

**VVER REAKTÖRÜNDE TORYUM-URANYUM YAKITLARIN
ISIL-HİDROLİK PERFORMANS ANALİZİ**

**THERMAL-HYDRAULIC PERFORMANCE ANALYSIS OF
THORIUM-URANIUM FUELS IN VVER REACTOR**

Ahmet Kağan MERCAN

Prof. Dr. Cemil KOCAR
Tez Danışmanı

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

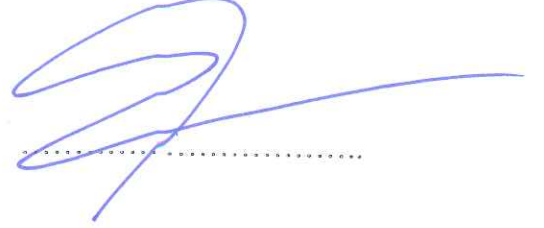
2017

AHMET KAĞAN MERCAN'ın hazırladığı "VVER Reaktöründe Toryum-Uranyum Yakıtların Isıl-Hidrolik Performans Analizi" adlı bu çalışma aşağıdaki jüri tarafından NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI'nda YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Cemal Niyazi Sökmen
Başkan



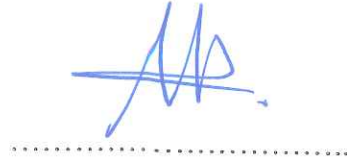
Prof. Dr. Cemil Kocar
Danışman



Prof. Dr. Ayhan Yılmaz
Üye



Prof. Dr. Mehmet Tombakoğlu
Üye



Prof. Dr. İlker Tari
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/Raporumuntarihine 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/Raporumuntarihine kadar erişime açılmasını istemiyorum, ancak kaynak gösterilmek şartıyla bir kısmı veya tamamının fotokopisinin alınmasını onaylıyorum.**

- Serbest Seçenek/Yazarın Seçimi**

19 / 06 / 2017

Ahmet Kağan Mercan

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

19/06/2017

Ahmet Kağan Mercan

ÖZET

VVER TİPİ REAKTÖRDE TORYUM-URANYUM YAKITLARIN ISIL-HİDROLİK PERFORMANS ANALİZİ

Ahmet Kağan MERCAN

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Prof. Dr. Cemil KOCAR

Haziran 2017, 63 Sayfa

Günümüzde mevcut olan nükleer reaktörlerin geleceği uranyum rezervleriyle sınırlıdır. Bu yüzden dünyada uranyumun yerine geçebilecek yada uranyumla birlikte kullanılarak benzer veya daha iyi performans gösteren malzeme elde etme çalışmaları yapılmaktadır. Toryum elementi de fisil madde üretebildiği için bu araştırmalarda önemli bir yer tutmaktadır.

Bu tezin amacı, dünyada yaygın olarak kullanılan VVER-1000 reaktöründe homojen olarak çeşitli konsantrasyonlarda uranyum-toryum karışımlarının kullanılması ve bu konsantrasyonların ısıl-hidrolik performanslarının incelenmesidir. Bu analizlerden çıkan sonuçların ışığında en kötü senaryoyu verecek konsantrasyon için çeşitli kaza analizleri incelenmiştir. Bu tez sayesinde nükleer reaktörlerde olası Th kullanımları için bir temel oluşturulması hedeflenmektedir.

Hesaplamalarda VVER-1000 reaktörü için geometri kullanılarak birim hücre oluşturulmuştur. Oluşturulan birim hücre içindeki yakıtta çeşitli konsantrasyonlarda U-Th homojen karışımlar için ısıl iletkenlik ve ısı kapasiteleri hesaplanmıştır. Hesaplanan ısıl iletkenlik ve ısı kapasitesi parametreleri ile reaktör birim hücresi COBRA-TF koduna girdi olarak verilerek farklı konsantrasyonların performansları izlenmiştir. Yakıtların konsantrasyonları farklı ısı profilleri ile de test edilmiştir. Bunun yanı sıra en kötü performanslı konsantrasyon örneği seçilip bu örnekte %10 akış azalması, güçte %20'lik artış ve azalış sağlayacak reaktivite girişi kazaları işletim koşulları için uygulanmıştır. En sıcak kanal koşulları için reaktör kapanarak pompa durması kazası da incelenmiştir.

Yapılan analizlerin sonuçları incelendiğinde en yüksek yakıt merkez sıcaklığı kütlice %40 Th içeren örnekte ortalama kanal koşullarında kosinüs ısı akışı için 1190 K olarak hesaplanmıştır. Hesaplanan yakıt merkez sıcaklığı normal uranyum kullanımından 103,5 K daha yüksektir.

%40 toryum içeren örnek içeren yakıtta %10 akış azalması durumu incelendiğinde sıcaklıkta ortalama kanal koşulları altında 6 K'e yakın artış gözlenmektedir. Sisteme negatif reaktivite girişi olduğunda en yüksek yakıt merkez sıcaklığı toryum içeren örnek için 1367,7 K, uranyum içeren örnek için 1184 K'e yükselmektedir. Pozitif reaktivite girildiği koşulda ise sıcaklık düşüşü toryum için yaklaşık 150 K, uranyum için yaklaşık 170 K olmuştur. Reaktör kapanması ile birlikte pompa durması gerçekleştiğinden yüksek yakıt merkez sıcaklığı maksimum çalışma koşulları için durma yokken Th içeren örnek için 580 K'ken kaza sonrası 600 K olmuştur.

Yapılan hesaplamaların sonucunda, sistemin içine değişik konsantrasyonlarda Th katıldığında sistem belirlenen işletim sınırlarının altında kalmıştır. Sistem akış azalması ve reaktivite girişi kaza senaryolarında güvenli limitlerde kalmıştır. En sıcak kanal koşullarında pompa yavaşlaması durumunda sistem aşırı düşen akışa rağmen bozunum ısını karşılamıştır.

Anahtar kelimeler: Toryum-uranyum yakıt, COBRA-TF, ısı performans analizi

ABSTRACT

THERMAL-HYDRAULIC PERFORMANCE ANALYSIS OF THORIUM-URANIUM FUELS IN VVER REACTOR

Ahmet Kağan MERCAN

Master of Science, Department of Nuclear Engineering

Supervisor: Prof. Dr. Cemil KOCAR

June 2017, 63 Pages

Today, current nuclear reactors' future depends on uranium reserves. Researches for materials that can be replaced with uranium or can be used with uranium to obtain similar performances with uranium or better performances than uranium are being done in whole world. Thorium element takes important part in these researches because of creating fissile material.

The aim of this thesis is using different concentrated uranium-thorium mixtures in VVER-1000 reactor that is very common in world and calculating thermal performance of these fuels. According to results of these analysis, some accident analysis are examined for the concentration that will give the worst scenario. With this thesis, a basis information is aimed for thorium usage in nuclear reactors.

A unit cell is created by using the geometry of VVER-1000 reactor in calculations. Thermal conductivity and heat capacitance were calculated for different concentrated homogenous Th-U mixtures for fuel that created inside unit cell. Calculated thermal conductivity and heat capacitance parameters were applied to COBRA-TF code and performance of different concentrations was observed. Also performance of fuels were tested with different heat profiles. In addition to this, concentration which showed the worst performance was chosen and 10% decrease of flow, reactivity insertion accident that increases and decreases the power by 20% cases were applied. Pump coastdown with reactor shutdown accident at the hottest channel condition was also performed.

The results show that the highest fuel centerline temperatures are calculated for concentration that includes %40 Th w/o percent, which is 1190 K for average channel conditions and cosine heat skew. Calculated fuel centerline temperature is approximately 103.5 K higher than normal uranium used case.

When 10% flow decrease case for the sample that includes 40% thorium is observed, about 6 K rise is observed. Positive reactivity insertion to the system leads to increase of the highest fuel centerline temperature by 1367.7 K for thorium and 1184 K for uranium. Negative reactivity insertion case results with approximately 150 K decline of the highest fuel centerline temperature for thorium and about 170 K decline for uranium. In case of pump coastdown with reactor shutdown, the highest fuel centerline temperature increases to 600 K which is 580 for Th included fuel without coastdown for maximum working conditions.

According to calculations, if varied concentrated thorium is inserted to the system, system works under limits. System also works under limits when the flow decrease and reactivity insertion accident scenarios exist. In case of pump coastdown at the hottest channel conditions, despite overly decreased flow, system can handle decay heat.

Keywords:Thorium-uranium fuel, COBRA-TF, thermal performance analysis

TEŞEKKÜR

Değerli danışmanlığı ve etkin yönlendirmeleri sayesinde kaliteli bilgiler ve çalışmalar yapmama yardımcı olan, kendisiyle çalışmam güzel ve şanlı bir kesişme olan tez danışmanım Prof. Dr. Cemil KOCAR'a en içten teşekkürlerimi borç bilirim.

Sayın jüri üyelerim ve sevgili hocalarım Prof. Dr. Ayhan YILMAZER'e, Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU'na, Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN'e ve Prof. Dr. İlker TARI'ya tez sürecimde yaptıkları katkı dolu eleştirileri için şükranlarımı bildiririm.

Değerli hocam Doç. Dr. Şule ERGÜN'e tez sürecimde verdiği maddi ve manevi desteğin yanı sıra daha iyi bir akademik çalışma sürecinde verdiği yönlendirmelerinden dolayı çok teşekkür ederim.

Her daim yanımda olan, tezimi hazırlamamda yardımcı olan, her türlü maddi ve manevi destekleri eksik etmeyen annem Melek MERCAN ve babam Ali MERCAN'a sonsuz ve en derin teşekkürü ederim.

Yazdığı kodu kullandırması sebebiyle tezime katkı sağlayan Behram Melik Kendili'ye teşekkür ederim.

Son olarak, tezimde her yönde katkı sağlayan arkadaşlarım Nida Yağmur YALÇIN'a, Beyza ZAFERER'e, Burak ÇOŞKUN'a, Gülçin Sarıcı TÜRKMEN'e, Nuri BEYDOĞAN'a ve Gencer KONUR'a en samimi duygularıyla teşekkür ederim.

İÇİNDEKİLER

	<u>Sayfa</u>
ÖZET	i
ABSTRACT	iii
TEŞEKKÜR	v
İÇİNDEKİLER.....	vi
ÇİZELGELER.....	viii
ŞEKİLLER	ix
SİMGE VE KISALTMALAR.....	xii
1. GİRİŞ.....	1
1.1 Tezin Amacı.....	1
1.2 Tezin Şeması.....	1
1.3 Literatür Özeti.....	2
2. MODELLEME VE ANALİZLER	3
2.1 Kullanılan Tasarım	3
2.2 COBRA-TF Modellemesi.....	4
2.3 Isıl İletkenlik Analizi	6
2.4 Kaza Analizleri	7
2.4.1 Akış Azalması Kazası.....	7
2.4.2 Reaktivite Tanıtılması.....	7
2.4.3 Pompa Durması	12
3. SONUÇLAR ve DEĞERLENDİRME.....	14
3.1 Isıl İletkenlik Değerlerinin Karşılaştırılması	14
3.2 GEÇİŞ VE KAZA ANALİZLERİ.....	27
3.2.1 Kütle akış oranının azalması	27
3.2.2 Sisteme reaktivite girişi	34
3.2.3 Pompa durması	38

4. TARTIŞMA.....	43
KAYNAKLAR.....	44
ÖZGEÇMİŞ.....	45

ÇİZELGELER

Çizelge 2.1. VVER-1000 tasarım parametreleri[6]	3
---	---

ŞEKİLLER

Şekil 2-1 Kullanılan modele göre kosinüs ısı eğrisi	5
Şekil 2-2 Kullanılan modele göre aşağı akış ısı eğrisi.....	5
Şekil 2-3 Kullanılan modele göre yukarı akış ısı eğrisi	6
Şekil 2-4 Reaktivite tanıtılması sonra reaktivitenin zamanla değişimi	9
Şekil 2-5 Pozitif reaktivite girişi sonrası güç değişimi.....	10
Şekil 2-6 Negatif reaktivite tanıtılması sonra reaktivitenin zamanla değişimi.....	11
Şekil 2-7 Negatif reaktivite girişi sonrası güç değişimi	12
Şekil 2-8 Geçen zamanın döngü süresi oranına karşılık akış oranı değişimi[11]	13
Şekil 3-1 Kullanılan modele göre sıcaklığa bağlı ısı iletkenlik değişimi.....	14
Şekil 3-2 Sıcaklığa bağlı ısı kapasitesi değişimi	15
Şekil 3-3 Ortalama kanal koşullarında kosinüs ısı dağılım modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı	16
Şekil 3-4 En sıcak kanal koşullarında kosinüs ısı dağılım modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı	17
Şekil 3-5 Ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal koşulları (b) için kosinüs ısı eğrisinde 5 farklı toryum içeriğindeki zarf sıcaklıkları.....	17
Şekil 3-6 Ortalama kanal koşullarında aşağı akış eğimli ısı dağılım modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı.....	18
Şekil 3-7 En sıcak kanal koşullarında aşağı akış eğimli ısı modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı	19
Şekil 3-8 Ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal koşulları (b) için aşağı akış ısı eğrisinde 5 farklı toryum içeriğindeki zarf sıcaklıkları.....	20
Şekil 3-9 Ortalama kanal koşullarında yukarı akış eğimli ısı modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı	21
Şekil 3-10 En sıcak kanal koşullarında yukarı akış eğimli ısı akış eğrisinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı	22

Şekil 3-11 Ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal koşulları (b) için yukarı akış ısı eğrisinde 5 farklı toryum içeriğindeki zarf sıcaklıkları	23
Şekil 3-12 Ortalama kanal koşullarında üç ısı modelinde yakıt merkez sıcaklığı dağılımı	24
Şekil 3-13 En sıcak kanal koşullarında üç ısı modelinde yakıt merkez sıcaklığı dağılımı .	25
Şekil 3-14 Isıl iletkenlikteki hata değerleri konulduğu durumdaki yakıt merkez sıcaklığı dağılımı.....	27
Şekil 3-15 Kosinüs ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta ortalama koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali	28
Şekil 3-16 Kosinüs ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta maksimum çalışma koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali	28
Şekil 3-17 Kosinüs ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için soğutucu sıcaklık değişimi	29
Şekil 3-18 Kosinüs ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için zarf sıcaklığı değişimi.....	29
Şekil 3-19 Aşağı akış ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta normal kanal koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali	30
Şekil 3-20 Aşağı akış ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta en sıcak kanal koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali	30
Şekil 3-21 Aşağı akım ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için soğutucu sıcaklık değişimi	31
Şekil 3-22 Aşağı akış ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için zarf sıcaklığı değişimi.....	31
Şekil 3-23 Yukarı akış ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta ortalama kanal koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali	32
Şekil 3-24 Yukarı akış ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta en sıcak kanal koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali	32
Şekil 3-25 Yukarı akım ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için soğutucu sıcaklık değişimi	33

Şekil 3-26 Yukarı akış ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için zarf sıcaklığı değişimi	33
Şekil 3-27 Negatif reaktivite sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi	34
Şekil 3-28 Negatif reaktivite sonrası en yüksek zarf sıcaklığının zamanla değişimi	35
Şekil 3-29 Pozitif reaktivite sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi	36
Şekil 3-30 Pozitif reaktivite sonrası en yüksek zarfsıcaklığının zamanla değişimi	37
Şekil 3-31 Akışın zamanla değişimi	38
Şekil 3-32 %40 Th içeren yakıt için durma sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi	39
Şekil 3-33 Sadece U içeren yakıt için durma sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi	40
Şekil 3-34 Sadece U ve %40 Th içeren yakıt için durma sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi	41
Şekil 3-35 %40 Th ve sadece U içeren yakıtta ortalama kanal koşullarında reaktör kapanması ve pompa durması durumu	42

SİMGE VE KISALTMALAR

Simgeler

k	Isı iletkenlik katsayısı	[W/m.K]
T	Sıcaklık	[K]
A_f	Akış alanı	[m ²]
P_w	Islak çevre	[m]
\dot{m}	Kütle akış oranı	[kg/s]
P	Güç	[MW]
P_0	Başlangıçtaki güç	[MW]
ρ	Reaktivite	[-]
ρ_i	Giriş reaktivitesi	[-]
α	Geçen sürenin döngü süresine oranı	[-]
C	Gecikmiş nötron yoğunluğu	[atom/cm ³]
L	Öncü nötron üretim süresi	[s]
Λ	Gecikmiş nötron bozunum sabiti	[1/s]
β	Gecikmiş nötron oranı	[-]
W	Akış oranı	[kg/s]
W_0	Başlangıçtaki akış oranı	[kg/s]
R_f	Yakıtın ısı direnci	[C/W]
$\tilde{\tau}$	Isıl zaman sabiti	[s]
M_f	Total yakıt kütlesi	[kg]
c_f	Yakıtın ısı kapasitesi	[J/kg-K]
α_f	Yakıtın reaktivite sabiti	[1/°C]
α_c	Soğutucunun reaktivite sabiti	[1/°C]
T_i	Başlangıçtaki sıcaklık	[K]
T_f	Yakıt sıcaklığı	[K]
T_C	Soğutucu sıcaklığı	[K]

Kısaltmalar

VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor
------	--------------------------------------

U	Uranyum
Th	Toryum
ThO ₂	Toryum Dioksit
UO ₂	Uranyum Dioksit
Pa	Protaktinyum

1. GİRİŞ

1.1 Tezin Amacı

Nükleer reaktörlerde kullanılan mevcut yakıt olan uranyum rezervler bakımından kısıtlıdır[1]. Bu yüzden dünya çapında uranyuma alternatif olabilecek yada uranyumla beraber kullanılacak yakıt türleri araştırılmaktadır. Bu araştırmalarda öne çıkan maddelerden biri ve ülkemizde de bolca bulunan toryum elementidir. Toryum-232 doğurgan bir materyal olup nötron yuttuğunda önce Pa-233 sonra U-233 elementine dönüşür ve U-233 fisyonlanabilen bir element olduğu için sistemin istenilen güce ve kritikliğe ulaşmasına yardımcı olur.

Th elementi tek başına sistemin kritikliğe ulaşmasına yetmez. Bu yüzden mevcut sistemlerde U ile birlikte kullanılabilir. Ancak U-Th içeren bir karışım nötronik olarak istenen değerleri verse bile ısı-hidrolik açıdan incelenerek sistemin belirlenen limitlerin altında çalıştığının da kanıtlanması gereklidir. Ayrıca belirli kaza koşulları için sistemin güvenilirliği sağlanmalıdır. Hatta Th içeren sistemler için yeni limitler ve kaza koşulları da belirlenmelidir.

Bu tez kapsamında, VVER-1000 tipi nükleer reaktörün geometrik parametreleri kullanılarak oluşturulan birim hücredeçeşitli konsantrasyonlarda Th-U içeren yakıtların ısı performansları incelenmiştir. Bu sayede yakıt merkez sıcaklıkları incelenerek sistemin sıcaklığı belirlenecek ve kullanılabilir Th-U içeriği tespit edilecektir. Bu içeriklerin maksimum çalışma koşullarında da ısı performansı incelenmiştir. Aynı şekilde farklı ısı profillerinde yakıt merkez sıcaklıkları takip edilmiştir. En kötü performansı veren Th içeriği ile sadece U içeren sistem kullanılarak %10 akış azalması, reaktivite tanıtılması ve pompa yavaşlaması analizi gerçekleştirilmiştir.

1.2 Tezin Şeması

Bu tez üç bölümden oluşmaktadır. Birinci bölümde, tezin amacı ve yapılmış benzer çalışmaların yer aldığı literatür özeti kısmı yer almaktadır. İkinci bölümde, kullanılan kod olan COBRA-TF ile yapılan analiz ve kabullenmeler detaylı bir şekilde anlatılmıştır. Son bölümde ise, sonuçlar ve değerlendirme kısmı yer almaktadır.

1.3 Literatür Özeti

Nükleer reaktörlerde kullanılan yakıt çeşitleri, yakıtların ısı özelliklerinin hesaplanması ve yapılan analizler için geniş bir literatür bulunmaktadır.

Xianfeng Zhao (2001) tarafından homojen U-Th yakıt için yapılan çalışmada k_{∞} değerinin %35 UO_2 -%65 ThO_2 ve %25 UO_2 -%75 ThO_2 için 40.000 yanma değerine kadar kritikliği sağladığını ve sıcak tam güçten soğuk sıfır güç farkı, ksenon katkısı, moderatör soğutucu sabiti gibi birçok parametredeki değişimlerin sadece U kullanımından fazla olmaması nedeniyle mevcut basınçlı su reaktörlerinde bu yakıtın kullanılabilirliğini bulmuştur.[2]

Hongxing Xiao, Chongsheng Long, Xiaofeng Tian ve Hongsheng Chen (2016) tarafından yayınlanan uranyum dioksit için ısı-fiziksel özelliklerle ilgili sonuçlarda, $U_{1-y}Th_yO_2$ ($0 < y < 1$) için ısı iletkenlik y konsantrasyon olmak üzere denklem geliştirmiştir. Bu yaklaşım ısı iletkenlik için 300-2100 K aralığında $\pm 0.1 \text{ Wm}^{-1}\text{K}^{-1}$ hata ile değer vermektedir. Bu ısı iletkenlik değerleri sıcaklığın artışı ile azalma gösterdiği gözlenmiştir.[3]

Masayuki Murabayashi, Susumu Namba, Yoichi Takahashi ve Takashi Mukaibo, UO_2 ve ThO_2 için ısı kapasitesi modeli önermiştir. Bu karışımların ısı kapasitesinin tespit etmek için basit aritmetik modellerle hesaplanabileceğini belirtmiştir. Ayrıca düşük uranyum içerikli karışımlar için sıcaklığa bağlı ısı iletkenliğinin değişiminin incelemiştir.[4]

P.S. Somayajulu, P.S. Ghosh, A. Arya, K.V. Vrinda Devi, D.B. Sathe, J. Banerjee, K.B. Khan, G.K. Dey, B. K. Dutta Th ve Pu içeren örnekler için ısı iletkenlik analizleri gerçekleştirmiştir ve ısı kapasitesinin içeriğindeki maddelerin ısı kapasitesi kullanılarak ağırlıklı ortalamaya bağlı hesaplanabileceğini belirtmiştir.[5]

2. MODELLEME VE ANALİZLER

2.1 Kullanılan Tasarım

Tez kapsamında Buhsehr VVER-1000 reaktörünün parametreleri kullanılarak birim hücre modellenmiştir. Reaktör için kullanılan parametreler aşağıda belirtilmiştir.

Çizelge 2.1. VVER-1000 tasarım parametreleri[6]

Parametre	Birim	Değer
Basınç	MPa	15,7
Reaktör ısııl gücü	MWt	3000
Soğutucu giriş sıcaklığı	K	564,15
Yakıt merkezleri uzaklığı	mm	12,75
Yakıt tabletinin çapı	mm	7,57
Zarf dış çapı	mm	9,1
Zarf kalınlığı	mm	0,673
Yakıt demeti sayısı	-	163
Yakıt demetindeki yakıt çubuğu sayısı	-	311
Aktif uzunluk	m	3,55

Oluşturulan birim hücre için akış alanı yakıt tablet çapı ve birim hücre aralığı kullanılarak üçgen olarak hesaplanmıştır.

$$A_f = \frac{\text{Yakıt uzaklığı}^2 \times \sqrt{3}}{4} - \frac{\pi \times \text{Zarf dış çapı}^2}{8} \quad (1)$$

Yine benzer üçgen yapı içinde ıslak çevre aşağıdaki şekilde hesaplanmıştır

$$P_w = \frac{\pi \times \text{Zarf dış çapı}}{2} \quad (2)$$

Sistemde kullanılan ortalama lineer ısı üretim katsayısı aşağıdaki gibi hesaplanmıştır.

$$\text{Ortalama lineer ısı üretim katsayısı} = \frac{3000 \text{ MW}}{163 \times 311 \times 3,55 \text{ m}} = 16,67 \text{ kW/m} \quad (3)$$

En sıcak kanal koşullarını verebilmek için sistemdeki lineer ısı aktarım katsayısı en yüksek olan yakıt için oluşturulan birim hücre kullanılmıştır. En sıcak kanalda lineer güç yükselme faktörü 1,34 olarak belirlenmiştir[6]. Bu şekilde sıcak kanal için ortalama ısı akısı aşağıdaki denklemle bulunmuştur.

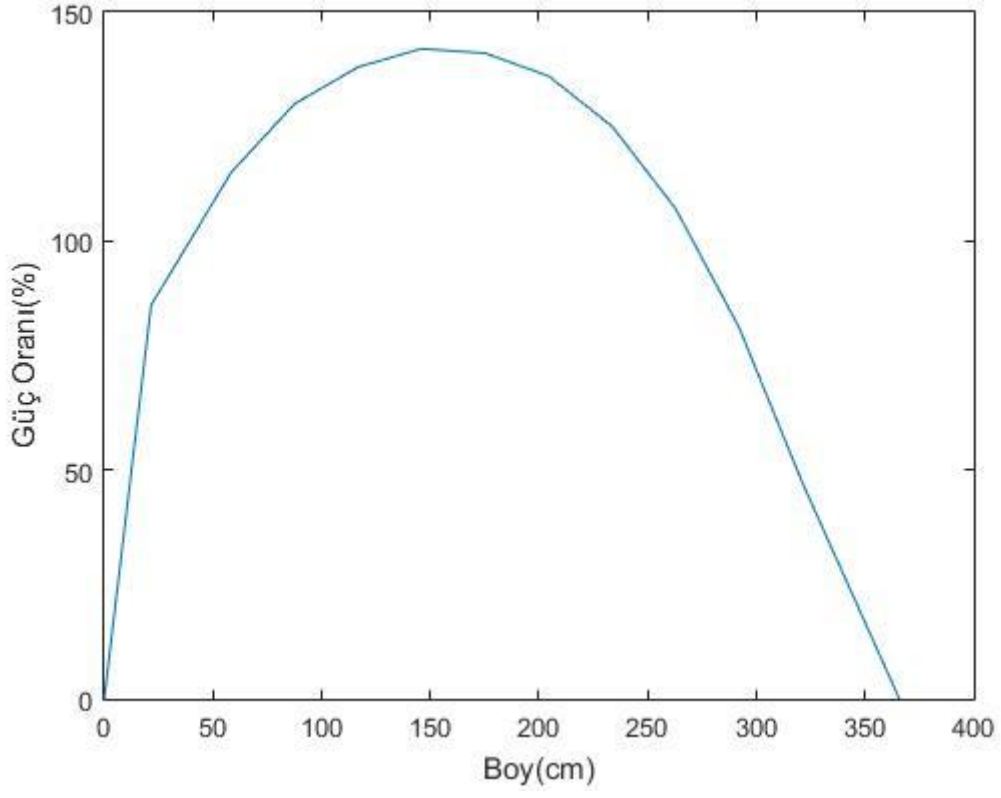
$$\text{Sıcak kanal ortalama lineer ısı üretim katsayısı} = 16,67 \text{ kW/m} \times 1,34 = 22,3 \quad (4)$$

2.2 COBRA-TF Modellemesi

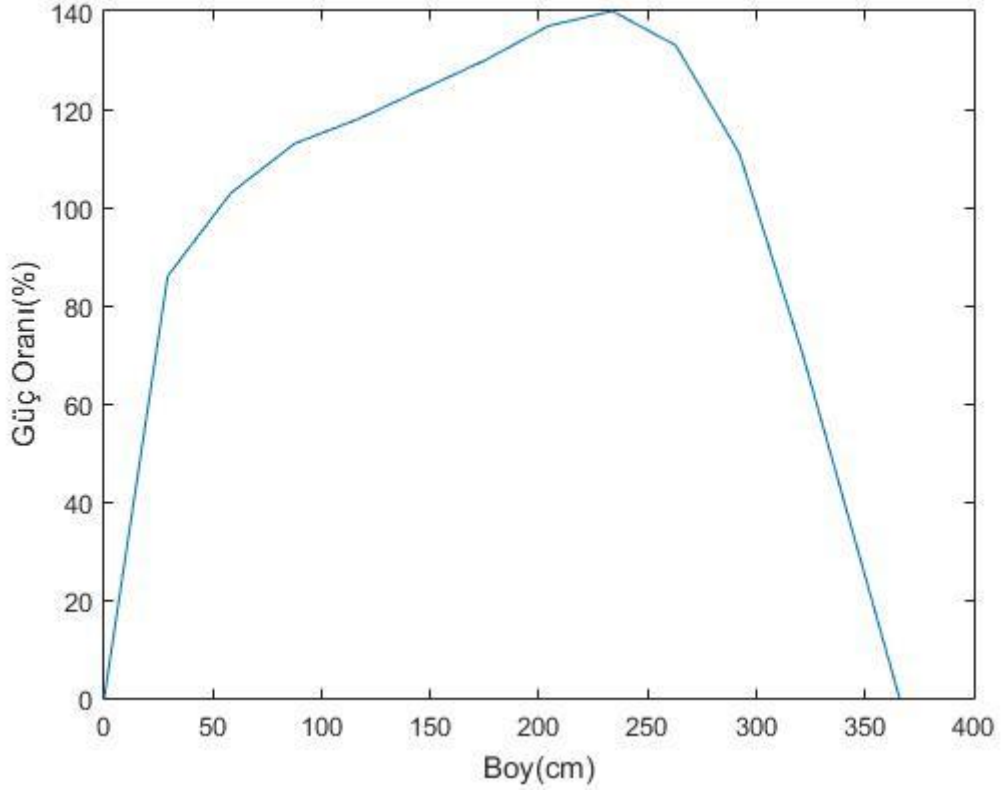
COBRA-TF kodu 1980'de Pacific Northwest Laboratuvarı'nda nükleer santrallerdeki reaktörü ısı- hidrolük davranışları için geliřtiren alt kanal analiz kodudur. Genelleřtirilmiř kütle, momentum ve enerji denklemlerini sonlu-farklılık yöntemiyle çözümlenir ve bu sayede deterministik çözümler üretir.[7] Temelde nükleer güç santralleri ve araştırma reaktörlerinde sistemin davranışlarını incelemek için geliřtirilmiřtir. Özellikle sistemdeki süreç analizlerinde ve soğutucu kaybı kazalarını incelemek için önemli bir analiz aracıdır. Ayrıca bütünlük analizlerde nötronik kodlar için süreç analizlerinde ısı- hidrolük sonuçların kullanılması açısından önemlidir.

COBRA-TF kodunda analizi gerçekleřtirmek için reaktöre özel parametreler kullanılmalıdır. Bu parametreler arasında reaktörün ısı gücü, yakıt boyu, kanal sayısı, güç profili, ısı iletkenlik deęerleri, akış doęrultusunda güç dağılımı ve sınır kořulları girilir. Analizlerde girdi olarak kullanılan parametreler İngiliz birim sistemine dönüřtürölüp kullanılmıřtır. Her ne kadar COBRA-TF SI birim sisteminde de analiz gerçekleřtirse de SI biriminde girilen parametreleri İngiliz birim sistemine dönüřtürmüktedir. Bu tezde yapılan analizlerde İngiliz birim sistemi ile girdi hazırlanmıřtır. Bu sayede parametrelerin SI'da girilip İngiliz birimlere dönüřtürölüdükten sonra analizlerin sonuçlarının tekrar SI'a dönüřtürölmesinden kaynaklı dönüřümsel rakam kayıplarının önüne geçilmesi amaçlanmıřtır.

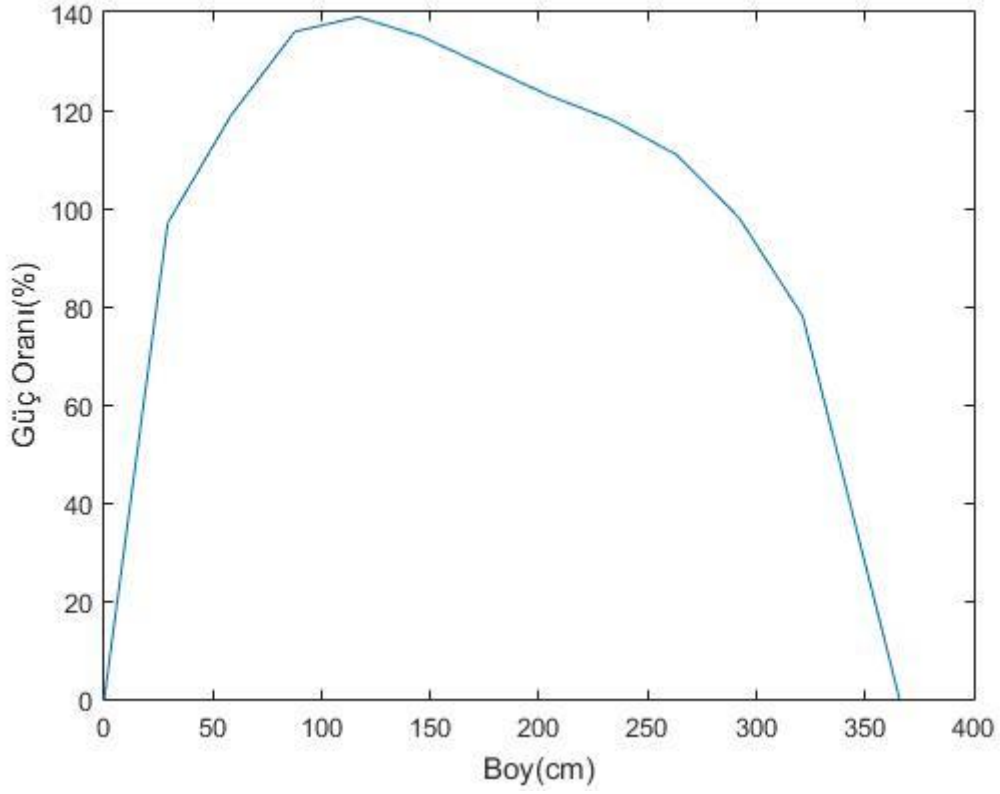
Mevcut yapılan analizde sistem Buhsehr VVER-1000 reaktörü olarak kabul edilmiřtir. Analizde tek kanalın olduęu kabul edilmiřtir. Bu tek kanal alt plenum ve yakıttan oluřmaktadır. Alt plenum akışkanın hemen ısı profili ile karřılařmaması ve akış düzeni oluřturması için ayrılmıřtır. Alt plenum sistemin ilk 41,91 santimetrelük kısmında bulunmaktadır. Yakıt aktif uzunluęu 365,76 santimetredir. Toplamda 407.67 cm yakıt 50 parçaya bölünüp analiz için kullanılmıřtır. Sistemde 3 farklı ısı profili kullanılmıřtır. Bunlar kosinüs ısı akış profili, ařaęı akış(downstream) ısı profili ve yukarı akış (upstream) ısı profilleridir. Kullanılan ısı dağılım modelleri Abdalla'nın (2012) çalıřmasından alınmıřtır.[8]Kullanılan ısı modelleri ařaęıdaki gibidir.



Şekil 2-1 Kullanılan modele göre kosinüs ısı eğrisi



Şekil 2-2 Kullanılan modele göre aşağı akış ısı eğrisi



Şekil 2-3 Kullanılan modele göre yukarı akış ısı eğrisi

2.3 Isıl İletkenlik Analizi

Isıl iletkenlik analizi için COBRA-TF’de modellenen reaktöre dışarıdan tablo olarak çeşitli sıcaklıklarda ısı iletkenlik ve ısı kapasitesi değerleri girilmiştir. Isıl iletkenlik değerleri Hongxing X., Chongsheng L., Xiaofeng T., Hongsheng C.(2016) geliştirdiği modelle hesaplanmıştır[3]. Bu model $U_{1-y}Th_yO_2$ ’de kütle oranı ve sıcaklığa bağlı ısı iletkenlik değeri verir. Isıl iletkenlik değeri $\pm 0,1$ W/m-K arasında değişkenlik gösterdiği belirtilmiştir.

$$k(\text{W/m-K}) = \frac{1}{0,0432 + 0,1887 \times y - 0,24 \times y^2 + (2,37 - 0,18 \times y) \times 10^{-4} \times T} \quad (5)$$

Bu denkleme göre sisteme 6 sıcaklık değeri için ısı iletkenlik değeri verilmiştir.

Isı kapasitesi için değerler ise ThO_2 ve UO_2 için ayrı ayrı hesaplanıp kullanılacak ağırlıklı orana göre ağırlık ortalaması ile hesaplanmıştır[4]. Isı kapasitesi değerleri aşağıdaki yöntemle hesaplanmıştır.

$$c_p(UO_2) = 19,20 + 1,62 \times 10^{-3} \times T - 3,957 \times 10^{-5} \times T^2 \left(\frac{\text{cal}}{^\circ\text{C} - \text{mol}} \right) \quad (6)$$

$$c_p(\text{THO}_2) = 16,45 + 2,346 \times 10^{-3} \times T - 2,214 \times 10^{-5} \times T^{-2} \left(\frac{\text{cal}}{^\circ\text{C} - \text{mol}} \right) \quad (7)$$

2.4 Kaza Analizleri

Oluşturulmuş sistem üzerinde akış azalması, sisteme reaktivite tanıtılması ve pompa yavaşlaması kazaları modellenmiştir. Bu inceleme sadece uranyum içeren ve en kötü ısı iletkenliğinin tespit edildiği %40 toryum içeren örnek için gerçekleştirilip aradaki fark gözlenmiştir.

2.4.1 Akış Azalması Kazası

Sistemde akış miktarının %90'a düştüğü kabul edilerek inceleme gerçekleştirilmiştir.

$$\dot{m}_{\text{yeni}} = \dot{m}_{\text{eski}} \times 0.90 \quad (8)$$

Çıkan yakıt sıcaklık dağılımı normal çalışma koşulları ile karşılaştırılmıştır. Çalışmada soğutucu ve zarf sıcaklıkları da takip edilerek sistemin limitleri incelenmiştir.

2.4.2 Reaktivite Tanıtılması Kazası

Sistem çalışırken sisteme pozitif ve negatif reaktivite girişi incelenmiştir. Tek grup reaktör kinetiği denklemi ile yakıt ve soğutucu sıcaklıklarının değişiminin reaktiviteye etkisi beraber kullanılarak çözülür.

$$\frac{dP(t)}{dt} = \left(\frac{\rho(t) - \beta}{L} \right) P(t) + \lambda C(t) \quad (9)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{L} P(t) - \lambda C(t) \quad (10)$$

Tek grup reaktör kinetiği denklemlerine aşağıdaki yakıtta ve soğutucuda oluşan sıcaklık farklarından kaynaklı reaktivite geri beslemesiyaklaşımları eklenir[9].

$$\frac{dT_f(t)}{dt} = \frac{P(t)}{M_f c_f} - \frac{[T_f(t) - T_i]}{\tilde{\tau}} \quad (11)$$

$$T_C(t) = T_i + \frac{T_f(t)}{2R_f W c_p} \quad (12)$$

Yukarıdaki denklemlerde bulunan $\tilde{\tau}$ kor ısı zaman sabiti aşağıdaki gibi hesaplanır.

$$\tilde{\tau} = M_f c_f R_f \quad (13)$$

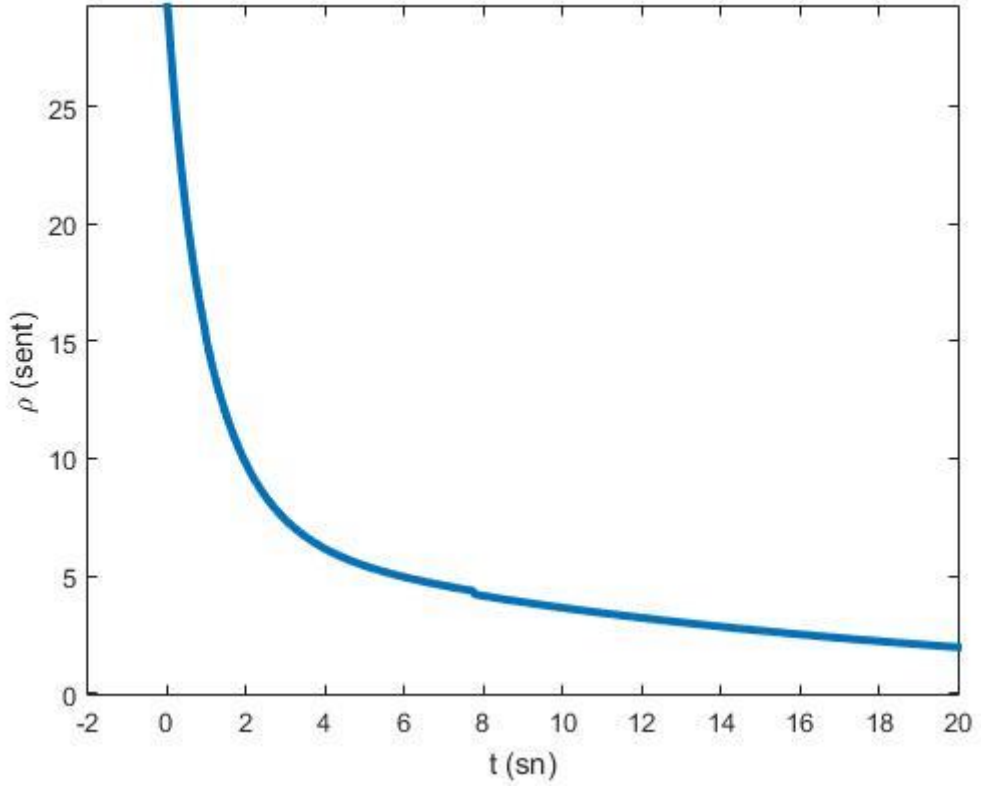
Yakıt ve moderatör için sıcaklık değişimi yakıttan ve soğutucudan gelecek reaktivite geri beslemesini oluşturur. Yakıttaki sıcaklık değişimleri rezonans yutulumunda yaratacağı değişimlerden, soğutucu veya moderatördeki sıcaklık değişimleri öncelikli olarak

yoğunluğun dolayısıyla makroskopik tesir kesitini değiştireceğinceğinden güçte değişimler yaratacaktır. Yakıt ve moderatördeki sıcaklık değişimlerinin güçte yaratacağı değişimler gücü etkiler. Reaktivite değişimi ise mevcut reaktiviteye etkileri ile hesaplanır.

$$\rho(t) = \rho_{i(t)} - |\alpha_f| [T_f(t) - T_f(0)] - |\alpha_c| [T_c(t) - T_c(0)] \quad (14)$$

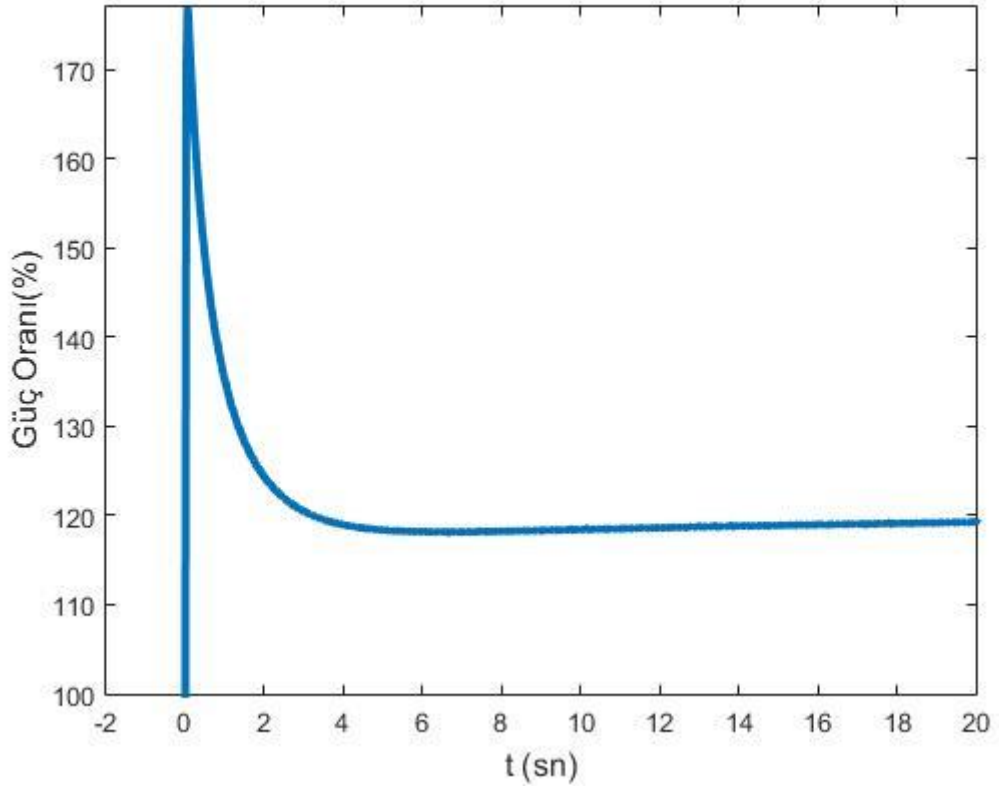
Kullanılan MATLAB kodunda reaktivite girişi sonrası yakıtta ve soğutucuda sıcaklık değişimleri hesaba katılarak reaktivite ve buna bağlı güç değişimi hesaplanmıştır. Bu hesaplamalar yapılırken reaktörün kütle akış oranı, başlangıçtaki güç gibi parametreler tipik PWR reaktörünün parametreleri olarak kullanılmıştır. Ayrıca analizde kullanılan diğer parametreler $R_f=0,15 \times 10^{-6}$ C/W, $\tilde{\tau}= 4,5$ s, $\alpha_f = -3,2 \times 10^{-5}$ 1/°C, $\alpha_c = -1,4 \times 10^{-5}$ 1/°C, $M_{fcf}=320000$ kg, $\beta=0,0065$, $L=0,0001$ s, $\lambda = 0,07741s^{-1}$ olacak şekilde kabul edilmiştir ve bu değerlere göre analizler gerçekleştirilmiştir[9]. Kabul edilen değerlere göre güçte %20 azalma ve artma yaratacak reaktivite değerleri verilmiştir.

Bu çözüme göre 80 sentpozitif reaktivite eklendiğinde reaktivite ve güç değişimi aşağıdaki gibidir. Bu reaktivite sonrası güçte ani bir yükselme gözlemlendikten sonra zaman içinde yakıt ve soğutucuda meydana gelen sıcaklık değişiminden kaynaklı reaktivite düşüşü ile birlikte yeni bir güç oranında sistem dengeye gelecektir.



Şekil 2-4 Reaktivite tanıtılması sonra reaktivitenin zamanla değişimi

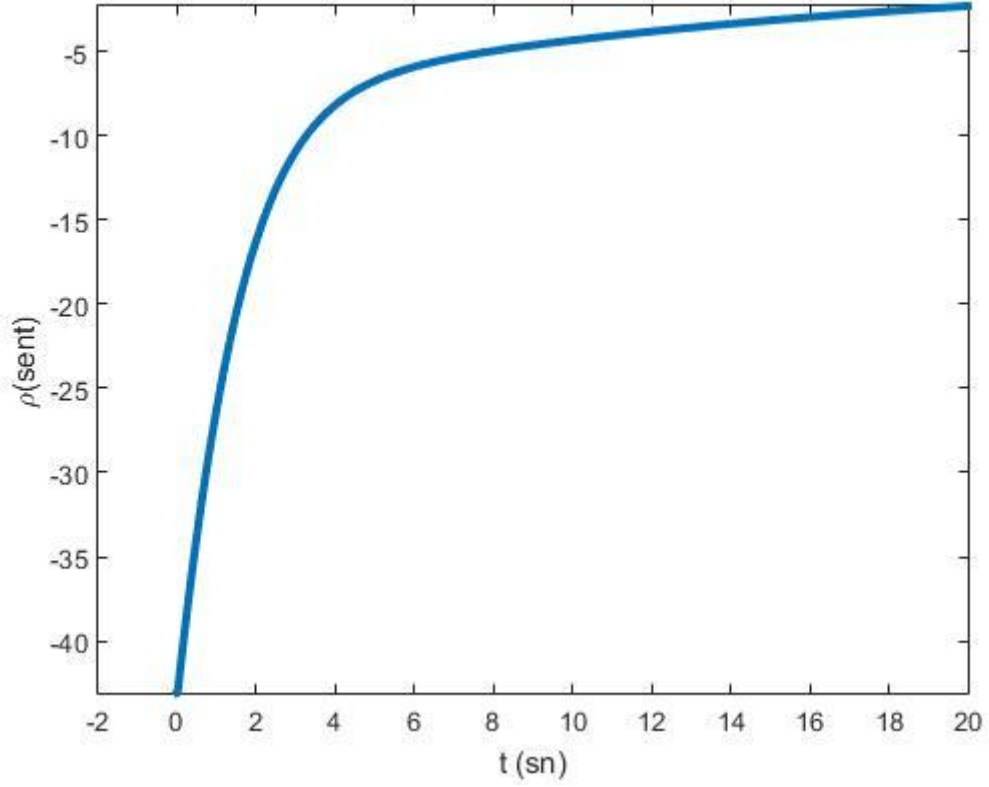
Pozitif reaktivite girişi sonrası reaktivitede beklendiği üzere ani güç artışına bağlı düşüş gerçekleşmiştir. Bu düşüş gücü belirli seviyeye düşürmüştür.



Şekil 2-5 Pozitif reaktivite girişi sonrası güç değişimi

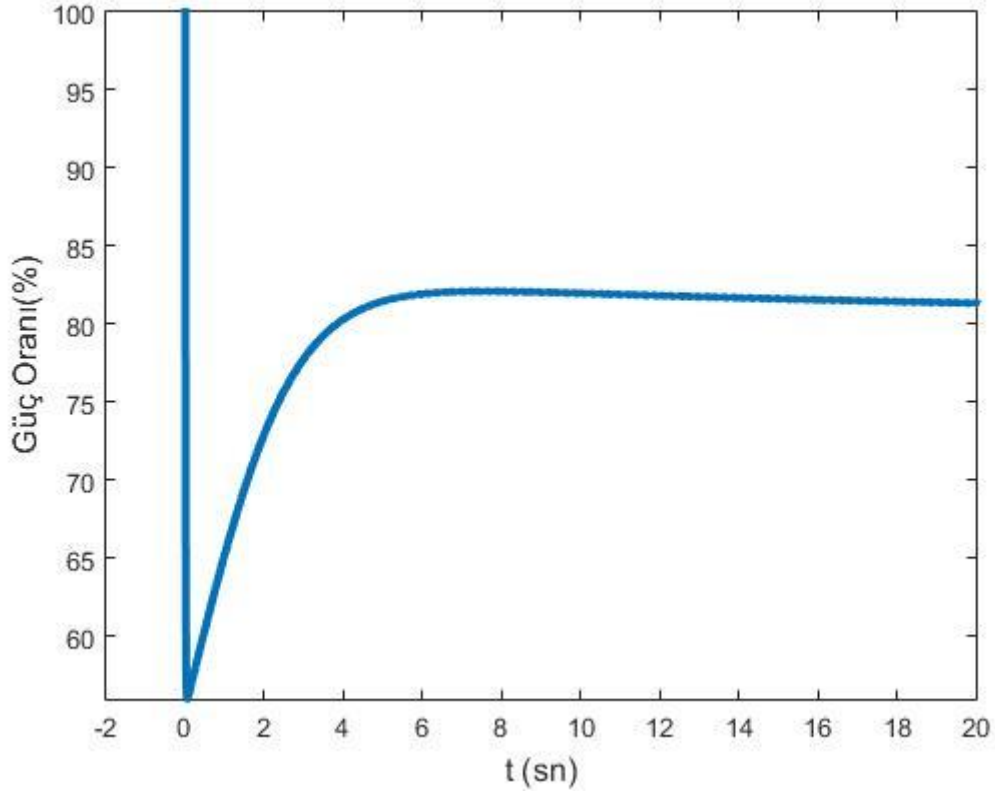
Pozitif reaktivite sonrası sistemde ani güç yükselmesi yaşanmıştır. Bu aşamadan sonra soğutucu ve yakıt reaktive geri beslemesi ile güç %20'den sonra yavaş yavaş artma eğilimindedir.

45 sent negatif reaktivite sisteme verildiğinde edildiğinde ise reaktivite ve güç değişimi aşağıdaki gibidir. Bu sefer güçte ani düşüşle beraber sıcaklık düşüşleri sayesinde güç belirli oranda yükselip dengede kalacaktır.



Şekil 2-6 Negatif reaktivite tanıtılması sonra reaktivitenin zamanla değişimi

Sisteme negatif reaktivite ithal edilmesinden sonra güçte ani düşmeye bağlı olarak reaktivite yükselmiştir.



Şekil 2-7 Negatif reaktivite girişi sonrası güç değişimi

Beklendiği üzere sistem pozitif reaktivite tanıtıldığında güçte öncelikle aşırı bir güç düşüşü gerçekleşmiştir. Ancak negative reaktivite geri beslemesi ile güç yükselmiş ve yaklaşık %80 güçten düşmeye devam etmektedir. Sisteme iki farklı reaktivite tanıtılarak hem %40 toryum içeren örneğin hem de sadece U içeren örneğin zaman içinde en yüksek sıcaklık değişimleri incelenmiştir. Analiz COBRA-TF kodunda 5 saniye normal çalışma olduktan sonar reaktivite tanıtılması şeklinde gerçekleştirilmiştir.

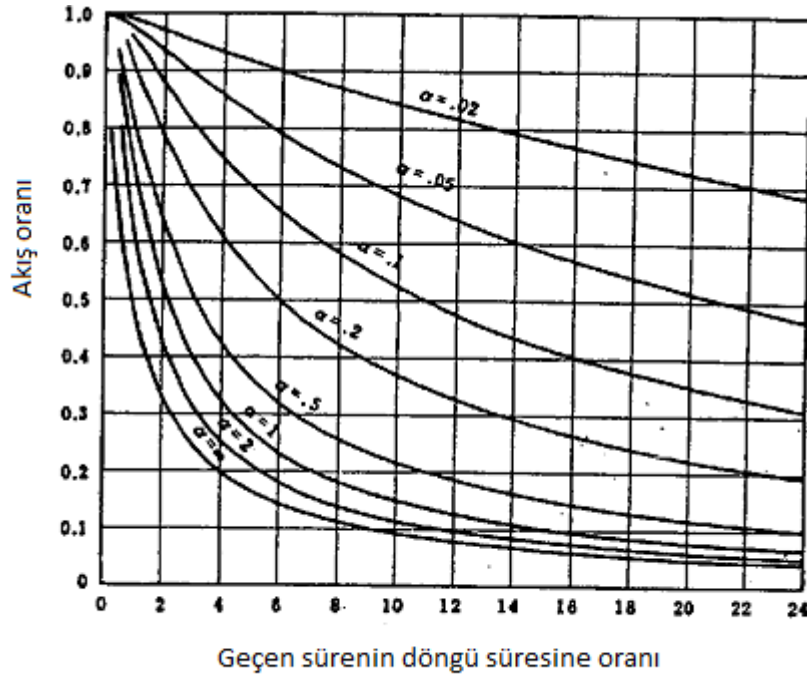
2.4.3 Pompa Durması

Oluşturulan model 5 saniye çalışırken pompa durması devreye girdikten sonra sistemdeki değişimler takip edilmiştir. Pompa durması devreye girdiği anda reaktörün kapandığı, sadece bozunumdan gelen ısının var olduğu kabul edilmiştir. Bozunum ısısı reaktör kapandıktan sonraki işletim süresine göre kısa süreçlerde aşağıdaki şekilde modellenir.[10]

$$\frac{P}{P_0} = 0,066 \times t_s^{-0,2} \quad (15)$$

Pompa yavaşlaması için parametreler incelendiğinde α değeri önem kazanır. Bu değer geçen sürenin döngü süresine oranıdır. Bu değer sistemde akış oranını belirler. Pompa durduktan sonra mevcut atalet kuvveti ve bunu her döngü boyunca azaltan basınç düşümlerine bağlı olarak akış oranı değişir. Bu yüzden geçen sürenin artımı akış oranını düşürür.

$$\frac{W_0}{W} = 1 + \alpha \quad (16)$$

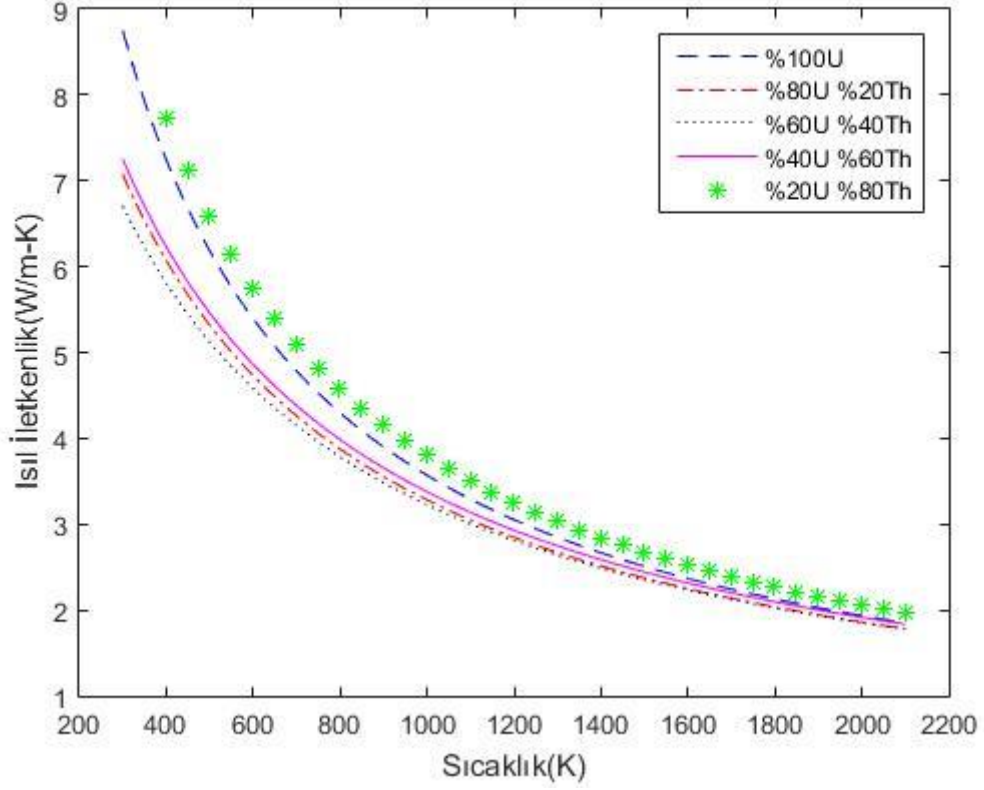


Şekil 2-8 Geçen zamanın döngü süresi oranına karşılık akış oranı değişimi[11]

Şekil 2-8'de α değerlerine göre akış oranı değişimleri belirtilmiştir. En kötü senaryo incelenebilmesi için en kötü yakıt merkez sıcaklığı değeri veren %40 Th içeren örnek ve sadece U içeren örnek için $\alpha = \infty$ kabul edilerek sistemin reaksiyonu incelenmiştir. Sistem COBRA-TF üzerinde 5 saniye maksimum çalışma koşullarında çalıştıktan sonra pompa durması devreye girmektedir

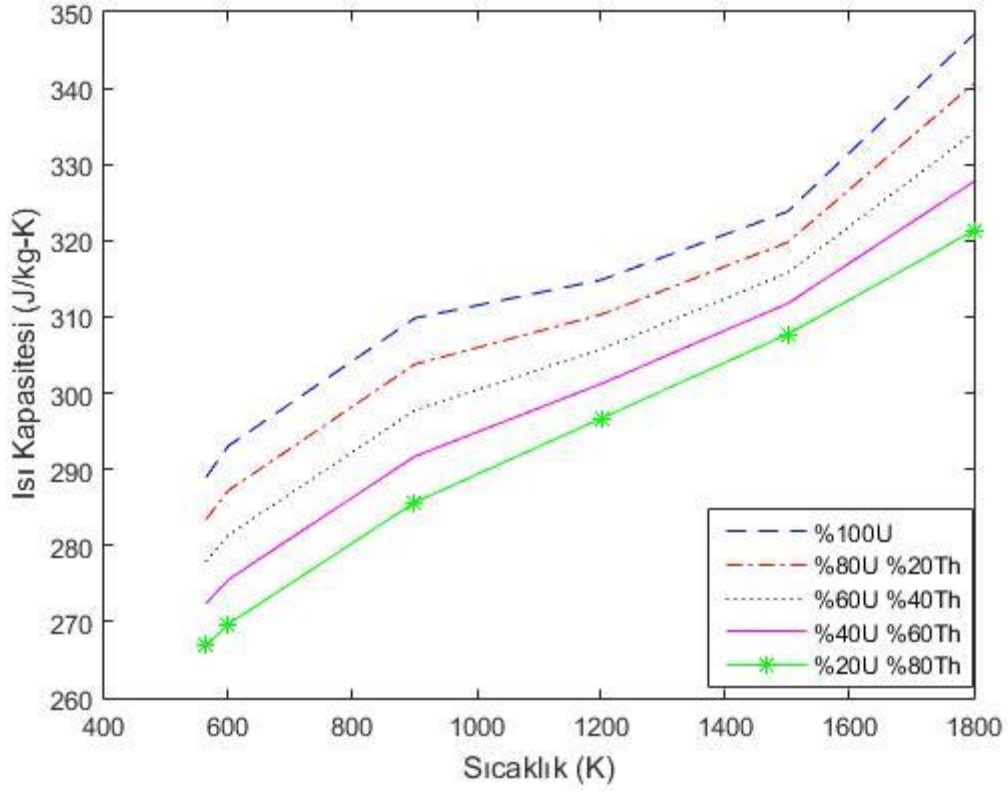
3. SONUÇLAR ve DEĞERLENDİRME

3.1 Isıl İletkenlik Değerlerinin Karşılaştırılması



Şekil 3-1 Kullanılan modele göre sıcaklığa bağlı ısıl iletkenlik değişimi

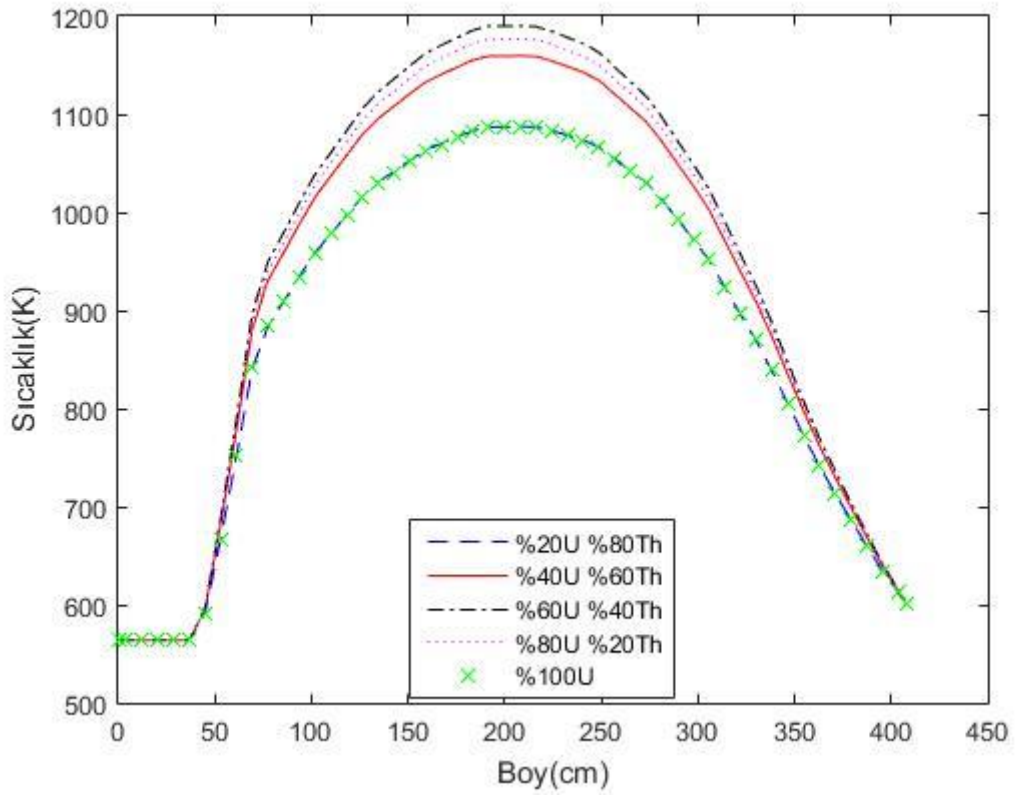
Şekil 3-1'de görüldüğü üzere kullanılan ısıl iletkenlik modelinde her sıcaklıkta en kötü ısıl iletkenlik değeri %40 toryum barındıran örnekte tespit edilmiştir. Bunun yanı sıra en iyi ısıl iletkenlik değeri %20 toryum içeren örnekte bulunmuştur. %20 içeren toryum örneği yakıtın tamamı uranyum olduğunda üretilen ısının sadece uranyum içeren yakıttan daha iyi iletilebileceğini göstermektedir.



Şekil 3-2 Sıcaklığa bağlı ısı kapasitesi değişimi

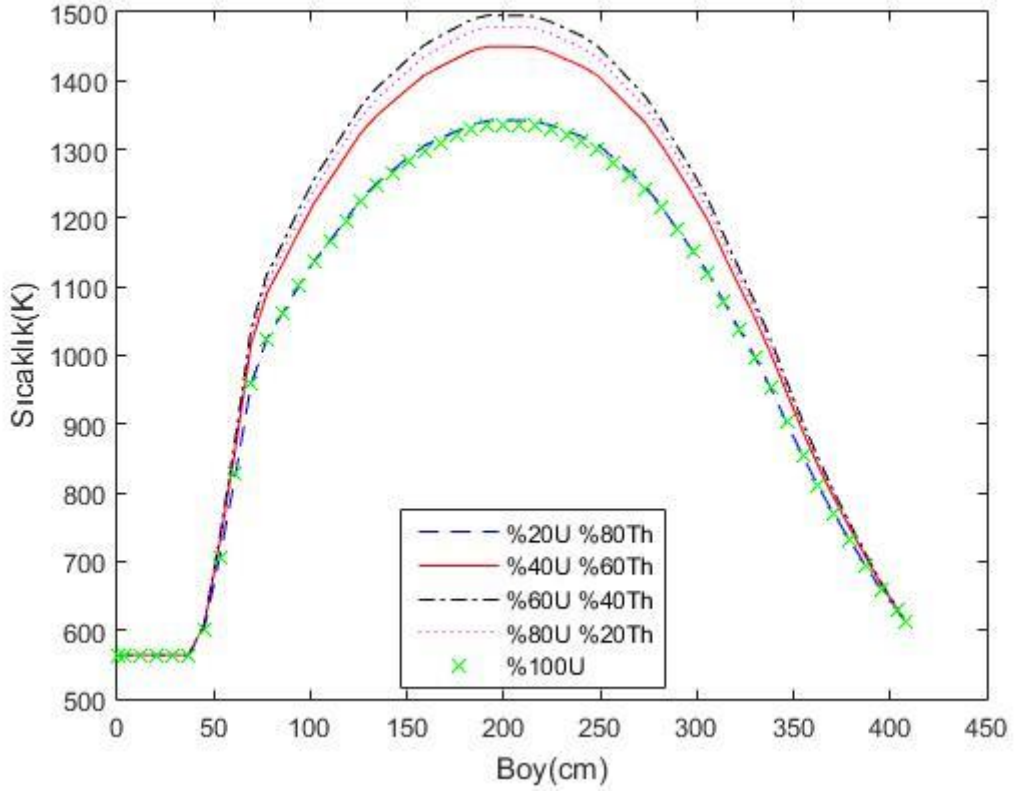
Isı kapasitesi değerleri incelendiğinde içerikteki toryum miktarı arttıkça ısı kapasitesinin azaldığı görülmektedir. Şekil 3-1 ve Şekil 3-2 beraber incelendiğinde uranyum ısı kapasitesi ile daha fazla ısıyı taşıyabilir ve uranyum içeren yakıtta sıcaklık değişimleri daha küçük olabileceğini göstermektedir.

Yakıttaki ısı iletimi doğrudan ısıl iletkenliğe bağlı olduğu için ısıl iletkenliği düşük olan konsantrasyonda ısı iletimi daha düşük olacaktır. Sonraki analizlerde de bu durumun görülmesi beklenmektedir.



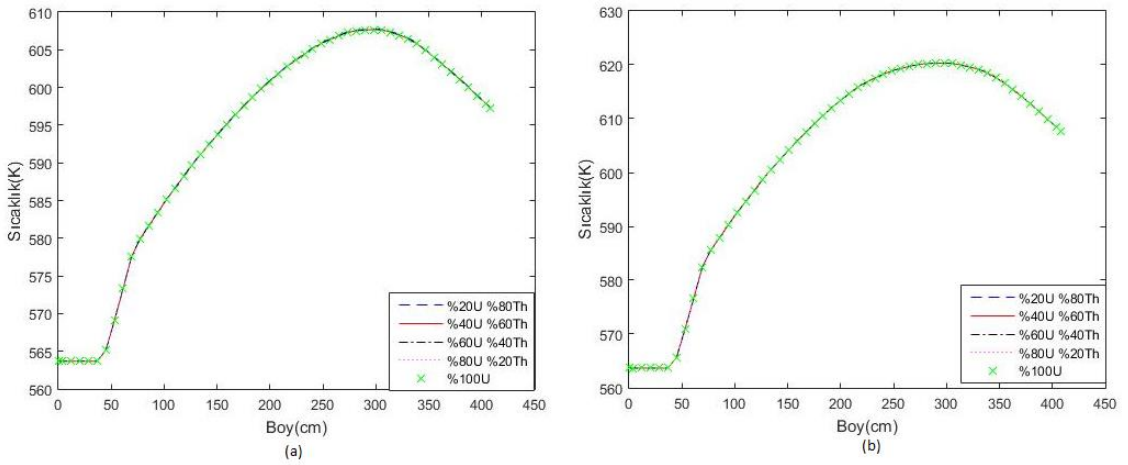
Şekil 3-3 Ortalama kanal koşullarında kosinüs ısı dağılım modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı

Yukarıdaki şekilde görüldüğü üzere en kötü ısıl iletkenlik değerine sahip %40 toryum içeren örnekte hesaplanmıştır. En yüksek sıcaklık değeri 1190 K olarak hesaplanmıştır ve bu değer % 20 Th içeren örnek için 1176.6 K, % 60 Th içeren örnek için 1159.5 K, %80 Th içeren örnek için 1087.4 K'e ve %100 U içeren örnek için 1086.5 K hesaplanmıştır.



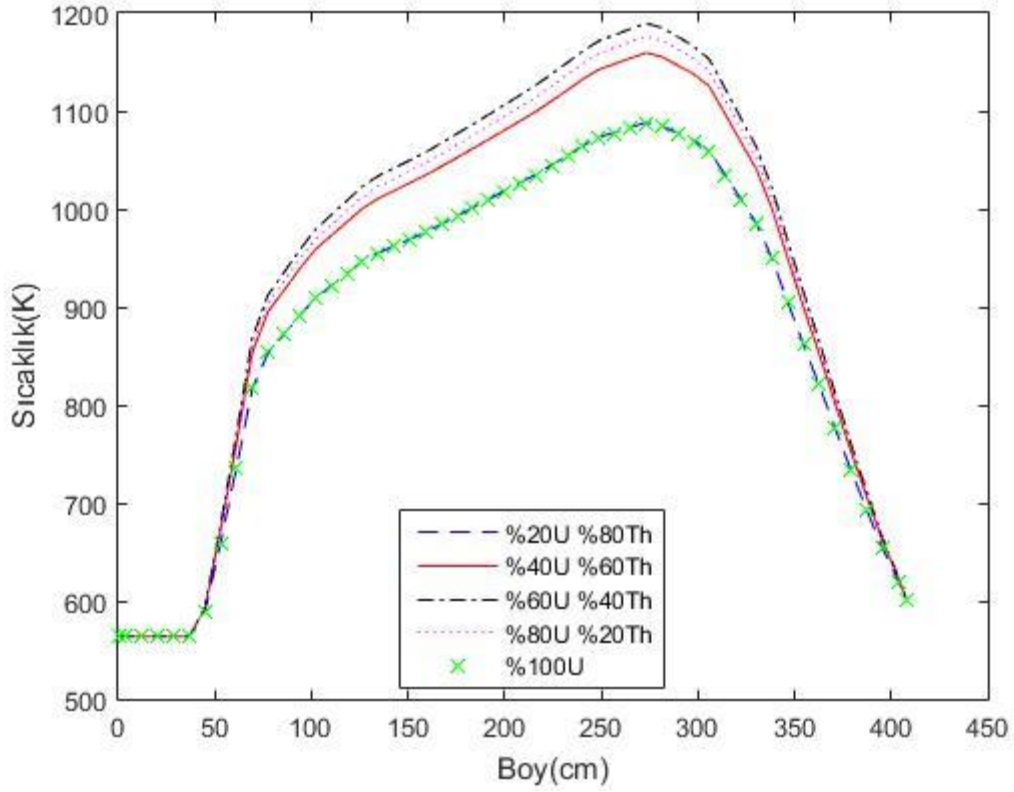
Şekil 3-4 En sıcak kanal koşullarında kosinüs ısı dağılım modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı

Şekil 3-4'de en yüksek sıcaklık reaktörün alt noktasından 1.91 metre yükseklikte (yakıtın 1.5. metresinde) tespit edilmiştir. Maksimum yakıt merkez sıcaklığı % 40 toryum içeriğinde 1495.5 K olarak hesaplanmıştır.



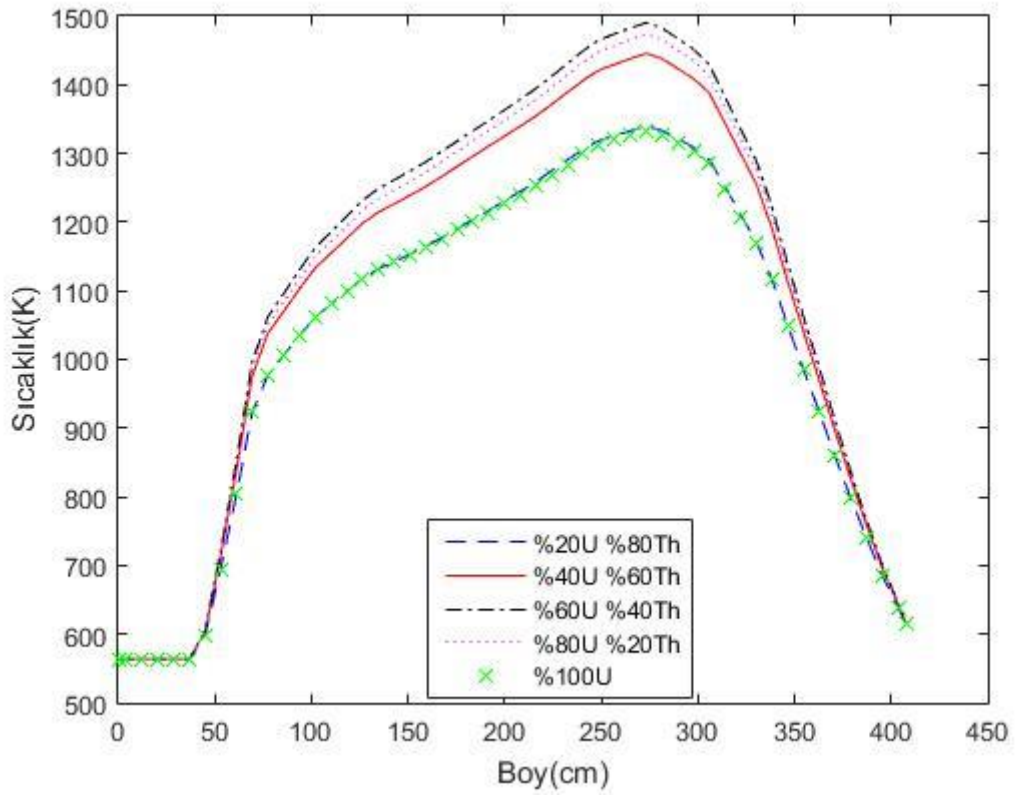
Şekil 3-5 Ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal koşulları (b) için kosinüs ısı eğrisinde 5 farklı toryum içeriğindeki zarf sıcaklıkları

Ortalama kanal ve en sıcak kanal koşullarında kosinüs ısı modeli için zarf sıcaklıkları incelendiğinde en yüksek sıcaklıkların sırasıyla 607.8 K ve 620.5 K olduğu hesaplanmıştır. Hesaplama soğutucudan yakıtı doğru olduğu için yakıtın ısı iletkenliğindeki değişim zarf materyalini etkilememiştir.



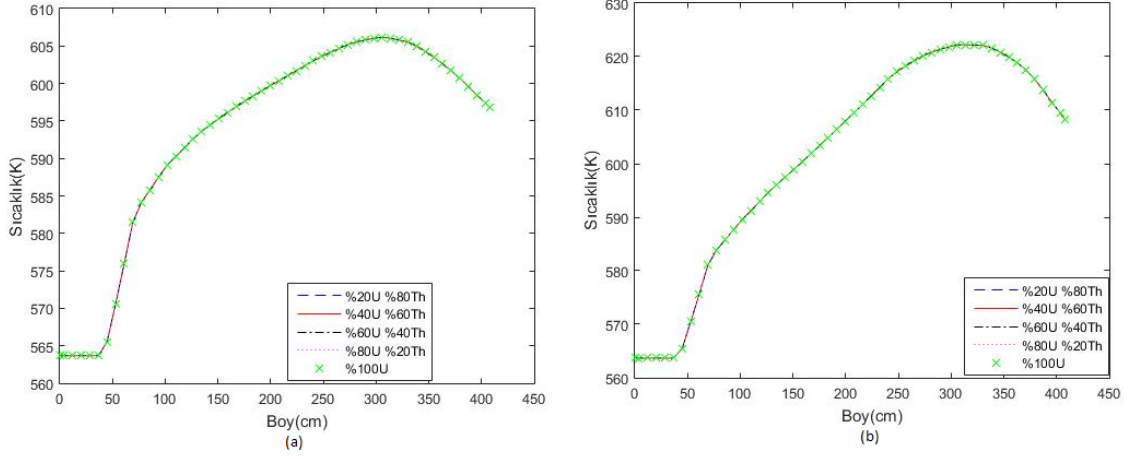
Şekil 3-6 Ortalama kanal koşullarında aşağı akış eğimli ısı dağılım modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı

Aşağı akış ısı dağılım modelinde de benzer trend devam etmektedir. Yine %40 toryum içeren örnekte en yüksek sıcaklık hesaplanmıştır. Yakıt merkez sıcaklığı kosinüs ısı akışı olduğu durumdan daha yüksektir. Bunun sebebi maksimum ısı faktörü olan noktanın daha yüksek sıcaklıklık soğutucuyla ısı çekilmektedir. En yüksek yakıt merkez sıcaklığı 1189.6 K olarak hesaplanmıştır.



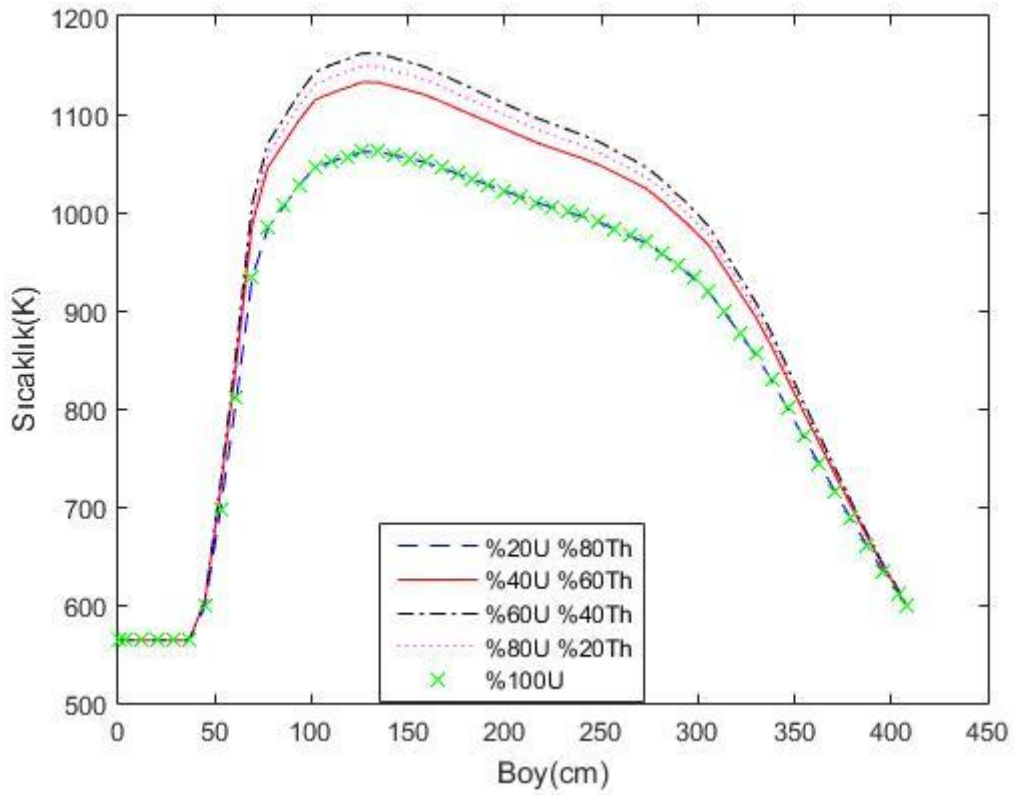
Şekil 3-7 En sıcak kanal koşullarında aşağı akış eğimli ısı modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı

Reaktör için belirlenen en sıcak kanal koşulları için aynı analizler gerçekleştirildiğinde ısı iletkenliğe bağlı beklenen trendin devam ettiği görülmektedir. En yüksek yakıt merkez sıcaklığı %40 toryum içeriği için 1490.46 K olarak hesaplanmıştır.



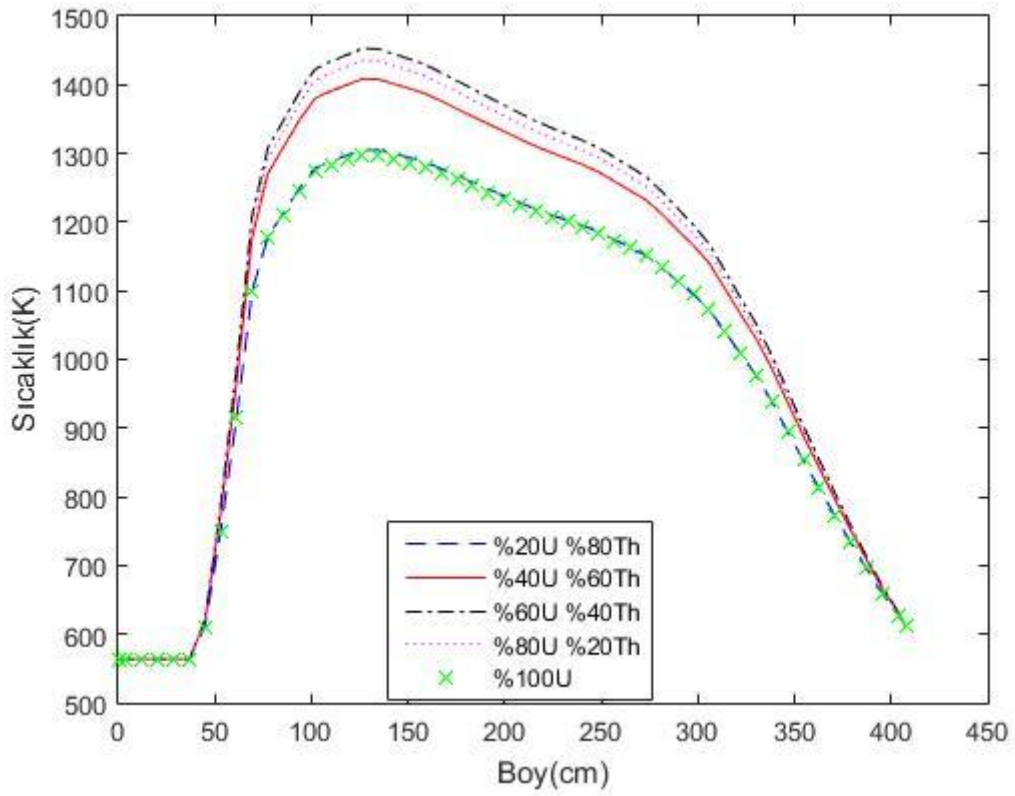
Şekil 3-8 Ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal koşulları (b) için aşağı akış ısı eğrisinde 5 farklı toryum içeriğindeki zarf sıcaklıkları

Zarf sıcaklıkları aşağı akış ısı eğrisinde incelendiğinde farklı konsantrasyonlar için farklı değildir. Zarfta ortalama kanal koşulları için bu akış modelinde en yüksek sıcaklık 610.1 K, en sıcak kanal koşulları için ise 622.2 K hesaplanmıştır. Zarf sıcaklıklarının az da olsa kosinüs ısı eğrisinden yüksek olmasının sebebi en yüksek güç oranının olduğu noktanın yakıtın üst kısımlarında olması ve zarf sıcaklığının en yüksek olacağı noktalara yakın olmasından dolayıdır.



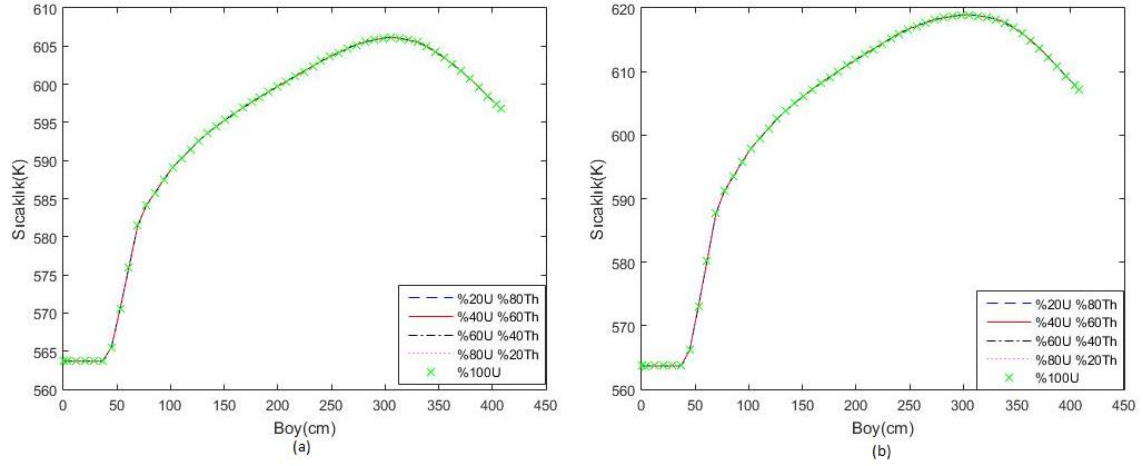
Şekil 3-9 Ortalama kanal koşullarında yukarı akış eğimli ısı modelinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı

Yukarı akış ısı dağılım modeli kullanılarak alt kanal analizleri tekrarlandığında yine beklendiği gibi %40 Th içeren örnekten en yüksek yakıt merkez sıcaklığı hesaplanmıştır. Ancak en yüksek ısı akısının olduğu nokta daha düşük sıcaklıktaki soğutucuyla temas halinde olduğundan diğer ısı modellerine göre aynı noktalarda daha düşük sıcaklıklar ölçülmüştür. En yüksek yakıt merkez sıcaklığı 1162.2 K hesaplanmıştır.



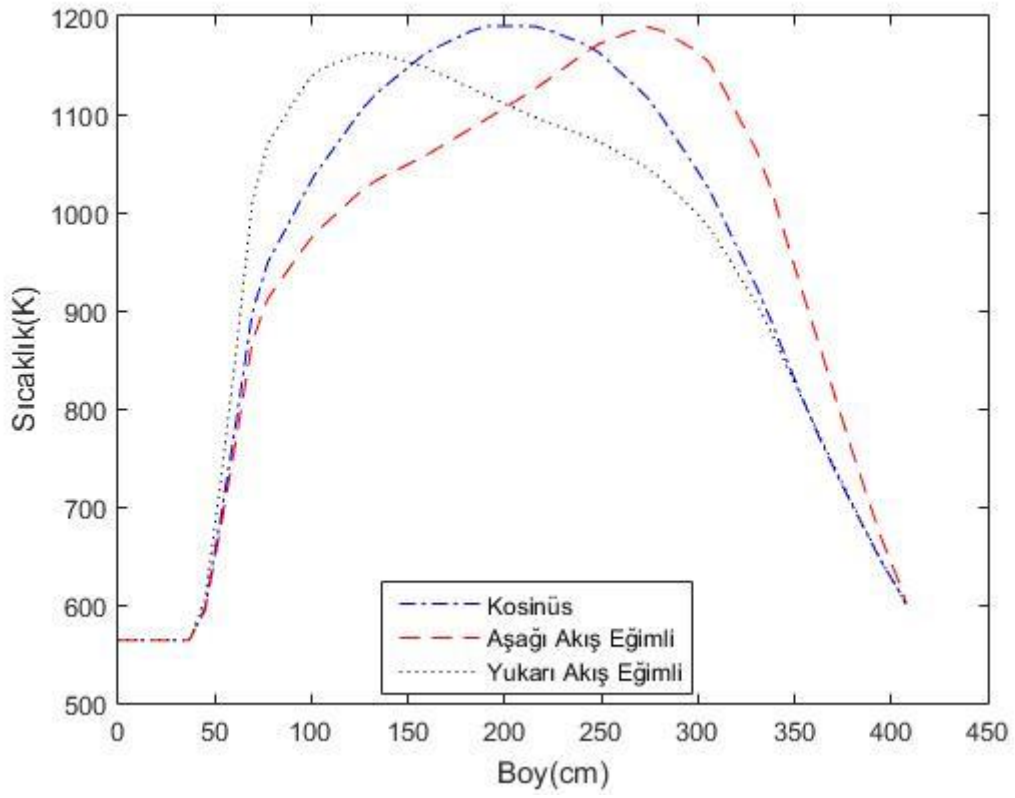
Şekil 3-10 En sıcak kanal koşullarında yukarı akış eğimli ısı akış eğrisinde 5 farklı toryum konsantrasyonu için yakıt merkez sıcaklığı dağılımı

En sıcak kanal koşullarında en yüksek yakıt merkez sıcaklığı %40 toryum'da tespit edilmiştir. Bu sıcaklık 1453 K olarak hesaplanmıştır. Beklendiği üzere en yüksek güç oranının yakıtın aşağısında olmasından dolayı aynı noktalarda yakıt merkez sıcaklıkları daha düşük hesaplanmıştır.

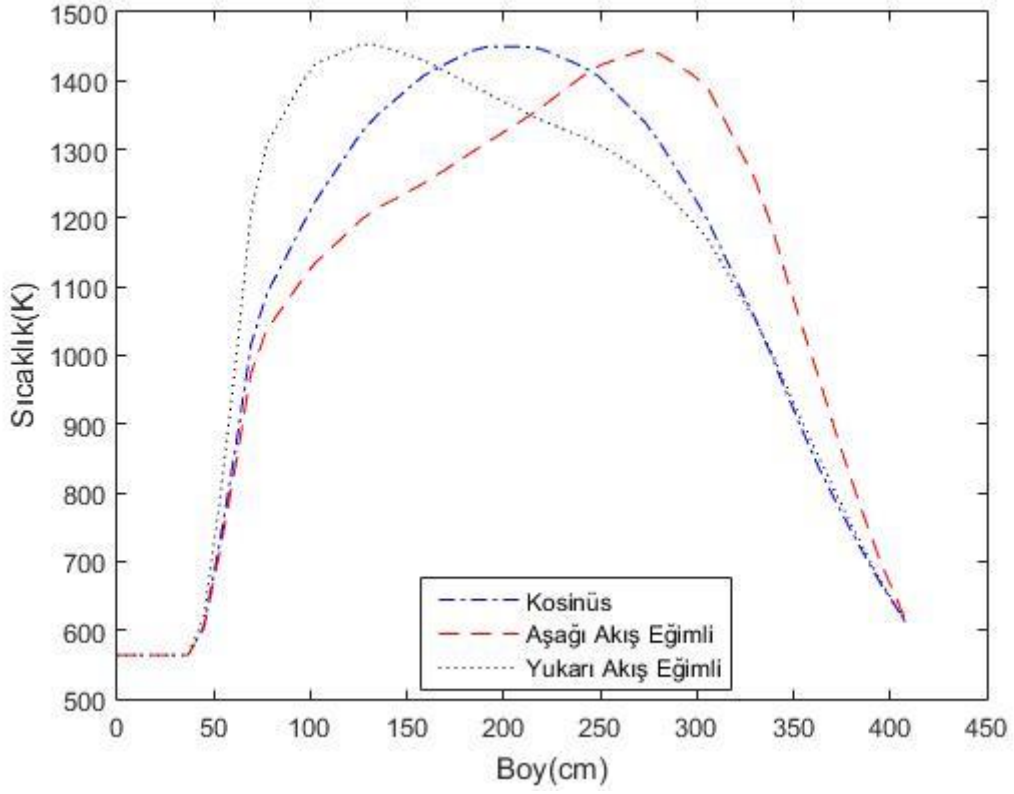


Şekil 3-11 Ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal koşulları (b) için yukarı akış ısı eğrisinde 5 farklı toryum içeriğindeki zarf sıcaklıkları

Yukarı akış ısı eğrisinde ise en yüksek zarf sıcaklıkları ortalama kanal koşulları için 606.2 K ve en sıcak kanal sıcaklıkları için 619.1 K hesaplanmıştır. En düşük zarf sıcaklıklarının bu modeled olacağı beklenmekteydi. Bunun sebebi en yüksek güç oranının yakıtın alt kısımlarında olması ve soğutucuyu diğer modellere oranla daha az ısıtmasından kaynaklanmaktadır.



Şekil 3-12 Ortalama kanal koşullarında üç ısı modelinde yakıt merkez sıcaklığı dağılımı
Şekil 3-12’de %40 toryum içeren örnek için üç farklı ısı modeli karşılaştırılmıştır. Buna göre en yüksek yakıt merkez sıcaklığı kosinüs ısı akış modelinde hesaplanmıştır.



Şekil 3-13 En sıcak kanal koşullarında üç ısı modelinde yakıt merkez sıcaklığı dağılımı

Şekil 3-13'de yine %40 toryum içeren örnek için üç farklı ısı modeli en sıcak kanal koşulları için karşılaştırılmıştır ve en yüksek yakıt merkez sıcaklığı yukarı akış ısı modelinde hesaplanmıştır. Ayrıca beklendiği üzere modeller arası sıcaklık farklılıkları da artmıştır.

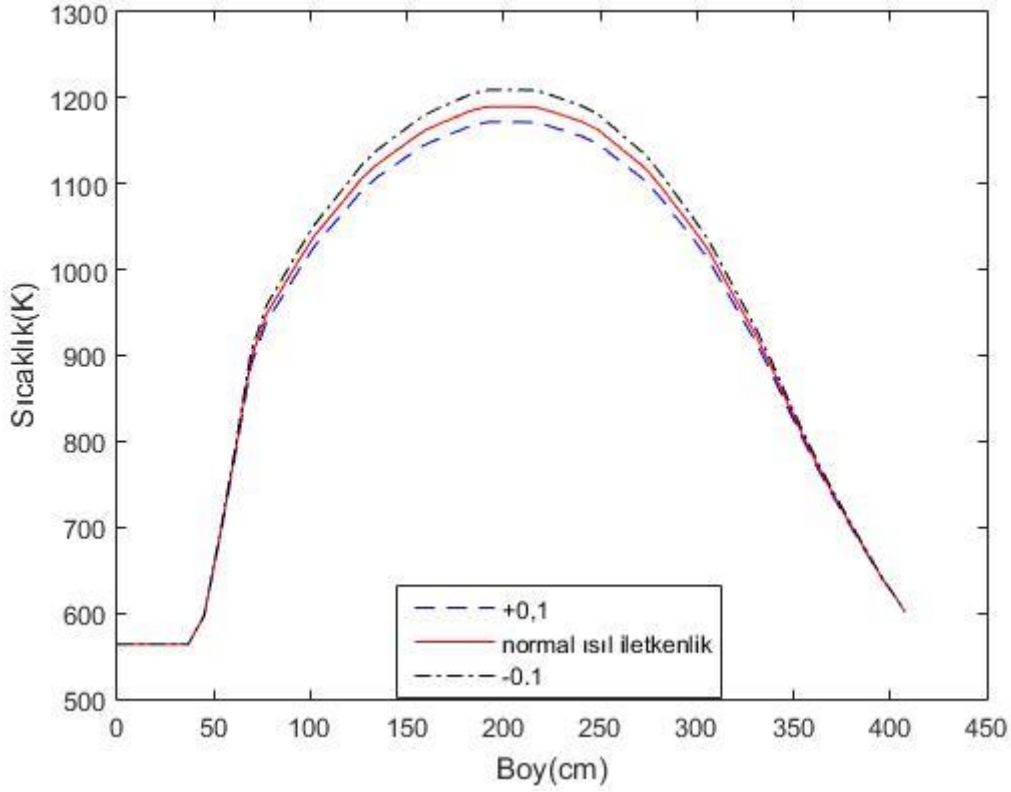
Yapılan analizlerde çıkan yakıt merkez sıcaklıkları en sıcak kanal koşullarında bile VVER tipi reaktör için belirlenen çalışma limitlerinin altındadır. Bu limitlerle karşılaştığında yakıt erime sıcaklığı olan yaklaşık 2800 K'e yaklaşmadığı görülmüştür. Ancak sistemde toryum bulunduğu ve toryumun erime sıcaklığı farklı için farklı limitler belirlenmesi de gerekmektedir.

Zarf sıcaklıkları incelendiğinde en sıcak kanal koşulları için bile en yüksek zarf sıcaklığı 620 K civarında hesaplanmıştır. Bu değer, limit zarf sıcaklık değeri olan yaklaşık 1500 K'e yaklaşmamaktadır. Bu sebeple zarf açısından bakılacak olursa sıcaklık değerleri kabul edilebilir niteliktedir.

Isı dağılım modellerinin karşılaştırılması en yüksek yakıt merkez sıcaklıklarının ölçüldüğü %40 toryum içeren yakıt çubuğu için yapılmıştır. Şekil 13'd görüldüğü üzere üç ısı modelinin en sıcak noktalarının farkı ve en yüksek sıcaklık farkları barizdir. Bunun temel nedeni daha önce bahsedildiği üzere temas edilen bölgelerdeki soğutucu sıcaklığı ile ilişkilidir. Daha yüksek soğutucu sıcaklığı ile temas eden kosünis ve aşağı akış eğimli ısı dağılımı bulunan modellerdeki maksimum sıcaklık yukarı akış eğimli ısı akış modelindeki maksimum sıcaklıktan daha yüksektir.

Yapılan analizler tek kanal için yapılmıştır. Daha doğru sonuç alabilmek için analizlerde komşu kanalların da oluşturulması daha doğru olur. En sıcak kanal için yapılacak simülasyonlarda komşu kanallardan geçen nispeten daha soğuk soğutucu ile daha düşük yakıt merkez sıcaklıkları elde edilecektir.

Isıl iletkenlik değerlerini hesaplamak için kullanılan modelde hata payı $\pm 0,1 \frac{W}{m-K}$ 'dir. Hata payı hesaba katılıp %40 toryum içeren örnekte kosinüs ısı akış eğrisinde ortalama kanal koşulları için analiz gerçekleştirildiğinde $+0,1 \frac{W}{m-K}$ olduğunda en yüksek yakıt merkez sıcaklığı 1172,1 K, $-0,1 \frac{W}{m-K}$ olduğunda ise bu değer 1209,5 K olmaktadır. Gerçek değerde ise bu sıcaklık değeri 1190 K olmaktadır. En yüksek sıcaklıklar üzerinden yapılan standart hata analizinde $\pm 5.4K$ fark hesaplanmıştır. Bu fark diğer noktalarda azalacaktır. Bu sebeple toryum konsantrasyonları arasındaki sıcaklık farkları hata payı aralıklarında değildir.



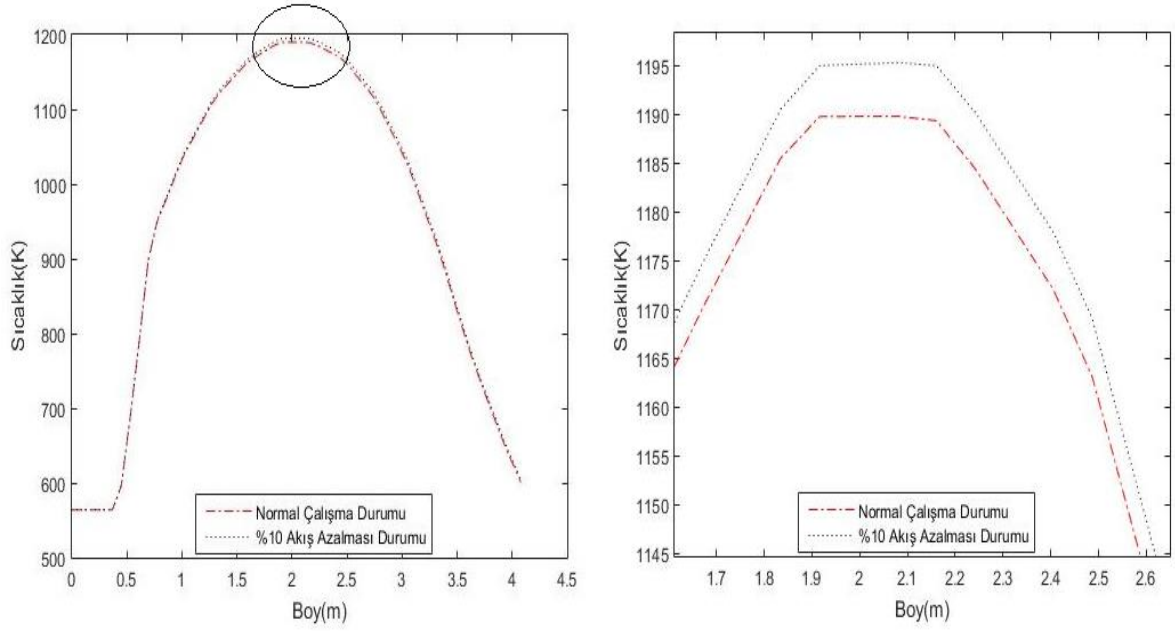
Şekil 3-14 Isıl iletkenlikteki hata değerleri konulduğu durumdaki yakıt merkez sıcaklığı dağılımı

Şekil 3-14'te görüldüğü üzere 1190 K olan en yüksek yakıt sıcaklığı 1172,1 ve 1209,5 K arasında değişim göstermektedir. Sadece uranyum kullanıldığında en yüksek yakıt merkez sıcaklığı bu ısı eğrisinde 1086,5 K hesaplanmıştır. Görüldüğü üzere kullanılan modelle hesaplanan ısı iletkenlik değerlerine ve hata değerleri hesaba katıldığı durumda sıcaklık değerleri uranyumdan 100 K civarında fazla olduğu gözükmemektedir. Bu değer arasındaki fark hata değerleri hesaba katıldıktan sonra bile yüksek olmasından dolayı kullanılan model kabul edilebilir olarak değerlendirilebilir.

3.2 GEÇİŞ VE KAZA ANALİZLERİ

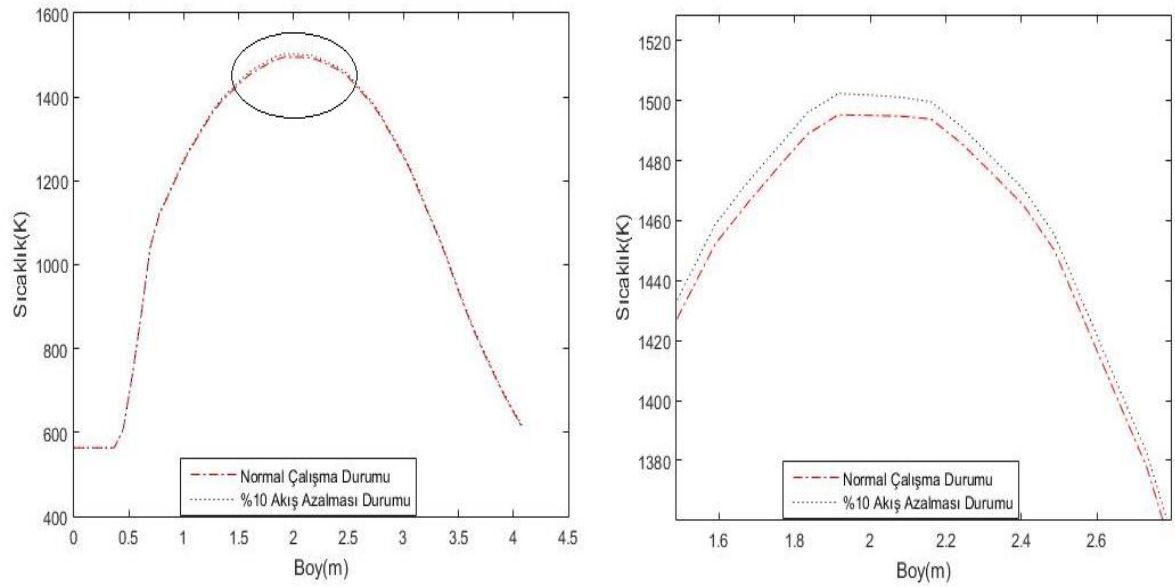
3.2.1 Kütle akış oranının azalması

Mevcut çalışma koşulları ile akışın %10 düştüğü durumla karşılaştırılmıştır. Bu kaza pompada akış azalması kazasının bir modelidir. Bu kaza %40 toryum içeren örnek ve %100 uranyum içeren örnek kullanılarak üç farklı ısı akış modeli kullanılarak modellenmiştir. İlk kütle akış oranı 0,314 kg/s iken akış %10 azaldığı durum için ise 0,283 kg/s olarak aynı geometri ve ısı parametreleri ile hesaplama tekrarlanmıştır.



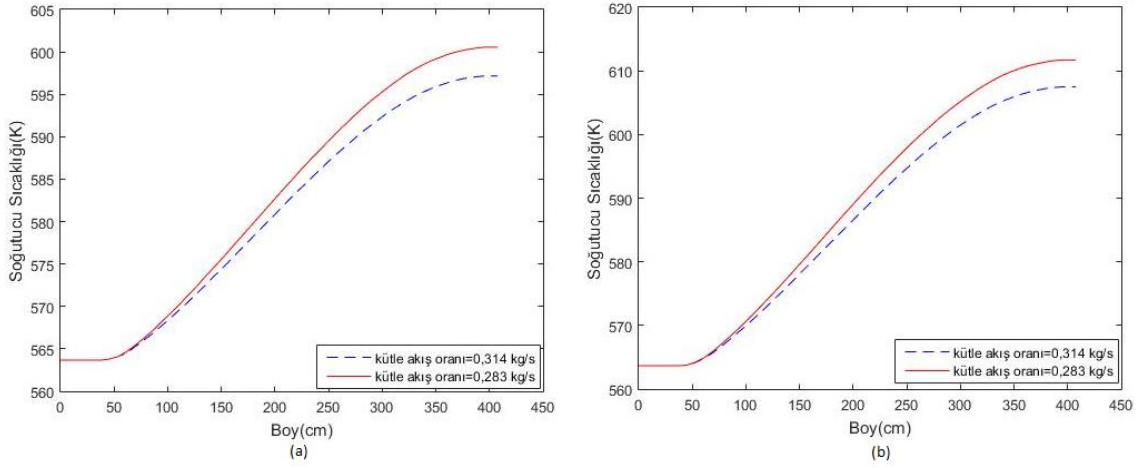
Şekil 3-15 Kosinüs ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta ortalama koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali

Şekil 3-15 incelendiğinde akış %10 azaldığı durumda kosinüs ısı akış modelinde ortalama kanal koşulları için 1189,97 K'den 1195,47'ya artmıştır.



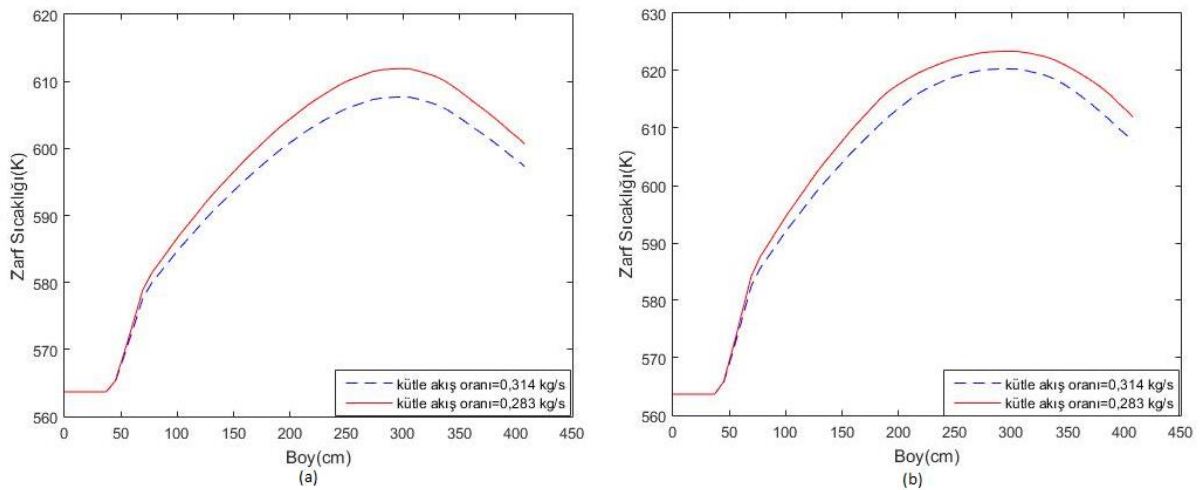
Şekil 3-16 Kosinüs ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta maksimum çalışma koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali

Kosinüs ısı akışı için en sıcak kanal koşullarında ise bu sıcaklık 1495,28 K'den 1502,61K'e yükselmektedir.



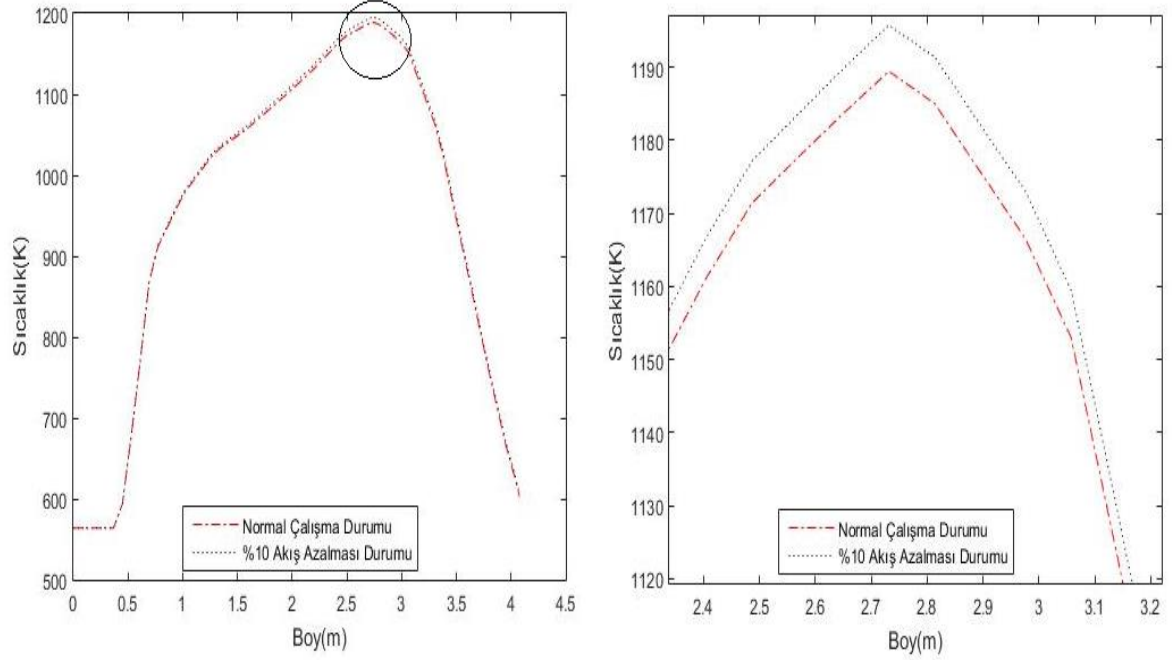
Şekil 3-17 Kosinüs ısı akışı modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için soğutucu sıcaklık değişimi

Kosinüs ısı akışı modelinde soğutucu sıcaklıkları incelendiğinde ortalama kanal için 3,4 K ve en sıcak kanal için 4,1 K sıcaklık artışı hesaplanmıştır. Akışın %10 azaldığı durumda sıcaklık değişiminin aynı oranda olamayacağı bilinmektedir. Bunun temel sebebi hesaplamadaki diğer değişkenlerin değerlerindeki değişimdir. Akış %90'a düştüğünde soğutucu için zorlayıcı bir durum gözlenmemiştir.

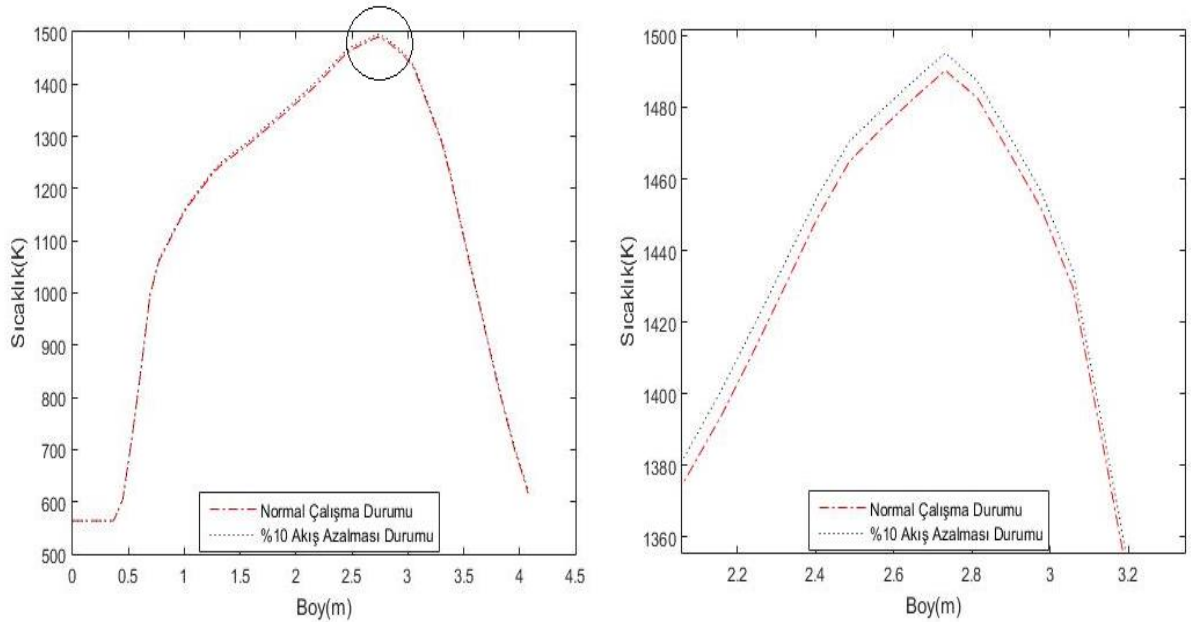


Şekil 3-18 Kosinüs ısı akışı modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için zarf sıcaklığı değişimi

Soğutucu sıcaklığındaki değişim zarfı da benzer aşamalardan geçmiştir. Zarf sıcaklıklarında ortalama kanal için sıcaklık farkı K , en sıcak kanal için K' 'dir. Zarf sıcaklıkları limit değer olan 1500 K'e yaklaşmamıştır.

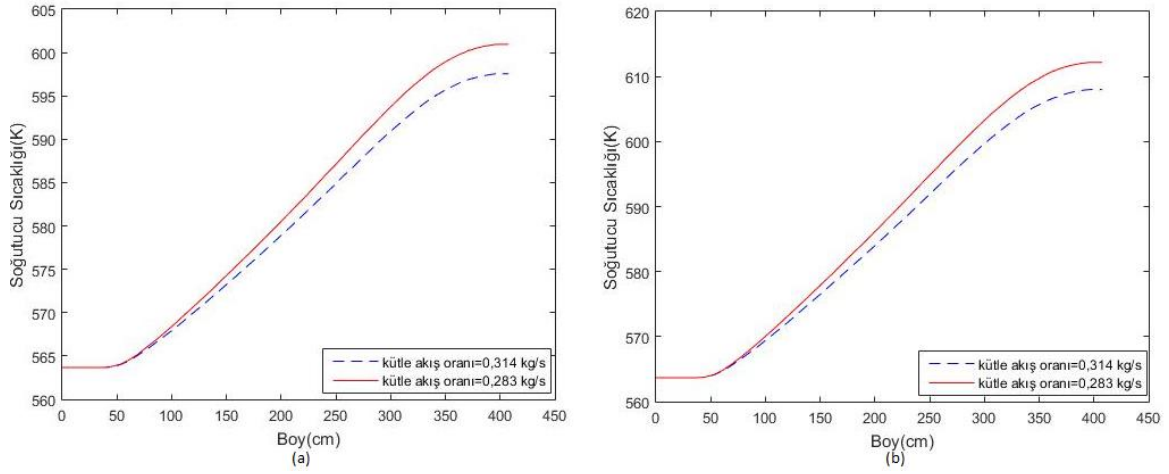


Şekil 3-19 Aşağı akış ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta normal kanal koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali



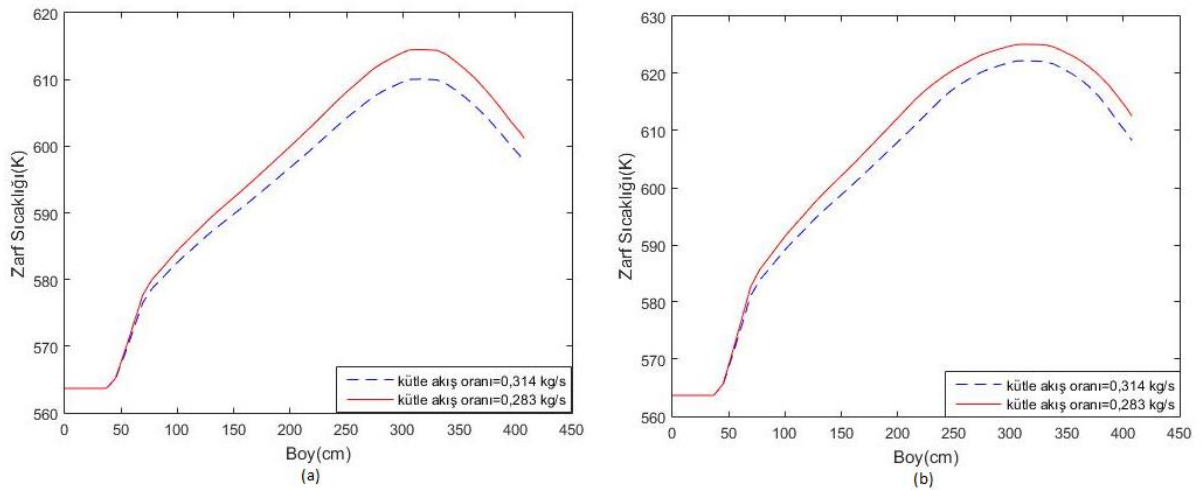
Şekil 3-20 Aşağı akış ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta en sıcak kanal koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali

Aşağı akış ısı akış modelinde akış %10 düştüğünde ortalama çalışma koşulları için en yüksek yakıt merkez sıcaklığı 1189,61 K'den 1195,92 K'e yükselmektedir. En sıcak kanal çalışma koşulları için bu değer 1490,46 K'den 1495,84 K'e yükselmiştir.



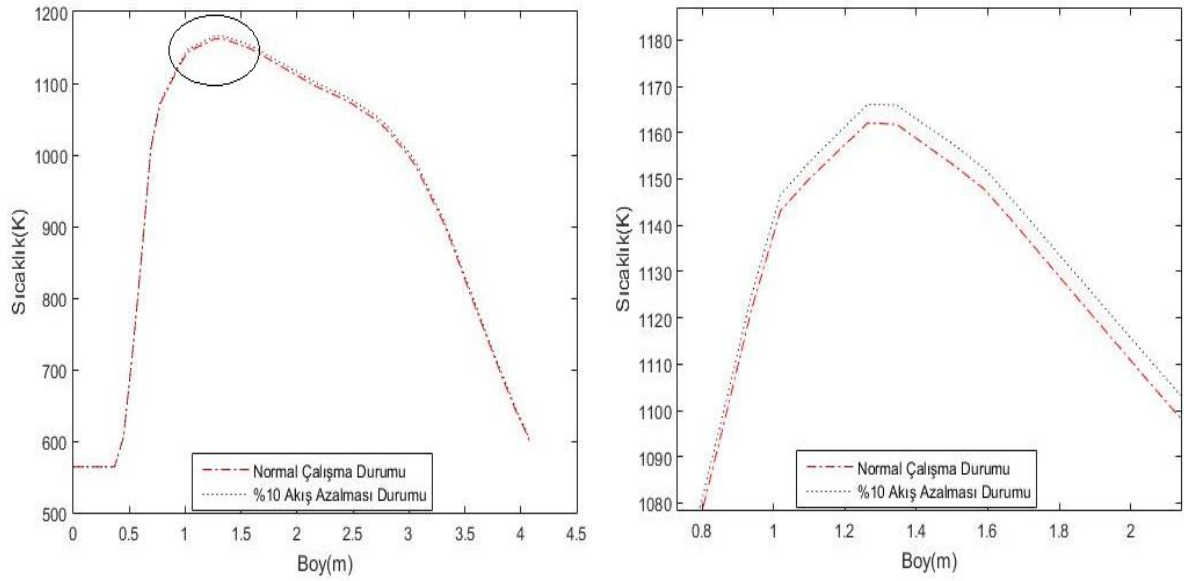
Şekil 3-21 Aşağı akım ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için soğutucu sıcaklık değişimi

Aşağı akım ısı akış modelinde en yüksek soğutucu sıcaklıkları ortalama kanal için 597,7 K'den 601,1 K'e , en sıcak kanal için 608,2 K'den 612,4 K'e yükselmiştir. Yine beklendiği üzere en yüksek ısının olduğu nokta yakıtın üst kısımlarında olduğu için soğutucuyu daha fazla ısıtmış ve sıcaklık farkını arttırmıştır.

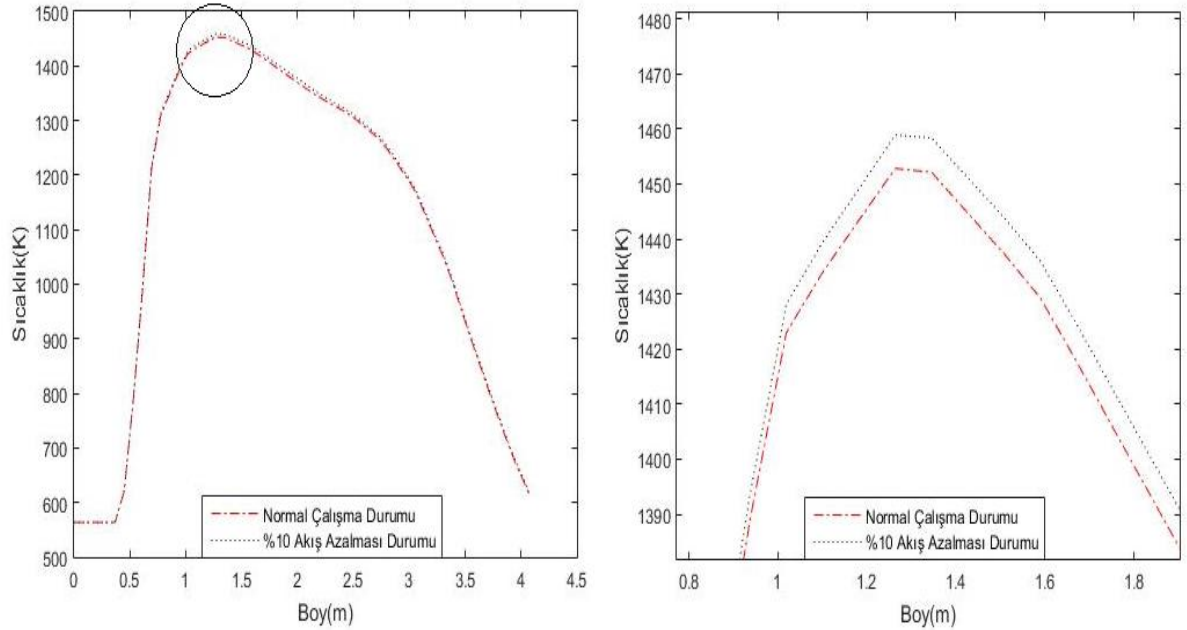


Şekil 3-22 Aşağı akım ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için zarf sıcaklığı değişimi

Soğutucu akış miktarında %10 azalma en yüksek zarf sıcaklığını ortalama kanal için 614,6 K'e yükseltmiştir. Bu artış en sıcak kanal için 625,25 olmuştur.

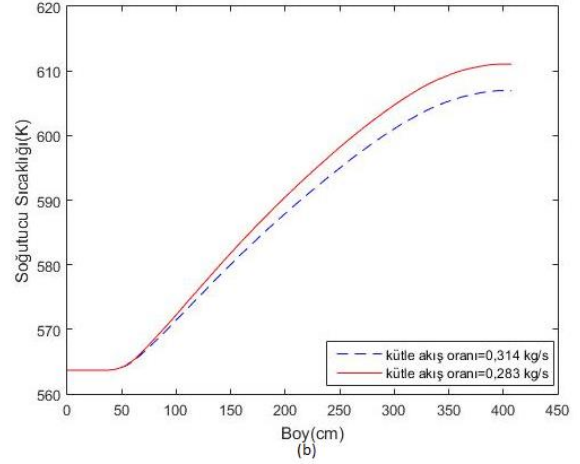
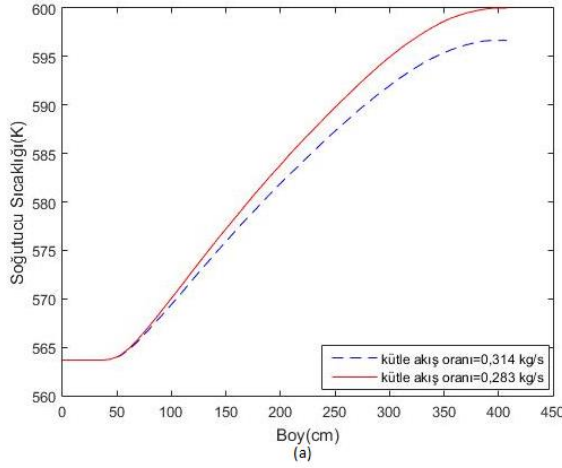


Şekil 3-23 Yukarı akış ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta ortalama kanal koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali



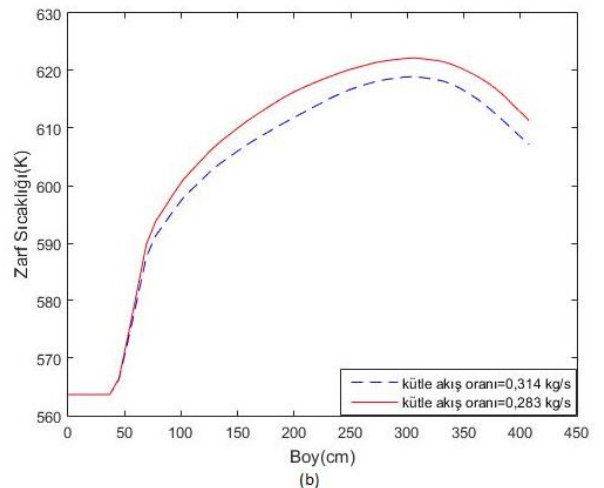
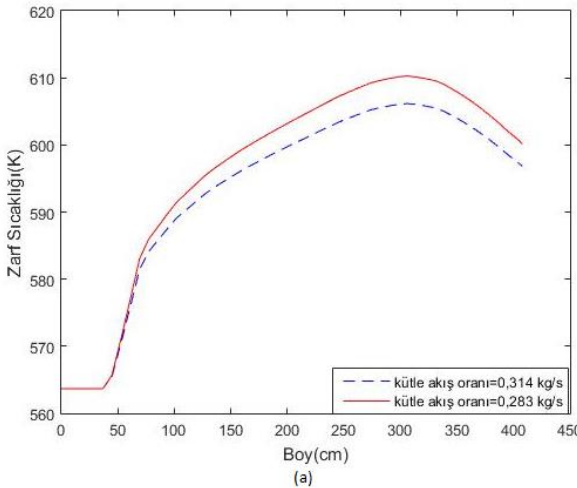
Şekil 3-24 Yukarı akış ısı dağılım eğrisinde normal akış ve %10 azalmış akışta en sıcak kanal koşullarında yakıt merkez sıcaklığı dağılımı ve yakınlaştırılmış hali

Yukarı akış ısı dağılımında en yüksek yakıt sıcaklığı ortalama kanalkoşullarında 1162,24 K'den 1166,27 K'e, en sıcak kanal koşullarında 1452,97 K'den 1459,02 K'e yükselmiştir.



Şekil 3-25 Yukarı akış ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için soğutucu sıcaklık değişimi

Akış azalması durumunda aşağı akış ısı modelinde sıcaklık farkları ortalama kanal için 3,3 K, en sıcak kanal için 4.2 K olmuştur.



Şekil 3-26 Yukarı akış ısı akış modelinde ortalama kanal (a) ve en sıcak kanal (b) için zarf sıcaklığı değişimi

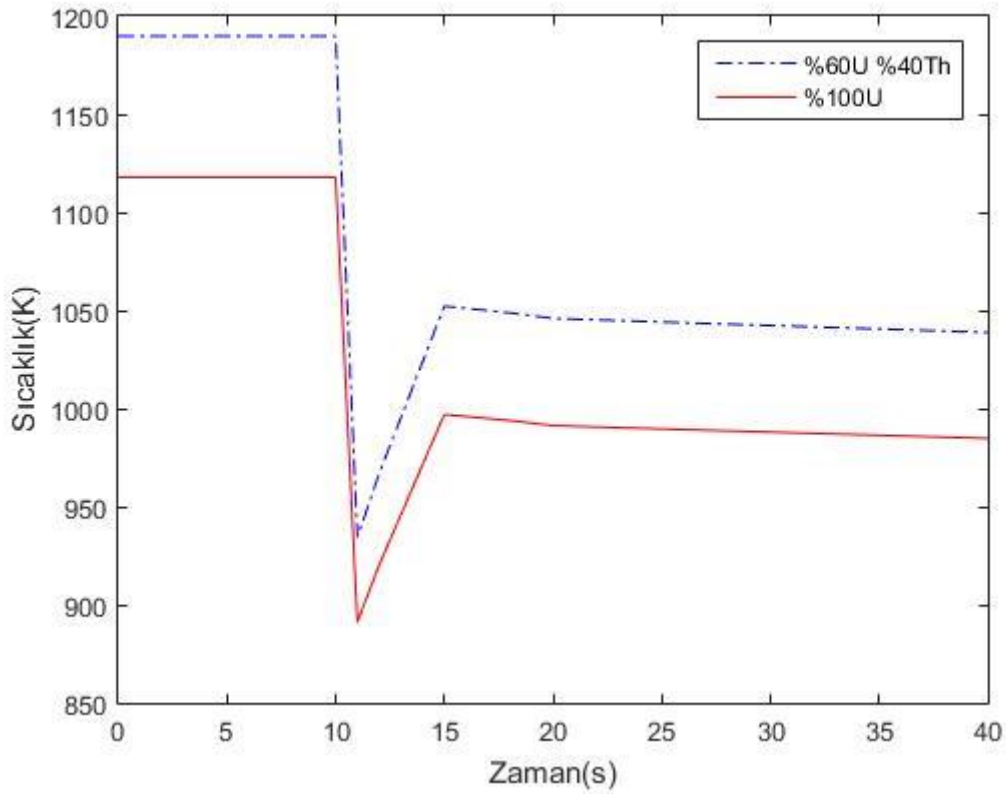
Yukarı akış ısı modelinde de zarf sıcaklıkları limit değerlerin üzerine çıkmamıştır. Ortalama kanal koşulları için akış azaldığında en yüksek sıcaklık 610,4K, en sıcak kanal için 622,3 K olduğu görülmüştür.

Sistemde akış %10 azaldığında beklendiği üzere soğutucu sıcaklığında yükselme ve bunun akabinde sırayla zarf ve yakıt sıcaklıklarında yükselme gözlenmiştir. Ancak bu yükselme soğutucunun fazını değiştirmedeği gibi yakıt sıcaklıklarında da çok yüksek artış

göstermemiştir. Zarf sıcaklıkları incelendiğinde zarf sıcaklık dağılımları kullanılan ısı modellerine göre değişiklik gösterse bile limit değerlerine yaklaşmamıştır. Bu duruma göre reaktörlerde geçişlerde meydana gelen %10'luk bir akış azalması durumunda en kötü ısıl iletkenlik değerine sahip yakıt bileşeni için ısıl açıdan sıkıntı gözlenmemiştir.

3.2.2 Sisteme reaktivite girişi

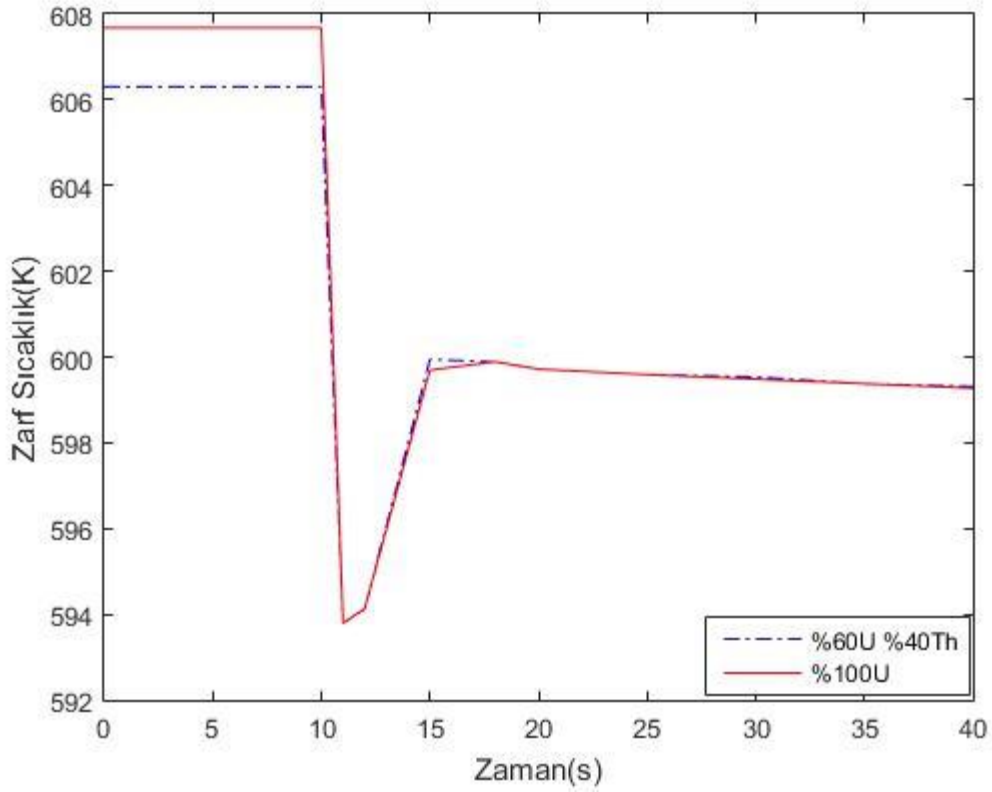
Sistem ortalama kanal koşullarında iken sisteme negatif ve pozitif reaktivite verilerek sistemin reaksiyonu incelenmiştir. Yakıtta açığa çıkan en yüksek sıcaklığın zaman içinde değişimi takip edilmiştir. Sistem 10 sn normal şartlarda çalıştıktan sonra sisteme reaktivite girişi yapılmıştır ve sistemin reaksiyonu takip edilmiştir.



Şekil 3-27 Negatif reaktivite sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi

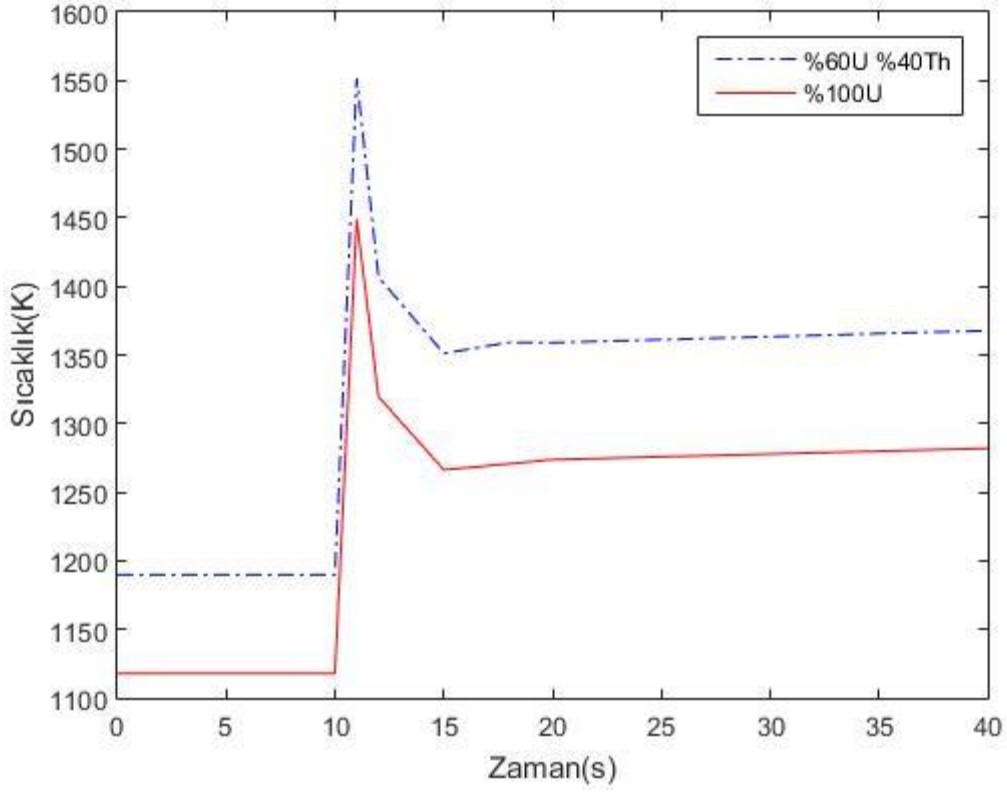
Sistemde güç düşmesi ile beklendiği üzere Th içeren örneğin sıcaklığını daha fazla azaltmıştır. %40 toryum içeren örnekte daha yüksek sıcaklıklar elde edilmiştir. Toryum içeren örnek ilk 10 saniyede 1198,82 K'de sabit sıcaklığa ulaşmış negatif reaktivite sonrası öncelikle 934 K'e düşmüştür. 15. saniyede örnek 1052,2 K sıcaklığa ulaşmış yavaş sıcaklık düşüşleriyle 1038,8 K'de simülasyonu tamamlamıştır.

Uranyum daha önceki durumdaki gibi daha yumuşak şekilde trendleri izlemiştir. Sistem 10 saniyede 1119,79 K'e ulaşmıştır. Reaktivite girişine Th içeren örnek gibi tepki verip 11. Saniyede sıcaklık 891.35 K'e düşmüştür. Sistem 15. 999.09 K'e yükseldikten sonra düzene girip düşüşüne devam edip analizi 984.88 K'de bitirmiştir.



Şekil 3-28 Negatif reaktivite sonrası en yüksek zarf sıcaklığının zamanla değişimi

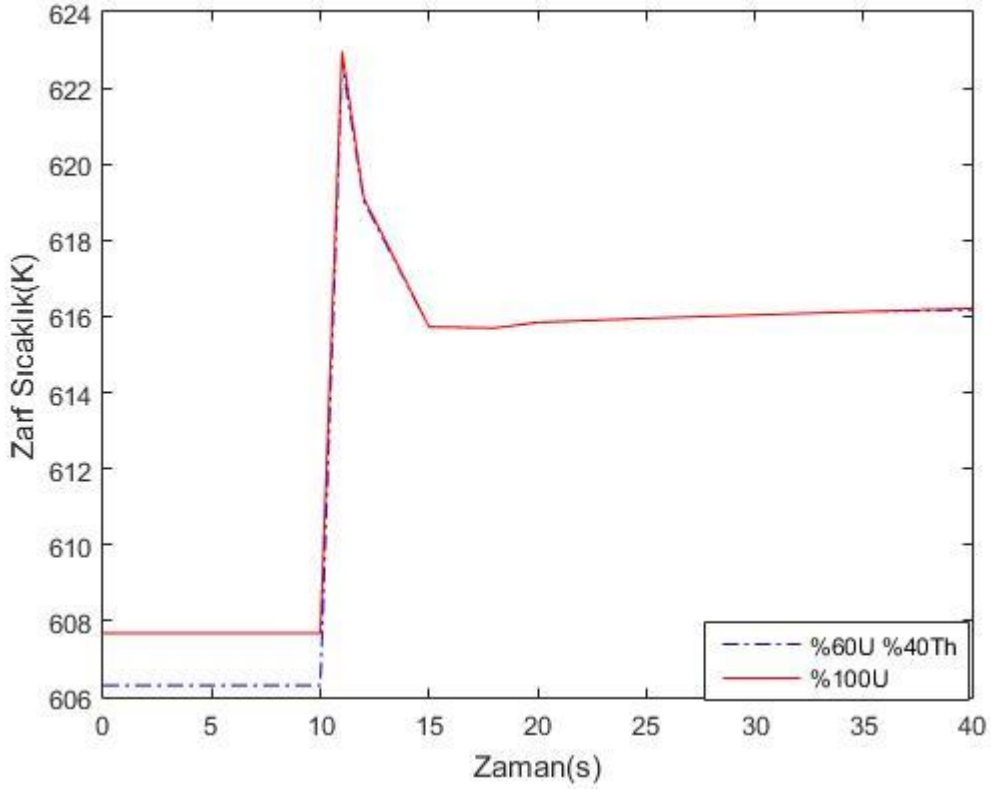
Beklendiği üzere zarf sıcaklıkları da reaktiviteye bağlı güç değişimini takip etmiştir. Zarf sıcaklıkları %40 Th için 606,5 K'den önce 594 K'e düşmüş ve sonra geri besleme ile 599 K' çıkıp dengeye ulaşmıştır. Uranyum içeren örnek de benzer trendi takip etmiştir ve neredeyse aynı sıcaklıklar hesaplanmıştır. Benzer sıcaklıkların hesaplanmasının sebebi çözülen denklemlerin soğutucudan yakıtta doğru çözülmesi ve soğutucu ve zarf malzemesi için alınan parametrelerin birbirine yakın olmasından kaynaklıdır.



Şekil 3-29 Pozitif reaktivite sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi

Şekilde görüldüğü üzere, örnekler güç artışına sert reaksiyonlar göstermiştir. Uranyum içeren örnek için değişimler aynı trendle gitse de daha yumuşak değişimler görüldüğü gözlenmiştir. Th içeren örnek için sistem 1198,82 K’de sabitlenmişken reaktivite eklenmesi ile sıcaklık aniden 1551,63 K’e yükselmiştir. Sistem 1351,1 K’e düştükten sonra düzgün artan bir trendle 1367,7 K’e yükselmiştir.

Uranyum içeren örnek için sıcaklık ilk 10 saniyede 1119,79 K olarak hesaplanmıştır. Sisteme reaktivite tanıtıldığında sıcaklıklar daha yumuşak değişimler göstermiştir. Örnekteki en yüksek yakıt sıcaklığı 11. saniye için 1449,15 K, 12. saniye için 1632,48 ve 15. saniye için 1266,28 K hesaplanmıştır. 15. saniyeden sonra sistem düzene girmiş ve simülasyonu 1282,07 K’de tamamlamıştır.



Şekil 3-30 Pozitif reaktivite sonrası en yüksek zarfsıcaklığının zamanla değişimi

Şekil 3-30 incelendiğinde zarf sıcaklığının yine reaktivite sonrası güç değişimini takip ettiği görülmektedir. Th içeren örnekte en yüksek zarf sıcaklığı 606,5 K'den 622,8 K'e yükselmiş, sonra 615,9 K'e düşmüştür. Uranyum içeren örnekte ise 607,8 K'de başlayan sıcaklık 623,1 K'e yükseldikten sonra 615,9 K'e düşmüştür.

İki analiz de incelendiğinde sistem beklenen reaksiyonları göstermektedir. Özellikle pozitif reaktivite tanıtımı gerçekleştiğinde ve %20 güç artışında sistem belirlenen limitlerin altında kalmıştır. Th içeren örnek için ısı iletkenlik daha kötü olduğu için daha yüksek sıcaklıklar ve zaman içinde daha yüksek sıcaklık farkları gözlenmiştir. Negatif reaktivite Th içeren örneğin sıcaklığını 168.9 K, uranium içeren örneğin sıcaklığını 162.28 K arttırmıştır. Pozitif reaktivite girişinde de Th için sıcaklık farkı 160 K iken U içeren örnek için 134.91 K olmuştur.

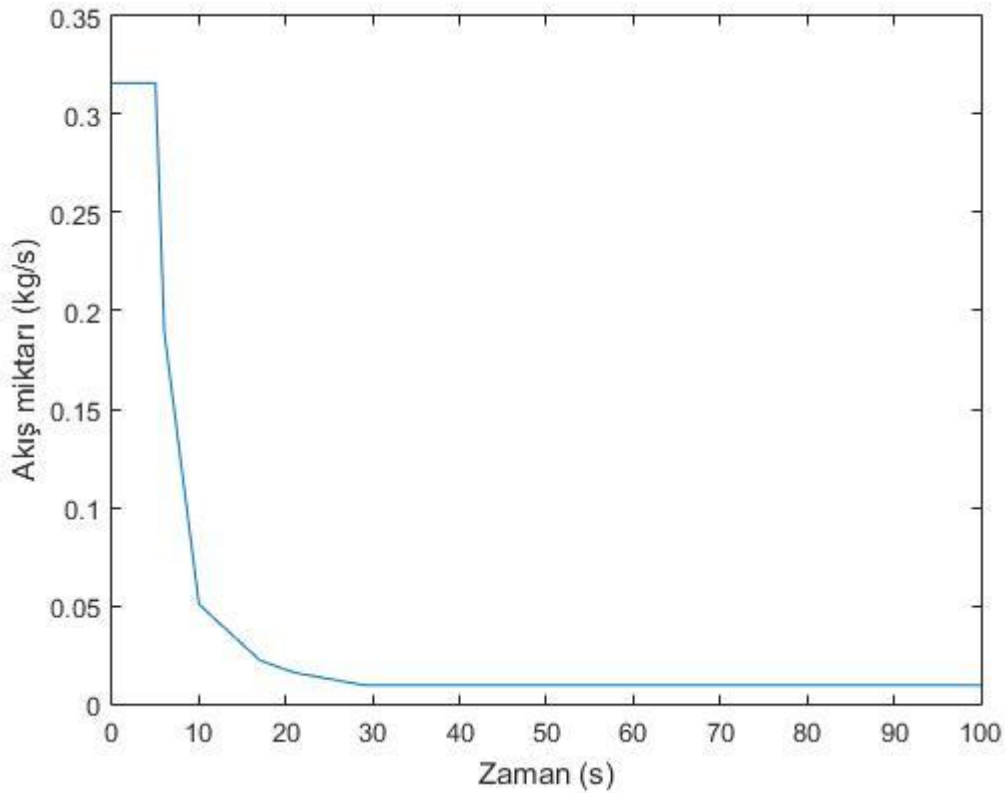
Zarf sıcaklıkları incelendiğinde iki reaktivite girişinde de zarfa zarar verecek sıcaklıklar gözlenmemiştir.

Th ve U içeren örneklerde gözlenen sert değişimlerin sebebi sisteme eklenen ısı iletkenlik katsayısı kütüphanesinin az olmasıdır. Sistem sıcaklık değişikliklerinde daha geniş aralıklı

ve az parametre arasında uygun parametreyi bulmak için yaptığı interpolasyon işlemi daha kaba sonuçlar vermektedir. Bu yüzden sıcaklıklara bağlı parametrelerde farklar daha yüksek olmaktadır.

3.2.3 Pompa durması

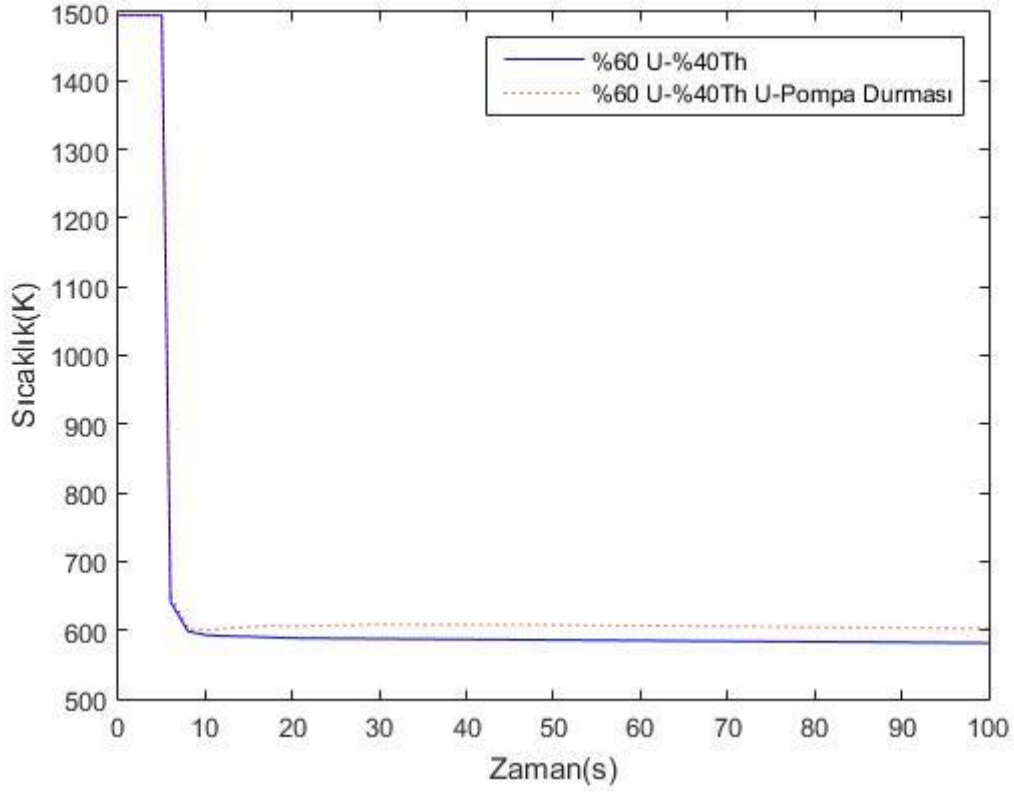
Bu kısımda reaktör en sıcak kanal koşullarında çalışır haldeyken sistemde pompa durması olması durumu incelenmiştir. Sistemde pompa durması olduğunda reaktörün kendini kapattığı ve güç profiline sadece bozunum ısısından oluştuğu kabul edilmiştir. Pompa durması için kullanılan modelde $\alpha = \infty$ kabul edilip en kötü koşullarda kazanın gerçekleştiği kabul edilmiştir. Analiz sadece U içeren ve en kötü ısı iletkenliğe sahip %40 Th içeren örnekler karşılaştırılarak izlenmiştir. Analiz 5 saniye çalıştıktan sonra hem reaktör kapanması hem de yavaşlama devreye girdiği durum başlandı kabul edilmiştir. Bu analizde sisteme bozunum ısısı ile güç değişimi ve pompa durmasına bağlı akış düşüşü beraber verilmiştir.



Şekil 3-31 Akışın zamanla değişimi

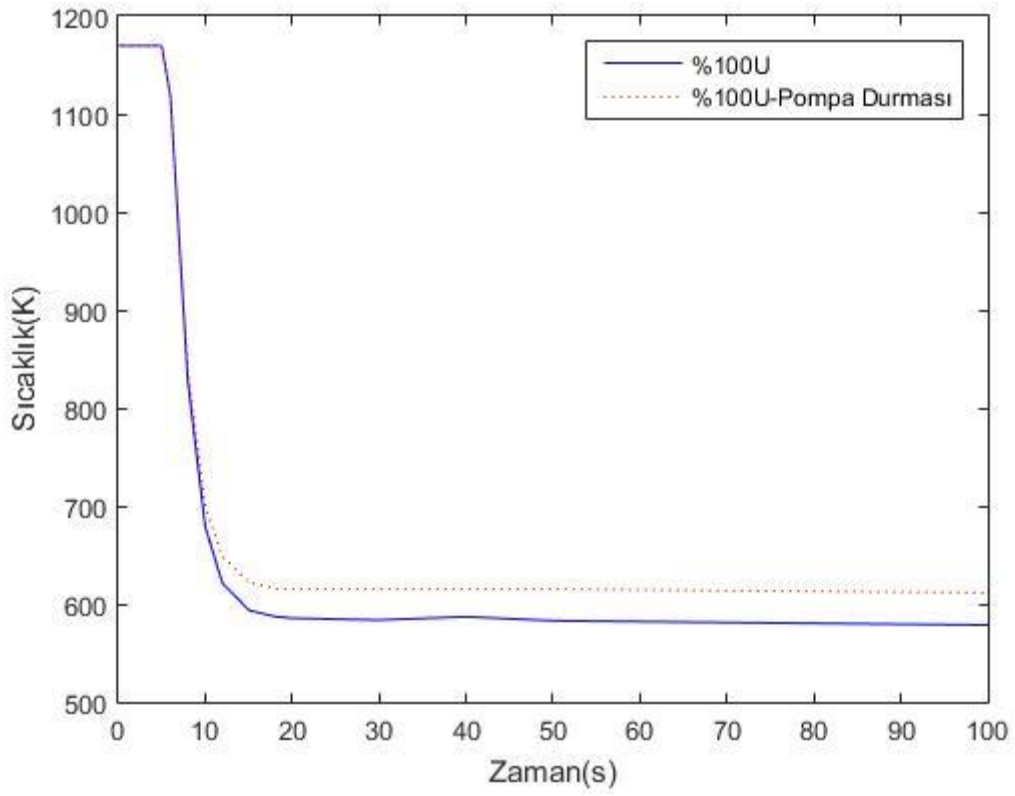
Yukarıdaki şekilde COBRA-TF koduna girdi olarak kullanılan akışın değişimi gösterilmektedir. Görüldüğü üzere 5. Saniyeden sonra 0,314 olan kütle akış miktarı 10.

saniyede 0,05'e düşmüştür. Analizde 30. saniyeden sonra akış 0,00094'e yani neredeyse 0'a düşürülmüş geri kalan analiz boyunca böyle devam ettirilmiştir.



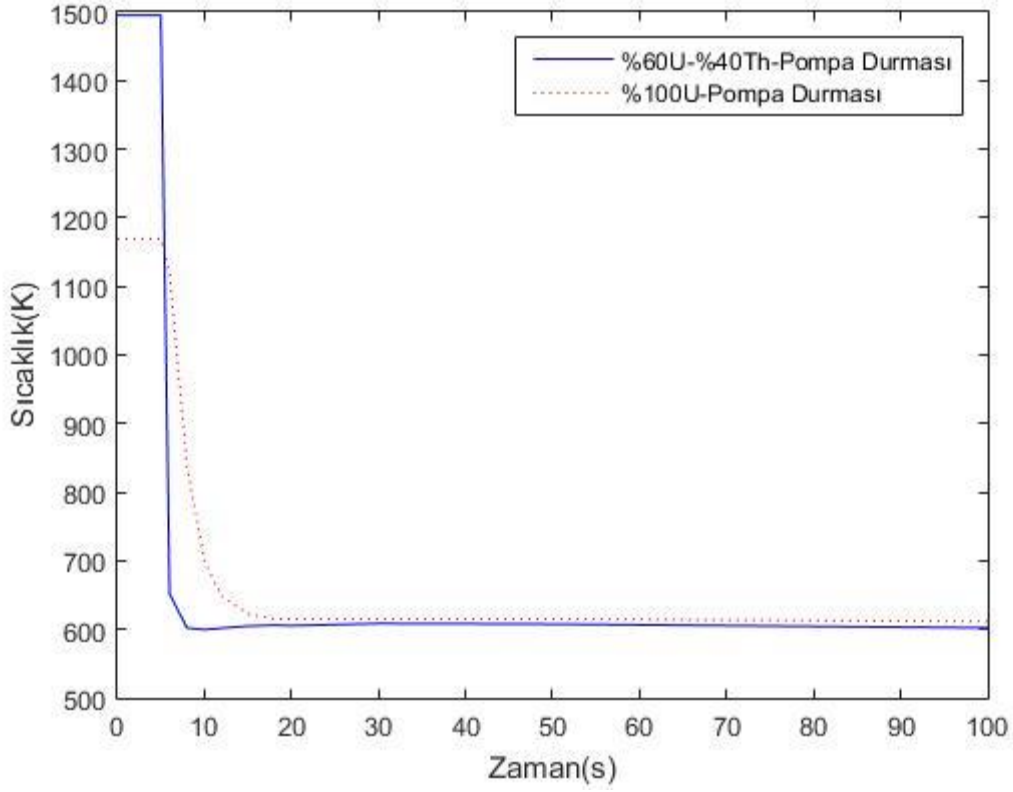
Şekil 3-32 %40 Th içeren yakıt için durma sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi

Toryum içeren örnekte pompa durması durumundan en yüksek yakıt merkez sıcaklığı 593. K normal durumdan 588,1 K hesaplanmıştır. Beklendiği üzere akış azaldığı durumda sıcaklıklar yükselecekti ancak bozunum ısısı sebebiyle sıcaklık farkı çok fazla değildir.



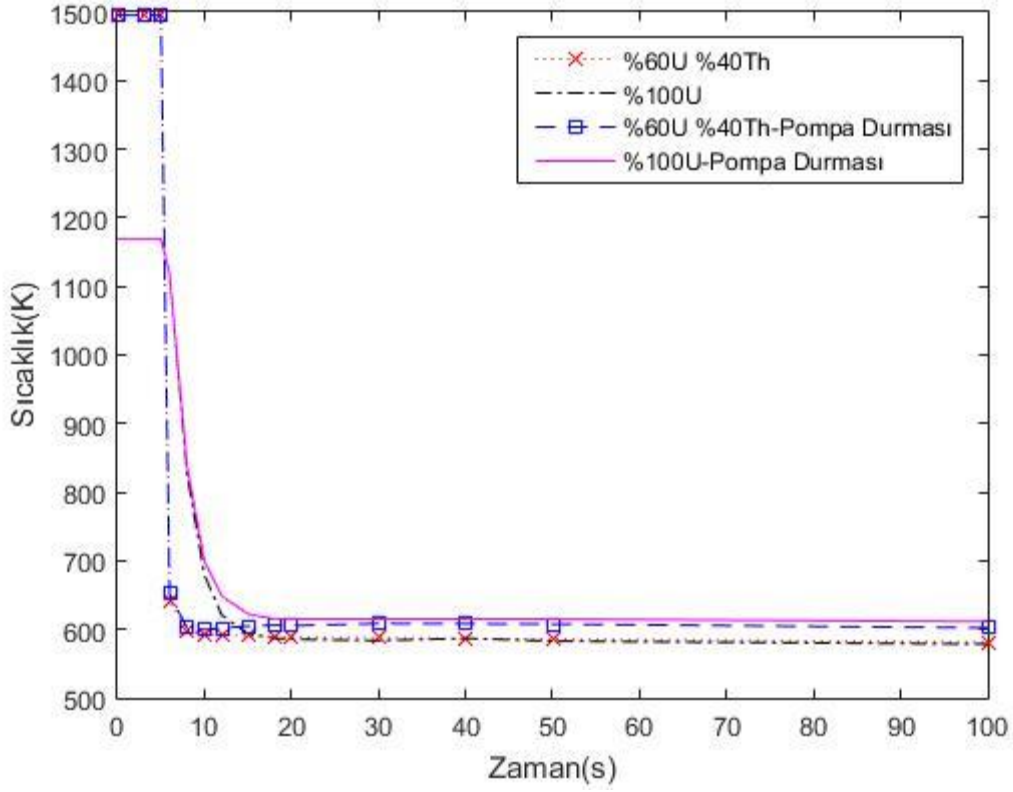
Şekil 3-33 Sadece U içeren yakıt için durma sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi

Üstel olarak azalan ısı miktarı yine üstel olarak azalan akış miktarına oranla sistemi daha fazla etkilemiştir ve yakıt merkez sıcaklıklarını düşürmüştür. Beklendiği üzere pompa yavaşlaması ile sistemde daha yüksek sıcaklıklar gözlenmiştir. Sadece uranyum içeren örnek için 30 K'e yakın sıcaklık farkı hesaplanmıştır.



Şekil 3-34 Sadece U ve %40 Th içeren yakıt için durma sonrası en yüksek yakıt merkez sıcaklığının zamanla değişimi

Şekil 3-30’de görüldüğü üzere %100 U içeren örnekte pompa durması durumunda daha yüksek yakıt merkez sıcaklıkları gözlenmiştir. Ancak sıcaklık farkı son derece azdır. Uranyum içeren örnekte daha yüksek sıcaklık elde edilmesinin sebebi uranium içeren örneklerin sıcaklığa bağlı ısı iletkenlik değerlerinin toryum içeren örneklere göre daha hassas olmasıdır. Küçük sıcaklık değişimlerinde bile kodun içinde bulunan ısı iletkenlik fonksiyonları sayesinde uranium için ısı iletkenlik hesaplanabilmektedir.



Şekil 3-35 %40 Th ve sadece U içeren yakıtta ortalama kanal koşullarında reaktör kapanması ve pompa durması durumu

Çıkan sonuçlar gözleendiğinde reaktörde soğutucu azalmasından dolayı kaza sırasında daha yüksek sıcaklıklar hesaplanmıştır. Ancak görüldüğü üzere sistem yine de sıcaklığı tehlike arz etmeyecek noktada tutabilmiştir. Durmadan sonra en yüksek yakıt merkez sıcaklığı 651,91 K hesaplanmıştır ve giderek azalmaya devam etmiştir. Durma olmadığı durumda ise en yüksek yakıt merkez sıcaklığı 641,53 K olarak hesaplanmıştır.

4. TARTIŞMA

Gerçekleştirilen analizlerin ışığında bir VVER için alternatif yakıt olarak toryum kullanımı bu reaktör için belirlenen işletme sınırları altında olduğu belirlenmiştir. Bu sonuç istene nötronik şartlar sağlandığı takdirde bu reaktörlerde Th içeren yakıtlar kullanıldığında sistemin güvenliği tehdit edecek bir durum gözlenmemiştir. Sistemde daha doğru sonuçlar elde etmek için çevredeki kanalların da modellenmesi, komşu kanallara ve komşu kanallara olan akışların hesaba katılması gerekmektedir. Bunun yanı sıra toryum ısı iletkenlik değerleri ve ısı kapasitesi değerlerinin girdi olarak artırılması yada COBRA-TF içinde istenen sıcaklıklara göre hesaplanması daha gerçekçi sonuçlara ulaşılmasını sağlayabilir.

Benzer şekilde en kötü ısı iletkenlik değerine sahip toryum içeren sistemde gerçekleştirilen ortalama kanal koşulları ve en sıcak kanal koşullarındaki akış azalması, ortalama kanal koşullarında sisteme reaktivite tanıtılması ve en sıcak kanal koşullarında pompa durması kazası analizlerinde sistemin güvenliği tehdit edecek sıcaklık değerleri tespit edilmemiştir.

Ancak öncelikle sistemde uranyumdan farklı bir yakıt kullanılmasından dolayı yakıt için belirlenen limitler tekrardan gözden geçirilmelidir. En başta ThO_2 ve UO_2 arasındaki erime sıcaklığı farkı bunun bir göstergesidir. Ayrıca toryum ile zarf malzemesinin etkileşimi ve olası bir yakıtın açığa çıkma durumunda hidrojen ve oksijen üretimi de incelenmelidir. Bu incelemelere bağlı olarak yeni limitler ve sınırlamalar düzenlenebilir.

KAYNAKLAR

- [1] Bodur N.K., Thorium Potential of Turkey Resource and Recent Developments, Workshop on Recent Developments in Evaluation of Uranium and Thorium Resources, Lizbon, Portekiz, **2012**.
- [2] Zhao X., Micro-Heterogeneous Thorium Based Fuel Concepts for Pressurized Water Reactors, Massachusetts Institute of Technology, **2001**.
- [3] Xiao H., Long C., Tian X., Chen H., Effects of Thorium Addition on the Thermophysical Properties of Uranium Dioxide: Atomistic simulation, **2016**.
- [4] Murabayashi M., Namba S., Takahashi Y. & Mukaibo T., Thermal Conductivity of ThO₂ – UO₂ System, Journal of Nuclear Science and Technology, 6:3, 128-131, **1969**.
- [5] Somayajulu P.S., Ghosh P.S., Arya A., Vrinda Devi K.V., Sather D.B., Banerjee J., Khan K.B., Dey G.K., Dutta B.K, Thermal Expansion and Thermal Conductivity of (Th,Pu)O₂ Mixed Oxide: A Molecular Dynamics and Experimental Study, **2015**.
- [6] Faghihi F., Mirvakili S.M., Safaei S., Bagher S., Neutronics and Sub-Channel Thermal-Hydraulics Analysis of the Irania VVER-1000 Fuel Bundle, **2015**.
- [7] Salko R.K., Avramova M.N., COBRA-TF Subchannel Thermal-Hydraulics Code (CTF) Theory Manuel, Revision 0, Pennsylvania State University, **2015**.
- [8] Abdalla A., Sensitivity Analysis of Fuel Centerline Temperatures in SuperCritical Water-cooled Reactors (SCWRs), **2012**.
- [9] Lewis E.E., Fundamentals of Nuclear Reactor Physics, The Technological Institute, Northwestern University, **2008**.
- [10] Todreas N.E., Kazimi, M.S., Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals, 2nd edition, Taylor and Francis, USA, **1993**.
- [11] Lewis E.E., Nuclear Power Reactor Safety, The Technological Institute, Northwestern University, **1977**.
- [12] Lamarsh, J. R., Baratta, A. J., 3. Baskı, Prentice Hall Yayıncılık, Introduction to Nuclear Engineering, **2001**
- [13] Thurgood M.J. vd. COBRA-TF Development. 8th Water Reactor Safety Information Meeting, **1980**.
- [14] Anonim, MIT OpenCourseWare, https://ocw.mit.edu/courses/nuclear-engineering/22-05-neutron-science-and-reactor-physics-fall-2009/lecture-notes/MIT22_05F09 lec02-09.pdf, (Haziran 2017)

ÖZGEÇMİŞ

Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Ahmet Kağan Mercan
Doğum Yeri : Konak/İzmir
Medeni Hali : Bekar
E-posta : kaganmercan@hacettepe.edu.tr
Adresi : İşçi Blokları Mah. 1509. Sokak 11/37
İşçi Blokları, Çankaya, Ankara, Türkiye

Eğitim

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

Yabancı Dil ve Düzeyi: İngilizce (İleri), Almanca (Temel), İspanyolca (Temel)

İş Deneyimi: Nükleer Mühendis, Mavinci , HacettepeTeknokent, 2015-2016

Deneyim Alanları: Isıl-Hidrolik Tasarım& Analiz, Deterministik & Olasılıksal Güvenlik Analiz, Yakıt Bileşenleri ve Isıl Özellikleri

Tezden Üretilmiş Projeler ve Bütçesi

Tezden Üretilmiş Yayınlar

Tezden Üretilmiş Tebliğ ve/veya Poster Sunumu ile Katıldığı Toplantılar



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: 23/06/2017

Tez Başlığı / Konusu: VVER Reaktöründe Toryum-Uranyum Yakıtların Isıl Hidrolik Performans Analizi

Yukarıda başlığı/konusu gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç kısımlarından oluşan toplam 57 sayfalık kısmına ilişkin, 23/06/2017 tarihinde şahsım/tez danışmanım tarafından Turnitin adlı intihal tespit programından aşağıda belirtilen filtrelemeler uygulanarak alınmış olan orijinallik raporuna göre, tezimin benzerlik oranı % 3 'tür.

Uygulanan filtrelemeler:

- 1- Kaynakça hariç
- 2- Alıntılar 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.

Tarih ve İmza

Adı Soyadı: Ahmet Kağan MERCAN
Öğrenci No: N14125793
Anabilim Dalı: Nükleer Enerji Mühendisliği
Programı: Tezli Yüksek Lisans
Statüsü: Y.Lisans Doktora Bütünleşik Dr.

23/06/2017

DANIŞMAN ONAYI

UYGUNDUR.

Prof. Dr. Cemil KOCAR

(Unvan, Ad Soyad, İmza)