 RCOMB6 RCOMB7 RCOMB8
RCOMB9 RCOMB10 RCOMB11 RCOMB12
RCOMB13 RCOMB14 RCOMB15 RCOMB16
RCOMB17 RCOMB18 RCOMB19 RCOMB20
:=
0.0922915
0.13052 0.159854 0.184583 0.20637
0.226067 0.24418 0.26104 0.276874
0.291851 0.306096 0.319707 0.332762
0.345323 0.357443 0.369166 0.380527
0.39156 0.402289 0.41274 ;
GEOM := GEO: :: TUBE 23
    R+ REFL
    RADIUS 0.0
    <<RCOMB1>> <<RCOMB2>> <<RCOMB3>> <<RCOMB4>>
    <<RCOMB5>> <<RCOMB6>> <<RCOMB7>> <<RCOMB8>>
    <<RCOMB9>> <<RCOMB10>> <<RCOMB11>> <<RCOMB12>>
    <<RCOMB13>> <<RCOMB14>> <<RCOMB15>> <<RCOMB16>>
    <<RCOMB17>> <<RCOMB18>> <<RCOMB19>> <<RCOMB20>>
    0.41896 0.47609 0.7123458
    MIX
    <<COMB0101>> <<COMB0102>> <<COMB0103>> <<COMB0104>>
    <<COMB0105>> <<COMB0106>> <<COMB0107>> <<COMB0108>>
    <<COMB0109>> <<COMB0110>> <<COMB0111>> <<COMB0112>>
    <<COMB0113>> <<COMB0114>> <<COMB0115>> <<COMB0116>>
    <<COMB0117>> <<COMB0118>> <<COMB0119>> <<COMB0120>>
    <<GAP>> <<CLAD>> <<MODERATOR>> ;
TRACK := SYBILT: GEOM ::
    MAXR 25 QUA1 5 ;
LIBRARY := LIB: ::
EDIT 0 NMIX 23 CTRA APOL
ANIS 2 ADED 4 NELAS N4N N2N N3N CALENDF 3 PT
DEPL LIB: DRAGON FIL: DLIB_361
MIXS LIB: DRAGON FIL: DLIB_361
MIX <<COMB0101>> 1228.693853 9.424
    Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1
    U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1
    U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1
    U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1
    O16 = O16 1.202600000000000E-01
MIX <<COMB0102>> 1189.121711 9.424
    Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1
    U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1
    U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1
    U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1
    O16 = O16 1.202600000000000E-01
MIX <<COMB0103>> 1150.474713 9.424
    Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1
    U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1
    U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1
    U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1
    O16 = O16 1.202600000000000E-01

```



MIX <<COMB0114>> 779.772969 9.424  
 Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1  
 U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1  
 U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 O16 = O16 1.202600000000000E-01

MIX <<COMB0115>> 750.386884 9.424  
 Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1  
 U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1  
 U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 O16 = O16 1.202600000000000E-01

MIX <<COMB0116>> 721.658969 9.424  
 Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1  
 U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1  
 U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 O16 = O16 1.202600000000000E-01

MIX <<COMB0117>> 693.580242 9.424  
 Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1  
 U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1  
 U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 O16 = O16 1.202600000000000E-01

MIX <<COMB0118>> 666.142495 9.424  
 Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1  
 U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1  
 U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 O16 = O16 1.202600000000000E-01

MIX <<COMB0119>> 639.338191 9.424  
 Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1  
 U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1  
 U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 O16 = O16 1.202600000000000E-01

MIX <<COMB0120>> 613.160379 9.424  
 Th232 = Th232 6.590900000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 U234 = U234 3.400000000000000E-04 CORR 1 IRSET PT 1  
 U235 = U235 4.291000000000000E-02 CORR 1 IRSET PT 1  
 U238 = U238 1.774000000000000E-01 CORR 1 IRSET PT 1  
 O16 = O16 1.202600000000000E-01

MIX <<GAP>> 750.0 0.09754E-03  
 HE4 = He4 1.00

MIX <<CLAD>> 621.1 6.505  
 Zr90 = Zr90 5.04802E-01 2 IRSET PT 1  
 Zr91 = Zr91 1.10085E-01 2 IRSET PT 1  
 Zr92 = Zr92 1.68267E-01 2 IRSET PT 1  
 Zr94 = Zr94 1.70524E-01 2 IRSET PT 1  
 Zr96 = Zr96 2.74722E-02 2 IRSET PT 1  
 Fe54 = Fe54 1.22745E-04  
 Fe56 = Fe56 1.92683E-03  
 Fe57 = Fe57 4.44990E-05  
 Fe58 = Fe58 5.92200E-06  
 Cr50 = Cr50 4.34500E-05  
 Cr52 = Cr52 8.37890E-04  
 Cr53 = Cr53 9.50100E-05  
 Cr54 = Cr54 2.36500E-05  
 Sn112 = Sn112 1.40650E-04  
 Sn114 = Sn114 9.57000E-05

```

Sn115 = Sn115 4.93000E-05
Sn116 = Sn116 2.10830E-03
Sn117 = Sn117 1.11360E-03
Sn118 = Sn118 3.51190E-03
Sn119 = Sn119 1.24410E-03
Sn120 = Sn120 4.72555E-03
Sn122 = Sn122 6.71350E-04
Sn124 = Sn124 8.39550E-04
O16 = O16 1.25000E-03
MIX <<MODERATOR>> 583.1 0.705
H1 = H1_H2O 0.1119
O16 = O16 0.8881 ;

LIBRARY2 := USS: LIBRARY TRACK :: EDIT 0 TRAN PASS 4 GRMIN 56 ;
CP := ASM: LIBRARY2 TRACK :: EDIT 0 PIJ ;
FLUX := FLU: CP LIBRARY2 TRACK :: EDIT 1 TYPE K ;
EDIT := EDI: FLUX LIBRARY2 TRACK GEOM ::
EDIT 3
MERGE REGI 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23
COND 327 SAVE ;
BURNUP LIBRARY2 := EVO: LIBRARY2 FLUX TRACK ::
EDIT 2 DEPL 0.0 1010.0 DAY POWR 60.0 ;
FLUX2 := FLU: CP LIBRARY2 TRACK :: EDIT 1 TYPE K ;
EDIT2 := EDI: FLUX LIBRARY2 TRACK GEOM ::
EDIT 3
MERGE REGI 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23
COND 327 ;
ECHO "Run is completed" ;
QUIT "LIST" .

```

## ÖZGEÇMİŞ

### Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Gencer KONUR  
Doğum Yeri : Kadıköy/İSTANBUL  
Medeni Hali : Bekâr  
E-Posta : [gencer.konur@hacettepe.edu.tr](mailto:gencer.konur@hacettepe.edu.tr)  
Adres : Yapracık TOKİ Konutları, 7. Etap, B1-23 Blok, Daire No:25,  
Etimesgut, Ankara, Türkiye

### Eğitim

Lise : Kenan Evren Anadolu Lisesi  
Lisans : Nükleer Enerji Mühendisliği, Hacettepe Üniversitesi  
Yüksek Lisans : Nükleer Enerji Mühendisliği, Hacettepe Üniversitesi

**Yabancı Dil ve Düzeyi:** İngilizce (İleri), Fransızca (İleri)

**İş Deneyimi** : Proje Asistanı, Nükleer Enerji Mühendisliği, Hacettepe  
Üniversitesi, 2015-2016  
CFD Uygulama Mühendisi, SAPRON Mühendislik, 2016-...

**Deneyim Alanları** : Radyasyon Transportunda Sayısal Yöntemler, Güvenilirlik ve Risk Analizi, Kullanılmış Nükleer Yakıtların Tekrar İşlenmesi, Temiz Tükenmez Enerji Sistemleri, Reaktör Fiziği, Monte Carlo Yöntemi, Belirsizlik Analizi

### Tezden Üretilmiş Projeler ve Bütçesi:

1. Sökmen, C. N., Konur G., 2015. Isıl-Nötronik Etkileşimlerin Yakıt Elemanlarının Tesir Kesitlerine Etkisi. Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu

(TÜBİTAK), 1001-Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Projelerini Destekleme Programı (Proje Numarası: 114F375).

2. Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK-1001) tarafından ulusal yüksek lisans bursu, 2015-2016.

**Tezden Üretilmiş Yayınlar: -**

**Tezden Üretilmiş Tebliğ ve/veya Poster Sunumu ile Katıldığı Toplantılar:**

1. Konur, G., Farklı Tip Reaktörler İçin U-Th Yakıtların Belirsizliklerinin U Yakıtlar ile Karşılaştırmalı Analizi, Ulusal Reaktör Fiziği Çalıştayı, 26-27 Nisan 2016, Ankara, Türkiye.
2. Beydoğan N., Konur G., Sarıcı G., Çelikten O.Ş., Türkmen M., Sökmen C.N., 2015. Pin Cell Simulation of the Change in Doppler Broadening and Self-Shielding with the Change in Nuclear Fuel Temperature and Fuel Type by Using OpenMC, Proceedings of the Annual Conference of BgNS “Nuclear Power for the People”, 2-5 Eylül 2015, Sozopol, Bulgaristan.





HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ  
YÜKSEK LİSANS/DOKTORA TEZ ÇALIŞMASI ORJİNALLİK RAPORU

HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLER ENSTİTÜSÜ  
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI BAŞKANLIĞI'NA

Tarih: 07/06/2017

Tez Başlığı / Konusu: ISIL-NÖTRONİK ETKİLEŞİMLERİN URANYUM-TORYUM İÇEREN NÜKLEER YAKIT ELEMENLARININ TESİR KESİTLERİNE ETKİSİ

Yukarıda başlığı/konusu gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç kısımlarından oluşan toplam 49 sayfalık kısmına ilişkin, 07/06/2017 tarihinde şahsım/tez danışmanım tarafından *Turnitin* adlı intihal tespit programından aşağıda belirtilen filtrelemeler uygulanarak alınmış olan orijinallik raporuna göre, tezimin benzerlik oranı % 1'dir.

Uygulanan filtrelemeler:

- 1- Kaynakça hariç
- 2- Alıntılar (hariç) dâhil
- 3- 5 kelimedenden daha az örtüşme içeren metin kısımları hariç

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Tez Çalışması Orjinallik Raporu Alınması ve Kullanılması Uygulama Esasları'nı inceledim ve bu Uygulama Esasları'nda belirtilen azami benzerlik oranlarına göre tez çalışmamın herhangi bir intihal içermediğini; aksinin tespit edileceği muhtemel durumda doğabilecek her türlü hukuki sorumluluğu kabul ettiğimi ve yukarıda vermiş olduğum bilgilerin doğru olduğunu beyan ederim.

Gereğini saygılarımla arz ederim.

07/06/2017

**Adı Soyadı:** Gencer KONUR  
**Öğrenci No:** N14124675  
**Anabilim Dalı:** Nükleer Enerji Mühendisliği  
**Programı:**  
**Statüsü:**  Y.Lisans  Doktora  Bütünleşik Dr.

**DANIŞMAN ONAYI**

UYGUNDUR.

Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN