

**ISIL-NÖTRONİK ETKİLEŞİMLERİN YAKIT
ELEMENLARININ TESİR KESİTLERİNE ETKİSİ**

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

GÜLÇİN SARICI TÜRKMEN

Prof. Dr. C. Niyazi SÖKMEN
Danışman

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

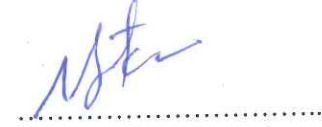
2017

GÜLÇİN SARICI TÜRKMEN in hazırladığı “Isıl-Nötronik Etkileşimlerin 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. Ayhan YILMAZER
Başkan



Prof. Dr. C. Niyazi SÖKMEN
Danışman



Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU
Üye



Prof. Dr. Cemil KOCAR
Üye



Doç. 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 etseniz 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 taktirde, 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**

27 / 02 / 2017



Gülçin SARICI TÜRKMEN

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

02/02/2017



Gülçin SARICI TÜRKMEN

ÖZET

ISIL-NÖTRONİK ETKİLEŞİMLERİN YAKIT ELEMANLARININ TESİR KESİTLERİNE ETKİSİ

Gülçin SARICI TÜRKMEN

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Prof. Dr. C. Niyazi SÖKMEN

Şubat 2017, 54 Sayfa

Nükleer reaktörlerde güvenlik limitleri belirlenirken yapılan nötronik hesaplamaların doğru ve hassas bir şekilde yapılması reaktör güvenliği açısından oldukça önemlidir. Nötron tesir kesitlerinin oluşturulması da yapılan bu hassas hesaplamaların içinde yer almaktadır. Bu işlem sırasında bazı basitleştirmeler, kabuller ve yaklaşımlar yapılmaktadır. Hesaplama maliyetini düşürdüğü için genelde yakıt elemanı içinde izotermal sıcaklık yaklaşımı kullanılmaktadır. Böyle bir yaklaşım ise reaktör parametreleri üzerinde belirsizliklerin oluşmasına neden olmaktadır. Yakıt içinde bulunan izotopların etkin tesir kesitleri özellikle rezonans bölgesinde Doppler etkisinden kaynaklı sıcaklıkla doğrudan değişmektedir. Sıcaklıkla değişen tesir kesitleri ise öz-zırhlama hesaplarını etkilemektedir. Bu yüzden yakıt içindeki sıcaklık profili kullanılarak hesaplamaların yapılması daha doğru sonuçlar verecektir.

Bu tezin amacı, ısı denklemi ile reaktör fiziği kodunu birleştirerek yakıt içinde izotermal sıcaklık yaklaşımından kaynaklı belirsizlikleri incelemektir. Yakıt elemanı, radyal uzanımı boyunca farklı sıcaklıklara sahip çok bölgeli gösterimle tasvir edilerek, radyal sıcaklık profilinin reaktör parametreleri üzerindeki etkisi araştırılmıştır. Hesaplamalarda DRAGON

kodu kullanılmıştır. Bu hesaplamalar sırasında eksenel yöndeki sıcaklık değişimi göz önünde bulundurulmamıştır.

Hesaplamalarda referans olarak “Modellemede Belirsizlik Analizi – Uncertainty Analysis in Modelling” (UAM) kapsamında incelenen PWR TMI-1, BWR Peach Bottom ve VVER-1000 Kozloduy reaktörlerinin birim hücreleri kabul edilmiştir. İzotermal sıcaklık yaklaşımının sonuçları ile sıcaklık profilinin kullanıldığı durumdaki sonuçlar karşılaştırılmıştır. Sıcaklık profilinin kullanımının kritiklik değişimi, δk , Doppler katsayısı, radyal ısı üretim hızları ve sıcaklık dağılımları üzerindeki etkileri incelenmiştir.

Sonuçlar göstermektedir ki, k_{∞} değerindeki değişimin büyüklüğü reaktör tipine, ortalama yakıt sıcaklığına, kullanılan tesir kesiti kütüphanesine, çözüm metoduna ve hesaplamalarda kullanılan diğer parametrelere doğrudan bağlıdır. DRAGON kodu ile yapılan hesaplamalarda, üç reaktör tipi için k_{∞} değerinde sıcaklık profilinin kullanımından kaynaklı yaklaşık 110 pcm’lik, çok-bölgeli gösterimden kaynaklı yaklaşık 220 pcm’lik düşük tahmin hesaplanmıştır. Reaktivitenin Doppler katsayısında ise %5-10 oranında yüksek tahmin hesaplanmıştır. Yakıtın içindeki ortalama sıcaklık arttıkça, sıcaklık profilinin kullanımından kaynaklı k_{∞} değeri üzerindeki etkisi de artmaktadır. Her 100 K’lik sıcaklık artışı k_{∞} üzerinde 15 pcm’lik değişime neden olmaktadır. Farklı nötron tesir kesiti kütüphanelerinin kullanımı ise k_{∞} üzerinde en fazla 5 pcm’lik bir değişime neden olmuştur. Aynı kütüphanenin farklı versiyonları arasında ise fark gözlenmemiştir. Farklı enerji grup sayısına sahip ENDF/B-VII.1 kütüphaneleriyle yapılan incelemelerde, enerji grup sayısı arttıkça sıcaklık profili kullanımından ve çok-bölgeli gösterimden kaynaklı k_{∞} değerinde yaklaşık 26-27 pcm’lik bir fark gözlenmiştir. Yakıt demeti için yapılan hesaplamalarda ise yakıt demetinin tamamında sıcaklık profilinin kullanılmasını modellemek yerine ortalama güç üretimine sahip bir yakıt çubuğu için modelleme yapıp tamamı için çıkarımda bulunulabileceği görülmüştür.

Yapılan hesaplamaların sonucunda, yakıt bölgesini çok-bölgeli gösterim ile sıcaklık profili kullanılarak modellenmesi güvenlik kısıtlamalarını doğru bir şekilde hesaplayabilmek için gerekmektedir.

Anahtar kelimeler: Belirsizlik analizi, Sıcaklık profili, İzotermal sıcaklık, Doppler Katsayısı, Birleşik çözümleme, DRAGON, U Tesir-Kesiti

ABSTRACT

EFFECT OF THERMAL-NEUTRONIC COUPLING ON THE CROSS-SECTIONS OF NUCLEAR FUEL

Gülçin SARICI TÜRKMEN

Master of Science, Department of Nuclear Engineering

Supervisor: Prof. Dr. C. Niyazi SÖKMEN

February 2017, 54 Pages

Accurate and precise neutronics calculations are important for reactor safety while defining safety limits for nuclear reactors. These calculations include the generation of neutron cross sections, as well. Some simplifications, assumptions and approaches are made during this process. Isothermal temperature approach is usually used in the fuel element since it reduces the computational cost. Such an approach leads to uncertainty on the reactor parameters. The effective cross-sections of the isotopes in the fuel vary directly with the temperature due to the Doppler effect, particularly in the resonance zone. Temperature-dependent cross section affects the self-shielding calculations. Therefore, use of the radial temperature profile in the fuel will give more accurate results.

The aim of this thesis is to investigate the uncertainties due to the isothermal temperature approach in the fuel by solving heat equation with the space-dependent volumetric heat generation rate and temperature-dependent thermal conductivity coupled with the reactor physics code. The effect of the radial temperature profile on the reactor parameters was investigated by describing the fuel element with a multi-zone representation with different

temperatures along the fuel radius. The DRAGON code is used in calculations. In the calculations, the effect of axial temperature change was not considered.

The unit cells of the PWR TMI-1, BWR Peach Bottom and VVER-1000 Kozloduy reactors examined in the Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) project were used as reference in the calculations. The results of the isothermal temperature approach were compared with the results of the temperature profile. The effects of temperature profile on criticality change, δk , Doppler coefficient, radial heat generation rates and temperature distributions were investigated.

The results show that the magnitude of the change in k_{∞} depends directly on the reactor type, the average fuel temperature, the cross section of the library used, the solution method and other parameters used in the calculations. For three reactor types, there is an under estimation of approximately 110 pcm due to the use of the temperature profile and approximately 220 pcm due to the multi-region representation in k_{∞} . Doppler coefficient of reactivity is overestimated to be 5-10%. As the average fuel temperature increases, the uncertainty in k_{∞} due to the use of the temperature profile also increases. An increase of 100 K in temperature is caused by a change of 15 pcm in k_{∞} . The use of different neutron cross-section library leads to a change of maximum 5 pcm in k_{∞} . There is no observed difference between the different versions of the same library. While examining effect of ENDF/B-VII.1 libraries with different energy group numbers, about 26-27 pcm in the k_{∞} value due to the use of the temperature profile and the multi-region representation is observed as the number of energy groups increases. In addition, the calculations made for the fuel assembly show that the full assembly can be deducted by modeling a fuel rod with average power, instead of modeling the full assembly.

As a result of the calculations, the modeling of the fuel element with the temperature profile as the multi-region is required in order to accurately estimate the safety constraints.

Keywords: Uncertainty analysis, Temperature profile, Isothermal temperature, Doppler coefficient, Coupled analysis, DRAGON, U cross-sections

TEŞEKKÜR

Bilgisi, zekası, tecrübesiyle beni her zaman kendine hayran bırakan sevgili tez danışmanım Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN'e, bana TÜBİTAK projesinde çalışma fırsatı sunduğu için ve bu yoğun çalışma sürecinde desteğini ve sonsuz anlayışını hiçbir zaman esirgemediği için en içten teşekkürlerimi iletmek isterim.

Bütün eğitim hayatım boyunca her anımda yanımda olan, her durumda bana güç veren ve destek olan canım annem Naciye SARICI'ya ve babam Asım SARICI'ya sonsuz teşekkür ederim.

Son olarak, umutsuzluğa düştüm her durumda elimden tutup bana güç veren, zekasıyla ve olaylara bakış açısıyla her daim yolumu aydınlatan, hayat arkadaşım, biricik eşim Mehmet TÜRKMEN'e bütün kalbimle teşekkür ederim.

Bu tez çalışması, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK) tarafından 1001-114 F 375 no'lu proje kapsamında desteklenmiştir.

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖZET	i
ABSTRACT.....	iii
TEŞEKKÜR.....	v
İÇİNDEKİLER	vi
ÇİZELGELER	viii
ŞEKİLLER.....	ix
SİMGE VE KISALTMALAR	xi
1. GİRİŞ.....	1
1.1 Tezin Amacı	1
1.2 Tezin Şeması	3
1.3 Literatür Özeti	3
2. REAKTÖR TİPLERİ, KOD ve MODELLEME	5
2.1 Reaktör Tipleri	5
2.1.1 PWR TMI-1	5
2.1.2 BWR Peach Bottom.....	8
2.1.3 VVER-1000 Kozloduy.....	9
2.2 KULLANILAN KOD VE KÜTÜPHANELER.....	10
2.2.1 DRAGON	10
2.2.2 Kütüphaneler.....	10
2.3 PROBLEMİN MODELLENMESİ	11
2.3.1 Isıl-Nötronik Etkileşimlerin İncelenmesi.....	11
2.3.2 Test Problemlerinin Modellenmesi.....	14
3. SONUÇLAR ve DEĞERLENDİRME	16
3.1 UAM Test Problemleri.....	16
3.1.1 PWR Birim Hücre.....	16

3.1.2	BWR Birim Hücre	20
3.1.3	VVER Birim Hücre.....	23
3.2	Farklı Ortalama Sıcaklıkların Etkisi.....	26
3.2.1	PWR.....	26
3.3	Farklı Kütüphanelerin Etkisi	29
3.3.1	PWR.....	29
3.4	Farklı Enerji Grup Sayılarının Etkisi	30
3.4.1	PWR.....	30
3.5	PWR Yakıt Demeti.....	31
3.6	Sonuçların Değerlendirilmesi.....	33
KAYNAKLAR		36
ÖZGEÇMİŞ		38

ÇİZELGELER

Çizelge 2.1. PWR TMI-1 yakıt birim hücresi tasarım parametreleri.....	6
Çizelge 2.2. PWR TMI-1 yakıt demeti tasarım parametreleri	7
Çizelge 2.3. BWR Peach Bottom yakıt birim hücresi tasarım parametreleri	8
Çizelge 2.4. VVER-1000 Kozloduy-6 yakıt birim hücresi tasarım parametreleri.....	9
Çizelge 3.1. PWR birim hücre için k_{∞} değerinin yakıt bölge sayısı ile değişimi.....	16
Çizelge 3.2. BWR birim hücre için k_{∞} değerinin bölge sayısı ile değişimi	20
Çizelge 3.3. VVER birim hücre için k_{∞} değerinin bölge sayısı ile değişimi	23
Çizelge 3.4 . k_{∞} değerinin bölge sayısı ve ortalama yakıt sıcaklığı ile değişimi	26
Çizelge 3.5. δk değerinin (pcm) bölge sayısı ve ortalama yakıt sıcaklığı ile değişimi	26
Çizelge 3.6. k_{∞} değerinin bölge sayısı ve nötron kütüphanesi ile değişimi	29
Çizelge 3.7. δk değerinin bölge sayısı ve nötron kütüphanesi ile değişimi	29
Çizelge 3.8. k_{∞} değerinin bölge sayısı ve enerji grup sayısı ile değişimi	30
Çizelge 3.9. δk değerinin (pcm) bölge sayısı ve enerji grup sayısı ile değişimi	31
Çizelge 3.10. Farklı yakıt çubukları için k_{∞} değerinin yakıt bölge sayısı ile değişimi	32
Çizelge 3.11. Farklı yakıt çubukları için δk değerinin (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi..	32
Çizelge 3.12. İncelenen farklı durumların kısa bir özeti.....	33
Çizelge 3.13. Hesaplanan sonuçlar ile UAM sonuçlarının karşılaştırılması	34

ŞEKİLLER

Şekil 1.1. U^{238} izotopunun, 6,67 eV rezonansında yakalama tesir kesitindeki Doppler genişlemesi [1].....	2
Şekil 2.1. PWRTMI-1 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi (ölçeklendirilmemiş)	6
Şekil 2.2. PWR TMI-1 yakıt demeti gösterimi (1/8 simetri)	7
Şekil 2.3. BWR Peach Bottom yakıt birim hücresinin temsili gösterimi (ölçeklendirilmemiş)	8
Şekil 2.4. VVER-1000 Kozloduy-6 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi (ölçeklendirilmemiş)	9
Şekil 2.5. Hesaplama akış diyagramı	13
Şekil 3.1. PWR birim hücre için yakıt bölgesi sayısı ile δk 'daki (pcm) değişim	17
Şekil 3.2. PWR birim hücre için Doppler katsayısının yakıt bölgesi sayısı ile değişimi	18
Şekil 3.3. PWR birim hücre için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili	19
Şekil 3.4. PWR birim hücre için normalleştirilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi	19
Şekil 3.5. BWR birim hücre için yakıt bölgesi sayısı ile δk 'daki (pcm) değişim.....	20
Şekil 3.6. BWR birim hücre için Doppler katsayısının yakıt bölgesi sayısı ile değişimi	21
Şekil 3.7. BWR birim hücre için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili.....	22
Şekil 3.8. BWR birim hücre için normalleştirilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi	22
Şekil 3.9. VVER birim hücre için yakıt bölgesi sayısı ile δk 'daki (pcm) değişim.....	23
Şekil 3.10. VVER birim hücre için yakıt bölgesi sayısı ile Doppler katsayısının değişimi	24
Şekil 3.11. VVER birim hücre için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili	25
Şekil 3.12. VVER birim hücre için normalleştirilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi.....	25
Şekil 3.13. Farklı ortalama yakıt sıcaklıkları için yakıt bölgesi sayısı ile δk 'nın değişimi	27
Şekil 3.14. Normalleştirilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi	28
Şekil 3.15. Farklı yakıt sıcaklıkları için radyal sıcaklık profilleri	28

Şekil 3.16. PWR yakıt demeti (1/8 simetri) için güç dağılımı.....	32
---	----



SİMGE VE KISALTMALAR

Simgeler

k_{∞}	Sonsuz çoğaltma faktörü	[-]
α_{DC}	Doppler sabiti	[pcm/K]
k	Isı iletkenlik katsayısı	[W/cm.K]
T	Sıcaklık	[K]
$\dot{q}$	Hacimsel ısı üretim hızı	[W/cm ³]
r	Yarıçap	[cm]
ρ	Reaktiviti	[-]

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 Modelling
ANS	American Nuclear Society
STG	Sıcak Tam Güç
SSG	Sıcak Sıfır Güç
SHEM	Santamarina-Hfaiedh Energy Mesh

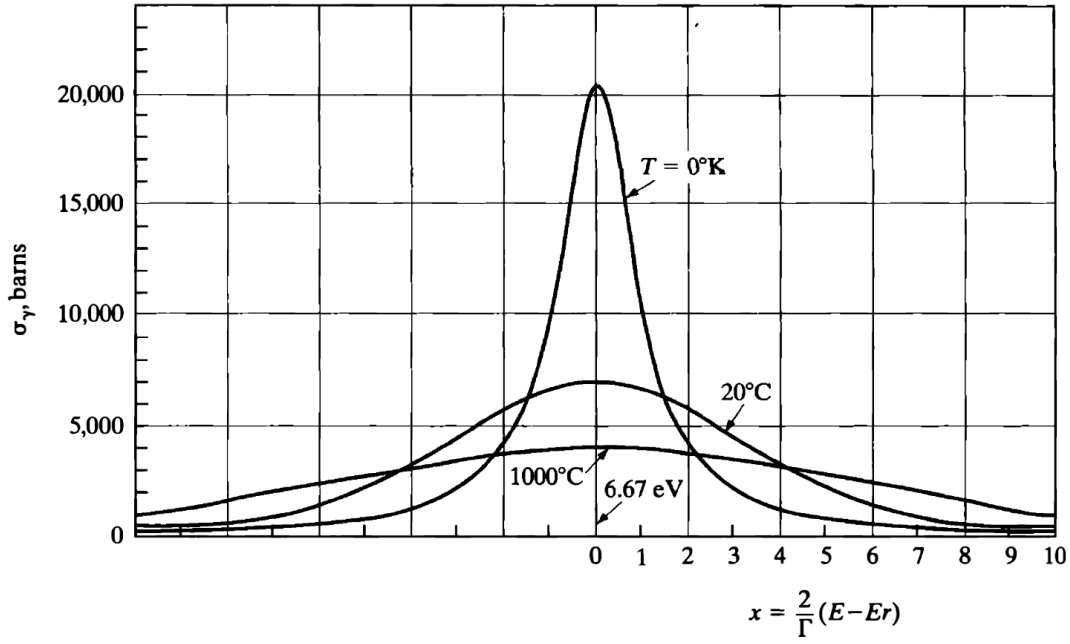
1. GİRİŞ

1.1 Tezin Amacı

Nükleer reaktörlerde, normal çalışma koşullarında güvenlik limitlerinin doğru ve hassas şekilde belirlenmesi reaktör güvenliği açısından önemlidir. Bu güvenlik limitleri belirlenirken birçok parametre çeşitli metotlar kullanılarak hesaplanmaktadır. Etkin nötron tesir kesitleri de doğru bir şekilde hesaplanması gereken bu parametrelerdendir.

Etkin nötron tesir kesitleri hesaplanırken çeşitli yaklaşımlar, kabuller ve basitleştirmeler yapılmaktadır. Bu yaklaşımlar ve kabuller ise beraberinde bazı belirsizlikleri getirmektedir. Bu belirsizlikler, hesaplamalarda kullanılan geometri parametrelerinden gelen belirsizlikler, kullanılan modellerde yapılan yaklaşımlar sonucu gelen belirsizlikler, tesir kesiti verileri elde edilirken yapılan deneysel ölçüm belirsizlikleri ve yakıt elemanı içinde radyal yönde izotermal sıcaklık yaklaşımından kaynaklı belirsizlikler olarak sıralayabiliriz.

Yakıt elemanı içinde izotermal sıcaklık yaklaşımının kullanılması hesaplama maliyetini ciddi şekilde düşürdüğü için araştırmacılar tarafından sıklıkla tercih edilmektedir. Fakat bu yaklaşım gerçekçi değildir. Çünkü yakıtın içinde merkezden yakıt zarfına doğru parabolik azalan bir sıcaklık profili vardır. Böyle bir yaklaşım etkin nötron tesir kesitleri hesaplanırken bir miktar belirsizliğe sebep olmaktadır. Yakıt elemanı içinde özellikle rezonans bölgesinde izotopların etkin tesir kesitleri, dolayısıyla yutulan nötron sayısı, sıcaklık ile doğrudan ilişkilidir. Bu değişimler, Doppler genişlemesi ya da Doppler etkisi ile tanımlanmaktadır. Sıcaklık arttıkça Doppler etkisinden dolayı rezonans bölgesinde yutulan nötron sayısı da artmaktadır. Bu durum sonucunda yakıt içinde nötronun kat edeceği ortalama mesafe azalmaktadır. Doppler etkisini daha iyi anlayabilmek için Doppler genişlemesiyle U^{238} izotopunun yakalama tesir kesitindeki değişim Şekil 1.1’de verilmektedir. Şekilden görüldüğü üzere, yakıtın içindeki sıcaklık arttıkça U^{238} izotopunun yakalama tesir kesiti azalmaktadır.



Şekil 1.1. U^{238} izotopunun, 6,67 eV rezonansında yakalama tesir kesitindeki Doppler genişlemesi [1]

Reaktörde, yavaşlatıcıdan yakıt elemanı içine giren nötronlar, yakıt elemanın dış yüzeyine yakın yerlerde yutulmaya başlar. Bu durumun sonucu olarak da, yakıt elemanının iç bölgeleri dış bölgelere oranla daha az nötron akısına maruz kalır. Yakıtın dış bölgeleri bir nevi iç bölgeleri zırlamış olur. Bu olguya, öz-zırlama denilmektedir. Öz-zırlama, izotopların etkin tesir kesitlerine ve dolayısıyla sıcaklık kaynaklı Doppler etkisine bağlıdır. Bu nedenle, yakıtın içindeki sıcaklık dağılımının hesaplamalara dahil edilmesi etkin tesir kesitlerinin daha hassas ve doğru hesaplanması, dolayısıyla nükleer reaktörlerde güvenlik limitlerinin daha doğru belirlenebilmesi, için önemlidir.

Bu tez kapsamında, hafif sulu reaktörlerinin yakıt elemanında izotermal sıcaklık kullanmanın reaktör parametreleri üzerindeki etkileri incelenmiştir. Birim hücre yaklaşımı kullanılarak farklı reaktör tiplerinde, farklı ortalama yakıt sıcaklıklarında, farklı nötron tesir kesiti kütüphanelerinde ve aynı kütüphanenin farklı enerji grup sayısına sahip kütüphanelerinde hesaplamalar yapılmıştır. Ayrıca, PWR yakıt demetinde radyal yöndeki sıcaklık profili etkisi çok-bölgeli gösterimle incelenmiştir.

Bu tez içinde yapılan çalışmalar, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK), 1001-Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Projelerini Destekleme Programı kapsamında 114 F 375 numaralı proje kapsamında gerçekleştirilmiştir. Tez içinde yayınlanan sonuçların bir kısmı proje kapsamında sunulan sonuç raporundan derlenmiştir [2].

1.2 Tezin Şeması

Bu tez üç ana bölümden oluşmaktadır. Birinci bölümde, tezin amacı ve daha önce yapılmış benzer çalışmaların anlatıldığı literatür özeti kısmı yer almaktadır. İkinci bölümde, seçilen problemler tanımlanmış olup kullanılan farklı reaktör tiplerinin ana tasarım parametreleri ile hesaplamalarda kullanılan gösterimleri anlatılmaktadır. İkinci bölümün devamında ise kullanılan DRAGON kodu, tesir kesiti kütüphaneleri ve seçilen problemlerin ısı-nötronik etkileşimlerinin modellenmesi ve DRAGON kodunun girdi dosyası hazırlanırken problemin nasıl modellendiği anlatılmaktadır. Üçüncü ve son bölümde ise, sonuçlar ve değerlendirme kısmı yer almaktadır.

1.3 Literatür Özeti

Nükleer reaktörlerde, yakıt bölgesinde izotermal sıcaklık yaklaşımının nükleer parametreler üzerinde sebep olduğu belirsizliklerin incelendiği çalışmalar ve DRAGON kodu ile yapılan benzer çalışmalar bu bölümde anlatılmaktadır.

Greifenkamp vd. (2008), Kruijf ve Janssen (1996), yakıt bölgesinde izotermal sıcaklık yaklaşımı ve sıcaklık profili kullanmanın, sonsuz çoğaltma faktörü ve rezonans yutma tesir kesiti üzerindeki etkilerini incelemişlerdir [3, 4]. Ortalama yakıt sıcaklığını daha doğru belirleyebilmek için etkin yakıt sıcaklığı $T_{F,etkin} = T_s + c (T_c - T_s)$ formu geliştirilmiştir. Burada, T_s ve T_c sırasıyla yüzey ve merkez yakıt sıcaklığıdır. Kullanılan c katsayısı için araştırmacılar tarafından farklı değerler (2/3 ve 4/9) önerilmiştir [5, 6, 7]. Fakat bu yaklaşım da, etkin çoğaltma faktörü ve reaksiyon oranlarında bir miktar hataya sebep olacaktır ve sonuçlarda epistemik bir belirsizliğe neden olacaktır. Greifenkamp vd. (2008)'de belirttiği üzere yakıt bölgesini tek bölge olarak modellemenin yeterli olmadığı belirtilmiştir. Böyle bir modellemenin k_{∞} değerinde % 0,7'ye kadar düşük tahmine neden olduğu belirtilmektedir. Yukarıda bahsedilen çalışmalar kapsamında yapılan belirsizlik analizlerinde, ısı üretim ve ısı iletkenlik katsayısı gibi parametrelerin sıcaklık bağımlılıkları hesaplamalara dahil edilmemiştir.

Yakıt içinde yapılan hesaplamalarda izotermal sıcaklık yaklaşımından kaynaklı oluşan epistemik belirsizliğin büyüklüğü belirlenebilir ve yapılacak daha detaylı çalışmalarla bu belirsizlikler azaltılabilir. Bu amaçla, “Nükleer Enerji Ajansı – Nuclear Energy Agency (NEA)” 2005 yılında “Modellemede Belirsizlik Analizi – Uncertainty Analysis in Modelling (UAM)” çalışmasını başlatmıştır [8, 9]. Bu çalışma kapsamında, hafif su reaktörlerinde (LWR) yakıt elemanının malzeme özelliklerinde, kullanılan tesir kesiti kütüphanelerinden, yakıt geometrilerinden, kullanılan çözüm metotlarından ve modellemelerden kaynaklı durağan

durum ve geçici durumlar için reaktör fiziği hesaplamalarında meydana gelen belirsizlikler incelenmiştir.

Bratton vd. (2013), Mercatali vd. (2013) tarafından yayınlanan UAM Faz I'in karşılaştırmalı değerlendirme sonuçlarında, UO_2 yakıtları için, hesaplanmış nükleer verilerden kaynaklı *ketkin* değerinde yaklaşık olarak %0,5 - 0,7 (Sıcak Tam Güç [STG] / Sıcak Sıfır Güç [SSG]) belirsizlik bulunmuştur [10, 11]. Yapılan çalışmalar deneylerle kıyaslandığı zaman, reaktörün işletme sıcaklıklarında reaktör fiziği kodları ile bulunan *ketkin* değerlerinin %0,7 daha düşük bir değer olduğu görülmüştür [12].

“Amerikan Nükleer Derneği – American Nuclear Society (ANS)” tarafından 2007 yılında, “Ortak Karşılaştırmalı Değerlendirme Komitesi – Joint Benchmark Committee” Doppler katsayısındaki (α_{DC}) belirsizliğin belirlenmesi için bir karşılaştırmalı değerlendirme çalışması başlatılmıştır. Mosteller tarafından yapılan aynı çalışmanın sonuçları göstermektedir ki, kabul edilebilir tutucu modeldeki LWR güvenlik analizlerinde α_{DC} değerinde yaklaşık %10 civarında belirsizlik olduğu varsayılmaktadır [13]. Başka bir çalışmada ise tesir kesitleri, durağan durumda çok-bantlı yöntem ile sıcaklığa bağımlı üretilmiştir. Nötron tesir kesitlerinin konuma bağımlı üretilmiş hallerinin kullanılması yerine ortalama öz-zırlama hesabı ile üretilenlerin kullanılması reaktivitenin α_{DC} değeri yaklaşık %10 yüksek tahmin ile sonuçlandığı rapor edilmiştir [14].

Tesir kesitlerindeki belirsizlikler hesaplanırken, değinilen bu çalışmalardaki ana sorun yakıt bölgesi için izotermal sıcaklık gradyantının kullanımından kaynaklanmaktadır. Dahası bu çalışmalar, ara değeri hesaplanmış tesir kesitleri veya en yakın sıcaklık değerindeki, tipik olarak 300 K sıcaklığının katlarında üretilen kütüphaneler kullanmaktadır.

Hebert, 2008 yılında DRAGON kodu kullanarak JEFF 2.2 nötron tesir kesiti kütüphanesinin SHEM 281 ve SHEM 361 enerji grup sayıları için ve farklı tipte yakıt elemanları için bir karşılaştırma çalışması yapmıştır [15]. Bu çalışmada 361 gruplu tesir kesiti kütüphanesinde 22,5 eV ve 11,14 keV arasındaki enerji grup sayısının 38'ten 118'e çıkarılması, öz-zırlama modellemelerinde daha doğru sonuç alındığı görülmüştür.

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 çözümlemeye dayalı hesaplama yöntemi oluşturmayı amaçlamaktadır.

2. REAKTÖR TİPLERİ, KOD ve MODELLEME

Tez kapsamında yapılan hesaplamalarda referans olarak, UAM karşılaştırmalı değerlendirme çalışmasında Problem 1 Alıştırma I-1’de kullanılan PWR TMI-1, BWR Peach Bottom ve VVER 1000 Kozloduy yakıt birim hücreleri ve Problem 1 Alıştırma I-2’de kullanılan PWR TMI-1 yakıt demeti seçilmiştir [8]. Hesaplamalarda kullanılan geometri ve malzeme özellikleri ve işletme koşulları, UAM karşılaştırmalı değerlendirme çalışması ile aynıdır. Yakıt birim hücrelerinin ve yakıt demetinin tasarım parametreleri Bölüm 2.1’de verilmektedir.

Bu çalışma kapsamında yakıt bölgesinde izotermal sıcaklık yaklaşımı kullanımının reaktör parametreleri üzerine etkileri sıcaklık profili kullanımından kaynaklı etkiler ile karşılaştırılmıştır. İzotermal sıcaklık yaklaşımı, yakıt bölgesinde radyal yönde sabit (tekdüze) bir yakıt sıcaklığı (900 K) ifade ederken sıcaklık profili, konuma bağlı bir sıcaklık dağılımını ifade eder. Sıcaklık profilini modelleyebilmek için yakıt radyal yönde çok bölgeye ayrılmıştır. Tez içinde verilen bütün değerler yakınsamış sonuçlardır.

Birim hücrede Doppler hesaplamaları Sıcak Tam Güç (STG) ve Sıcak Sıfır Güç (SSG) durumlarında yapılmıştır. SSG durumu için kullanılan parametreler STG durumu için kullanılan parametrelerle aynı olup sadece ortalama yakıt sıcaklığı 600 K olarak alınmıştır. Doppler reaktivite geri beslemesi, SSG ve STG durumlarındaki reaktivitelerin farkından hesaplanır. Doppler sabitinin hesaplanması ise Denk.1’de verilmektedir.

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

Burada, ρ , sistemin reaktivitesi ve T, F üst simgesi ile yakıt sıcaklığıdır. Bu çalışmada eksenel yöndeki sıcaklık değişimi dikkate alınmamıştır.

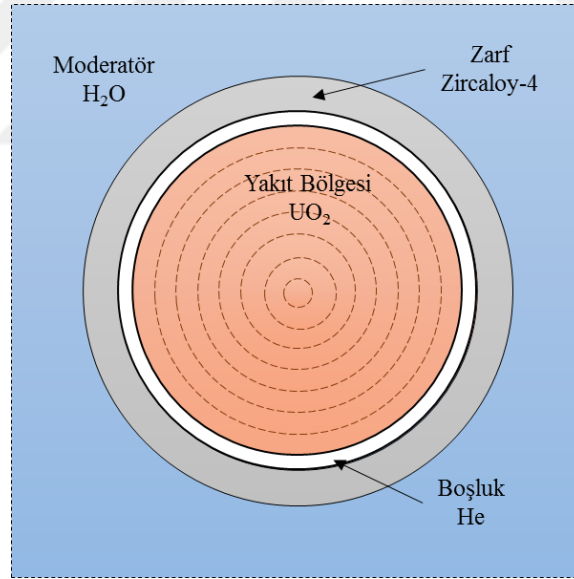
2.1 Reaktör Tipleri

2.1.1 PWR TMI-1

PWR TMI-1 yakıt birim hücresinin tasarım parametreleri Çizelge 2.1’de ve temsili gösterimi Şekil 2.1’de verilmektedir. PWR TMI-1 yakıt demetinin tasarım parametreleri Çizelge 2.2’de ve 1/8 simetride temsili gösterimi Şekil 2.2’de verilmektedir.

Çizelge 2.1. PWR TMI-1 yakıt birim hücresi tasarım parametreleri

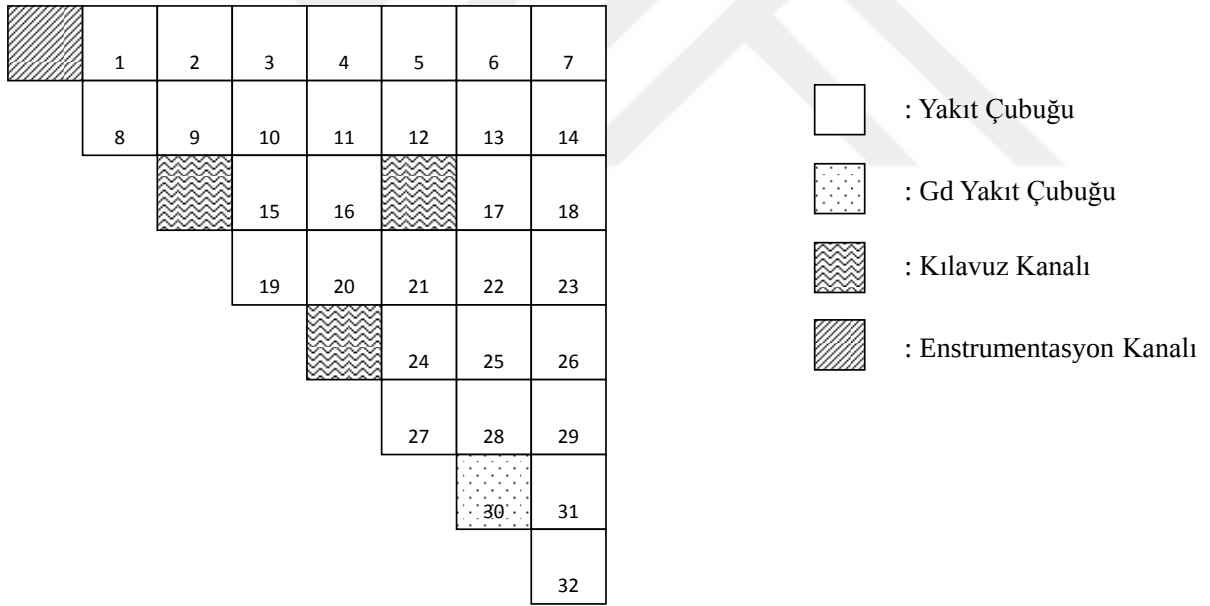
Parametre	Birim	Değer
Birim hücre aralığı	mm	14,427
Yakıt tabletinin çapı	mm	9,391
Yakıt tabletinin malzemesi		UO ₂
Yakıt yoğunluğu	g/cm ³	10,283
Yakıt zenginliği	w/o	4,85
Zarf dış çapı	mm	10,928
Zarf kalınlığı	mm	0,673
Zarf malzemesi		Zircaloy-4
Zarf yoğunluğu	g/cm ³	6,55
Boşluk (aralık) malzemesi		He
Yavaşlatıcı Malzemesi		H ₂ O
<i>STG Durumu</i>		
Yakıt Sıcaklığı	K	900,0
Zarf Sıcaklığı	K	600,0
Yavaşlatıcı Sıcaklığı	K	562,0
Yavaşlatıcı Yoğunluğu	kg/m ³	748,4



Şekil 2.1. PWRTMI-1 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi (ölçeklendirilmemiş)

Çizelge 2.2. PWR TMI-1 yakıt demeti tasarım parametreleri

Parametre	Birim	Değer
Yakıt demeti boyutları		15 × 15
Toplam yakıt çubuğu sayısı		208
Toplam kılavuz kanalı sayısı		16
Toplam enstrumentasyon kanalı sayısı		1
Toplam Gd yakıt çubuğu sayısı		4
Birim hücre aralığı	mm	14,427
Zarf dış çapı	mm	10,928
Zarf kalınlığı	mm	0,673
Kılavuz kanalı dış çapı	mm	13,462
Kılavuz kanalı iç çapı	mm	12,649
Enstrumentasyon kanalı dış çapı	mm	12,522
Enstrumentasyon kanalı iç çapı	mm	11,201
Yakıt demeti aralığı	mm	218,110
Yakıt demetleri arasındaki boşluk	mm	1,702



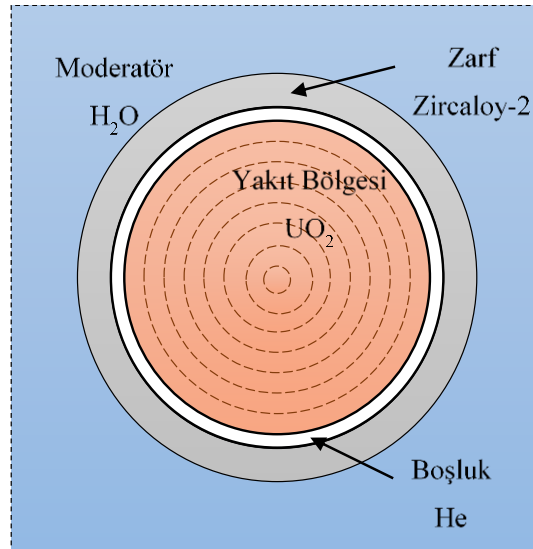
Şekil 2.2. PWR TMI-1 yakıt demeti gösterimi (1/8 simetri)

2.1.2 BWR Peach Bottom

BWR Peach Bottom yakıt birim hücresinin tasarım parametreleri Çizelge 2.3'te ve temsili gösterimi Şekil 2.3'te verilmektedir.

Çizelge 2.3. BWR Peach Bottom yakıt birim hücresi tasarım parametreleri

Parametre	Birim	Değer
Birim hücre aralığı	mm	18,75
Yakıt tabletinin çapı	mm	12,1158
Yakıt tabletinin malzemesi		UO ₂
Yakıt yoğunluğu	g/cm ³	10,42
Yakıt zenginliği	w/o	2,93
Zarf dış çapı	mm	14,3002
Zarf kalınlığı	mm	0,9398
Zarf malzemesi		Zircaloy-2
Zarf yoğunluğu	g/cm ³	6,55
Boşluk (aralık) malzemesi		He
Yavaşlatıcı Malzemesi		H ₂ O
<i>STG Durumu</i>		
Yakıt Sıcaklığı	K	900,0
Zarf Sıcaklığı	K	600,0
Yavaşlatıcı Sıcaklığı	K	557,0
Yavaşlatıcı Yoğunluğu	kg/m ³	460,72



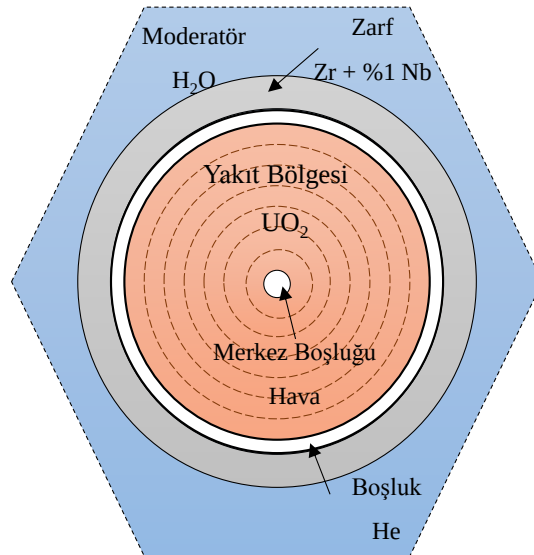
Şekil 2.3. BWR Peach Bottom yakıt birim hücresinin temsili gösterimi (ölçeklendirilmemiş)

2.1.3 VVER-1000 Kozloduy

VVER-1000 Kozloduy yakıt birim hücresinin tasarım parametreleri Çizelge 2.4'te ve temsili gösterimi Şekil 2.4'te verilmektedir.

Çizelge 2.4. VVER-1000 Kozloduy-6 yakıt birim hücresi tasarım parametreleri

Parametre	Birim	Değer
Birim hücre aralığı	mm	12,75
Yakıt tabletinin çapı	mm	7,56
Yakıt tabletinin malzemesi		UO ₂
Yakıt yoğunluğu	g/cm ³	10,4
Yakıt zenginliği	w/o	3,3
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 ³	6,55
Boşluk (aralık) malzemesi		He
Yavaşlatıcı Malzemesi		H ₂ O
<i>STG Durumu</i>		
Yakıt Sıcaklığı	K	900,0
Zarf Sıcaklığı	K	600,0
Yavaşlatıcı Sıcaklığı	K	560,0
Yavaşlatıcı Yoğunluğu	kg/m ³	752,5



Şekil 2.4. VVER-1000 Kozloduy-6 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi (ölçeklendirilmemiştir)

2.2 KULLANILAN KOD VE KÜTÜPHANELER

2.2.1 DRAGON

Bilgisayar kodu DRAGON, Polytechnique Montreal tarafından geliştirilen, nükleer reaktörde yakıt demetinin veya birim hücrenin nötronik davranışını simüle edebilen bir seri modeller derlemesini içerir [16]. Bu kod, nötron transport denkleminin çözüm teknikleri için kafes kod şeklinde tasarlanmış bir bilgisayar kodudur. DRAGON kodunun tasarlanma amacı, tek bir bilgisayar kodu içinde farklı çözüm modellemelerini ve algoritmaları birleştirmektir. Bu kod içinde birçok hesaplama modülü yer almaktadır ve bu modüller birbirlerine GAN genelleştirilmiş sürücü ile bağlıdır. Modüller arasındaki bilgi alışverişi iyi tanımlanmış veri yapılarıyla sağlanmaktadır.

Kod, bir kafes hücre kodunu karakterize eden bütün fonksiyonları içermektedir. Bunlar, standart kütüphaneler ile temin edilen mikroskobik tesir-kesitlerinin ara değer kestiriminde, çok boyutlu geometrilere rezonans öz-zırlama hesaplamaları, nötron kaçaklarını hesaba katabilen çok-gruplu ve çok boyutlu nötron akı hesaplamaları, reaktör hesaplamaları için yoğunlaştırılmış ve homojenize edilmiş nükleer özelliklerin yanı sıra transport-transport veya transport-difüzyon eşdeğer hesaplamaları, izotopik tüketilme veya yakıt yanma hesaplamalarıdır. Kod içine iki farklı nötron akı çözüm metodu eklenmiştir: çarpışma olasılığı (CPM) ve karakteristikler metodu (MOC) yöntemi. Her iki çözümde nötron transport denkleminin nümerik olarak konum ve açı üzerinden integralinin alınması ile elde edilmektedir. DRAGON kodu tamamen açık kaynaklı bir bilgisayar kodu olup, ücretsiz bir şekilde indirilip kullanılabilir.

2.2.2 Kütüphaneler

DRAGON kodu, Monte Carlo tabanlı hesaplama yapan kodların kullandığı sürekli enerji nötron tesir kesiti kütüphanelerini kullanmak yerine diğer deterministik nötron transport kodları gibi çok enerji gruplu tesir kesiti kütüphanelerini kullanmaktadır. Kullanılan kütüphaneler DRAGLIB adı verilen formata sahiptir ve ücretsiz bir şekilde indirilip kullanılabilir [17]. Yapılan hesaplamalarda ENDF/B-VII.1 nötron tesir kesiti kütüphanesinin SHEM 361 (Santamarina-Hfaiedh Energy Mesh) çok-gruplu sürümü kullanılmıştır. Bölüm 3.3'te, farklı kütüphanelerde yapılan incelemeler için yine DRAGLIB formatında ENDF/B-VII.1, ENDF/B-VII.0, JEFF 3.1 ve JEFF 3.2 kütüphanelerinin 361-gruplu versiyonları kullanılmıştır. Bölüm 3.4'te ise, ENDF/B-VII.1 kütüphanesinin SHEM 295, SHEM 315 ve SHEM 361 çok-gruplu versiyonları kullanılmıştır.

2.3 PROBLEMİN MODELLENMESİ

2.3.1 Isıl-Nötronik Etkileşimlerin İncelenmesi

Nükleer reaktörlerde yakıt bölgesinde radyal sıcaklık profili, yakıtın malzeme özelliklerine, ısı üretim hızına, yakıtın zarf malzemesine ve soğutucu özelliklerine doğrudan bağlıdır. Silindirik koordinatlarda, kararlı durum için ısı üretimi ve sıcaklık dağılımı arasındaki ilişki Denk. 2’de verilmiştir.

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left(k(\bar{r}, T) r \frac{dT(\bar{r})}{dr} \right) + \dot{q}(\bar{r}) = 0 \quad (2)$$

Bu denklemde r , yarıçapı; T , sıcaklığı; k , ısı iletkenliği; $\dot{q}$, hacimsel ısı üretim hızını ifade eder.

Denk.2’de verilen ısı iletkenlik yakıtın sıcaklığına ve malzeme içeriğine bağlıdır. Yakıt içinde hacimsel ısı üretim hızının sabit olduğu kabul edilirse, Denk. 2’nin iç (R_i) ve dış (R_o) yarıçaplar arasında çift integralinin alınması ile Denk. 3 elde edilmektedir.

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

Bu denklemde T_i ve T_o , sırasıyla iç ve dış yüzey sıcaklıklarına, $\bar{q}$ ise, R_i ve R_o ile sınırlandırılmış bölge üzerinden ortalanmış ısı üretim hızına karşılık gelmektedir.

Eşit hacimli n -bölgeye bölünmüş yakıt pimi için, toplam ısı iletim integrali,

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

Bu denklemler kullanılarak yakıt içindeki her bölgenin hacim üzerinden ortalanmış sıcaklıkları, iç ve dış yüzey sıcaklıkları bulunabilir.

Yukarıda verilen ısı üretimi ve sıcaklık arasındaki ilişkiyi gösteren denklemlerde, Denk. 5’de verilen, UO_2 yakıtları için kullanılan Lyons’un $k dT$ integralinden türetilen sıcaklık bağımlı %95 teorik yoğunluğa sahip ısı iletkenlik katsayısı kullanılmıştır [12].

$$k(T) = \frac{38,24}{129,25 + T} + 6,1256 \times 10^{-13} \times T^3 \quad (5)$$

Bu denklemde T , Kelvin cinsinden yerel yakıt sıcaklığını; k , $Wcm^{-1}K^{-1}$ cinsinden ısı iletim katsayısını temsil etmektedir.

Bu tez kapsamında yapılan hesaplamalarda tek hacimli yakıt bölgesi referans olarak alınmıştır. Daha sonra yakıt bölgesinde sıcaklık profilinin sonuçlar üzerindeki etkisini anlamak amacıyla

bölge sayısı 2, 4, 8, 12, 16 ve 20'ye kadar arttırılmaktadır. Hesaplamalara, başlangıç tahmini olarak her bölgenin hacimsel ısı üretim hızının eşit ve 1 olduğu kabul edilerek başlanmıştır. Başlangıçta hesaplanan hacimsel ısı üretim hızı ve ısı iletkenlik katsayısı Denk. 4'te yerine konularak, her bölgenin iç yüzey sıcaklıkları hesaplanmıştır. Hesaplanan sıcaklık dağılımı, dördüncü dereceden bir fonksiyona fit edilmiştir ve yakıt içindeki her bölge için hacim üzerinden ortalanan sıcaklıklar hesaplanmıştır. Yakıtın bütün bölgeleri üzerinden hacim ortalamalı sıcaklık değeri, eş-sıcaklık yaklaşımında kullanılan değere (900 K) eşittir.

Böylece, radyal sıcaklık dağılımının etkilerini tam olarak karşılaştırılabilmek mümkün olmaktadır. Yakıt içindeki her bölgenin sıcaklıkları hesaplandıktan sonra bu sıcaklık değerleri DRAGON kodu için girdi dosyasına verilmektedir. Kodun çıktı dosyasından normalleştirilmiş ısı üretim hızına eşit olan fisyon kaynak dağılımı elde edilir. Bu fisyon dağılımından her bölge için yeni sıcaklıklar hesaplanır ve koda tekrar girilir. Bu işlem fisyon dağılımı yakınsayınca kadar tekrar edilir. Yakınsama kriteri olarak Denk.6'da verilen L_2 -normu seçilmiştir.

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

L_2 -norm yakınsama kriteri, d, n-boyutlu iki nokta arasındaki uzaklığı ölçmek için kullanılmakta olup bu tezde yapılan hesaplamalar için 0,005'ten daha düşük seçilmiştir. L_2 -normunun seçilme sebebi, her bir yakıt bölgesinin ısı üretim hızında en azından noktadan sonra ilk iki hanenin yakınsamasını garanti altına alınmak istenmesidir.

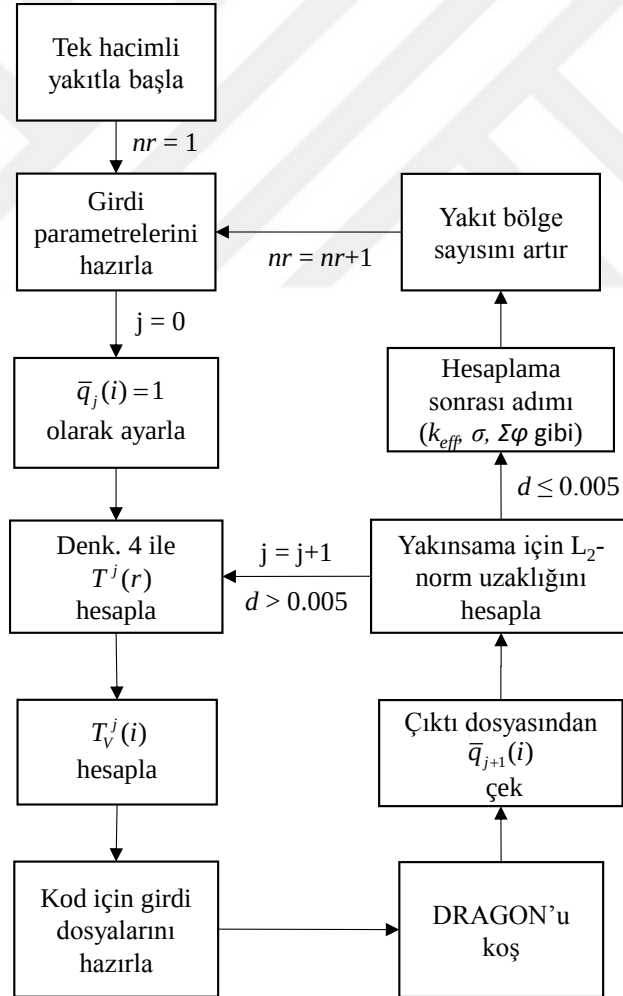
Fisyon kaynak dağılımı yakınsadıktan sonra yakıt içindeki bölge sayısı arttırılarak bölge sayısı sonuçları yakınsayınca kadar hesaplamalara devam edilmiştir. Bu sayede, radyal yöndeki sıcaklık dağılımının etkisi (bir değere yakınsadığında) gözlenmiştir.

Problemin modellenmesinde izlenen adımlar ana hatlarıyla aşağıdaki gibidir.

Şekil 2.5'te hesaplamaların akış diyagramı verilmektedir.

- Tek hacimli yakıt bölgesi ($nr = 1$) için hesaplamalara başla.
- $j = 0$ yineleme adımı için, toplam bölge sayısı n olan yakıtta i bölgesi için başlangıç tahmini olarak hacimsel ısı üretim hızını $[\bar{q}_j(i) = 1]$, 1 (homojen ısı üretimi) olarak ayarla.
- Denk. 4'ü kullanarak yakıt boyunca sıcaklık dağılımını $T^j(r)$ hesapla.

- $T^j(r)$ 'yi kullanarak, her bölgenin hacim üzerinden ortalanmış sıcaklığını $[T_V^j(i)]$ hesapla.
- DRAGON kodu için hesaplanmış $T_V^j(i)$ ile girdi dosyalarını hazırla.
- Kodu çalıştır ve çıktı dosyasından her bölge için fisyon kaynak dağılım değerini çekerek yeni ısı üretim hızını $\bar{q}_{j+1}(i)$ elde et.
- Denk. 6'yı kullanarak L_2 -norm uzaklığını hesapla.
- Eğer $d < 0,005$ ise, hesaplamayı durdur ve hesaplama sonrası adıma geç.
- Yakıt bölge sayısını artır ($nr = nr + 1$) ve yinelemelerin başlaması için ikinci adıma git.
- Değilse, yineleme sayısını bir artır ($j = j + 1$), $\bar{q}_{j+1}(i)$ kullanarak yeni $T^{j+1}(r)$ hesapla ve sonra girdi dosyası hazırlama adımına git.



Şekil 2.5. Hesaplama akış diyagramı

2.3.2 Test Problemlerinin Modellenmesi

DRAGON5 için hazırlanan girdi dosyasında GEO, SYBILT, LIB, USS, ASM, FLU, EDI modülleri kullanılmıştır.

GEO modülünde problemin geometrisi (koordinatlar, sınır koşulları ve malzeme bilgisi) tanımlanmıştır ve bütün koşu boyunca diğer modüllere bu bilgiler aktarılmıştır. Problemlerde kullanılmak üzere seçilen geometri, silindirik yapıdadır ve iç içe geçmiş silindirler halinde tanımlanmıştır. Sınır koşulu olarak da yansıtılmış sınır koşulu seçilmiştir.

SYBILT modülü içinde nötron hareketlerini izleme hesapları yapılmaktadır. İzleme modülü çarpışma olasılığı ya da karakteristikler metodu hesaplamaları için geometrinin analiz edilmesi için kullanılmaktadır. DRAGON5 içinde farklı izleme modülleri yer almaktadır ve seçilen problemin geometrisine ve amacına göre kullanılan modül değişmektedir. Bu tez için yapılan hesaplamalarda SYBILT modülü seçilmiş olup birim hücre hesaplamaları için bir-boyutlu ve yakıt demeti hesaplamalarında iki-boyutlu geometrilerde çarpışma olasılığı hesapları yapılmıştır. Maksimum bölge sayısı olarak 25 seçilmiştir ve kalan değerler için varsayılan değerler kullanılmıştır.

Geometri ve izleme hesaplarından sonra kütüphane bilgilerinin yer aldığı LIB modülü gelmektedir. DRAGON kodu çeşitli formatlarda ki mikroskobik tesir kesiti kütüphanelerine erişim sağlayabilmektedir ve bu modül içinde her bölgenin hacim üzerinden ortalananmış sıcaklıklarına göre interpolasyon işlemleri yapıp tesir kesiti kütüphaneleri yeniden oluşturulmaktadır. Problem için, 361-grup ENDF/B VII.1 tesir kesiti kütüphanesi seçilmiştir. Hesaplamalarda saçılma tesir kesiti düzeltilmesi olarak APOLLO transport düzeltme kullanılmıştır. Bu düzeltme ile birlikte doğrusal anizotrop grup içinde saçılma tesir kesiti ayarlaması yapılmıştır. Tesir kesiti hesaplamalarında matematiksel olasılık tabloları olan CALENDF kullanılmıştır. Girdi dosyasında bölgeler için girilen malzeme gruplarının sayısı verilmiştir. Artan bölge sayısı ile bu sayı arttırılmıştır. Bu malzeme gruplarının içinde ise, GEO modülünde belirlenen bölgelerin içinde yer alan izotopların isimleri, sıcaklık, öz kütle, malzemelerin kütle oranları bilgileri belirtilmiştir.

USS modülü ile öz-zırhlama hesapları yapılmıştır. Bu modül rezonans bölgesinde yer alan izotopları etkileyen öz-zırhlama etkilerini hesaplayarak LIB modülünde oluşturulan tesir kesiti kütüphanelerinde düzeltmeler yapar.

ASM modülü ise akı hesaplamalarında kullanılan grup-bağımlı çarpışma olasılık matrislerini hazırlamaktadır.

FLU modülü ise akı hesaplamalarının yapıldığı modüldür. Doğrusal sistemde çok-gruplu çarpışma olasılığı matrisleri çözülerek etkin çoğaltma faktörü hesaplanmaktadır.

Hesaplamalar bittikten sonra son olarak sıra EDI modülü kullanılmıştır. Bu modül içinde ise reaksiyon oranları, ortalama ya da gruplandırılmış tesir kesitleri hesaplanıp çıktı dosyasına yazdırılmaktadır. Reaksiyon oranları ve diğer alınan sonuçlar iki grup için alınmıştır. Hızlı grup sonuçlarının enerji aralığı 20 MeV – 0.625 eV iken termal grup sonuçlarının enerji aralığı 0.625 eV – 1.1×10^{-4} eV'dir.

Modüllerde belirtilen parametreler dışında kalan kod parametreleri değiştirilmemiş varsayılan değerler kullanılmıştır.



3. SONUÇLAR ve DEĞERLENDİRME

3.1 UAM Test Problemleri

3.1.1 PWR Birim Hücre

(i) Sonsuz çoğaltma faktörü:

Sıcaklık profilinin kullanıldığı Sıcak Tam Güç (STG) için, bütün bölgelerin aynı sıcaklıkta (900 K) olduğu izotermal sıcaklık yaklaşımı için ve yakıt içindeki bütün bölgelerin 600 K olduğu Sıcak Sıfır Güç (SSG) için k_{∞} değerlerinin yakıt bölge sayısı ile değişimi Çizelge 3.1’de sunulmaktadır. Hesaplamalarda 361 enerji gruplu ENDF/B-VII.1 tesir kesiti kütüphanesi kullanılmıştır.

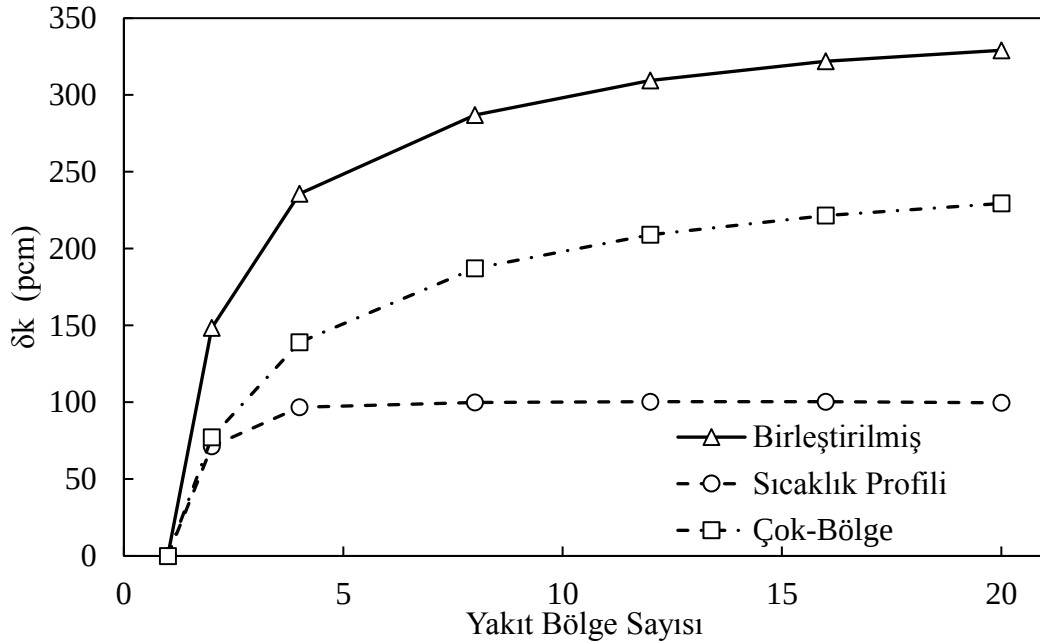
Çizelge 3.1. PWR birim hücre için k_{∞} değerinin yakıt bölge sayısı ile değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K
1	1,41072	1,41072	1,42232
2	1,41220	1,41149	1,42303
4	1,41307	1,41211	1,42357
8	1,41359	1,41259	1,42398
12	1,41381	1,41281	1,42416
16	1,41394	1,41293	1,42427
20	1,41401	1,41301	1,42434

Yapılan hesaplamalarda, sıcaklık profilinin hesaplamalara dahil edilmesi (ilk sütun) k_{∞} değerlerinin artmasına sebep olmaktadır. Birim hücrede problemin modellenmesinde yakıt bölgesinde çok-bölgeli gösterimde izotermal sıcaklık yaklaşım (bütün bölgelerin aynı sıcaklıkta olması) kullanılsa dahi (ortadaki sütun) k_{∞} değerleri artmaktadır. Her bir bölge için uygun Bondarenko faktörlerini kullanan DRAGON, çok-gruplu tesir kesitlerini hesaplarken özellikle konuma bağlı değişen öz-zırhlanmış tesir kesitlerini hesapladığı için çok-bölgeli gösterimde k_{∞} değerlerinin artmasına sebep olmaktadır. SSG durumunda (en son sütun) alınan sonuçlar da izotermal sonuçlara benzerlik göstermektedir.

Sıcaklık profili kullanımından kaynaklı δk ’nın bölge sayısı ile değişimi pcm cinsinden Şekil 3.1’de verilmektedir. Sıcaklık profili kullanımının etkisi, çok-bölge gösteriminin etkisi ve bu iki durumun birleşmiş hali olan “birleştirilmiş” etki, sonuçlarda üç ayrı şekilde gösterilmektedir. Yakıt bölgesinde sıcaklık profili olmasa bile yakıt bölgesini çok-bölgeli olarak modellemek DRAGON sonuçlarını etkilemektedir. Dolayısıyla, sıcaklık profili kullanılarak elde edilen sonuçlar, aslında iki etkinin birleştirilmiş halini temsil eder. Çok-

bölgeden kaynaklı etki, Çizelge 3.1’de izotermal sıcaklık sütunu altında verilen her k_{∞} değerlerinin tek bölgede hesaplanan k_{∞} değerinden çıkartılmasıyla elde edilmiştir ($\delta k = k_i - k_1$ burada i =çok-bölge sayısı). Birleştirilmiş etki, sıcaklık profili altında verilen her k_{∞} değerlerinden, tek bölgede hesaplanan k_{∞} değerinden çıkartılmasıyla elde edilmiştir. Birleştirilmiş ve çok-bölge etkileri arasındaki fark sıcaklık profili etkisini vermektedir. Hesaplamalarda 361 enerji gruplu ENDF/B-VII.1 tesir kesiti kütüphanesi kullanılmıştır.

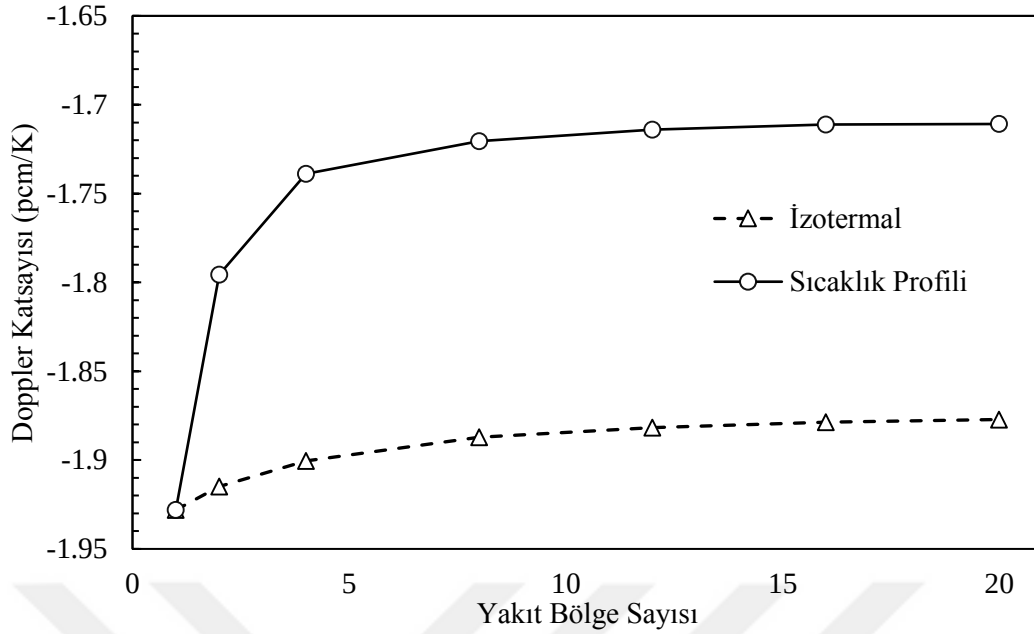


Şekil 3.1. PWR birim hücre için yakıt bölgesi sayısı ile δk ’daki (pcm) değişim

Sonuçlara göre, k_{∞} değerindeki değişim 320 pcm civarındadır. Sadece sıcaklık profili etkisi yaklaşık 100 pcm’dir ve sonuçlar, yakıt bölge sayısı 4 olduktan sonra yakınsamıştır. Birleştirilmiş etkiden sıcaklık profili etkisi çıkartıldığında görülmektedir ki çok-bölgeli gösterimin katkısı yaklaşık 220 pcm’dir.

(ii) Doppler reaktivite/katsayısı:

Sıcaklık profilinin ve izotermal sıcaklık yaklaşımının kullanıldığı durumlar için Doppler reaktivite/katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi Şekil 3.2’de verilmektedir.

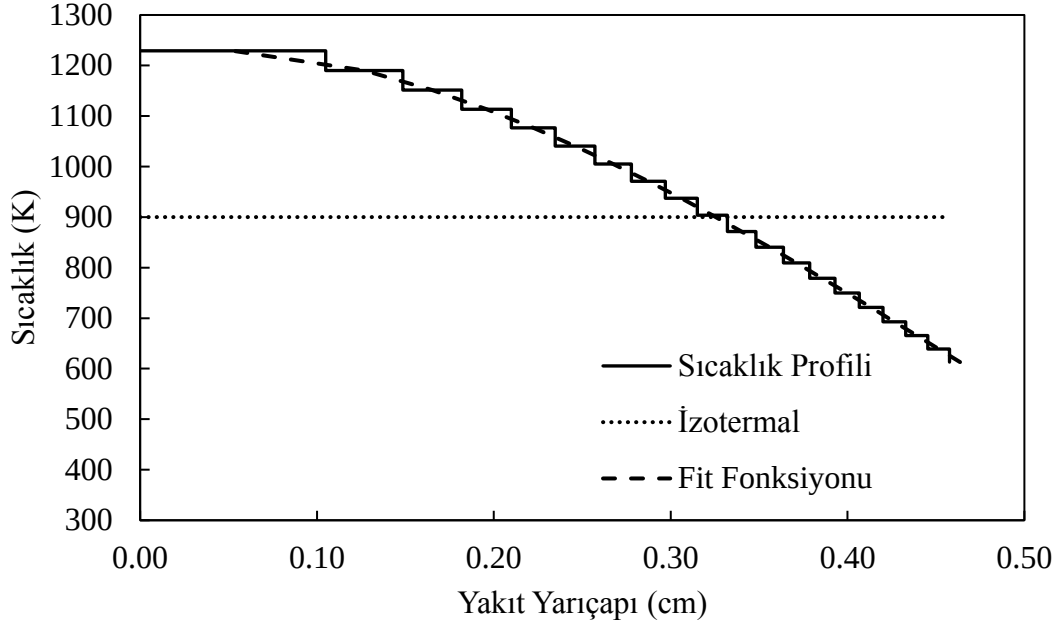


Şekil 3.2. PWR birim hücre için Doppler katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi

İzotermal sıcaklık ile Doppler katsayısı bölge sayısı arttıkça sabit kalıyormuş gibi görülmektedir. Sıcaklık profili kullanıldığında sonuçlar, yakıt bölge sayısı 4 olduktan sonra yakınsamıştır ve yakınsadığı değerler, izotermal sıcaklık için yaklaşık -1,88 pcm/K iken sıcaklık profili için yaklaşık -1,71 pcm/K'dir. Hesaplanan bu sonuçlar, “Literatür Özeti” bölümünde verilen Doppler reaktivite noksanlığı (defect) için yapılmış olan karşılaştırmalı değerlendirme değerleriyle tutarlıdır [13].

(iii) Sıcaklık dağılımı:

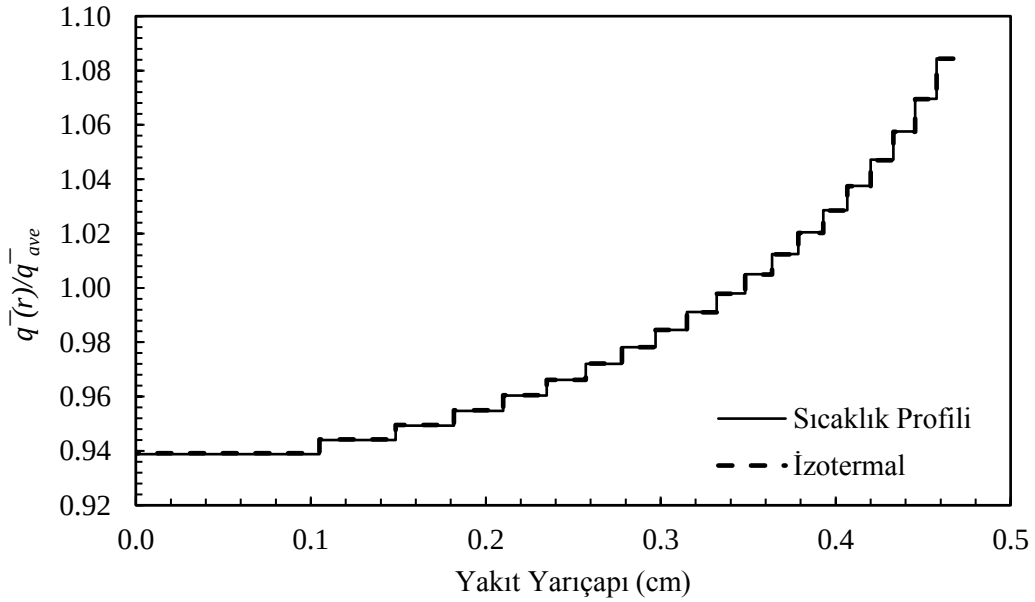
20 bölge için hesaplanmış olan yakınsamış sıcaklık profili Şekil 3.3'te verilmektedir. Yakıt sıcaklığı yüzeyden merkeze doğru parabolik olarak artmaktadır. 600 K'lik sabit dış yüzey sıcaklığı için en iç bölgedeki (yakıt merkezi) maksimum sıcaklık 1229 K olarak hesaplanmaktadır. Bölgeler üzerinden hacim ortalamalı yakıt sıcaklığının 900 K olduğu vurgulanmalıdır. Şekilde, sıcaklık profili iki farklı şekilde gösterilmektedir. Kesikli çizgi ile verilen sıcaklık dağılımı, kdT integralinin çözümünden elde edilen konum bağımlı sıcaklığın dördüncü dereceden bir fonksiyona fit edilmiş halidir. Aralıksız çizgi ile gösterilen basamak fonksiyonu, kesikli çizgi ile verilen fit fonksiyonu kullanılarak elde edilmiştir. Her bölgenin hacim üzerinden ortalanan sıcaklık değerlerini göstermektedir.



Şekil 3.3. PWR birim hücre için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili

(iv) Radyal ısı üretim hızı:

20 bölge için normalleştirilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi Şekil 3.4'te gösterilmektedir.



Şekil 3.4. PWR birim hücre için normalleştirilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi

3.1.2 BWR Birim Hücre

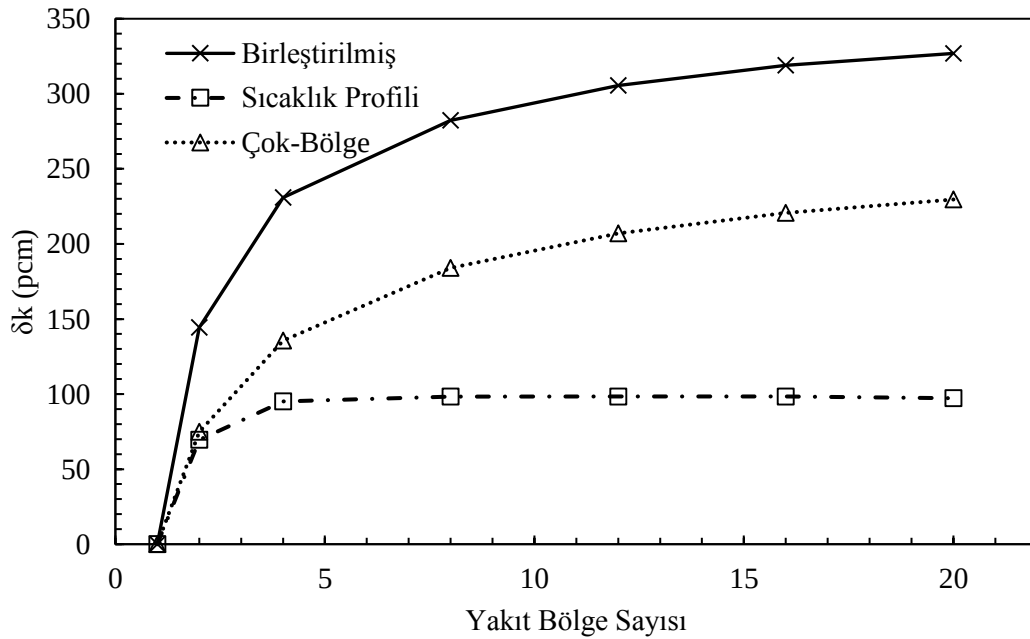
(i) Sonsuz çoğaltma faktörü:

PWR TMI-1 için yapılan analizlerin aynısı BWR PB için de yapılmıştır. k_{∞} değerinin bölge sayısı ile değişimi Çizelge 3.2’de sunulmaktadır. Hesaplamalarda 361 enerji gruplu, ENDF/B-VII.1 tesir kesiti kütüphanesi kullanılmıştır.

Çizelge 3.2. BWR birim hücre için k_{∞} değerinin bölge sayısı ile değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ortalama $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K
1	1,22959	1,22959	1,24232
2	1,23115	1,23040	1,24310
4	1,23210	1,23104	1,24368
8	1,23265	1,23152	1,24409
12	1,23282	1,23174	1,24428
16	1,23295	1,23188	1,24440
20	1,23306	1,23197	1,24448

Sıcaklık profili kullanımından kaynaklı δk ’nın bölge sayısı ile değişimi Şekil 3.5’te verilmektedir.

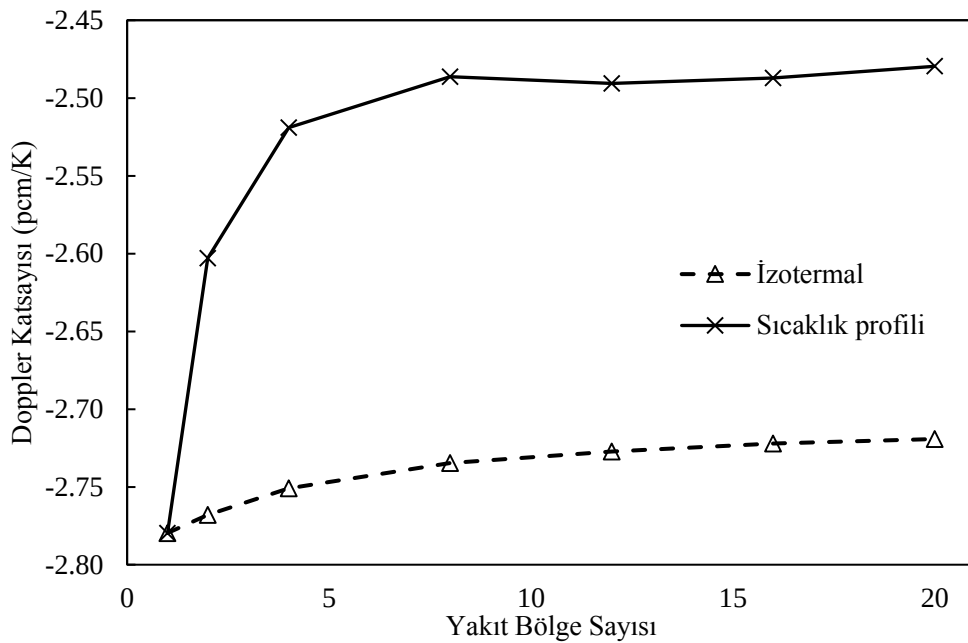


Şekil 3.5. BWR birim hücre için yakıt bölgesi sayısı ile δk ’daki (pcm) değişim

Sonuçlara göre birleştirilmiş etki, k_{∞} değerinde yaklaşık 327 pcm'dir. Bunun yaklaşık 97 pcm'i sıcaklık profili kullanımındandır ve sonuçlar, yakıt bölge sayısı 4 olduktan sonra yakınsamıştır. Birleştirilmiş etkiden sıcaklık profili etkisi çıkartıldığında görülmektedir ki çok-bölgeli gösteriminin etkisi yaklaşık 230 pcm'dir.

(ii) Doppler reaktivite/katsayısı:

Sıcaklık profilinin ve izotermal sıcaklık yaklaşımının kullanıldığı durumlar için Doppler reaktivite/katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi Şekil 3.6'da gösterilmektedir.

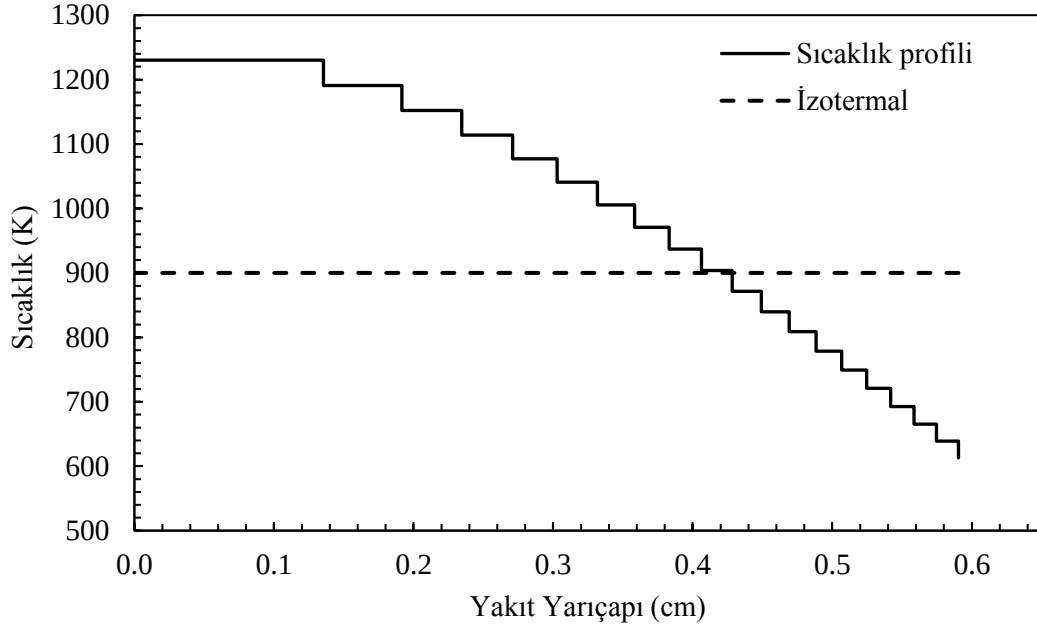


Şekil 3.6. BWR birim hücre için Doppler katsayısının yakıt bölgesi sayısı ile değişimi

Sıcaklık profili kullanıldığında sonuçlar, yakıt bölge sayısı 4 olduktan sonra yakınsamıştır ve yakınsadığı değerler, izotermal sıcaklık için yaklaşık -2,72 pcm/K iken sıcaklık profili için yaklaşık -2,48 pcm/K'dir.

(iii) Sıcaklık dağılımı:

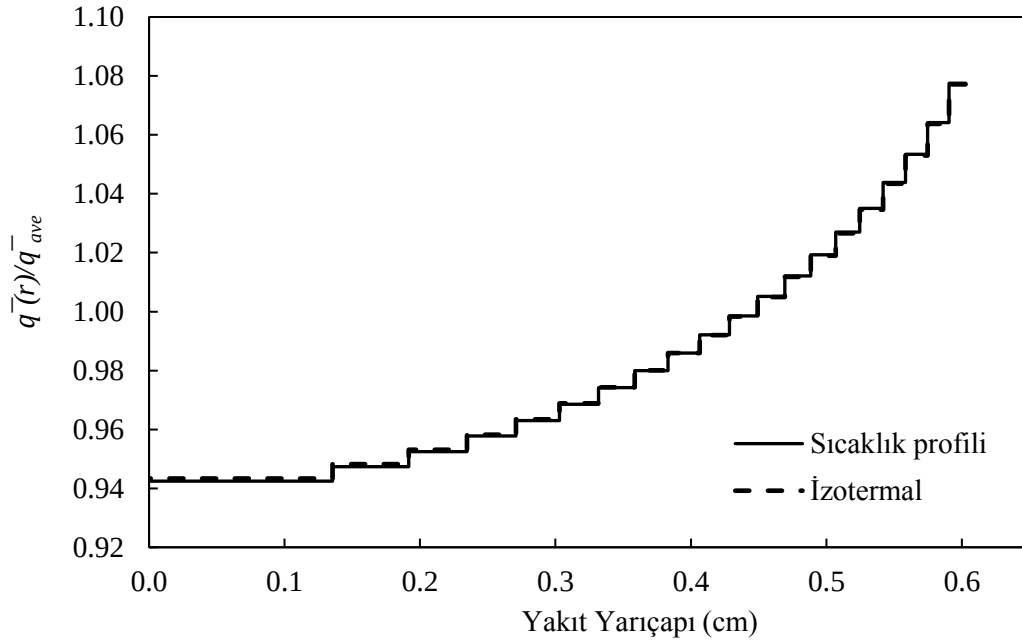
20 bölge için hesaplanmış olan yakınsamış sıcaklık profili Şekil 3.7'de verilmektedir. En iç bölgedeki sıcaklık 1232 K olarak hesaplanmıştır.



Şekil 3.7. BWR birim hücre için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili

(iv) Radyal ısı üretim hızı:

20 bölge için normalleştirilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi Şekil 3.8’de verilmektedir.



Şekil 3.8. BWR birim hücre için normalleştirilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi

3.1.3 VVER Birim Hücre

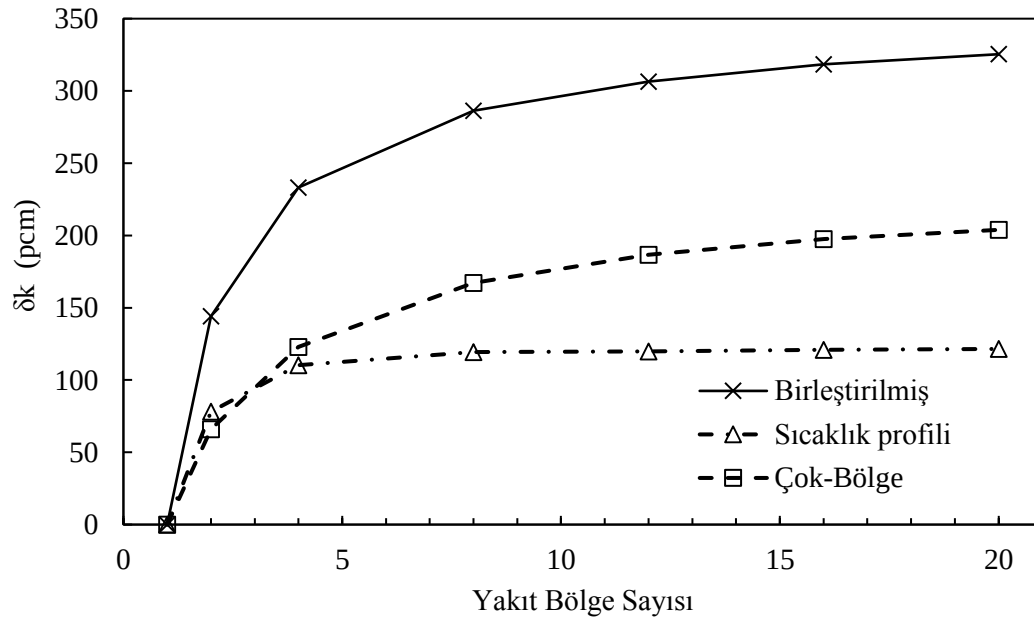
(i) Sonsuz çoğaltma faktörü:

PWR TMI-1 ve BWR PB için yapılan analizlerin aynısı VVER-1000 Kozloduy için de yapılmıştır. Sıcaklık profili kullanıldığında k_{∞} değerinin bölge sayısı ile değişimi Çizelge 3.3'te sunulmaktadır. Hesaplamalarda 361 enerji gruplu, ENDF/B-VII.1 tesir kesiti kütüphanesi kullanılmıştır.

Çizelge 3.3. VVER birim hücre için k_{∞} değerinin bölge sayısı ile değişimi

Bölge Sayısı	Sıcaklık profili hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K
1	1,32923	1,32923	1,34106
2	1,33067	1,32989	1,34165
4	1,33156	1,33046	1,34214
8	1,33210	1,33090	1,34251
12	1,33230	1,33110	1,34268
16	1,33242	1,33121	1,34278
20	1,33249	1,33127	1,34284

Sıcaklık profili kullanımından kaynaklı δk 'nın bölge sayısı ile değişimi Şekil 3.9'da verilmektedir.

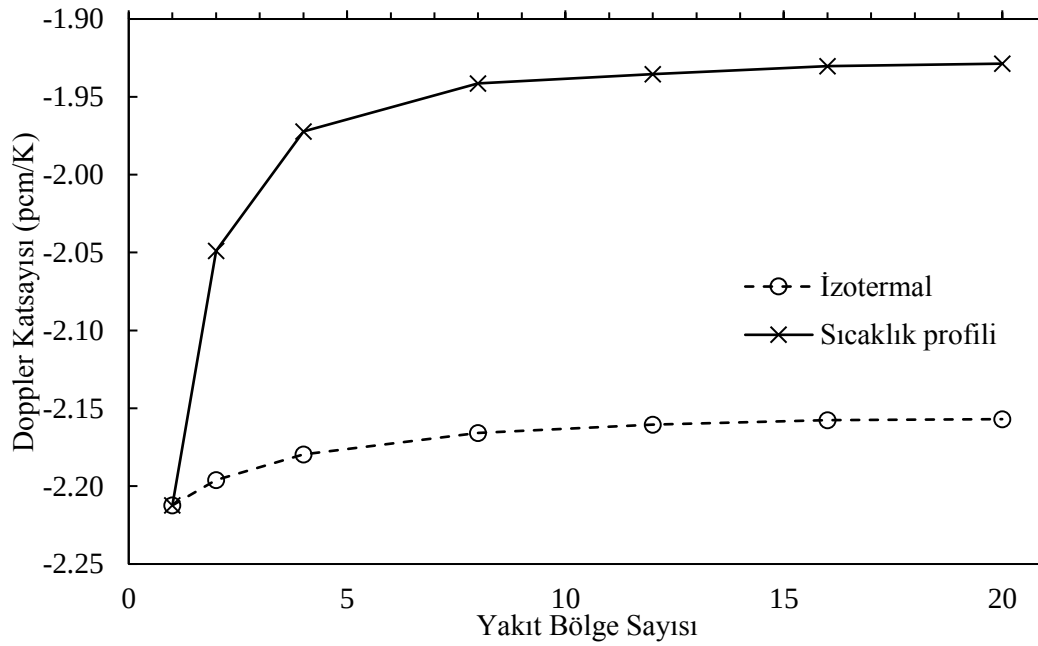


Şekil 3.9. VVER birim hücre için yakıt bölgesi sayısı ile δk 'daki (pcm) değişim

Sonuçlara göre birleştirilmiş etki, k_{∞} değerinde yaklaşık 325 pcm'dir. Bunun 120 pcm'i sıcaklık profili kullanımındandır ve sonuçlar, yakıt bölge sayısı 4 olduktan sonra yakınsamıştır. Birleştirilmiş etkiden sıcaklık profili etkisi çıkartıldığında görülmektedir ki çok-bölgeli gösteriminin etkisi yaklaşık 205 pcm'dir.

(ii) Doppler reaktivite/katsayısı:

Sıcaklık profilinin ve izotermal sıcaklık yaklaşımının kullanıldığı durumlar için Doppler reaktivite/katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi Şekil 3.10'da gösterilmektedir.

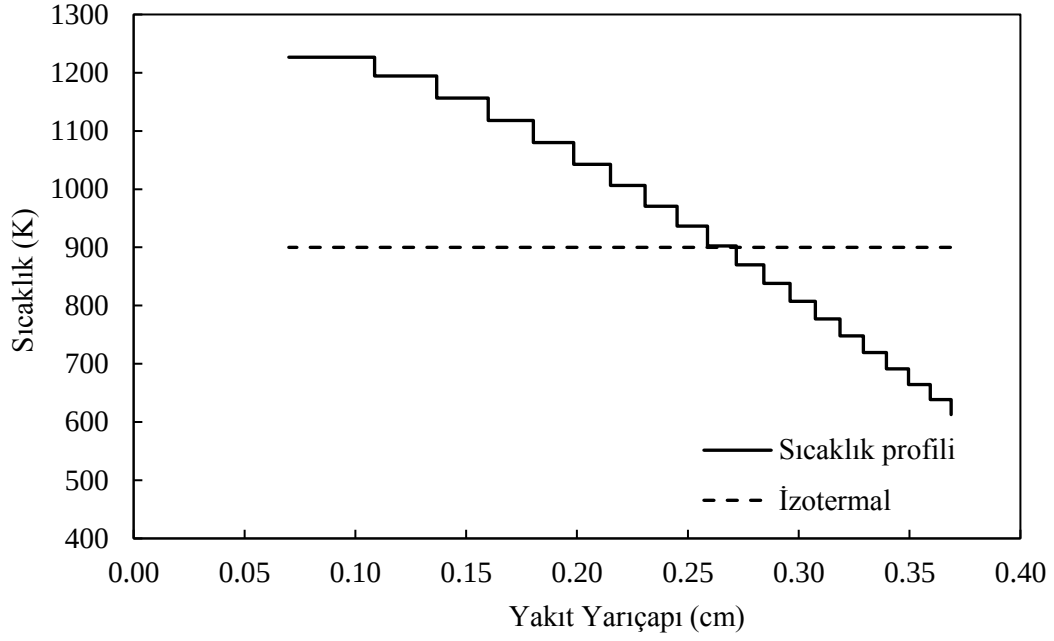


Şekil 3.10. VVER birim hücre için yakıt bölgesi sayısı ile Doppler katsayısının değişimi

Sıcaklık profili kullanıldığında sonuçlar, yakıt bölge sayısı 4 olduktan sonra yakınsamıştır ve yakınsadığı değerler, izotermal sıcaklık için yaklaşık -2,16 pcm/K iken sıcaklık profili için yaklaşık -1,93 pcm/K'dir.

(iii) Sıcaklık dağılımı:

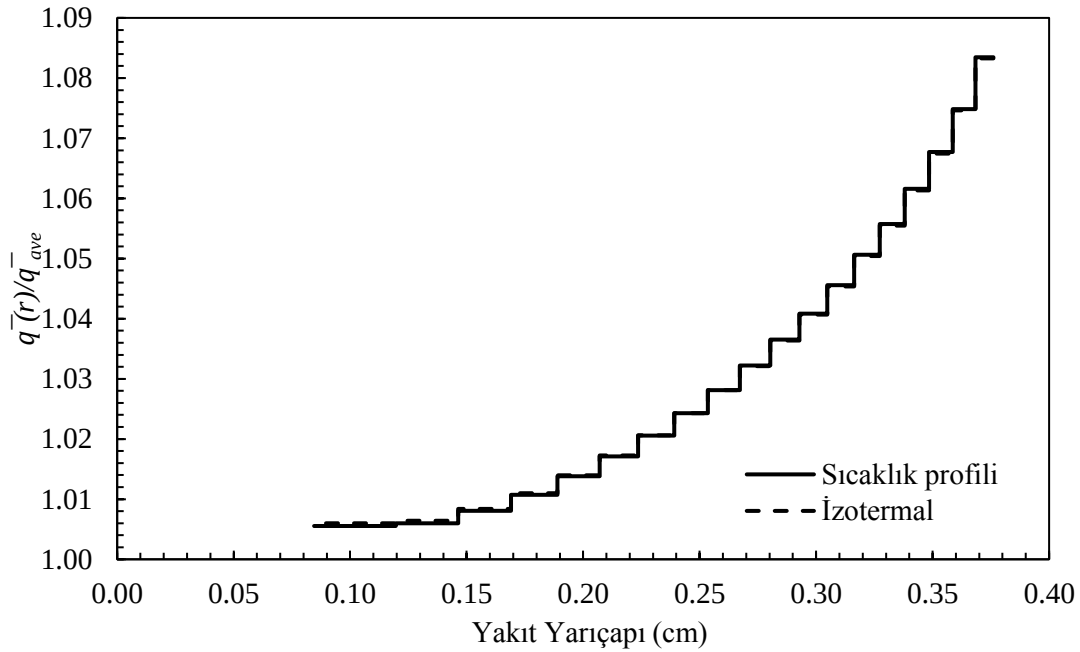
20 bölge için hesaplanmış olan yakınsamış sıcaklık profili Şekil 3.11'de verilmektedir. En iç bölgedeki sıcaklık 1226 K olarak hesaplanmıştır.



Şekil 3.11. VVER birim hücre için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili

(iv) Radyal ısı üretim hızı:

20 bölge için normalize edilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi Şekil 3.12’de verilmektedir.



Şekil 3.12. VVER birim hücre için normalize edilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi

3.2 Farklı Ortalama Sıcaklıkların Etkisi

3.2.1 PWR

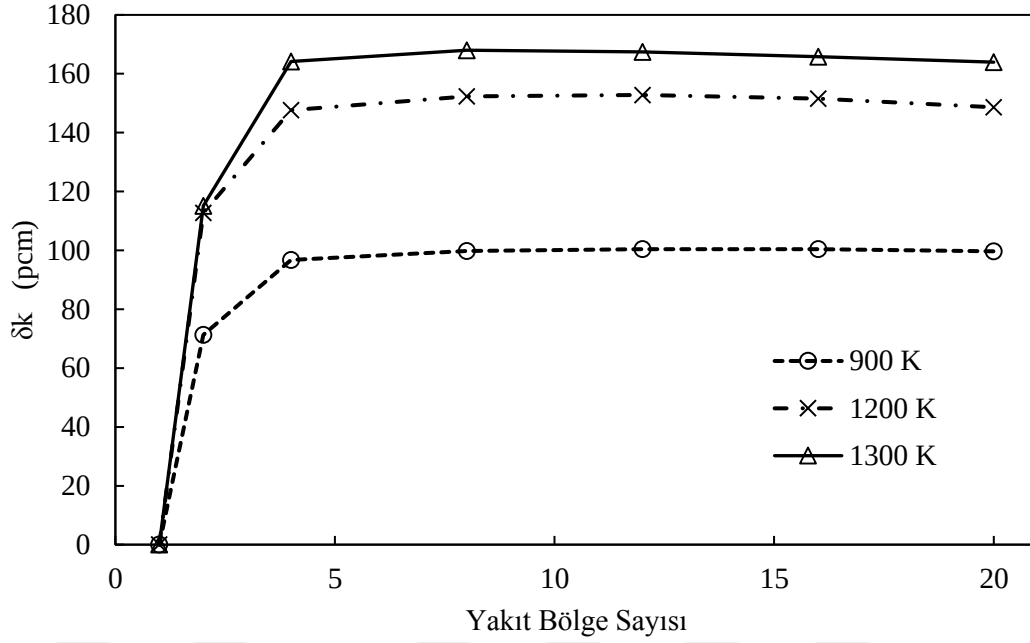
Farklı ortalama yakıt sıcaklıkları için sıcaklık profilinin k_{∞} değerine etkisi bu bölümde incelenmiştir. Analizler PWR TMI-1 birim hücresinde gerçekleştirilmiştir. Karşılaştırma için ortalama yakıt sıcaklıkları 900 K, 1200 K ve 1300 K olarak belirlenmiştir. Bölge sayısı ve ortalama yakıt sıcaklığı ile k_{∞} ve δk 'daki değişimler, Çizelge 3.4, Çizelge 3.5 ve Şekil 3.13'te verilmektedir. Hesaplamalarda 361 grup ENDF/B-VII.1 tesir kesiti kütüphanesi kullanılmıştır. Çizelge 3.5'te verilen ve ayrıca Şekil 3.13'te gösterilen δk değerleri aynı sıcaklıkta ve aynı bölge sayısında k_{∞} değerlerinin farklarıdır.

Çizelge 3.4 . k_{∞} değerinin bölge sayısı ve ortalama yakıt sıcaklığı ile değişimi

Bölge Sayısı	900 K Sıcaklık Profili	900 K İzotermal	1200 K Sıcaklık Profili	1200 K İzotermal	1300 K Sıcaklık Profili	1300 K İzotermal
1	1,41072	1,41072	1,40086	1,40086	1,39781	1,39781
2	1,41220	1,41149	1,40282	1,40169	1,39982	1,39866
4	1,41307	1,41211	1,40387	1,40239	1,40103	1,39939
8	1,41359	1,41259	1,40447	1,40294	1,40165	1,39997
12	1,41381	1,41281	1,40472	1,40319	1,40189	1,40022
16	1,41394	1,41293	1,40485	1,40333	1,40202	1,40036
20	1,41401	1,41301	1,40491	1,40342	1,40209	1,40045

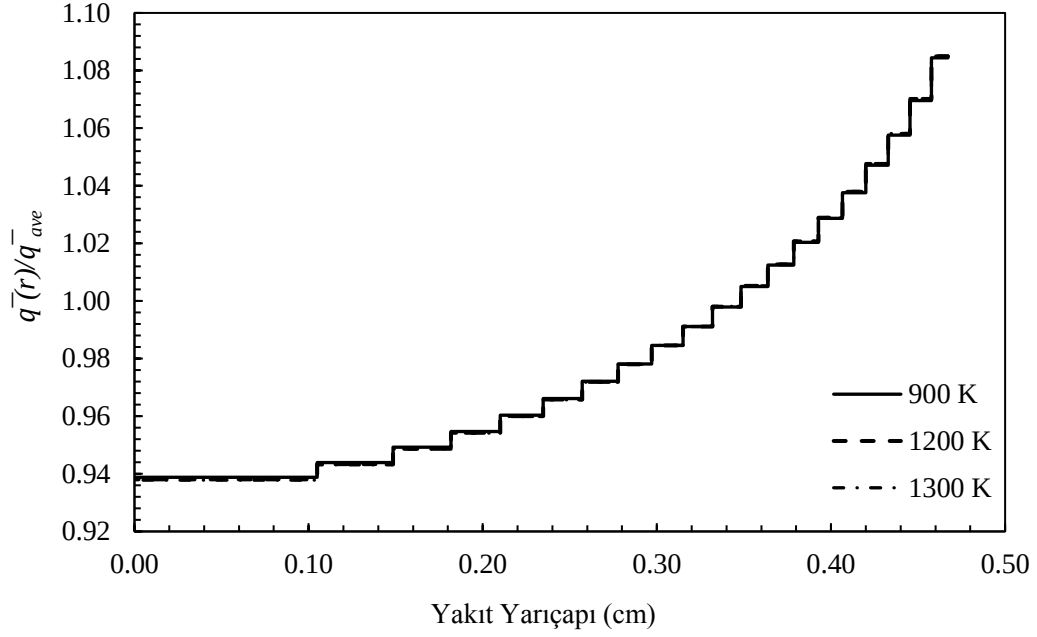
Çizelge 3.5. δk değerinin (pcm) bölge sayısı ve ortalama yakıt sıcaklığı ile değişimi

Bölge Sayısı	900 K δk (pcm)	1200 K δk (pcm)	1300 K δk (pcm)
1	0,0	0,0	0,0
2	71,3	112,7	115,1
4	96,7	147,6	164,2
8	99,8	152,3	168,0
12	100,4	152,8	167,4
16	100,4	151,6	165,8
20	99,7	148,6	163,9



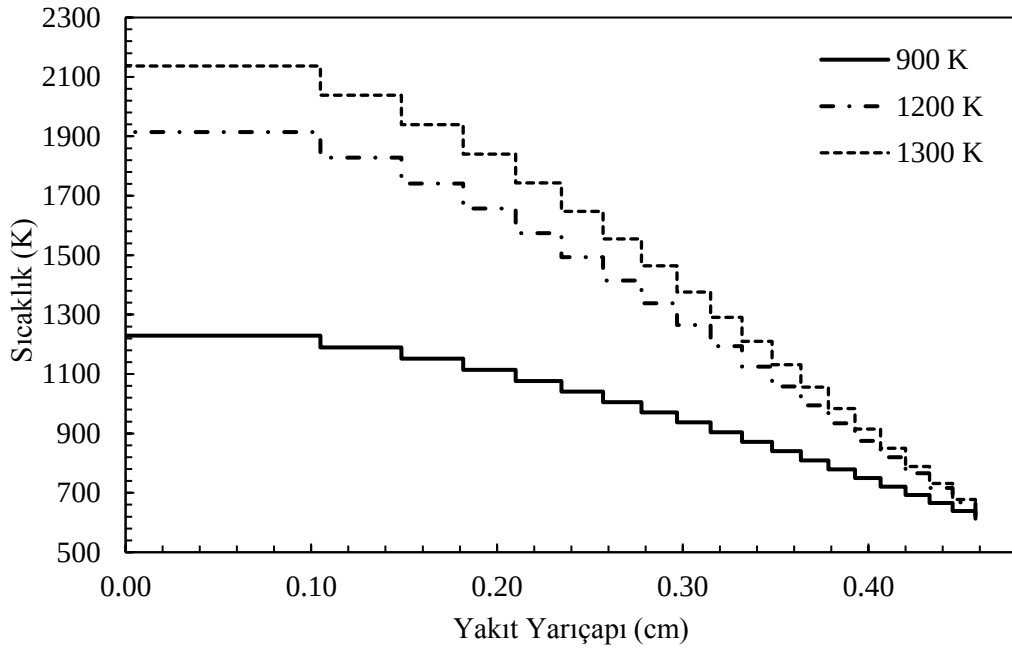
Şekil 3.13. Farklı ortalama yakıt sıcaklıkları için yakıt bölgesi sayısı ile δk 'nın değişimi

Şekil 3.13'te ve Çizelge 3.4'te görüldüğü üzere, yakıtın ortalama sıcaklığı arttıkça δk 'daki değişim artmaktadır. Bütün sıcaklıklarda yakıt bölge sayısı 4 olduktan sonra değişim sabit bir değere yakınsamıştır. Yakınsamış değerler sırasıyla yaklaşık 900 K için 100 pcm, 1200 K için 150 pcm ve 1300 K için 165 pcm'dir. Her 100 K'lik sıcaklık artışı yaklaşık 15 pcm'lik etkiye neden olmaktadır. Farklı ortalama yakıt sıcaklıkları için radyal ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi Şekil 3.14'te verilmektedir.



Şekil 3.14. Normalleştirilmiş ısı üretim hızının yakıt yarıçapı ile değişimi

Ortalama yakıt sıcaklığındaki artış radyal ısı üretim hızı dağılımında belirgin bir farka neden olmamaktadır. Bu farkın en yüksek değeri, yakıtın merkezinde 1300 K ve 900 K arasında % 0,1'den daha azdır. Farklı yakıt sıcaklıkları için radyal sıcaklık dağılımı Şekil 3.15'te verilmektedir.



Şekil 3.15. Farklı yakıt sıcaklıkları için radyal sıcaklık profilleri

Yakıtın ortalama sıcaklığı arttıkça beklenildiği üzere yakıtın merkez sıcaklığı da artmaktadır. Yakıtın ortalama sıcaklığı 900 K olduğunda yakıtın merkez sıcaklığı 1229 K'dir. Bu değer ortalama sıcaklık 1200 K iken 1914 K ve 1300 K iken 2137 K olmuştur. Yakıtın ortalama sıcaklığı arttıkça yakıt merkezinden yüzeyine radyal yönde sıcaklıktaki düşüş daha hızlı olmaktadır.

3.3 Farklı Kütüphanelerin Etkisi

3.3.1 PWR

Çalışmanın bu aşamasında, farklı nötron kütüphaneleri (ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VII.1, JEFF3.1 ve JEFF3.2) için sıcaklık profilinin k_{∞} değerine etkisi incelenmiştir. k_{∞} değerleri Çizelge 3.6'da ve δk değerleri pcm cinsinden Çizelge 3.7'de verilmiştir. Karşılaştırma için kullanılan mikroskobik tesir kesiti kütüphaneleri 361-grupludur. Çizelge 3.7'de verilen δk değerleri, ilgili veri kütüphanesi altındaki k_{∞} değerlerinin tek bölge k_{∞} değerinden farkıdır.

Çizelge 3.6. k_{∞} değerinin bölge sayısı ve nötron kütüphanesi ile değişimi

Bölge Sayısı	ENDF/B-VII.1	ENDF/B-VII.0	JEFF 3.2	JEFF 3.1
1	1,41072	1,41094	1,40567	1,40781
2	1,41220	1,41242	1,40714	1,40928
4	1,41307	1,41330	1,40798	1,41011
8	1,41359	1,41381	1,40848	1,41061
12	1,41381	1,41403	1,40871	1,41084
16	1,41394	1,41416	1,40883	1,41096
20	1,41401	1,41423	1,40892	1,41105

Çizelge 3.7. δk değerinin bölge sayısı ve nötron kütüphanesi ile değişimi

Bölge Sayısı	ENDF/B-VII.1	ENDF/B-VII.0	JEFF 3.2	JEFF 3.1
1	0,0	0,0	0,0	0,0
2	71,3	71,4	69,8	70,9
4	96,7	96,7	91,3	91,6
8	99,8	99,9	93,5	94,8
12	100,4	100,4	94,6	95,2
16	100,4	100,5	95,5	95,2
20	99,7	99,7	95,0	95,7

ENDF/B kütüphanelerindeki belirsizlik 100 pcm civarındayken bu rakam JEFF kütüphaneleri için 95 pcm civarındadır. Farklı kütüphane kullanımı k_{∞} üzerinde en fazla 5 pcm’lik bir farka neden olmaktadır. Görüldüğü üzere kullanılan tesir kesiti kütüphanelerinin önemli bir etkisi bulunmamaktadır. Aynı kütüphanelerin farklı versiyonları arasında ise fark yoktur.

Bu noktada şunu belirtmek gerekir, bu çalışma kapsamında incelenen izotopların sayısı kısıtlıdır. Nötron tesir kesiti kütüphanelerinin içindeki bütün izotoplar ve bu izotoplara ait tesir kesitlerinin bulunduğu enerji aralıkları detaylı olarak incelenip karşılaştırılmamıştır.

3.4 Farklı Enerji Grup Sayılarının Etkisi

3.4.1 PWR

Bu bölümde aynı nötron tesir kesiti kütüphanesinin farklı enerji grupları için sıcaklık profilinin k_{∞} değerine etkisi incelenmiştir. Hesaplamalar için ENDF/B-VII.1’nin SHEM 295, 315 ve 361 grupları kullanılmıştır. Farklı enerji grupları için k_{∞} değerleri Çizelge 3.8’de verilmiştir. Çizelge 3.9’da ise artan bölge sayısı ile k_{∞} değerlerindeki değişim pcm cinsinden verilmiştir. Çizelge 3.9’da verilen “Birleştirilmiş” etki Bölüm 3.1.1’de anlatılan sıcaklık profili ve çok-bölge etkilerinin birleştirilmiş halini ifade etmektedir. Birleştirilmiş etki, sıcaklık profili altında verilen her k_{∞} değerlerinden, tek bölgede hesaplanan k_{∞} değerinden çıkartılmasıyla elde edilmiştir. Birleştirilmiş ve çok-bölge etkileri arasındaki fark sıcaklık profili etkisini vermektedir.

Çizelge 3.8. k_{∞} değerinin bölge sayısı ve enerji grup sayısı ile değişimi

Bölge Sayısı	SHEM 361		SHEM 315		SHEM 295	
	<i>Sıcaklık Profili</i>	<i>İzotermal</i>	<i>Sıcaklık Profili</i>	<i>İzotermal</i>	<i>Sıcaklık Profili</i>	<i>İzotermal</i>
1	1,41072	1,41072	1,411198	1,411198	1,411065	1,411065
2	1,41220	1,41149	1,412529	1,411860	1,412417	1,411745
4	1,41307	1,41211	1,413369	1,412426	1,413261	1,412316
8	1,41359	1,41259	1,413838	1,412879	1,413731	1,412772
12	1,41381	1,41281	1,414047	1,413077	1,413936	1,412971
16	1,41394	1,41293	1,414157	1,413190	1,414043	1,413085
20	1,41401	1,41301	1,414220	1,413260	1,414099	1,413153

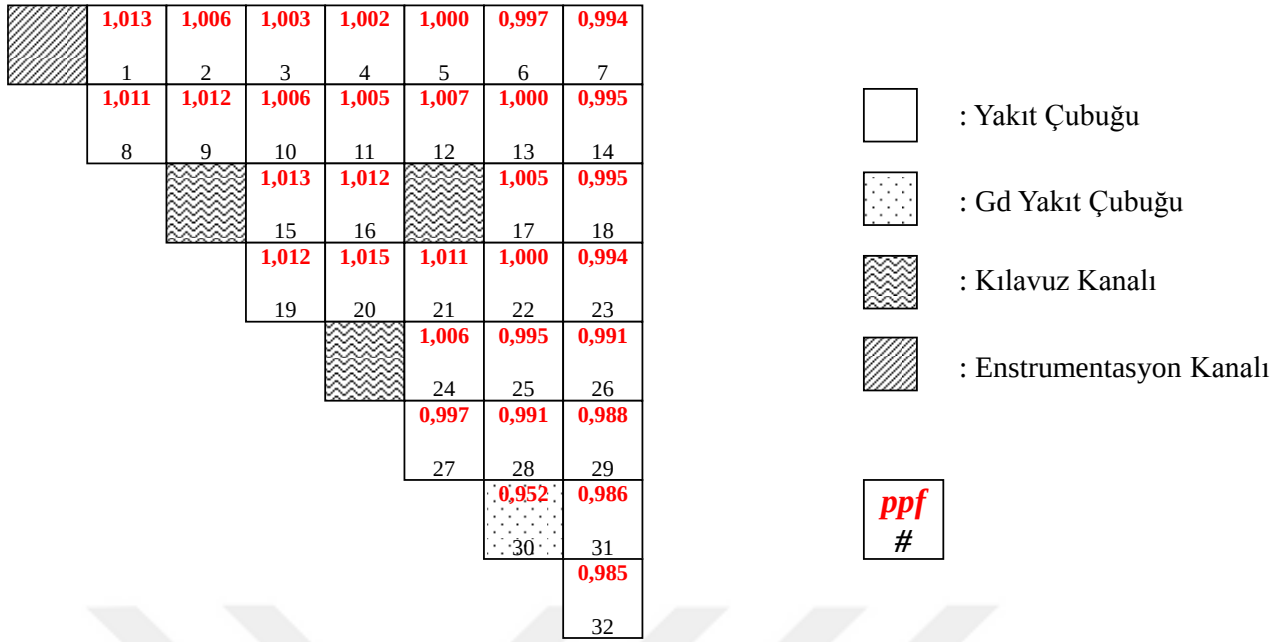
Çizelge 3.9. δk değerinin (pcm) bölge sayısı ve enerji grup sayısı ile değişimi

Bölge Sayısı	Birleştirilmiş	Sıcaklık Profili	Birleştirilmiş	Sıcaklık Profili	Birleştirilmiş	Sıcaklık Profili
1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
2	148,5	71,3	133,1	66,9	135,2	67,2
4	235,8	96,7	217,1	94,3	219,6	94,5
8	287,0	99,8	264,0	95,9	266,6	95,9
12	309,4	100,4	284,9	97,0	287,1	96,5
16	322,0	100,4	295,9	96,7	297,8	95,8
20	329,1	99,7	302,2	96,0	303,4	94,6

295 ve 315 gruplu kütüphanelerde sıcaklık profilinin etkisi 95 pcm mertebelerindeyken çok-bölge etkisi 207 pcm civarındadır. Bununla birlikte, 361 gruplu kütüphanede sıcaklık profili etkisi 100 pcm mertebesindeyken çok-bölge etkisi 230 pcm civarındadır. 361 gruplu kütüphanedeki farkın daha yüksek olmasının sebebi, 22,5 eV ve 11,14 keV arasındaki enerji grup sayısının 38'ten 118'e çıkarılmış olmasıdır. Enerji gruplarının daha sıklaştırılmış olması, sıcaklık profili ve çok-bölge etkilerinin birleştirilmiş sonuçları üzerinde yaklaşık 26-27 pcm'lik bir farka neden olmuştur. Bu durum, Hebert ve Santamarina'nın 2008 yılında yaptığı çalışmada, enerji grup sayısı ile öz-zırhlamadan kaynaklı etkiler daha net görülmektedir [15].

3.5 PWR Yakıt Demeti

UAM çalışmasında Problem 1 Alıştırma I-2 kapsamında kullanılan PWR TMI-1 yakıt demetinde hesaplamalar gerçekleştirilmiştir. Hesaplamalar için 361 enerji gruplu ENDF/B-VII.1 nötron tesir kesiti kütüphanesi kullanılmıştır. Şekil 2.2'de gösterilen 1/8 simetrik yakıt demetinde seçilen dört yakıt çubuğu (sırasıyla #2, 10, 20 ve 25) için STG durumunda sıcaklık profili etkisi incelenmiştir. Analizlerin ilk aşamasında, yakıt demeti içinden seçilen belirli bir yakıt çubuğuna sıcaklık profili uygulanmıştır; diğer yakıt çubuklarında izotermal yaklaşım kullanılmıştır. İkinci aşamada, aynı anda dört çubuğa sıcaklık profili uygulanmıştır. Şekil 3.16'da verilen yakıt demeti güç dağılımı bütün yakıt çubuklarında izotermal sıcaklık kullanılarak elde edilmiştir. Farklı yakıt çubukları için k_{∞} değerleri Çizelge 3.10'da ve δk değerleri pcm cinsinden Çizelge 3.11'de verilmiştir. Çizelgelerdeki son sütun, dört yakıt çubuğu için toplam etkiyi göstermektedir.



Şekil 3.16. PWR yakıt demeti (1/8 simetri) için güç dağılımı

Çizelge 3.10. Farklı yakıt çubukları için k_{∞} değerinin yakıt bölge sayısı ile değişimi

Bölge Sayısı	#2	#10	#20	#25	#2, 10, 20 ve 25
1	1,423289	1,423289	1,423289	1,423289	1,423289
2	1,423315	1,423344	1,423350	1,423342	1,423482
4	1,423330	1,423374	1,423384	1,423370	1,423594
8	1,423338	1,423391	1,423406	1,423386	1,423658

Çizelge 3.11. Farklı yakıt çubukları için δk değerinin (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi

Bölge Sayısı	#2	#10	#20	#25	#2, 10, 20 ve 25
1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
2	2,6	5,3	6,0	5,0	19,3
4	4,1	8,3	9,4	7,8	30,5
8	4,9	10,0	11,6	9,4	36,9

Çizelge 3.11’de görüldüğü üzere, yakıt çubuğunda üretilen güç oranına bağlı olarak δk değeri değişmektedir. En yüksek güç üreten #20’de sıcaklık profili kullanmanın etkisi en yüksektir. Değişim miktarı yaklaşık 37 pcm’dir ve hesaplanan bu değer, dört yakıt çubuğundan ayrı ayrı elde edilen δk ’ların hemen hemen toplamı kadardır. Bu sonuç işaret etmektedir ki, birim hücre

için yapılan analizler yakıt demetine genişletilirse her yakıt çubuğu için sıcaklık profili etkisini hesaplamak yerine ortalama güç üretimine sahip herhangi bir yakıt çubuğunda analizlerin gerçekleştirilmesi yeterli olacaktır. Yakıt demeti için birim hücre yaklaşımından tümevarıma gidilebilir. Böylece hesaplamalar için harcanacak zamandan tasarruf edilebilir.

3.6 Sonuçların Değerlendirilmesi

Tez kapsamında, nükleer reaktörlerde yapılan nötronik hesaplamalarda yakıt çubuklarındaki radyal yöndeki sıcaklığın sabit kabul edildiği modellemelerden kaynaklı etkiler incelenmiştir. Bu çalışma için yakıt radyal yönde birden fazla bölgeye ayrılmıştır ve her bölgenin sıcaklığı yakıtın sıcaklık profiline uygun olarak belirlenip analizler yapılmıştır. Sıcaklığa bağlı ısı iletkenlik katsayısı ve konuma bağımlı ısı üretim hızlı ısı denklemi, bir reaktör fiziği kodu olan DRAGON ile birleştirilmiştir. Sıcaklık profili, DRAGON kodunun çıktısı olan fisyon üretim hızından hacimsel ısı üretim hızına geçilerek, sonuçlar yakınsayına kadar, hesaplanmıştır. Çalışmada incelenen farklı durumların sıcaklık profili etkisi δk cinsinden pcm biriminde Çizelge 3.12’de özetlenmektedir. Bu çalışmada hesaplanan sonuçlar, UAM çalışmasında [10] rapor edilen katılımcıların ortalama sonuçları ile (ortalama göreceli standart sapmaları [GSS] ile) Çizelge 3.13’te karşılaştırılmıştır.

Çizelge 3.12. İncelenen farklı durumların kısa bir özeti

İncelenen Durumlar:	δk (pcm)
PWR TMI-1 birim hücre	100
BWR Peach Bottom birim hücre	110
VVER-1000 Kozloduy birim hücre	120
Farklı ortalama yakıt sıcaklıkları	Her 100 K için 15 pcm
Farklı tesir kesiti kütüphaneleri	5
Farklı enerji grupları	26-27
Yakıt demeti tek yakıt çubuğu	5-12 (ortalama 9)
Yakıt demeti dört yakıt çubuğu	36

Çizelge 3.13. Hesaplanan sonuçlar ile UAM sonuçlarının karşılaştırılması

	İzotermal	Sıcaklık Profili		UAM
	k_{∞}	k_{∞}	$\delta k/k$	$k_{\infty} \pm \text{GSS}$
PWR TMI-1	1,41072	1,41401	0,00233	$1,4075 \pm 0,00293$
BWR Peach Bottom	1,22959	1,23306	0,00281	$1,2257 \pm 0,00680$
VVER-1000 Kozloduy	1,32923	1,33249	0,00245	$1,3298 \pm 0,00178$

Çizelge 3.13'te verilen, UAM sonuçları bu çalışma içinde yapılan yakıt bölgesinin tek bölgesi ve 900 K sıcaklıkta olduğu izotermal sıcaklık sonuçlarına denk gelmektedir. İzotermal sıcaklık sonuçları üç farklı reaktör tipi için de GSS hesaba katılmış UAM sonuçlarında verilen aralıkta kalmaktadır. Sıcaklık profili sonuçları ile GSS hesaba katılmış UAM sonuçları karşılaştırıldığında bütün reaktör tiplerinde k_{∞} değerleri daha yüksektir. PWR için en fazla 238 pcm'lik bir fark gözlenirken VVER için ise yaklaşık 32 pcm'lik bir fark oluşmuştur. BWR sonuçları ise, UAM sonuçlarında verilen aralıkta kalmaktadır.

- Kapsamlı Değerlendirme:

- ✓ Sonuçlar göstermiştir ki, üç reaktör tipi için k_{∞} değerinde sıcaklık profili kullanımından kaynaklı 110 pcm'lik, çok-bölgeli gösterimden kaynaklı 220 pcm'lik daha düşük bir tahmin söz konusudur. Reaktivitenin Doppler katsayısında ise reaktör tipine bağlı olarak %5-10 oranında yüksek tahmin hesaplanmıştır.
- ✓ Yakıtın ortalama sıcaklığı arttıkça, sıcaklık profilinin k_{∞} üzerindeki etkisi artmaktadır. Her 100 K'lik sıcaklık artışı k_{∞} üzerinde 15 pcm'lik bir artışa neden olmaktadır.
- ✓ Farklı kütüphane kullanımı, k_{∞} üzerinde en fazla 5 pcm'lik bir farka neden olmaktadır. Aynı kütüphanenin farklı versiyonları arasında ise fark gözlenmemektedir.
- ✓ Enerji grup sayısı arttıkça sıcaklık profilinin ve çok-bölgeli gösterimin k_{∞} üzerindeki toplam etkisi yaklaşık 27 pcm'dir.
- ✓ Yakıt demeti için yapılan hesaplamalarda, yakıt demetinin bütün yakıt çubuklarında sıcaklık profili kullanmak yerine ortalama güç üretimine sahip bir yakıt çubuğu için modelleme yapılmasının yeterli olacağı görülmüştür. Böylece hesaplamalar için harcanan zamandan tasarruf edebilmek mümkündür.
- ✓ Reaktör parametrelerindeki etkinin büyüklüğü reaktör tipine, ortalama yakıt sıcaklığına, kullanılan tesir kesiti kütüphanesine, çözüm metoduna ve diğer hesaplama parametrelerine doğrudan bağlıdır.

- ✓ Yakıt bölgesini sıcaklık profili, çok-bölgeli gösterim ile, kullanılarak modellemek güvenlik kısıtlamalarını doğru bir şekilde hesaplayabilmek için önemlidir. Birim hücre problemlerinde, hassas bir modelleme için yakıt bölgesi en az 8 bölgeye ayrılmalıdır.
- ✓ Öz-zırlama etkisi düşünüldüğünde radyal sıcaklık profili kritiklik problemi hesaplamaları için önemli hale gelmektedir. Bu nedenle, izotermal sıcaklık yaklaşımının kritiklik problemini tam olarak modellemede yetersiz kaldığı görülmektedir.
- ✓ Tüketilme hesaplamalarında izotopik içerik, hem sıcaklık profiline hem de konuma bağlı olduğu için reaktör tasarım parametreleri üzerindeki etkinin daha da yüksek çıkması beklenmektedir. Bu sebeple, bu çalışmanın devamı olarak tüketilme hesaplamaları incelenebilir.
- ✓ Çok-bölge modellemesi yakıt yanma oranı hesaplamalarında tesir kesitlerinden ve sıcaklık profilinin kullanımından kaynaklı belirsizliği hesaplayabilmek için de kullanılmalıdır.
- ✓ Belirsizlik aralığının belirlenebilmesi için bu çalışmanın devamında, farklı ısı iletim integralleri kullanılabilir ya da herhangi bir termal-hidrolik kodla birleştirilebilir.
- ✓ Yapılan hesaplamalarda eksenel yöndeki sıcaklık dağılımı hesaba katılmamıştır. Çalışmanın devamında bu parametrede eklenerek belirsizlik üzerindeki toplam etkisi incelenebilir.
- ✓ Bu tez kapsamında yapılan hesaplamaların içeriği tam kor analizine genişletilebilir. Güç üretiminin yüksek olduğu kanallarda sıcaklık arttıkça, yoğunluk ve sıcaklık geri beslemesinin tesir kesiti gibi parametrelerdeki değişimden dolayı hesaplanan belirsizlik, ortalama bir kanalda hesaplanan belirsizliğe göre daha yüksek olacaktır. Bu nedenle 3-boyutlu tam kor analizini gerçekleştirmek önem arz edecektir.

KAYNAKLAR

- [1] Lamarsh, J. R., Baratta, A. J., 3. Baskı, Prentice Hall Yayıncılık, *Introduction to Nuclear Engineering*, **2001**.
- [2] Sökmen, C. N., *Isıl-Nötronik Etkileşimlerin Nükleer Yakıt Elemanlarının Tesir Kesitlerine Etkisi*, TÜBİTAK 1001-114 F 375 Proje Sonuç Raporu, Ankara, **2016**.
- [3] Greifenkamp, T., Clarno, K., Gehin, J., *Effect of Fuel Temperature Profile on Eigenvalue Calculations*, American Nuclear Society National Student Conference, College Station, Texas, **2008**.
- [4] 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**.
- [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 Neutronics 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] Hebert, A., Santamarina, A., Refinement of the Santamarina-Hfaiedh energy mesh between 22.5 eV and 11.4 keV, International Conference on Reactor Physics, Nuclear Power: A Sustainable Resource Casino-Kursaal Conference Center, Interlaken, Switzerland, September 14-19, **2008**.

[16] Marleau, G., Hebert, A., Roy, R., A User Guide for DRAGON VERSION 5, Technical Report IGE335, **2015**.

[17] DRAGON Draglib Formatında Nötron Tesir Kesiti Kütüphaneleri, <http://www.polymtl.ca/merlin/libraries.htm>, **Şubat 2017**.

[18] Todreas, N.E., Kazimi, M.S., Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals, 2nd edition, Taylor and Francis, USA, **1993**.

ÖZGEÇMİŞ

Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Gülçin SARICI TÜRKMEN
Doğum Yeri : Altındağ/Ankara
Medeni Hali : Evli
E-posta : gulcin.sarici@hacettepe.edu.tr
Adresi : Altay Mah. 33 Sok. Yalın Apt. No:14/9
Eryaman, Etimesgut, Ankara, Türkiye

Eğitim

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

Yabancı Dil ve Düzeyi: İngilizce (İleri)

İş Deneyimi: Proje Asistanı, Nükleer Enerji Mühendisliği, Hacettepe Üniversitesi, 2015-2016

Deneyim Alanları: Termal-Hidrolik Dizayn & Analiz, Deterministik & Olasılıksal Güvenlik Analiz, Reaktör Fiziki, Monte Carlo Metot, Belirsizlik Analizi

Tezden Üretilmiş Projeler ve Bütçesi:

1. Sökmen, C. N., Sarıcı Türkmen 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 (Project No: 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. Sarıcı G., Sökmen C.N., 2016. Nükleer Yakıtta Sabit Sıcaklık Yaklaşımından Kaynaklı Belirsizliğin DRAGON Kodu ile İncelenmesi. XI. Ulusal Nükleer Bilimler ve Teknolojileri Kongresi, 12 - 14 Ekim 2016, Kuşadası, Türkiye.
2. Sarıcı G., Isıl-Nötronik Etkileşimlerden Kaynaklı Belirsizliğin DRAGON Kodu ile İncelenmesi, Ulusal Reaktör Fiziği Çalıştayı, 26-27 Nisan 2016, Ankara, Türkiye.
3. 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 TEZ ÇALIŞMASI ORJİNALLİK RAPORU

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

Tarih: 02/02/2017

Tez Başlığı: ISIL-NÖTRONİK ETKİLEŞİMLERİN YAKIT ELEMANLARININ TESİR KESİTLERİNE ETKİSİ

Yukarıda başlığı/konusu gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç ve e)Kaynakça kısımlarından oluşan toplam 54 sayfalık kısmına ilişkin, 02/02/2017 tarihinde tez danışmanım tarafından Turnitin adlı intihal tespit programından aşağıda belirtilen filtrelemeler uygulanarak alınmış olan orijinallik raporuna göre, tezimin benzerlik oranı % 4 'tür.

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.

02/02/2017

Adı Soyadı: Gülçin SARICI TÜRKMEN
Öğrenci No: N14123423
Anabilim Dalı: Nükleer Enerji Mühendisliği
Programı:
Statüsü: ☒ Y.Lisans ☐ Doktora ☐ Bütünleşik Dr.

DANIŞMAN ONAYI

UYGUNDUR.

Prof. Dr. C. Niyazi SÖKMEN