

**ISIL-NÖTRONİK ETKİLEŞİMLERİN VE NÜKLEER VERİ
KÜTÜPHANELERİNDEKİ BELİRSİZLİKLERİN NÖTRONİK
PARAMETRELERE ETKİSİ**

**EFFECT OF THERMAL-NEUTRONIC COUPLING AND
UNCERTAINTIES IN NUCLEAR DATA LIBRARIES ON
NEUTRONIC PARAMETERS**

NURİ BEYDOĞAN

PROF. DR. CEMAL NİYAZİ SÖKMEN
Tez Danışmanı

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

2017

NURİ BEYDOĞAN'ın hazırladığı "Isıl-Nötronik Etkileşimlerin ve Nükleer Veri Kütüphanelerindeki Belirsizliklerin Nötronik Parametrelere Etkisi" adlı bu çalışma, aşağıdaki jüri tarafından **NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI**'nda **YÜKSEK LİSANS TEZİ** olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU
Başkan



Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN
Danışman



Prof. Dr. İlker TARI
Üye



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

Prof. Dr. Menemşe GÜMÜŞDERELİOĞLU

Fen Bilimleri Enstitü 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 seçenikle 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 takdirde, tezimin/raporumun tamamı her yerden erişime açılabilir, kaynak gösterilmek şartıyla bir kısmı ve ya tamamının fotokopisi alınabilir)

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

Serbest Seçenek/Yazarın Seçimi

05 / 06 / 2017


Nuri BEYDOĞAN

ETİK

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

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

beyan ederim.

05/06/2017

Nuri BEYDOĞAN

ÖZET

ISIL-NÖTRONİK ETKİLEŞİMLERİN VE NÜKLEER VERİ KÜTÜPHANELERİNDEKİ BELİRSİZLİKLERİN NÖTRONİK PARAMETRELERE ETKİSİ

Nuri BEYDOĞAN

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN

Haziran 2017, 86 Sayfa

Son dönemlerde nükleer modellemelerdeki basitleştirmelerin ve kullanılan nükleer veri kütüphanelerinin hesaplama sonuçlarına olan etkilerinin incelenmesi önem kazanmıştır. Bu etkilerin sebep olduğu belirsizliklerin tahmin edilmesi yapılan hesaplamalarda daha doğru yaklaşımlar yapılmasını ve nükleer reaktör güvenliği açısından daha verimli sonuçlar alınmasını sağlayacaktır.

İlk aşamada, bu çalışmanın amacı, nükleer yakıt birim hücresi modellemesinde yakıtı çok bölge olarak tanımlayarak sıcaklık gradyanı kullanılmasının nötronik parametrelere etkisinin incelemesidir. Nükleer yakıt birim hücresi modellemesi nükleer reaktör incelemelerinde sıkça yapılan bir basitleştirmedir ve inceleme yapılırken yakıt tek bölge olarak tanımlanarak radyal yönde sabit sıcaklık kullanılır. Bu çalışmada, yakıt eş hacimde çok sayıda bölgeye ayrılmış ve ısı iletkenlik katsayısı korelasyonları ile yakıt içinde radyal yönde sıcaklık dağılımı belirlenerek inceleme gerçekleştirilmiştir. Bu incelemeyi gerçekleştirmek için nötron taşınım kodu OpenMC, nükleer veri işleme kodu NJOY ve yazılım dili Python ile geliştirilen ısı modül arasında haberleşme sağlanmıştır. Farklı hafif sulu reaktör tipleri için inceleme yapılmış ve sonuçlar tek bölge yaklaşımıyla karşılaştırılmıştır. Bu inceleme, ENDF/B-VII.1, TENDL-2014 ve TENDL-2015 nükleer veri kütüphaneleri kullanılarak gerçekleştirilmiş ve böylece farklı nükleer veri kütüphanelerinin kullanımından kaynaklanan etkilerin de gözlenmesi amaçlanmıştır.

İkinci aşamada, TENDL rastgele nükleer veri kütüphaneleri kullanılarak, nükleer veri kütüphanelerinden kaynaklı belirsizlikler incelenmiştir. UO₂ içerikli nükleer yakıtlardaki iki temel izotop olan ²³⁵U ve ²³⁸U izotopları için TENDL-2014 rastgele nükleer veri kütüphaneleri kullanılmıştır. İncelemeler yine ilk aşamadaki farklı hafif sulu reaktör tipleri ile gerçekleştirilmiştir. Aynı izotopa ait her benzeşimde, aynı parametrelerle farklı nükleer veri kütüphanesi kullanılarak farklı çoğaltma faktörü sonucu elde edilmiştir. Farklı rastgele nükleer veri kütüphaneleri kullanılarak çok sayıda gerçekleştirilen benzeşimler sonucu elde edilen çoğaltma faktörü verilerinden bir dağılım elde edilmiştir. Elde edilen dağılımlar ile kullanılan izotopun nükleer veri kütüphanesinin incelenen reaktör tipinde sebep olduğu belirsizlik değerleri saptanmıştır.

Sonuçlarda nükleer yakıt birim hücrelerinde, radyal yönde sıcaklık gradyanı kullanılması yerine sabit sıcaklık kullanılması, farklı hafif sulu reaktör tiplerinin çoğaltma faktörleri için yaklaşık 100 pcm'e kadar az tahmine neden olduğu görülmüştür. Sıcaklık gradyanı kullanılmaması Doppler katsayı hesaplamalarında yaklaşık %8'e kadar az bir tahmine neden olmaktadır. ENDF/B-VII.1 kütüphanesi ve TENDL nükleer veri kütüphaneleri ile elde edilen çoğaltma faktörleri arasında yaklaşık 100 pcm kadar fark vardır. Kullanılan TENDL ²³⁵U ve ²³⁸U nükleer veri kütüphanelerinin sebep olduğu belirsizlikler farklı reaktör tiplerinde farklı olarak gözlenmiş ve en yüksek değerler ²³⁵U ve ²³⁸U izotopları için sırasıyla 594 ve 470 pcm kadardır.

Anahtar Kelimeler: Belirsizlik analizi, Doppler Katsayısı, ENDF, Sıcaklık gradyanı, NJOY, OpenMC, TENDL, Total Monte Carlo

ABSTRACT

EFFECT OF THERMAL-NEUTRONIC COUPLING AND UNCERTANITIES IN NUCLEAR DATA LIBRARIES ON NEUTRONIC PARAMETERS

Nuri BEYDOĞAN

Master of Science, Department of Nuclear Engineering

Supervisor: Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN

June 2017, 86 Pages

Recently, investigation of effects of simplifications on nuclear models and used nuclear data libraries on calculation results have gained importance. Predicting uncertainties caused by these effects will provide more accurate approaches in calculations and more efficient results in nuclear reactor safety.

In first stage, the aim of this study is the investigation of the effect of using radial temperature distribution on the neutronic parameters in unit cell calculations. Modelling of nuclear fuel unit cell is a frequently used method to simplify nuclear reactor calculations and constant temperature in radial direction is used by defining fuel as one region during investigation. In this study, the fuel was divided into several regions having equals volumes and investigation was carried out by determining temperature distribution in radial direction in fuel with using thermal conductivity correlations. In order to perform this investigation, the communication between neutron transport code OpenMC and nuclear data processing code NJOY and thermal module which was developed with Python was provided. Different types of light water reactors were examined and the results were compared with the one region approach. This investigation was performed with ENDF/B-VII.1, TENDL-2014 and TENDL-2015 nuclear data libraries and thus, it is aimed to observe the effects of arising from the usage of different nuclear data libraries.

In second stage, uncertainties based on nuclear data libraries are examined by using TENDL random nuclear data libraries. TENDL-2014 random nuclear data

libraries were used for two fundamental isotopes ^{235}U and ^{238}U in UO_2 nuclear fuels. Again, the investigation was carried out with reactor types in the first stage. Different multiplication factor value was obtained due to usage of different nuclear data library for each of the simulation of the same isotope with same parameters. A distribution was obtained from multiplication factor value results of numerous simulations by using different random nuclear data libraries. The uncertainty values, which were caused by the nuclear data library of used isotopes in examined reactor types, were determined with using obtained distributions.

In the results, it was found that an underestimation of up to about 100 pcm in multiplication factors of different type of light water reactor types due to using constant temperature instead of using temperature gradient in radial direction in nuclear fuel unit cell. There is an underestimation of up to about 8% in calculations of Doppler coefficient due to not using temperature gradient. There are about 100 pcm difference for multiplication factors obtained with used ENDF/B-VII.1 and TENDL nuclear data libraries. Uncertainties caused by used TENDL ^{235}U and ^{238}U nuclear data libraries were observed differently in different reactor types and the highest values are 594 and 470 pcm for ^{235}U and ^{238}U isotopes, respectively.

Keywords: Uncertainty analysis, Doppler Coefficient, ENDF, Temperature Gradient, NJOY, OpenMC, TENDL, Total Monte Carlo

TEŞEKKÜR

Yürütücüsü olduđu TÜBİTAK-114F375 projesinde bursiyer olarak çalışmama olanak sağlayan ve proje kapsamında gerçekleştirilen tez çalışmamda beni yönlendiren, her türlü desteğini esirgemeyen, katkılarından ve teşviklerinden dolayı, tez danışmanım Sayın Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN'e, yüksek lisansta kendisinden aldığım ve bu tezde de kullanılan Monte Carlo Yöntemi temelli derslerle çalışmak istediğim alanlara karar vermeme sağlayan tez jürim Sayın Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU'na, tez çalışmamdaki öneri, görüş ve katkılarından dolayı Sayın Prof. Dr. İlker TARI'ya, proje ve tez çalışmamdaki katkılarından dolayı Sayın Dr. Mehmet TÜRKMEN'e, lisans ve yüksek lisans eğitimimde hiçbir zaman maddi ve manevi desteğini esirgemeyen, proje ve tez çalışmamda görüş ve katkı sağlayan Sayın Dr. Osman Şahin ÇELİKTEN'e, katkı ve görüşlerinden ötürü meslektaşım Sayın Alp TEZBAŞARAN'a, proje kapsamında beraber çalıştığım meslektaşlarım Sayın Gülçin SARICI TÜRKMEN ile Sayın Gencer KONUR'a ve Nükleer Enerji Mühendisliği Ailesi'ne teşekkür ederim.

Bu tez çalışması, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK) tarafından 1001-114F375 numaralı proje kapsamında desteklenmiştir.

Bu araştırmada yer alan nümerik hesaplamaların bir kısmı TÜBİTAK ULAKBİM, Yüksek Başarım ve Grid Hesaplama Merkezi'nde (TRUBA kaynaklarında) gerçekleştirilmiştir.

Lisans ve yüksek lisans eğitimimde her zaman yanımda olan, tez çalışmamda görüş düşüncelerini söyleyen sevgili arkadaşlarım Can'a, Yücel'e, Buğra'ya, Gökhan'a ve Onur'a teşekkür ederim.

Hayatım boyunca bana hep güvenen ve beni her zaman destekleyen değerli annem, babam ve ablama sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖZET	i
ABSTRACT	iii
TEŞEKKÜR	v
İÇİNDEKİLER	vi
ÇİZELGELER	viii
ŞEKİLLER	ix
SİMGELER VE KISALTMALAR	xii
1. GİRİŞ	1
1.1. Amaç ve Kapsam	1
1.2. Belirsizlik Analizi	1
1.3. Problemin Tanımlanması	4
2. NÜKLEER REAKTÖR FİZİĞİNDE YAKIT ELEMANININ TERMAL DEĞİŞİMİNİN ETKİSİ	6
2.1. Nükleer Reaktör Fiziki	6
2.2. UO ₂ Yakıt Elemanının Termal Özellikleri	7
3. KULLANILAN ARAÇLAR VE YÖNTEMLER	10
3.1. Kullanılan Nükleer Veri Kütüphaneleri	10
3.1.1. ENDF/B [21]	10
3.1.2. TENDL [22]	11
3.2. Kullanılan Araçlar	13
3.2.1. OpenMC (Monte Carlo Parçacık Taşınım Benzeşimi Kodu)	13
3.2.2. NJOY (Nükleer Veri İşleme Sistemi)	14
3.3. Isıl-Nötronik Etkileşim ve Geliştirilen Isıl Geri Besleme Yöntemi	14
3.4. Total Monte Carlo Yöntemi [20]	17
4. UAM PROBLEM-I BİRİM HÜCRE TEST PROBLEMLERİNİN İNCELENMESİ	20
4.1. BWR, PWR ve VVER Reaktör Birim Hücrelerinin Özellikleri	20
4.1.1. BWR Birim Hücre Özellikleri	20
4.1.2. PWR Birim Hücre Özellikleri	21
4.1.3. VVER Birim Hücre Özellikleri	21
4.2. Referans Çözümlerinde Kullanılacak Sayısal Yaklaşımlar	22
5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA	24

5.1. UAM Problem-I Birim Hücre Test Problemleri için Isıl-Nötronik Etkileşimlerin Etkileri	24
5.1.1. BWR Birim Hücresi için Sonuçlar	24
5.1.2. PWR Birim Hücresi için Sonuçlar	30
5.1.3. VVER Birim Hücresi için Sonuçlar	36
5.1.4. VVER Birim Hücresinde Yüksek ²³⁵ U Zenginlik için Sonuçlar	42
5.1.5. VVER Birim Hücresi için Farklı Isıl İletkenlik Katsayısı Kullanımı	44
5.2. UAM Problem-I Birim Hücre Test Problemlerinin Total Monte Carlo Yöntemi ile İncelenmesi	47
5.2.1. BWR Birim Hücresi için Sonuçlar	52
5.2.2. PWR Birim Hücresi için Sonuçlar	54
5.2.3. VVER Birim Hücresi için Sonuçlar	56
5.3. Değerlendirme	59
KAYNAKLAR	61
EKLER	64
EK.1. Örnek OpenMC Girdi Dosyaları	64
ÖZGEÇMİŞ	70

ÇİZELGELER

Sayfa

Çizelge 3.1. ENDF/B kütüphanelerinin başlıca sürümleri	10
Çizelge 4.1. BWR PB-2 yakıt birim hücresi için ana parametreler.....	20
Çizelge 4.2. PWR TMI-1 yakıt birim hücresi için ana parametreler	21
Çizelge 4.3. VVER-1000 Kozloduy-6 yakıt birim hücresi için ana parametreler ...	22
Çizelge 5.1. BWR yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} 'daki değişim* ..	24
Çizelge 5.2. PWR yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} 'daki değişim* ..	30
Çizelge 5.3. VVER yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} 'daki değişim* .	36
Çizelge 5.4. VVER yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} 'daki değişim* .	42
Çizelge 5.5. VVER yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} 'daki değişim* .	44
Çizelge 5.6. BWR yakıt birim hücresi için farklı kütüphaneler kullanılarak elde edilen bölge sayısına göre etkin çoğaltma faktöründeki değişim*	52
Çizelge 5.7. BWR yakıt birim hücresi TMC yöntemi için belirsizlikler	54
Çizelge 5.8. PWR yakıt birim hücresi için farklı kütüphaneler kullanılarak elde edilen bölge sayısına göre etkin çoğaltma faktöründeki değişim*	54
Çizelge 5.9. PWR yakıt birim hücresi TMC yöntemi için belirsizlikler	56
Çizelge 5.10. VVER yakıt birim hücresi için farklı kütüphaneler kullanılarak elde edilen bölge sayısına göre etkin çoğaltma faktöründeki değişim*	56
Çizelge 5.11. VVER yakıt birim hücresi TMC yöntemi için belirsizlikler	58

ŞEKİLLER

Sayfa

Şekil 2.1. Doppler Genişlemesi [15]	7
Şekil 2.2. Nükleer yakıt elemanının farklı parametrelerle olan ilişkisi [17]	8
Şekil 2.3. UO ₂ ısı iletkenlik katsayısının sıcaklıkla değişimi	9
Şekil 3.1. Isıl-nötronik incelemesi için yapılan yöntemin akış şeması	17
Şekil 3.2. ⁶³ Cu (n,2n) tesir kesiti için rastgele hesapları [26]	19
Şekil 4.1. BWR PB-2 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi	20
Şekil 4.2. PWR TMI-1 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi	21
Şekil 4.3. VVER-1000 Kozloduy-6 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi	22
Şekil 4.4. BWR yakıt birim hücresinin 1, 2, 4, 8, 12, 16 ve 20 eş hacimli bölgeye ayrılmış görünümü	23
Şekil 4.5. PWR yakıt birim hücresinin 1, 2, 4, 8, 12, 16 ve 20 eş hacimli bölgeye ayrılmış görünümü	23
Şekil 4.6. VVER yakıt birim hücresinin 1, 2, 4, 8, 12, 16 ve 20 eş hacimli bölgeye ayrılmış görünümü	23
Şekil 5.1. BWR yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyanının kullanımından kaynaklı δk 'nın (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi	25
Şekil 5.2. BWR yakıt birim hücresi için Doppler katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi	26
Şekil 5.3. BWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili	27
Şekil 5.4. BWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal ısı üretim oranı profili	27
Şekil 5.5. BWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca nötron akısı profili	28
Şekil 5.6. BWR yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili	29
Şekil 5.7. BWR yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili	29

Şekil 5.8. BWR yakıt birim hücresi için seçilen bazı reaksiyon tipleri için yakıt yarıçapı boyunca tek grup makroskobik tesir kesiti değişimi	30
Şekil 5.9. PWR yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyantının kullanımından kaynaklı δk 'nın (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi	31
Şekil 5.10. PWR yakıt birim hücresi için Doppler katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi	32
Şekil 5.11. PWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili	33
Şekil 5.12. PWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal ısı üretim oranı profili.....	33
Şekil 5.13. PWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca nötron akısı profili	34
Şekil 5.14. PWR yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili	35
Şekil 5.15. PWR yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili	35
Şekil 5.16. PWR yakıt birim hücresi için seçilen bazı reaksiyon tipleri için yakıt yarıçapı boyunca tek grup makroskobik tesir kesiti değişimi	36
Şekil 5.17. VVER yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyantının kullanımından kaynaklı δk 'nın (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi	37
Şekil 5.18. VVER yakıt birim hücresi için Doppler katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi	38
Şekil 5.19. VVER yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili	38
Şekil 5.20. VVER yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal ısı üretim oranı profili.....	39
Şekil 5.21. VVER yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca nötron akısı profili	40
Şekil 5.22. VVER yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili.....	40
Şekil 5.23. VVER yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili.....	41

Şekil 5.24. VVER yakıt birim hücresi için seçilen bazı reaksiyon tipleri için yakıt yarıçapı boyunca tek grup makroskobik tesir kesiti değişimi	41
Şekil 5.25. VVER yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyantının kullanımından kaynaklı δk 'nın (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi	43
Şekil 5.26. VVER yakıt birim hücresi için Doppler katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi	44
Şekil 5.27. VVER yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyantının kullanımından kaynaklı δk 'nın (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi	45
Şekil 5.28. VVER yakıt birim hücresi için iki farklı ısı iletkenlik katsayısının yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profilleri	46
Şekil 5.29. TMC yönteminde kullanılan ^{235}U rastgele soğurma tesir kesitleri	48
Şekil 5.30. TMC yönteminde kullanılan ^{235}U rastgele fisyon tesir kesitleri	49
Şekil 5.31. TMC yönteminde kullanılan ^{238}U rastgele soğurma tesir kesitleri	50
Şekil 5.32. TMC yönteminde kullanılan ^{238}U rastgele fisyon tesir kesitleri	51
Şekil 5.33. Rastgele ^{235}U kütüphanesi içeren BWR için k_{etkin} dağılımı	53
Şekil 5.34. Rastgele ^{238}U kütüphanesi içeren BWR için k_{etkin} dağılımı	53
Şekil 5.35. Rastgele ^{235}U kütüphanesi içeren PWR için k_{etkin} dağılımı	55
Şekil 5.36. Rastgele ^{238}U kütüphanesi içeren PWR için k_{etkin} dağılımı	55
Şekil 5.37. Rastgele ^{235}U kütüphanesi içeren VVER için k_{etkin} dağılımı	57
Şekil 5.38. Rastgele ^{238}U kütüphanesi içeren VVER için k_{etkin} dağılımı	57

SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler

k_{∞}	Sonsuz çoğaltma faktörü	[-]
ρ	Reaktivite	[pcm]
α_{DC}	Doppler katsayısı	[pcm/K]
k	Isıl iletkenlik katsayısı	[$Wcm^{-1}C^{-1}$]
T	Sıcaklık	[°C]
R	Yakıt yarıçapı	[cm]
q'''	Hacimsel ısı üretim hızı	[W/cm^3]
σ	Standart sapma	[-]

Kısaltmalar

UAM	Uncertainty in Analysis Modelling
BWR	Boiling Water Reactor
PWR	Pressurized Water Reactor
VVER	Water-Water Energetic Reactor
STG	Sıcak Tam Güç
SSG	Sıcak Sıfır Güç
TMC	Total Monte Carlo
TÜBİTAK	Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu
ENDF	Değerlendirilmiş Nükleer Veri Dosyası
TENDL	Talys-tabanlı Değerlendirilmiş Nükleer Veri Kütüphanesi

1. GİRİŞ

1.1. Amaç ve Kapsam

Günümüzde enerjiye olan ihtiyaç arttıkça enerji kaynaklarından biri olan nükleer enerji üzerine olan ilgi de artmaktadır. Bu amaçla tasarım ve lisanslama aşamasında yapılan nükleer reaktör hesaplarında olan basitleştirmelerden ve kullanılan verilerden kaynaklanan belirsizliğin incelenmesi büyük önem arz etmektedir. Bu belirsizliğe katkısı olan faktörlerden biri nükleer yakıt elemanlarının nötronlarla etkileşimini karakterize eden etkin nötron tesir kesitleridir. Bu etkin tesir kesitleri reaktör tipine, yakıt elemanının geometrisine, nötron enerjisine, yakıtta bulunan izotoplara, izotopların miktarına ve çalışma sıcaklıklarına bağlıdır. Bu nedenle, yakıt etkin tesir kesitlerinin hesaplanmasında yaygın olarak yapılan bir yaklaşımın, yakıt içinde sıcaklık dağılımının ihmal edilmesi yaklaşımı, neden olduğu hatanın büyüklüğü farklı reaktör tipleri için hesaplanması amaçlanmıştır. Bu kapsamda inceleme için uluslararası Uncertainty in Analysis Modelling (UAM) karşılaştırmalı değerlendirmesinde [1] yer alan reaktör tipleri seçilmiştir. PWR Three Mile Island-1 (TMI-1), BWR Peach Bottom-2 (PB-2) ve ülkemizde de kurulması planlanan reaktör tipinin bir türü olan VVER-1000 Kozloduy-6 reaktörleri incelenmiştir. Farklı kütüphanelerin kullanımının etkisinin gözlenmesi için çeşitli nötron kütüphaneleri ile ilk inceleme tekrarlanacaktır. Ayrıca kullanılan nükleer veri kütüphanelerinin getirdiği belirsizlik UAM karşılaştırmalı değerlendirmesinde yer alan farklı reaktör tipleri için belirlenmesi amaçlanmaktadır.

1.2. Belirsizlik Analizi

OECD/NEA Nuclear Science Committee [1] nükleer endüstriden gelen en iyi tahmin isteğini karşılamak için, hafif su reaktörlerinin modellenmesindeki belirsizliklerin incelenmesi amacıyla uluslararası UAM karşılaştırmalı değerlendirmesine başlamıştır. Bu çalışmalarda, hafif su reaktörlerinde hücre, örgü ve kor fiziği zamandan bağımsız veya zamana bağımlı olarak incelenmektedir. Üretim hatalarının etkisi, nükleer veri kütüphanelerindeki belirsizliklerin etkisi, modellemedeki belirsizlikler ve kullanılan çözüm yöntemlerinin kattığı belirsizlikler gibi konular incelenmektedir. Böylece elde edilen sonuçlardaki belirsizlikler saptanarak daha kesin sonuçlar için gereken ihtiyaçlar belirlenebilecektir.

Yakıtın birim hücre olarak modellenip yakıt içerisinde ortalama bir sıcaklık olduğu varsayılarak yapılan kritiklik hesaplaması nükleer reaktör hesaplarında sıkça

yapılan bir yaklaşımdır. Greifenkamp v.d. [2] nükleer yakıtın tek bölgede ortalama sıcaklığa sahip olduğu ve radyal yönde eş hacimli, çok bölgede, sıcaklık profiline sahip olduğu iki durumun çoğaltma faktörü üzerindeki etkilerini karşılaştırarak incelemiştir. Ortalama bir yakıt sıcaklığı kullanmak yakıtın merkezindeki sıcaklığı daha az bir değerde tahmin etmeye, yakıtın yüzeyinde ise daha yüksek bir sıcaklık tahmin etmeye neden olacağını belirtmiştir. Yapılan çalışmada yakıtı 10 eş hacimli bölgeye ayırarak sabit ısı üretimi kabul edildiğinde, 1 bölgeye göre sonsuz çoğaltma faktöründe yaklaşık %0,7 kadar bir fark görülmüştür. Çok bölge ile hesaplanan çoğaltma faktörü daha büyük çıkmıştır. Bunun başlangıçtaki çevrimde yakıt reaktivitesinin az tahmin edilmesine neden olabileceği belirtilmiştir.

Belirsizlik incelemelerine ek olarak, Mosteller [3], Joint Benchmark Committee of the American Nuclear Society tarafından onaylanan Doppler reaktivitesi karşılaştırmalı değerlendirme çalışmasında farklı zenginlik değerlerinde UO₂ ve MOX yakıtlarının reaktivitesini sıfır güçte sıcak koşulda (Sıcak Sıfır Güç - SSG, *Hot Zero Power*) ve tam güçte sıcak koşulda (Sıcak Tam Güç - STG, *Hot Full Power*) incelemiştir. Çalışmada, hafif sulu reaktörlerde SSG'den STG'ye geçerken Doppler geri beslemenin, yaklaşık 1000 pcm'lik bir reaktivite değişikliği ürettiğini belirtmiştir. Ayrıca hafif sulu reaktörlerin güvenlik analizinde kabul edilebilir tutucu modeli hazırlamak için Doppler katsayısındaki belirsizlik yaklaşık %10 olarak kabul edilmektedir.

Başka bir Doppler reaktivitesi çalışmasında, Takeda v.d. [4] Doppler reaktivitesinin genellikle yakıt çubuğunda ortalama öz-zırhlanmış tesir kesitlerinin kullanılarak hesaplanmasının, termal reaktörlerde öz-zırhlama etkisi konuma bağlı olduğu için farka neden olacağını belirtmiştir. Konuma bağlı tesir kesitlerini ve çoklu-bant yöntemini kullanarak gerçekleştirdiği çalışmada, konuma bağlı tesir kesitlerin kullanımının ve yakıttaki sıcaklığın hesaba alınmasının UO₂ yakıtlarda Doppler reaktivitesini yaklaşık %15-18 yükselttiği görülmüştür.

Bratton v.d. [5] hafif su reaktörlerinde UO₂ yakıtlarında etkin çoğaltma faktöründe, STG ve SSG durumunda, nükleer verilerden dolayı yaklaşık %0,5-0,7 kadar belirsizlik olduğunu belirtmiştir. Bu belirsizliğe en çok katkı sağlayanların ise ²³⁸U'in ışınımlı yakalama (radiative capture) reaksiyonu ve ²³⁵U'in fisyon sonucu saldırdığı ortalama nötron sayısı olayının olduğu belirtilmiştir. Ayrıca sıcaklık arttıkça (sıfır güçte sıcak koşullardan tam güçte sıcak koşullara) etkin çoğaltma faktörü düşerken,

çıktı parametrelerindeki belirsizliğin arttığı bulunmuştur. Belirsizlikteki bu artış, Doppler Genişlemesinden (Doppler Broadening) dolayı, ^{238}U (n, gamma) reaksiyonundaki soğurmanın genişlemesinden dolayıdır.

Rochman v.d. [6] ^{19}F 'dan ^{241}Am 'e kadar yapı malzemesi, soğutucu ve reaktör hesaplamaları için önemli olan 100 izotop için kullandıkları farklı durumlarda getirdikleri belirsizlikleri incelemişlerdir. International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP) çalışmasındaki bazı durumlar bu inceleme için seçilmiştir. TALYS kodu kullanılarak bu izotoplar çeşitlendirilerek izotopların rastgele nükleer veri kütüphaneleri oluşturulmuştur. Aynı durumda izotopun çok sayıda rastgele kütüphaneleri kullanılarak aynı hesaplamanın tekrar edilmesi sonucu etkin çoğaltma faktörlerinin dağılımları elde edilmiştir. Bu dağılımlarının kullanılmasıyla seçilen durumda ve kullanılan izotopun belirsizlik incelemesi yapılmıştır.

Nükleer veri belirsizliği incelemesi için Rochman v.d. [7] pertürbasyon ve Total Monte Carlo (TMC) yöntemlerini karşılaştırmıştır. Reaktör fiziği topluluğu arasında en çok kullanılan yöntem kovaryans dosyaları ile ilgili pertürbasyon yöntemidir. Son belirsizlikleri elde etmek için her iki hassasiyet profili ve kovaryans verileri birleştirilmelidir. Nuclear Research and Consultancy Group tarafından, izotop ve enerjinin bir fonksiyonu olarak duyarlılık matrislerini elde etmek için MCNP kodunun pertürbasyon kartından faydalanmak için bir yöntem geliştirilmiştir. Bu hassasiyet profili ve kovaryans bilgisi k_{etkin} gibi bir parametrenin belirsizliğini sağlamak için birleştirilebilir. TMC yöntemi kısaca aynı izotop için çeşitlendirilmiş nükleer veri dosyalarının aynı hesaplamada kullanılmasıyla yapılmaktadır. TMC yöntemi için TALYS, NJOY ve MCNP kodları, pertürbasyon yöntemi için buna ek olarak NJOY kodunun ERRORR (kovaryans dosyalarını işlemek için) modülü ya da PUFF modülü (rezonans parametre kovaryans bilgisini ve noktasal tabanlı kovaryans matrislerini kullanıcı tarafından sağlanan bir grup yapısında grup ortalamalı kovaryans matrislerine işlemek için kullanılır.), pertürbasyon kartları ve SUSL [8] (tesir kesiti kovaryans matrisleri standart sapmalarını ve hassasiyet profillerini hesaplar) kullanılmıştır. Pertürbasyon ve TMC yöntemi ile incelen bir dizi ICSBEP'nin kritiklik karşılaştırmalı değerlendirme sonuçlarında, birkaç durumda farklılık görülse de, iki yöntem arasında büyük bir uyum vardır.

Tipik bir PWR yakıt elemanı için Rochman v.d. [9] ^{235,236,238}U ve ²³⁹Pu nükleer verileri belirsizliğinin incelemesini TMC yöntemi ile yapmışlardır. Bunun için rastgele ENDF nükleer veri dosyalarını, veri dosyalarının yapılarındaki teorik parametreleri belirlenmiş aralıklarda çeşitlendirerek oluşturan TALYS kod sistemini, Monte Carlo taşıyım modelini kullanan SERPENT ve nükleer veri işleme kodu NJOY kodunu kullanmışlardır. SERPENT kullanılarak, yanma süresinin fonksiyonu olarak çoğaltma faktörü değişimi, 50 GWgün/tAM değerinden sonra envanter ve yutma radyotoksitesi eğrileri bulunmuştur. Bu değerlerin her biri için, U ve Pu izotoplarının her biri ayrı olarak çeşitlendirilerek etkileri incelenmiştir.

1.3. Problemin Tanımlanması

Daha önce bahsedildiği gibi nükleer reaktör hesaplamalarını yakıt birim hücresi olarak incelemek sıkça yapılan basitleştirilmiş bir modelledir. Bu modelleme sırasında yakıt bölgesi tek bölge olarak ve radyal yönde izotermal bir sıcaklık kabul edilerek, sıcaklık dağılımı olmadığı varsayılarak, etkin tesir kesitleri buna göre üretilerek incelenmektedir. Ayrıca yakıtın tek bölge olarak tanımlanması Doppler Genişlemesi ve öz-zırhlama etkilerinin tam olarak modellenememesine neden olmaktadır. Bu modelmeden kaynaklı hatanın tahmin edilebilmesi için reaktör fiziği kodu ve ısı denklemini beraber çözen bir model geliştirilmiştir. Yakıt birim hücresi radyal yönde eş hacimli 20 bölgeye kadar bölünerek her bölgenin sıcaklık değeri hesaplanıp, o sıcaklıkta etkin tesir kesitleri üretilerek incelenmiştir. Ayrıca kullanılan nükleer veri kütüphaneleri çoğaltma faktörü üzerinde bir belirsizliğe neden olmaktadır. Bu inceleme için farklı reaktör fiziği kodları ve farklı yöntemler kullanılmaktadır. Bu amaçla kullanılan yöntemlerden biri olan TMC yöntemi ile UAM karşılaştırmalı değerlendirmesinde yer alan reaktör tiplerinde farklı izotopların kullanımının belirsizlikleri incelenmiştir.

Sökmen v.d. [10] TÜBİTAK-1001-114F375 kodlu Isıl-Nötronik Etkileşimlerin Nükleer Yakıt Elemanlarının Tesir Kesitlerine Etkisi isimli proje kapsamında nükleer yakıtlardaki izotermal sıcaklık kullanımından kaynaklanan nükleer belirsizlikler UAM karşılaştırmalı değerlendirmesinde yer alan reaktör tipleri için incelemiştir. UO₂ yakıt içeren reaktörler ve ayrıca, U-Pu ve U-Th içeren yakıt tipleri için de incelenmiştir. Proje kapsamında deterministik ve stokastik çözümlene yöntemi kullanan reaktör fiziği kodları karşılaştırmasına da olanak sağlaması için farklı kodlar kullanılmıştır. Bunlar deterministik yöntemlerle çözüm yapan lisanslı olarak kullanılabilen SCALE6

ve açık kaynak kodlu DRAGON5 ve Monte Carlo tabanlı çözüm yapan lisanslı olarak kullanılabilen MCNP6 ve açık kaynak kodlu OpenMC [11] kodlarıdır. Bu tez çalışması, projede kapsamında OpenMC ile incelenen UO_2 yakıt içeren reaktörlerin sonuçlarını içermektedir. Sarıcı Türkmen [12] UO_2 yakıt içeren UAM reaktör tipleri için ısı-nötronik etkileşim analizini deterministik reaktör fiziği kod sistemi olan DRAGON5 ile gerçekleştirmiştir. Ayrıca ilerideki kısımlarda anlatılacak olan ısı geri besleme yönteminde yineleme olmadan, radyal yönde ısı denkleminin çözülmesi ile, elde edilen sıcaklık değerlerinin kullanılmasıyla incelenen UAM reaktör tiplerinin yakıt birim hücrelerinin 16 bölgeye kadar olan sonuçları Beydoğan v.d. [13] tarafından verilmiştir.

2. NÜKLEER REAKTÖR FİZİĞİNDE YAKIT ELEMANININ TERMAL DEĞİŞİMİNİN ETKİSİ

2.1. Nükleer Reaktör Fiziği

Nükleer reaktör fiziği önemli parametrelerinden biri yakıt sıcaklık reaktivite katsayısıdır. Sıcaklık reaktörde birçok parametreyi etkiler. Bu yüzden sıcaklık çoğaltma faktörünü etkilemektedir. Sıcaklıkla çoğaltma faktörünün değişmesi reaktörde reaktivitenin değişmesine neden olur [14]. Reaktivite değişikliği doğrudan bir reaktörde belirlenemez, bunun yerine başka parametrelerin bir kombinasyonundan anlaşılmalıdır. SSG ve STG durumunda reaktivitedeki değişimi Denklem 2.1'de ve yakıt sıcaklık katsayısının hesaplanması Denklem 2.2'de verilmiştir.

$$\Delta\rho = \frac{k_{STG} - k_{SSG}}{k_{STG} \times k_{SSG}} \quad 2.1$$

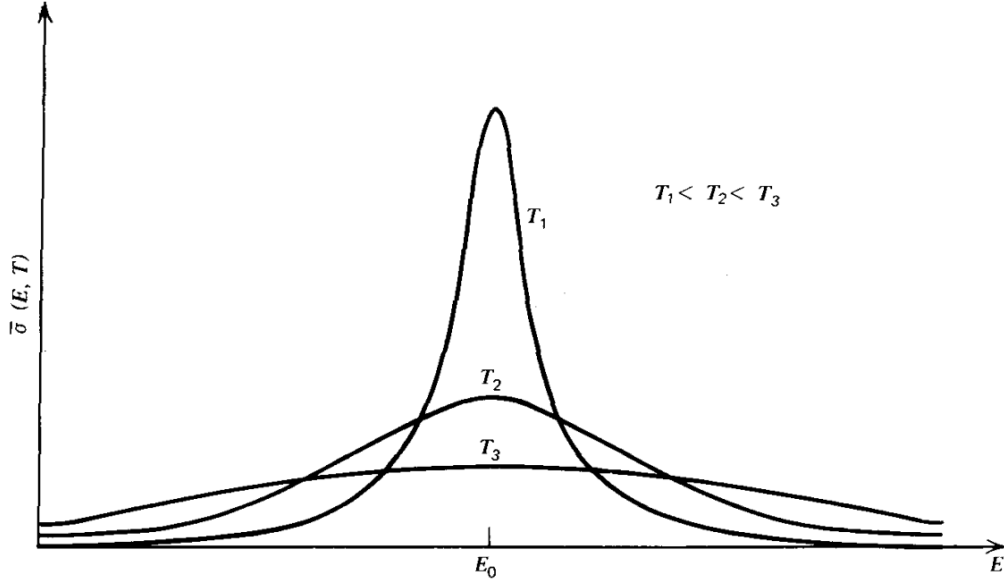
Burada, k_{STG} ve k_{SSG} STG ve SSG durumundaki çoğaltma faktörü değerlerini ifade etmektedir.

$$\alpha_{DC} = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} \quad 2.2$$

Yakıttaki sıcaklık değişimi ΔT ile gösterilmiştir. Sıcaklık katsayısı, yakıtın sıcaklığındaki 1 derecelik değişiminde reaktivitedeki değişimdir. Yakıttaki Doppler genişlemesini etkileyen parametrelerden biri olduğu için yakıt sıcaklık katsayısı olarak bilinen bu parametreye Doppler katsayısı da denilmektedir. Bu katsayı Nuclear Regulatory Commission tarafından lisanslanan tüm reaktörlerde negatif değerli olmak zorundadır [14].

Doppler etkisi, çekirdek ve nötron arasında çekirdeğin harekete sahip olmasından kaynaklanır. Hedef çekirdek ısı enerjisi yüzünden devamlı hareket halindedir. Bir çekirdeğe çarpan nötronlar hedef çekirdeklerin hareketinden dolayı sürekli bir enerji dağılımına sahipmiş gibi bir yayılım gösterir. Bu durum oluşan rezonansı etkiler. Sıcaklığın artması çekirdeklerin daha hızlı hareket etmesiyle nötronların enerji aralığının genişlemesine ve rezonansla daha çok soğurulmasına neden olur. Rezonansın şekli sıcaklıkla değişmesine rağmen rezonans altındaki alan sabit kalır. Farklı sıcaklıklarda termal olarak ortalanmış yakalama tesir kesitinin Doppler

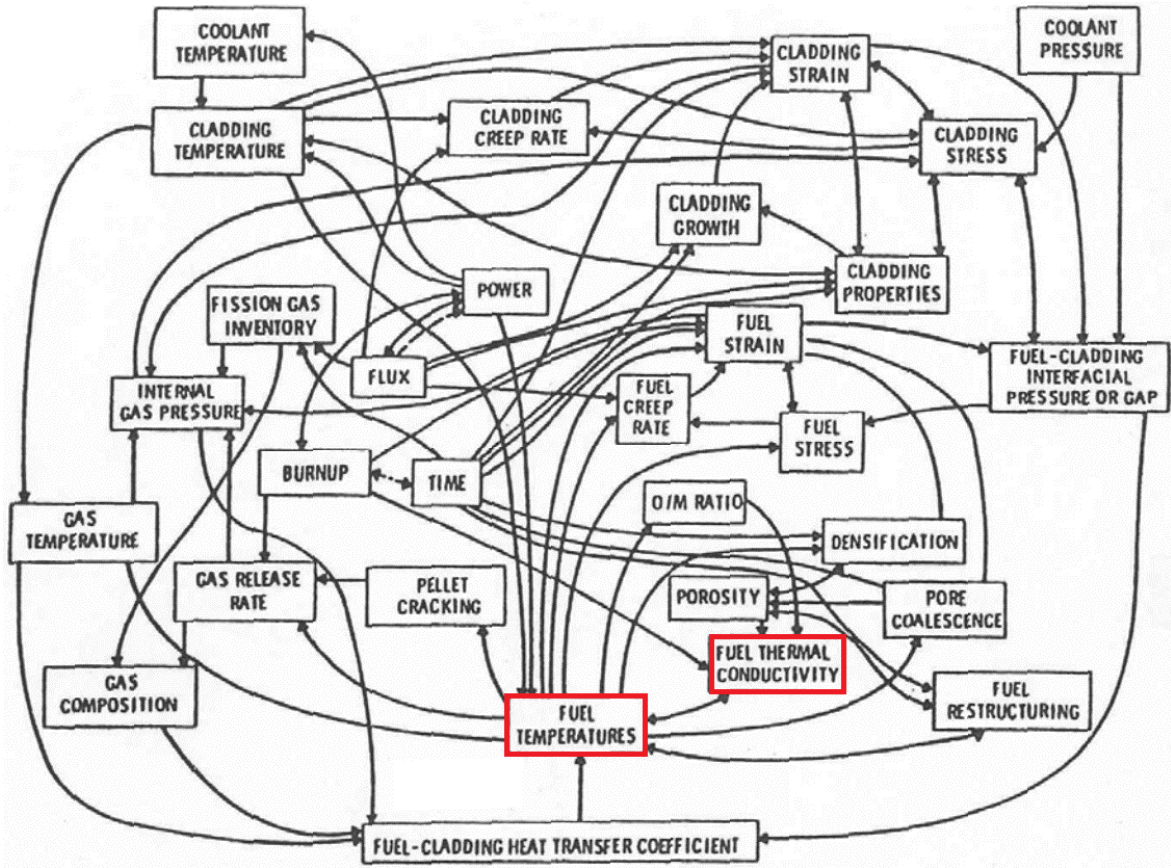
genişlemesi Şekil 2.1'de gösterilmiştir. Sıcaklık arttıkça rezonansın genişlediği gözlenebilmektedir.



Şekil 2.1. Doppler Genişlemesi [15]

2.2. UO₂ Yakıt Elemanının Termal Özellikleri

Bir yakıtın içindeki sıcaklık dağılımı ısı üretim hızına, yakıt malzeme özelliklerine ve soğutucu ve zarflama şartlarına bağlıdır. Yakıt içindeki ısı üretim hızı yakıt, zarf ve yavaşlatıcı malzemelerine bağlı nötron etkileşim hızına göre değişmektedir. UO₂ hafif sulu güç reaktörlerinde yaygın olarak kullanılan yakıt malzemesidir. UO₂'nin ısı iletkenlik katsayısını etkileyen sıcaklık, porozite, oksijen-metal oranı, miktarı, yakıtın bütünlüğü ve yanma oranı gibi birçok ana faktör bulunmaktadır [16]. Nükleer yakıt elemanının sıcaklığının nükleer reaktör işletmesi esnasında farklı değişkenlerle ilişkisi Şekil 2.2'de gösterilmiştir.



Şekil 2.2. Nükleer yakıt elemanının farklı parametrelerle olan ilişkisi [17]

Bu çalışmada sadece UO_2 ısı iletkenlik katsayısının sıcaklığa bağı olarak değişimine göre yakıt içinde bir sıcaklık dağılımı belirlenmiş ve hesaplamalarda kullanılmıştır. Bu amaçla Lyons'un [16] kdT integralinden türetilen sıcaklık bağımlı ısı iletkenlik katsayısı kullanılmıştır. UO_2 'nin %95 teorik yoğunluktaki ısı iletkenlik formülasyonu Denklem 2.3'te verilmiştir.

$$k = \frac{38.24}{402.4 + T} + 6.1256 \times 10^{-13}(T + 273)^3 \quad 2.3$$

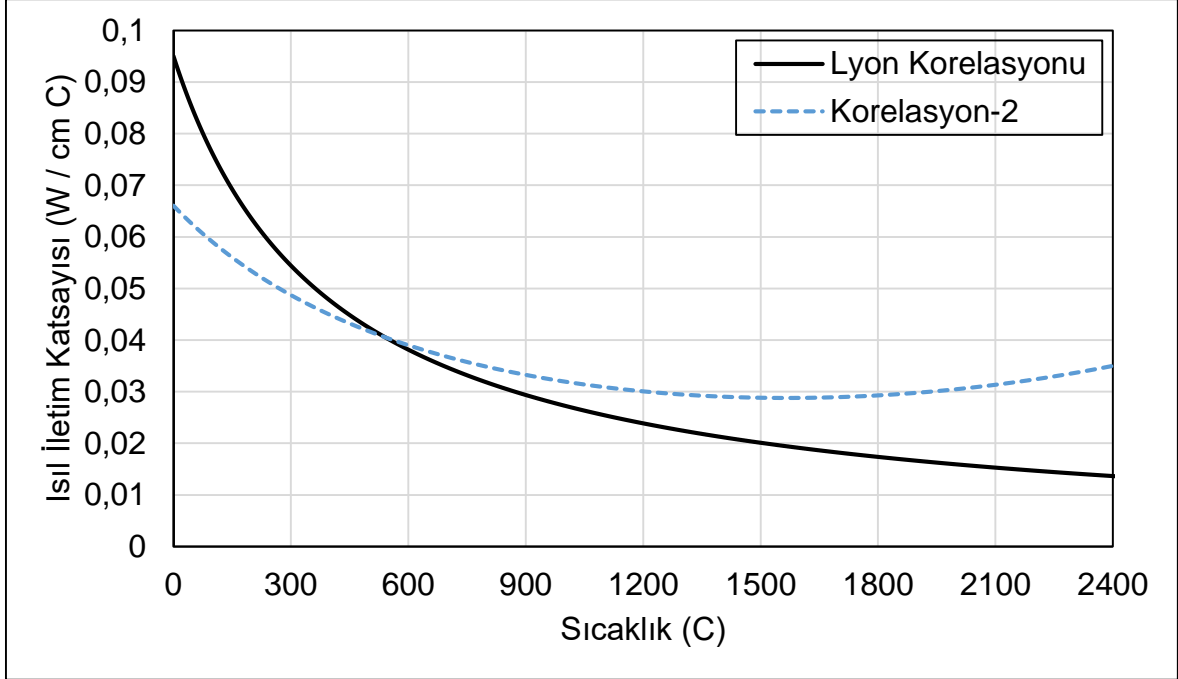
Burada T , °C cinsinden yerel yakıt sıcaklığını; k , $Wcm^{-1}C^{-1}$ cinsinden ısı iletkenlik katsayısını temsil etmektedir.

Farklı bir sıcaklık bağımlı ısı iletkenlik katsayısı olarak Denklem 2.4 [18] kullanılmıştır.

$$k = \frac{5500}{560 + T} + 0,942 \times 10^{-10} \times T^3 \quad 2.4$$

Burada T , *Kelvin* cinsinden yerel yakıt sıcaklığını; k , $kW\ cm^{-1}\ K^{-1}$ cinsinden ısı iletkenlik katsayısını temsil etmektedir.

Kullanılacak olan ısı iletkenlik katsayılarının sıcaklıkla deęiřimi Őekil 2.3'te verilmiřtir. Kullanılan ikinci korelasyonun ısı iletkenlik katsayısının yaklaşık 600 °C den sonra daha yüksek deęerler aldıęı grlmektedir.



Őekil 2.3. UO_2 ısı iletkenlik katsayısının sıcaklıkla deęiřimi

3. KULLANILAN ARAÇLAR VE YÖNTEMLER

Bu bölümde kullanılan nükleer veri kütüphaneleri bu kütüphanelerin üretimleri ve kullanılan yöntemler hakkında genel bilgiler aşağıda verilmektedir.

3.1. Kullanılan Nükleer Veri Kütüphaneleri

Sıcaklık dağılımının etkisinin incelenmesi ve nötron kütüphanelerinden kaynaklı belirsizliğin incelenmesi için farklı nötron kütüphaneleri kullanılarak çalışma gerçekleştirilmiştir. ENDF/B-VII.1 (“Evaluated Nuclear Data File”, Değerlendirilmiş Nükleer Veri Dosyası) [19] ve TENDL-2014 ile TENDL-2015 (“TALYS-based evaluated nuclear data library”, TALYS-tabanlı değerlendirilmiş nükleer veri kütüphanesi) [20] nötron ham kütüphaneleri yapılan hesaplamalar için kullanılmıştır. Alt bölümlerde ENDF/B Kütüphanesi ve TENDL hakkında daha detaylı bilgiler verilmektedir.

3.1.1. ENDF/B [21]

ENDF sistemi, nükleer teknolojinin uygulamaları için kullanılacak *değerlendirilmiş* nükleer verilerin depolanması ve alınması için geliştirilmiştir. 1966’da kurulan The Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG) tarafından denetlenen bu veri tabanı 1968’den itibaren başlıca sürümleri Çizelge 3.1’de verilmiştir.

Çizelge 3.1. ENDF/B kütüphanelerinin başlıca sürümleri

ENDF/B	I	II	III	IV	V	VI	VII.0	VII.1	VIII.beta
Yıl	1968	1970	1972	1975	1979	1990	2006	2011	2016

ENDF sistemi, verilerin kütüphanelerde nasıl düzenlendiğini belirten ve kitaplıklardaki parametrelerden tesir kesiti ve açısal dağılımları gibi fiziksel nicelikleri oluşturmak için gerekli formülleri veren, formatlar ve hangi veri türlerinin eklenmesi gerektiğini, hangi format belirli koşullar altında kullanılabildiğini vb. belirleyen daha kısıtlayıcı kurallar olan prosedürler olarak ayrılır.

Değerlendirme, deneysel olarak ölçülen fiziksel parametrelerin (tesir kesiti gibi) analiz edilmesi, nükleer model hesaplamalarının tahminleriyle birleştirilmesi ve bu parametrelerin gerçek değerlerinin çıkarılması için yapılan işlemlerdir. Parametreleştirme ve verilerin çizelgesel biçime indirgenmesi, değerlendirilen bir veri kümesi üretir.

National Nuclear Data Center (NNDC) tarafından sağlanan ENDF/B kütüphanesi, her materyal için önerilen değerlendirmeyi içermektedir. Her malzeme mümkün olduğunca eksiksiz olacak şekilde hesaplanmaya çalışılır; buna rağmen, eksiksizlik, amaçlanan uygulamaya bağlıdır. ENDF/B veri setleri, kapsamlı bir inceleme ve testten sonra gözden geçirilir veya değiştirilir. Bu, belirli ENDF/B kitaplık sürümü boyunca standart referans veri olarak kullanılmasına izin verir. Yeni anlamlı deneysel sonuçlar elde edilebildiğinde, integral testleri, verilerin hatalı sonuç verdiğini gösterdiğinde ve/veya kullanıcı gereksinimleri, belirli bir materyal için verilerin daha doğru verilere ve/veya daha iyi gösterilmesine ihtiyaç duyduğunda veri setleri belirli bir materyal için değiştirilebilir. CSEWG tarafından onaylanmayan, ENDF-6 biçimini benimseyen başka kütüphaneler de olabilir.

3.1.2. TENDL [22]

TENDL fizik uygulamaları kullanımı için TALYS nükleer model kod sisteminin çıktıları olan nükleer veri kütüphaneleridir. TENDL 2008, 2009, 2010, 2011, 2012, 2013, 2014 ve 2015'te çıkmış sürümleri mevcuttur. 2014'e kadar NRG'de üretilen TENDL 2015 ten sonra CEA'da fiziksel olarak üretilmiş ve PSI, IAEA, CCFE ve CEA'da geliştirilmiştir. Tam nükleer veri dosyası üretimi, otomatik olarak birbirine bağlı bazı kod ve programlara dayanır. Bu sistemin çıktısı, gerektiğinde kovaryanslar da dahil olmak üzere bir ENDF-6 biçimlendirilmiş dosyasıdır. Merkezi değerlendirme aracı TALYS kodudur. Eksik bilgileri tamamlamak ve girdi dosyalarını rastgele oluşturmak için bir kaç tane uydu programı kullanılır. Üretim için kullanılan programlar aşağıda belirtilmiştir.

TALYS

TALYS nükleer reaksiyonların analiz ve tahmini yapan bir kod sistemidir. 1 keV ile 200 MeV arasındaki nötron, foton, döteryum, proton, trityum ve alfa parçacıkların ve kütlesi 12 ve daha büyük hedef nüklidler için nükleer reaksiyonların benzeşimini yapacak yapıdadır. Bunu yapması için bir dizi nükleer reaksiyon modeli kod sistemine uygulanmıştır. Böylece çözülmemiş rezonans bölgesinden orta enerjilere kadar nükleer reaksiyonları değerlendirmeye imkan sağlanmıştır.

Nükleer fizik aracı, nükleer reaksiyon deneylerinin analizi için kullanılabilir. Deney ve kuram arasındaki karşılıklı etkileşim parçacıklar ve çekirdekler arasındaki temel etkileşim konusunda fikir verir ve hassas ölçümler modelleri sınırlamayı sağlar.

Buna karşılık, ortaya çıkan nükleer modellerin yeterli öngörü gücüne sahip olduklarına inanılırsa, ölçümlerin güvenilirliğinin bir göstergesi olabilirler.

TALYS'nin ikinci fonksiyonu nükleer veri aracıdır. Hiçbir ölçüm olmadığında veya mevcut deney verileri kullanılarak çeşitli reaksiyon modellerinin ayarlanabilir parametrelerini ince ayarladıktan sonra, TALYS rezonans bölgesinin ötesinde kullanıcı tanımlı bir enerji ve açı kanalında, tüm açık reaksiyon kanalları için nükleer veri üretebilir. Bu hesaplanmış ve deneysel sonuçlar ile üretilen nükleer veri kütüphaneleri, mevcut ve yeni nükleer teknolojiler için gerekli bilgi sağlar.

TASMAN

Kovaryans verilerini nükleer model kodu TALYS'nin sonuçlarını kullanarak üreten ve deneysel sonuçlara göre TALYS'nin sonuçlarının otomatik optimizasyonu yapan koddur.

TEFAL

TALYS'nin nükleer reaksiyon sonuçlarını ve diğer kaynaklardan gelen verileri ENDF-6 nükleer veri kütüphaneleri formatına dönüştürülmesini sağlar. Böylece olası kullanıcı hataları kaldırılmış olur.

TARES

Kovaryans bilgileri de dahil ENDF-6 formatında rezonans bilgilerini oluşturur. Diğer kütüphanelerden gelen rezonans parametreleri gibi rezonans parametre veri tabanlarını kullanır. Çözülmemiş rezonans aralığı için, TALYS'den ortalama parametrelere mevcut değerlendirmelerden parametreleri benimsemek alternatif bir çözümdür.

TANES

Los Alamos modeline dayanan fisyon nötron spektrumunu hesaplamak için bir programdır.

TAFIS

Fisyon verimlerini ve fisyonun ve diğer gerekli fisyon miktarlarından öncü nötron emisyonunu hesaplamak için kullanılır.

Autotalys

Bahsedilen kodlar arasındaki iletişimi sağlar.

3.2. Kullanılan Araçlar

Geliştirilen model ile geliştirilen ısıtıcı modülden elde edilen sıcaklık değerlerinin nötron tesir kesiti kütüphanesi üretim koduna aktarılması, oluşturulan tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak Monte Carlo temelli nötron taşınım kodundan belirlenen çıktılar kullanılarak ısıtıcı geri-besleme yöntemine girdi olarak verilmiştir. Tekrar hesaplanan sıcaklık değerleri ile Monte Carlo temelli nötron taşınım kodunun kullandığı nötron tesir kesiti kütüphaneleri güncellenerek yeni sonuçlar elde edilmiştir. Bu işlemin belirlenen değerler yakınsayına kadar devam etmesi gerçekleştirilmiştir. Bu amaçla Monte Carlo temelli nötron taşınım kodu olarak OpenMC (V.0.7.1) [11], nükleer veri işleme kodu NJOY (V.99.396) [23] [24] ve Python yazılım dili ile oluşturulan analitik çözüm yapan ısıtıcı geri-besleme yöntemi kullanılmış ve kullanılan kodlar arası haberleşme Python yazılım dili ile sağlanmıştır.

3.2.1. OpenMC (Monte Carlo Parçacık Taşınım Benzeşimi Kodu)

OpenMC kodu Massachusetts Teknoloji Enstitüsü, Computational Reactor Physics Group tarafından 2011 yılında geliştirilmeye başlanmıştır. Çeşitli üniversiteler, laboratuvarlar ve diğer organizasyonlar OpenMC kodunu geliştirmek için katkılarda bulunmaktadır.

Monte Carlo yöntemi katı geometrilerin tam olarak modellenemediği ve çok grup enerjili tesir kesiti üretimi gerektirmediği, sürekli enerji tesir kesitleri kullanılabilirdiği, için reaktör analizlerinde oldukça kullanışlıdır.

OpenMC nötron kritiklik hesapları üzerine odaklanmış bir Monte Carlo parçacık taşınım benzeşimi kodudur. Üç boyutlu yapı geometrisi modellerinin benzeşiminin yapılması için geliştirilmiştir. Parçacık etkileşimleri sürekli enerjili ACE formatındaki tesir kesit verilerine göre olmaktadır.

OpenMC kodu, kısaca bir nükleer reaktör (veya herhangi başka bir fisil sistem) içerisinde bulunan nötronların rastgele hareketlerinin ve etkileşimlerinin modellenmesini yapar. Benzer problemlerin diğer yöntemler (deterministik) ile çözülmesinden farklı olarak, Monte Carlo yöntemi bir nükleer reaktördeki çeşitli fiziksel değerlerin ortalama davranışını belirlemek için kullanılır.

OpenMC kodu açık kaynaklı bir bilgisayar kodudur ve ücretsiz bir şekilde indirilip kullanılması serbesttir. [10]

3.2.2. NJOY (Nükleer Veri İşleme Sistemi)

NJOY kodu nükleer veri kütüphanelerini istenilen sıcaklık ve diğer özelliklerde işleyen ve bir nötron taşınım kodunun kullanabileceği şekilde formatlayan modüler kod sistemidir. NJOY kodu her biri ayrı tanımlanmış ve bir işlemi yerine getiren bir dizi modülden oluşmaktadır. Bir modülün çıktısı diğerine girdi olacak şekilde bağlanmış ve fiziksel katsayılar, yardımcı alt programlar ve ana modüller tarafından kullanılabilen matematiksel alt programların sağladığı yan modüller ana modülleri desteklemektedir. Aşağıda kullanılan bazı NJOY modülleri [23] [25] ve işlevleri anlatılmıştır.

MODER ASCII olarak formatlanmış ve binary (ikili) olarak bloke edilmiş modlar arasında ENDF “tape”lerini ileri ve geri çevirir.

RECONR ENDF rezonans parametrelerinden ve interpolasyon şemalarından enerji bağımlı noktasal tabanlı tesir kesitlerini yeniden yapılandırır.

BROADR PENDF (pointwise-ENDF) formatındaki parçalı doğrusal tesir kesitlerinden başlayarak PENDF formatında Doppler Genişlemiş tesir kesitleri üretir.

THERMR termal enerji aralığındaki serbest ya da bağımlı saçılımlar için tesir kesitleri ve enerjiden-enerjiye matrisleri üretir.

HEATR noktasal tabanlı ısı üretim tesir kesitlerini (KERMA faktörleri) ve radyasyon hasar üretim tesir kesitlerini üretir.

PURR MCNP gibi sürekli enerji Monte Carlo tabanlı kodları için çözülmemiş bölge olasılık tabloları hazırlamak için kullanılır.

GASPR temel ENDF tesir kesitlerinden gaz üretim tesir kesitlerini noktasal tabanlı PENDF formatında üretir.

ACER sürekli enerji Monte Carlo tabanlı kodlar için kütüphaneleri ACE (A Compact ENDF) formatında hazırlar.

3.3. Isıl-Nötronik Etkileşim ve Geliştirilen Isıl Geri Besleme Yöntemi

Nükleer reaktörlerde kullanılan silindirik yakıtın bir boyutta radyal yönde ısı iletim denklemi denge durumunda Denklem 3.1’deki gibidir [16].

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(k(r, T) \frac{\partial T(r)}{\partial r} \right) + q''' = 0 \quad 3.1$$

Burada r , yarıçapı; T , sıcaklığı; k , ısı iletkenliği; q''' , hacimsel ısı üretim hızını ifade etmektedir.

Dış yarıçapı R_o , iç yarıçapı R_i olan silindirik yakıtta hacimsel ısı üretim hızının sabit olduğu varsayılarak, Denklem 3.1'de, iç ve dış yarıçaplar arasında çift integralin alınması sonucu Denklem 3.2 elde edilir.

$$\int_{T_o}^{T_i} k(T) dT = \frac{\bar{q}(R_o^2 - R_i^2)}{4} \quad 3.2$$

Denklem 3.2'de T_i iç yüzey ve T_o dış yüzey sıcaklığını ifade etmektedir. \bar{q} ise, R_i ve R_o ile arasında kalan bölgedeki ortalama ısı üretim hızıdır.

Çok bölgeli yakıt gösteriminde, eşit hacimli n bölgeye bölünmüş yakıt için toplam ısı iletim integrali Denklem 3.3'te gösterilmiştir.

$$\sum_{j=1}^n \left[\int_{T_o^j}^{T_i^j} k_j(T) dT \right] = \sum_{j=1}^n \left[\frac{\bar{q}_j (R_{o_j}^2 - R_{i_j}^2)}{4} \right] \quad 3.3$$

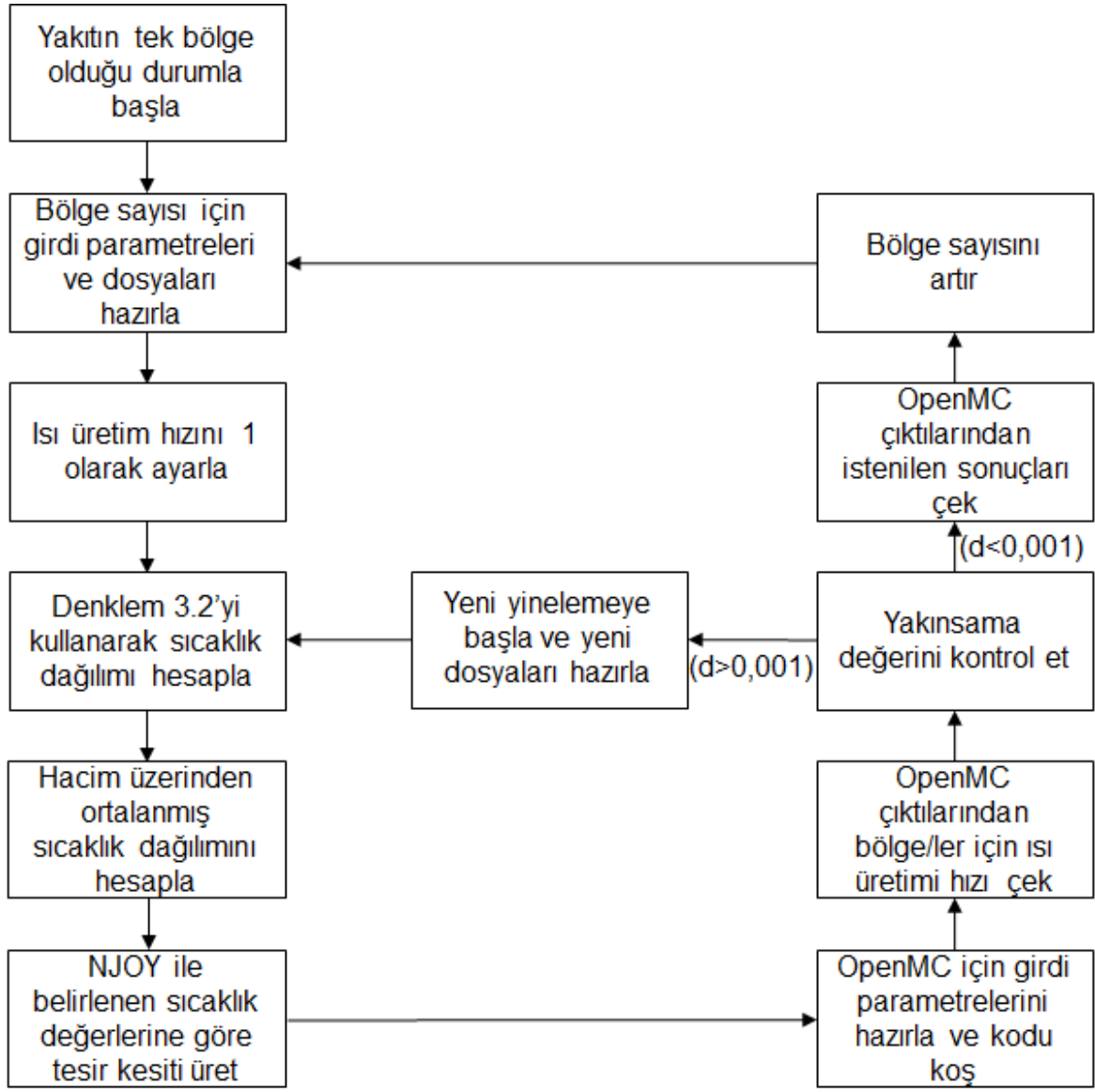
Denklem 3.2'de yakıtın yüzey sıcaklığının, T_o , bilindiği varsayılmaktadır. Bu durumda, T_i sıcaklığı, değerleri bilinen T_o , R_o ve R_i ile k 'yi kullanılarak belirlenebilmektedir. Böylece çok bölgeli yakıttaki, dışarıdan içeri doğru, her bölgenin dış ve iç yüzey sıcaklıkları hesaplanabilir. Bu sıcaklık dağılımı kullanılarak her bölgenin hacim üzerinden ortalama sıcaklığı bulunabilir.

Yakıtı çok bölgeye bölüp sıcaklık gradyanı kullanılmasının, her bölgenin sıcaklık değerinin hesaplanıp o bölgedeki sıcaklık değerleriyle hesaplama yapılmasının, etkisinin daha iyi anlaşılması için tek bölgeli yakıt referans çözüm olarak değerlendirilmiştir. Yakıt bölgesi tek hacimli olarak incelenmeye başlanarak radyal yönde 2, 4, 8, 12, 16 ve 20 bölgeye ayrılmıştır. İlk hesaplama adımında, her bölgenin hacimsel ısı üretim hızının birbirine eşit ve 1 olduğu varsayılmıştır. İlk tahmin hacimsel ısı üretim hızı ve ısı iletkenlik katsayısı korelasyonları olan Denklem 2.3 veya Denklem 2.4, Denklem 3.2'de yerine koyularak yakıt yüzeyi sıcaklığı T_o kabul

edilip başlanarak her bölgenin iç yüzey sıcaklığı, T_i , integralin çözümüyle hesaplanabilir. Böylece radyal yönde bir sıcaklık dağılımı elde edilir. Başlangıçta belirtildiği gibi sıcaklık etkisinin daha iyi anlaşılması için sıcaklık dağılımının hacim üzerinden ortalamasının tek bölgeyi yakıtın sıcaklık değerine eşit olması amaçlanmıştır. Elde edilen sıcaklık dağılımı, yakıtın bölünmüş her bölgesinin hacim üzerinden ortalanmış sıcaklık değerini hesaplamak için bir fonksiyona uyması sağlanmıştır. Her bir bölgenin sıcaklık değerleri belirlenerek o bölgede bulunan izotopların tesir kesitleri belirlenen sıcaklık değerine göre üretilmiştir. Daha sonra bu üretilen tesir kesitleri ile hesaplama yapması sağlanan reaktör fiziği kodunun çıktılarından biri olarak fisyon kaynak dağılımı elde edilir. Çıkan fisyon kaynak dağılımının normalleştirilmiş ısı üretim hızına eşit olduğu varsayılmaktadır. Böylece her yeni yinelemede yeni hesaplanan ısı üretim hızının kullanılması sağlanmıştır. Belirlenmiş bir bölge sayısı için yapılan bu hesaplama yinelemesi, ısı üretim hızı istenilen yakınsama değerine ulaşıncaya kadar devam etmektedir. Hesaplama yinelemesi yakınsadığı zaman bölge sayısını artırarak yeni bir hesaplama yinelemesine başlaması sağlanmıştır. Yakınsama değerini belirlemek için Denklem 3.4'teki Öklid uzaklığı hesaplanmıştır.

$$d = \sqrt{\sum_{i=1}^n |\bar{q}_j(i) - \bar{q}_{j-1}(i)|^2} \quad 3.4$$

Isıl-nötronik etkileşimin incelenmesi için yapılan işlem akışı Şekil 3.1'de gösterilmiştir.



Şekil 3.1. Isıl-nötronik incelemesi için yapılan yöntemin akış şeması

3.4. Total Monte Carlo Yöntemi [20]

Son yıllarda bilgisayarların hesaplama güç ve hızlarının artmasıyla nükleer sistemlerde nükleer veri belirsizliklerinin incelenmesi için 2008 yılında Monte Carlo tabanlı "Total Monte Carlo (TMC)" adıyla yeni bir yöntem geliştirilmiştir. Nükleer verilerin üretiminin tam kontrolü, aynı uygulanan hesaplamanın farklı nükleer verilerin kullanılarak çok sayıda tekrarı ile yapılabilir; her defasında girdi parametrelerinin bir yinelemeden bir sonraki yinelemeye değiştirilmesi, çıktılarda biraz değişikliğe yol açacaktır. Rochman v.d. yaptıkları belirsizlik incelemelerinde nükleer verilerin belirsizliklerinin nükleer sistemlere yayılımı, her seferinde aynı izotop için farklı bir nükleer veri dosyası kullanarak birçok kez aynı hesaplamanın/benzeşiminin tekrarlanmasıyla Monte Carlo hesaplamaları ile

gerçekleştirmiştir. Özetle, 20-30 teorik parametrenin hepsi TALYS girdileri oluşturmak için önceden belirlenmiş aralıklarda çeşitlendirilir. Çok sayıda rastgele rezonans parametresinin eklenmesiyle, termal enerjiden 20 MeV'e kadar nükleer reaksiyonlar ele alınmaktadır. TALYS sistemi, bu rastgele girdilere dayalı olarak rastgele ENDF nükleer veri dosyalarını oluşturur. Geleneksel pertürbasyon yöntemi ile belirsizlik hesaplamalarını aynı anda sağlamak için, tüm rastgele dosyaların üretilmesinin sonunda, otomatik olarak mevcut bulunan kovaryans bilgileri (ortalama, belirsizlikler ve korelasyonlar) de çıkarılır ve bir ENDF dosyasına formatlanır.

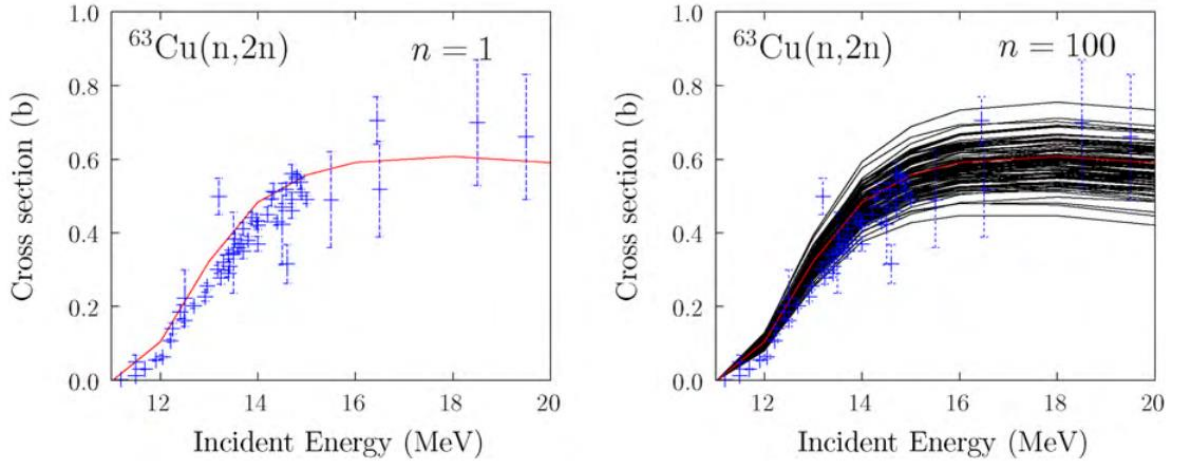
Bu yöntem için girdi dosyaları bir geometri giriş dosyası ve n rastgele ENDF dosyalarıdır. Her rastgele ENDF dosyası TALYS sistemi tarafından üretilir, tamamen tekrarlanabilir ve benzersiz bir nükleer veri kümesinden oluşur. Her bir rastgele dosya başka birinden tamamen farklıdır: ν ve fisyon başına enerji (ENDF dilinde MF1), rezonans parametreleri (MF2), kesitler (MF3), açısal dağılımlar (MF4), fisyon nötron spektrumu (MF5), çift diferansiyel veri (MF6), izomerik veriler (MF8-10) ve gama üretim verileri (MF12-15) çeşitlilik göstermektedir.

n farklı nükleer veri dosyalarından, bir uygulama kodu ile n farklı K_{etkin} değeri gibi n farklı tasarım parametresi değeri hesaplanmaktadır. Bir Monte Carlo taşıyım kodu (MCNP veya SERPENT gibi) kullanılırsa, bir reaktör parametresi istatistiksel belirsizlikle elde edilebilir. Deterministik kodlar durumunda, istatistiksel belirsizlik mevcut değildir. Hesaplanan K_{etkin} olasılık dağılımından toplam standart sapma σ_{toplam} , iki farklı etkiyi yansıtır. Bu durum Denklem 3.5'te gösterilmiştir.

$$\sigma_{toplam}^2 = \sigma_{istatistiksel}^2 + \sigma_{nükleer\ veri}^2 \quad 3.5$$

$\sigma_{istatistiksel}$ istatistiksel belirsizlikten gelmektedir. Hesaplanan parametrelere bağlı olarak, istatistiksel belirsizlik benzeşim kodu ile sağlanabilir. K_{etkin} , reaksiyon hızları ve makroskobik tesir kesit hesaplamaları durumunda, Monte Carlo kodunda kullanılan geçmiş sayısından (nötronlar) elde edilir. $\sigma_{nükleer\ veri}$, bir benzeşimden diğerine rastgele nükleer veri dosyalarının kullanılmasına dayanmaktadır. K_{etkin} dağılımında bir yayılmaya neden olur. Bu yayılma Monte Carlo yaklaşımından türetilir.

Rastgele tesir kesit hesaplamaları örnek olarak $^{63}\text{Cu}(n,2n)$ tesir kesiti için Şekil 3.2'de gösterilmiştir. İlk grafik ilk varsayılan hesaplamayı, ikinci grafik ilk 100 hesaplamayı göstermektedir. Grafiklerdeki semboller deneysel verileri ifade etmektedir. Şekildeki kırmızı eğri varsayılan ve bozulmamış model parametreleriyle birlikte ilk TALYS hesaplamasıdır. Siyah eğriler TALYS girdi dosyasındaki ilgili model parametrelerinin rastgele değiştirilmesiyle elde edilmiştir [26].



Şekil 3.2. $^{63}\text{Cu}(n,2n)$ tesir kesiti için rastgele hesapları [26]

4. UAM PROBLEM-I BİRİM HÜCRE TEST PROBLEMLERİNİN İNCELENMESİ

4.1. BWR, PWR ve VVER Reaktör Birim Hücrelerinin Özellikleri

Geometri ve malzeme özellikleri ve işletme koşulları UAM karşılaştırmalı değerlendirme durumu [1] ile tamamen aynıdır.

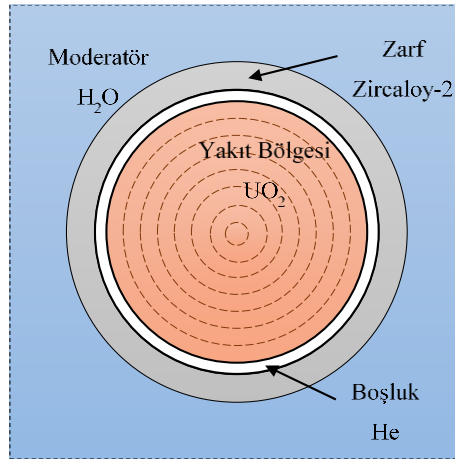
4.1.1. BWR Birim Hücre Özellikleri

BWR PB-2 yakıt birim hücresinin ana parametre verileri Çizelge 4.1'de ve şematik gösterimi Şekil 4.1'de verilmektedir.

Çizelge 4.1. BWR PB-2 yakıt birim hücresi için ana parametreler

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 4.1. BWR PB-2 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi

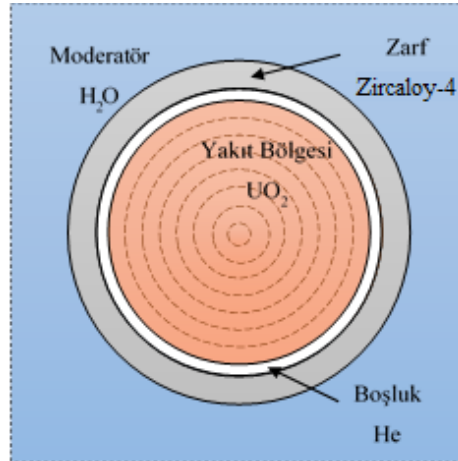
4.1.2. PWR Birim Hücre Özellikleri

PWR TMI-1 yakıt birim hücresinin ana parametre verileri Çizelge 4.2’de ve şematik gösterimi Şekil 4.2’de verilmektedir.

Çizelge 4.2. PWR TMI-1 yakıt birim hücresi için ana parametreler

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

STG Durumu		
Yakıt Sıcaklığı	K	900,0
Zarf Sıcaklığı	K	600,0
Yavaşlatıcı Sıcaklığı	K	562,0
Yavaşlatıcı Yoğunluğu	kg/m ³	748,4



Şekil 4.2. PWR TMI-1 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi

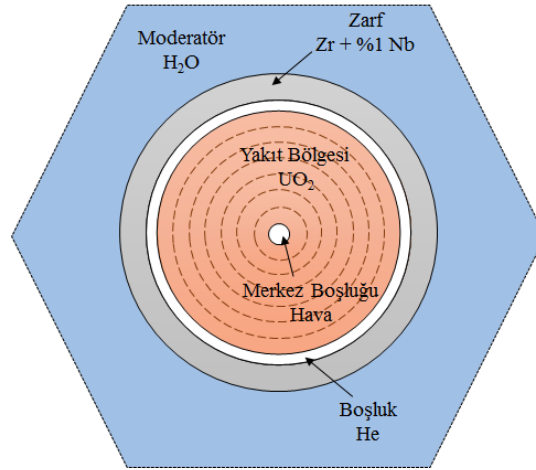
4.1.3. VVER Birim Hücre Özellikleri

VVER-1000 Kozloduy yakıt birim hücresi ana parametre verileri Çizelge 4.3’te ve temsili gösterimi Şekil 4.3’te verilmektedir. Geometri ve malzeme özellikleri ve işletme koşulları UAM karşılaştırmalı değerlendirme durumu ile tamamen aynıdır. Sadece yakıt zarf malzemesi yoğunluğu 6,55 g/cm³ olarak tanımlanmıştır.

Çizelge 4.3. VVER-1000 Kozloduy-6 yakıt birim hücresi için ana parametreler

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



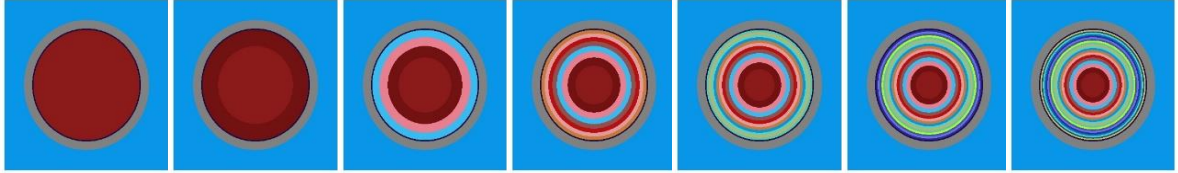
Şekil 4.3. VVER-1000 Kozloduy-6 yakıt birim hücresinin temsili gösterimi

4.2. Referans Çözümlenelerde Kullanılacak Sayısal Yaklaşımlar

Nötron kritiklik hesabı yapan parçacık Monte Carlo taşınım benzeşim kodu OpenMC (V.0.7.1) ve tesir kesiti işleme kodu olan NJOY (V.99.396) beraber kullanılarak inceleme gerçekleştirilmiştir. İnceleme için ENDF/B-VII.1, TENDL-2014 ve TENDL-2015 nötron kütüphaneleri kullanılmıştır.

Benzeşimlerde, UAM reaktör tipleri kare ve altıgen birim hücre olacak şekilde ve yanal, alt ve üst yüzeyleri, OpenMC kod sisteminde tanımlı olan, yansıtıcı sınır koşulu ile modellenmiştir. BWR ve PWR için kare birim hücresi ve VVER için altıgen birim hücresi çok-bölge gösterimi Şekil 4.4, Şekil 4.5 ve Şekil 4.6'da gösterilmiştir. Termal nötronlar için, $S(\alpha, \beta)$ yaklaşımı kullanılarak enerjisi 4 eV'den düşük enerjiye sahip nötronlar için daha doğru bir modelleme yapılmaya çalışılmıştır.

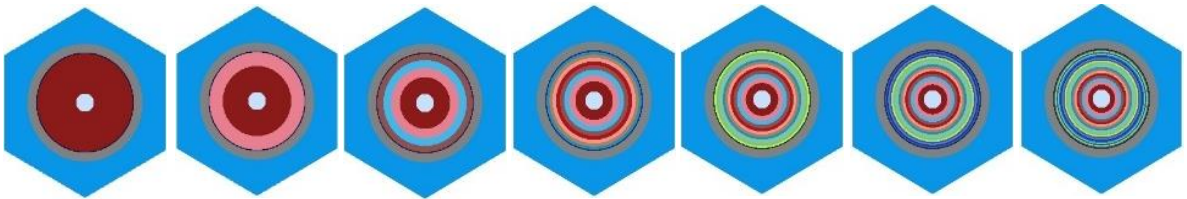
İncelemelerde pcm mertebesinde (10^{-5}) olan Doppler katsayısında daha düşük hata payı olması için k_{∞} değerlerindeki standart sapma 10 pcm'den daha aşağı çekilmesi hedeflenmiştir. Bu yüzden, OpenMC benzeşimlerinde kaynak parçacık sayısı 100.000, pasif döngü 250 ve aktif döngü sayısı 2.250 olarak seçilmiştir.



Şekil 4.4. BWR yakıt birim hücresinin 1, 2, 4, 8, 12, 16 ve 20 eş hacimli bölgeye ayrılmış görünümü



Şekil 4.5. PWR yakıt birim hücresinin 1, 2, 4, 8, 12, 16 ve 20 eş hacimli bölgeye ayrılmış görünümü



Şekil 4.6. VVER yakıt birim hücresinin 1, 2, 4, 8, 12, 16 ve 20 eş hacimli bölgeye ayrılmış görünümü

TMC yöntemi ile yapılan belirsizlik incelemeleri için, tüm verileri rastgele çeşitlendirilmiş, ENDF-6 formatındaki TENDL-2014 rastgele nükleer veri kütüphaneleri [27] kullanılmıştır. OpenMC benzeşimlerinde tek hacimli yakıt modellemesi yapılmıştır; Denklem 3.5'te istatistiksel standart sapmanın nükleer verilerdekenden daha küçük olması için kaynak parçacık sayısı 50.000, pasif döngü 250 ve aktif döngü sayısı 1.250 olarak seçilmiştir.

5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA

5.1. UAM Problem-I Birim Hücre Test Problemleri için Isıl-Nötronik Etkileşimlerin Etkileri

Isıl-nötronik etkileşimleri incelemek için iki durum karşılaştırılmıştır. Bu durumlardan ilkinde, yakıt çok bölge yöntemi ile modellenip her bölgede izotermal sıcaklık kullanılarak hesaplamalar yapılmıştır. Bu bölüm boyunca bu durumdan izotermal sıcaklık durumu olarak bahsedilecektir. İkinci durumda ise, yakıt çok bölge yöntemi ile modellenmiş ve daha önceki bölümde bahsedilen ısıl geri besleme yöntemi ile her bölgenin sıcaklık değerleri belirlenmiş ve bu sıcaklık değerlerine göre hesaplamalar yapılmıştır. Bu durumdan bahsedilirken ise sıcaklık gradyanı kullanılan durum ifadesi kullanılacaktır. Bu iki durumun karşılaştırması için izotermal sıcaklık, UAM STG durumundaki gibi, yakıt sıcaklığı 900 K olarak kabul edilmiştir. Sıcaklık gradyanı kullanılan durumda yakıtın dış yüzey sıcaklığının 600 K olduğu kabul edilerek ve yakıt bölgesindeki sıcaklık gradyanı ortalaması 900 K olacak şekilde sıcaklık dağılımı hesaplanmıştır. SSG durumunda ise, yakıt izotermal sıcaklığı 600 K ve diğer tüm sıcaklıklar STG durumu ile aynı kabul edilmiştir. Bu bölümdeki incelemelerde ENDF/B-VII.1 nötron kütüphaneleri kullanılmıştır.

5.1.1. BWR Birim Hücresi için Sonuçlar

STG durumundaki BWR yakıtının çok bölgeye bölünerek sıcaklık gradyanı kullanımının ve izotermal sıcaklık kullanımının etkisi ve SSG durumunda çok bölge modellenmesinin sonuçları Çizelge 5.1'de gösterilmiştir.

Çizelge 5.1. BWR yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} 'daki değişim*

Bölge Sayısı	Sıcaklık gradyanı hacim-ort. $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K
1	1,23582	1,23582	1,24758
2	1,23644	1,23575	1,24771
4	1,23670	1,23583	1,24788
8	1,23683	1,23578	1,24771
12	1,23668	1,23579	1,24779
16	1,23666	1,23583	1,24769
20	1,23681	1,23585	1,24771

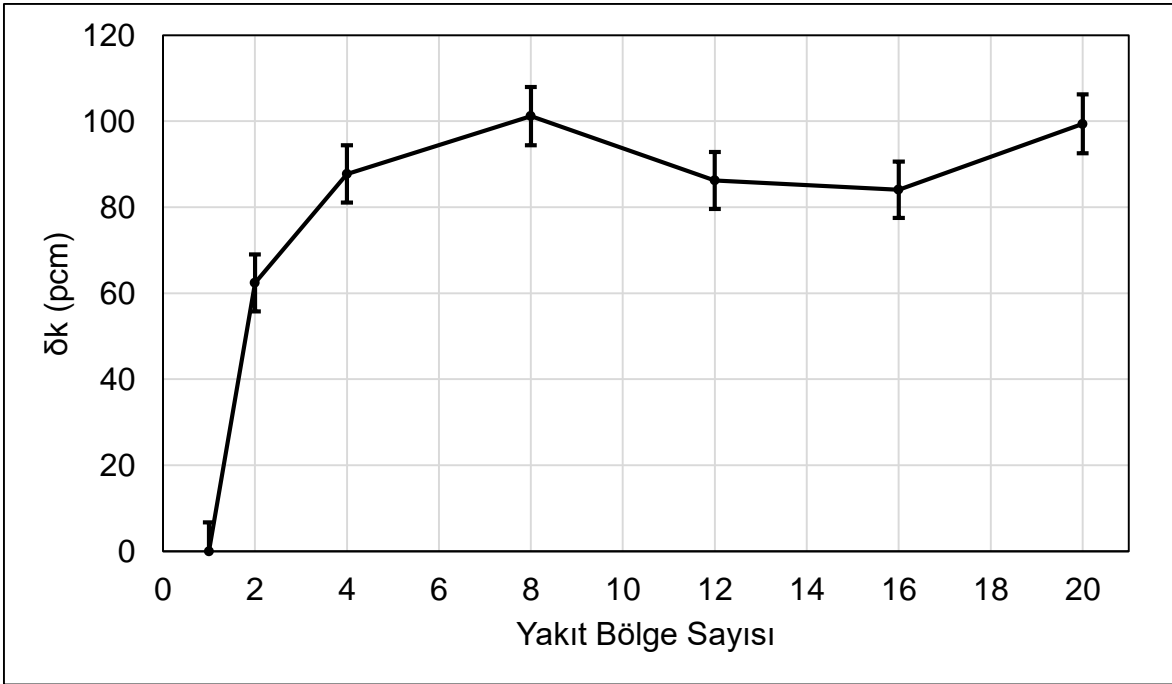
*OpenMC hesaplarındaki standart sapma $\pm 0,00006$ civarındadır.

Sıcaklık gradyanı kullanımının yakıt bölge sayısı arttıkça k_{∞} 'daki değişime etkisinin arttığı Çizelge 5.1'de sıcaklık gradyanı altında görülmektedir. Ayrıca izotermal

sıcaklık altında yakıtın sabit sıcaklıkta ama çok bölge olarak gösterilmesinin sonuçlar üzerinde çok etkisinin olmadığı görülmektedir.

k_{∞} sonuçlarındaki değişim Çizelge 5.1'deki sıcaklık gradyanı altında verilen her k_{∞} değerinden tek bölge olarak hesaplanan k_{∞} değerinin çıkarılması ile bulunur. ($\delta k = k_i - k_1$ burada i =çok bölge sayısı) Yakıtın çok bölge olarak gösterilmesinin Monte Carlo yöntemindeki standart sapma değerinden tam olarak ayrılamayacağı ve sonuçlara kesin etkisinin olmadığı söylenebilir. Bu yüzden, k_{∞} sonuçlarındaki değişimin sıcaklık gradyanı kullanımından kaynaklı olduğu söylenebilir.

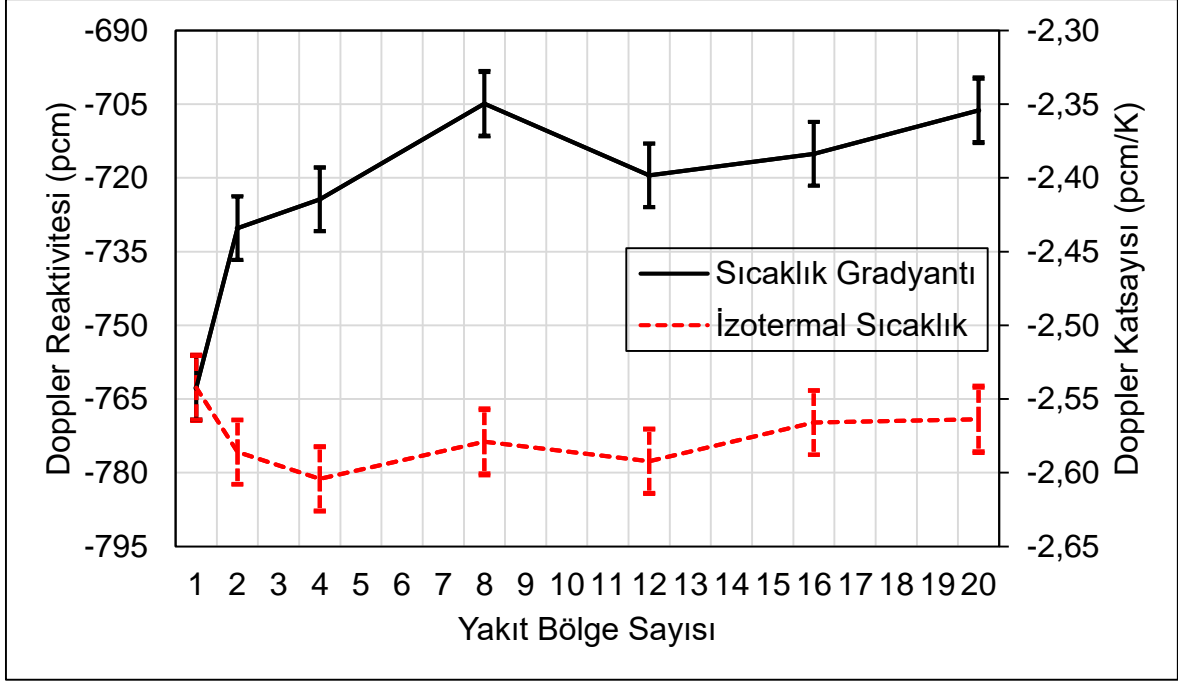
Bölge sayısının değişimiyle sıcaklık gradyanı kullanımının etkisi yüzünden k_{∞} sonuçlarındaki değişim Şekil 5.1'de pcm olarak gösterilmiştir. Sıcaklık gradyanı kullanımının etkisi BWR yakıt birim hücresinde yaklaşık olarak 90 ± 6 pcm'dir. Bölge sayısı 8 bölgeye kadar attıkça δk artmakta, 8 bölgeden sonra ise 80 ± 6 ve 100 ± 6 arasında değişmektedir.



Şekil 5.1. BWR yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyanının kullanımından kaynaklı δk 'nın (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi

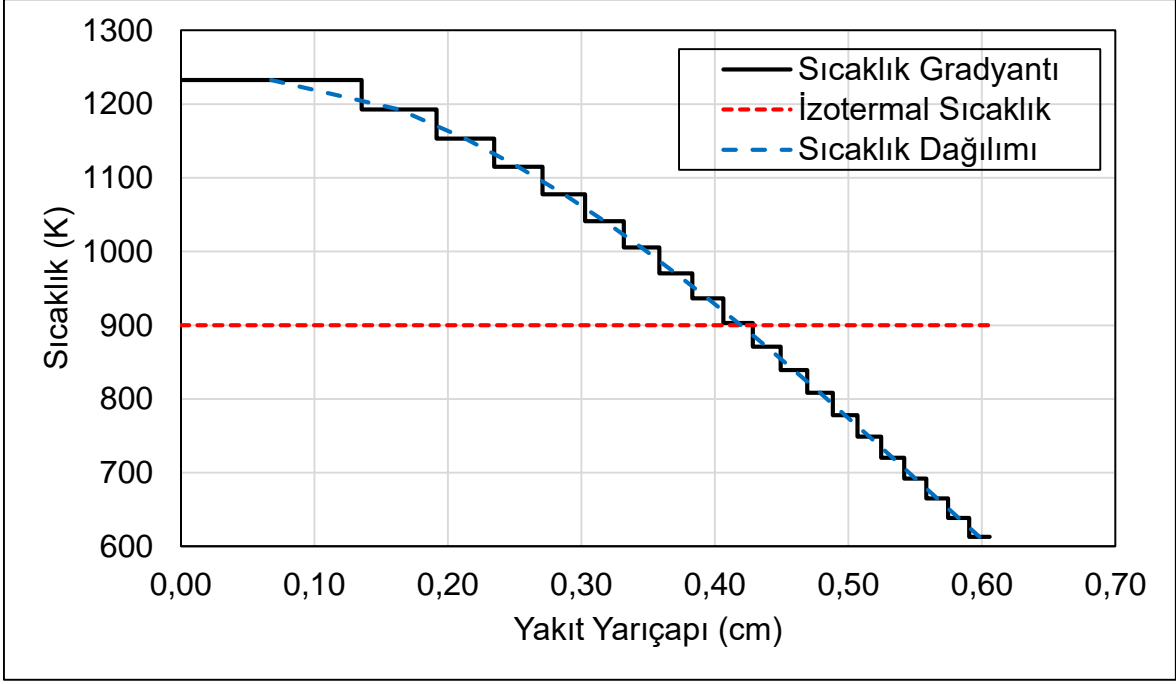
Yakıt bölge sayısı arttıkça BWR yakıt birim hücresindeki Doppler reaktivite/katsayısının değişimi Şekil 5.2'de gösterilmiştir. Doppler reaktivite/katsayısının değişimi çok bölgede sıcaklık gradyanı kullanılan ve izotermal sıcaklık kullanılan durumlar için ayrı olarak gösterilmiştir. İzotermal sıcaklık için Doppler reaktivitesi ortalama olarak -770 ± 6 pcm'dir. Doppler katsayısı

ise ortalama $-2,56 \pm 0,02$ pcm/K'dir. Sıcaklık gradyanı kullanılan durum için Doppler reaktivitesi ve katsayısı 8 bölgeye kadar artmakta, sonra -720 ve -705 ± 6 pcm ve $-2,40$ ve $-2,35 \pm 0,02$ pcm/K değerleri arasında salınmaktadır. Doppler reaktivite/katsayısı ortalama -710 ± 6 pcm ($-2,36 \pm 0,02$ pcm/K)'dir. Sıcaklık gradyanı ve izotermal sıcaklık kullanılan durumlar arasında yaklaşık 60 pcm'lik bir fark vardır.



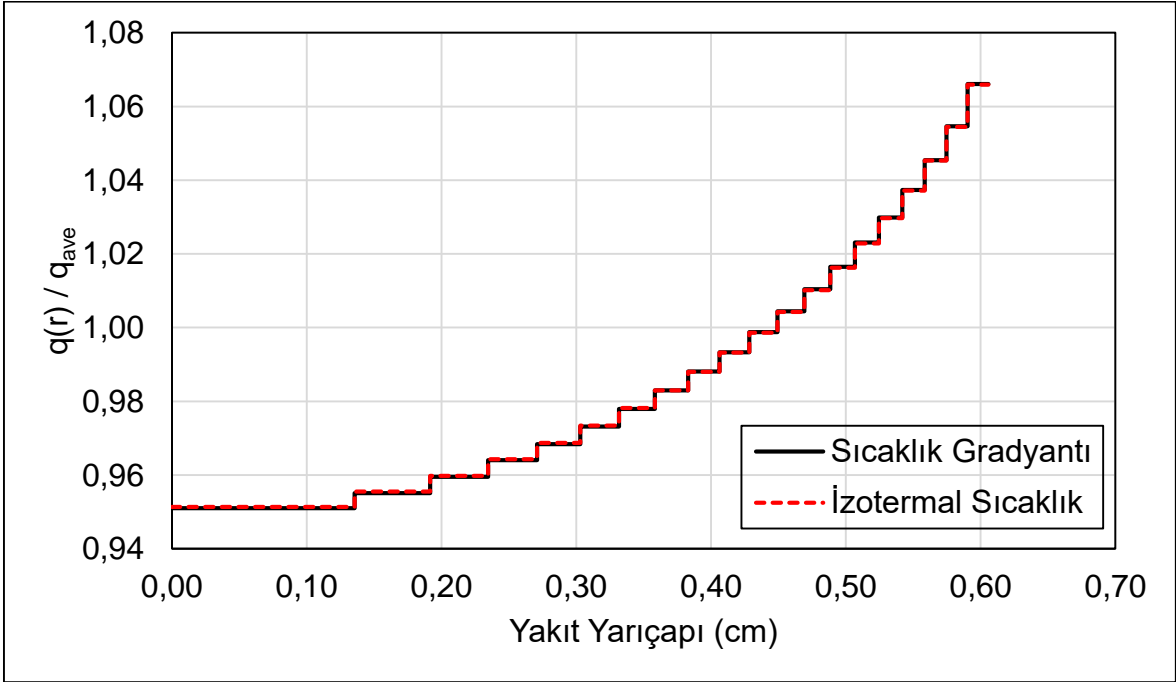
Şekil 5.2. BWR yakıt birim hücresi için Doppler katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi

BWR yakıt birim hücresi 20 bölgeye bölüdüğü durumda sıcaklık dağılımı Şekil 5.3'te verilmiştir. Yakıt yüzeyi 600 K sabit kabul edildiğinde, en yüksek sıcaklık en iç bölgede 1232 K olarak gözlenmiştir.



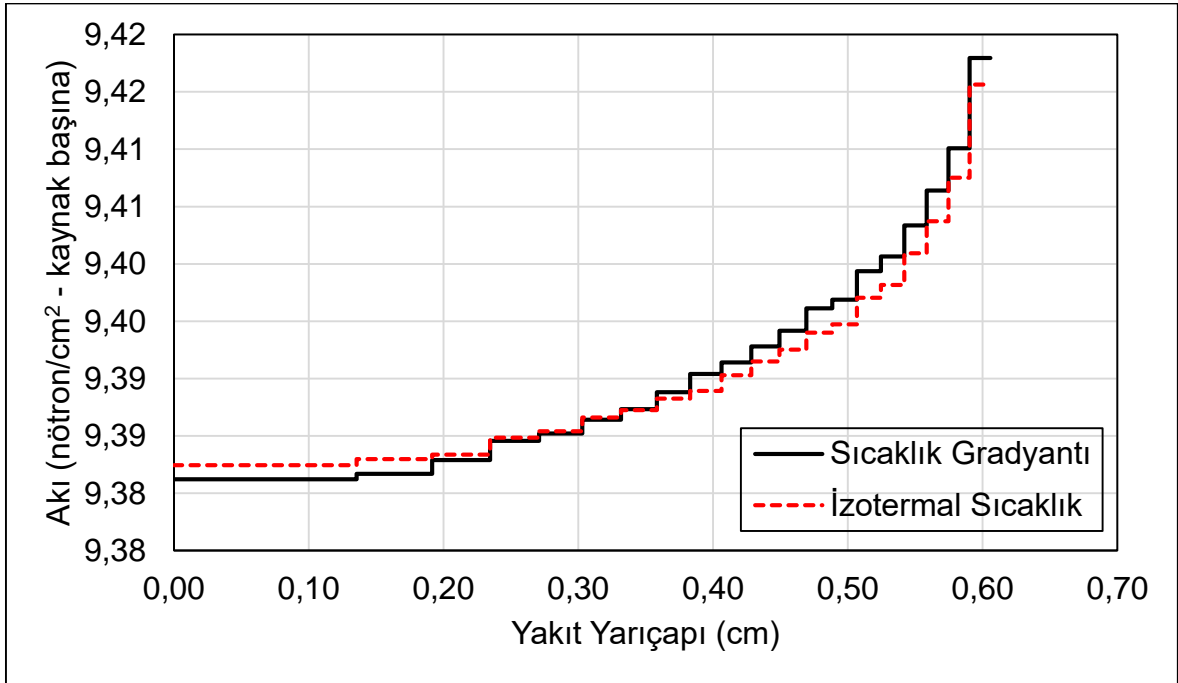
Şekil 5.3. BWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili

Radyal yönde fisyon oranlarının normalleştirilmesiyle elde edilen ısı üretim oranı profili Şekil 5.4'te verilmiştir. Yakıt merkezinden yüzeye doğru gidildikçe yakıttaki ısı üretim oranının attığı görülmektedir. İzotermal sıcaklık kullanımı ile sıcaklık gradyanı kullanımı arasında çok az bir fark vardır.

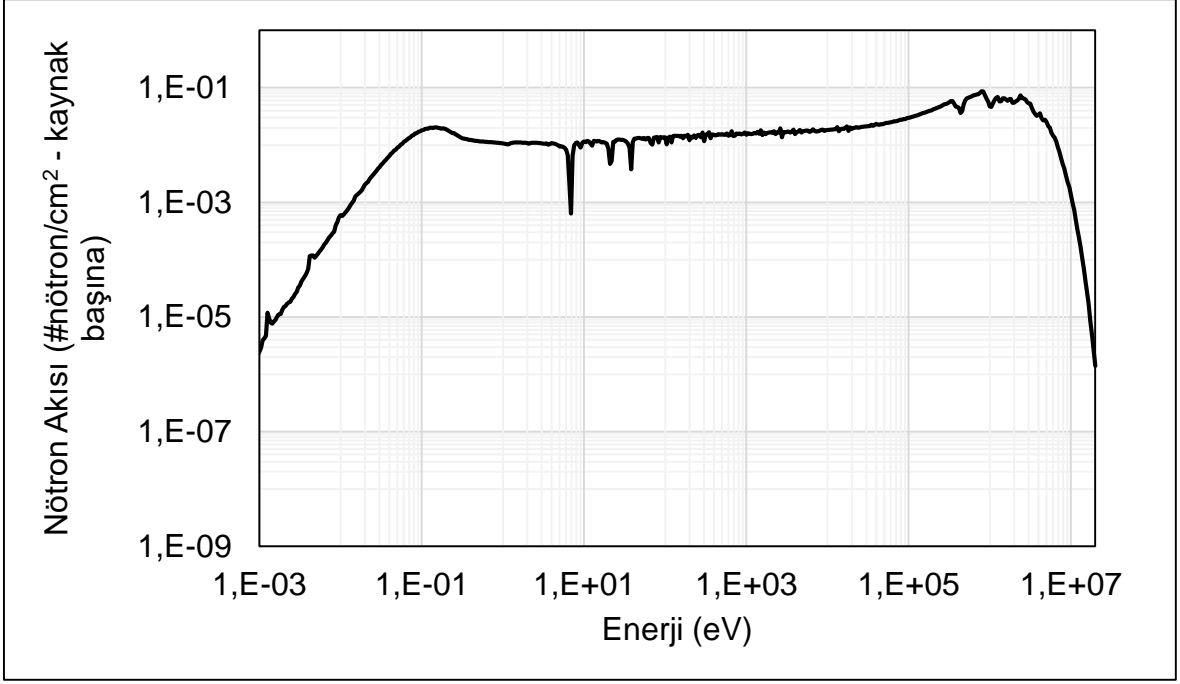


Şekil 5.4. BWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal ısı üretim oranı profili

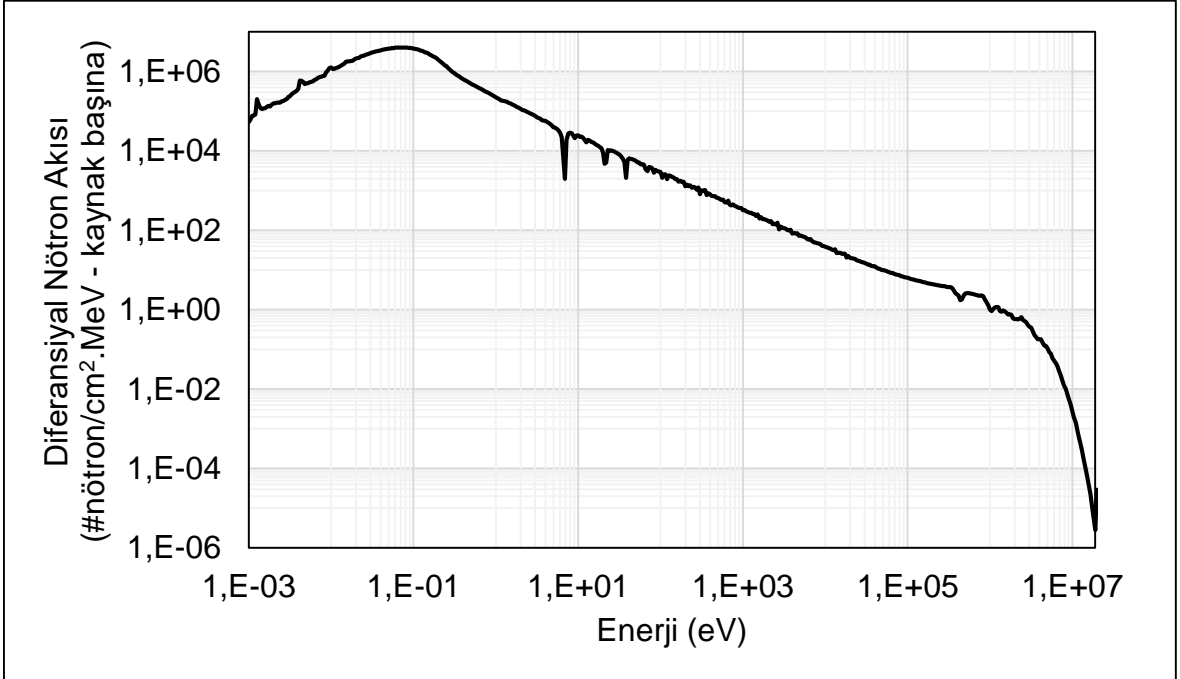
Yakıt içinde 20 bölgede sıcaklık gradyanı kullanıldığı durum ve izotermal sıcaklık kullanıldığı durum için nötron akısı profili Şekil 5.5'te gösterilmiştir. Nötron öz-zırlama etkisinden dolayı dış bölgelerden iç bölgelere gidildikçe nötron akısında azalma vardır. Sıcaklık gradyanı kullanıldığı durumda izotermal sıcaklık kullanıldığı duruma göre iç bölgelerde nötron akısının daha düşük olduğu görülmektedir. Başka bir deyişle nötron öz-zırlama etkisi daha fazladır. Orta ve dış bölgelerde ise bu durum tam tersi etki etmiş ve sıcaklık gradyanı kullanılan durum için akı orta bölgelerde daha yüksektir. Yakıt bölgesindeki nötron akısının enerjiye göre değişimi Şekil 5.6'da ve diferansiyel nötron akısının enerjiye göre değişimi Şekil 5.7'de gösterilmiştir.



Şekil 5.5. BWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca nötron akısı profili

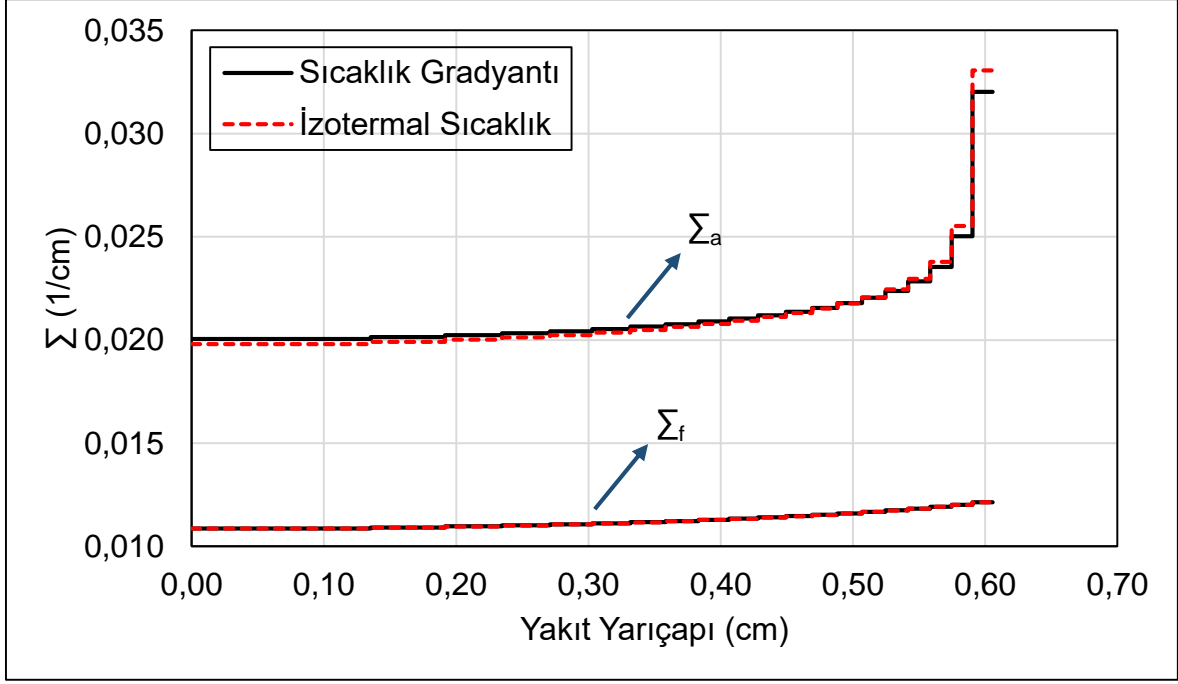


Şekil 5.6. BWR yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili



Şekil 5.7. BWR yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde diferansiyel nötron akısı profili

Yakıt içerisinde 20 bölge için tek-grup makroskobik soğurulma ve fisyon tesir kesitleri Şekil 5.8'de verilmiştir. Dış bölgelerden iç bölgelere gidildikçe kademeli olarak makroskobik tesir kesitleri azalmaktadır. Dış bölgelerde izotermal sıcaklık için bulunan sonuçların daha yüksek olduğu görülmektedir.



Şekil 5.8. BWR yakıt birim hücresi için seçilen bazı reaksiyon tipleri için yakıt yarıçapı boyunca tek grup makroskobik tesir kesiti değişimi

5.1.2. PWR Birim Hücresi için Sonuçlar

BWR için yapılan incelemeler PWR için de yapılmıştır. STG durumunda PWR yakıtının çok bölgeye bölündüğünde sıcaklık gradyanı ve izotermal sıcaklığı kullanımının etkileri ve SSG durumunda yakıtın çok bölge olarak gösterilmesinin sonuçları Çizelge 5.2’de verilmiştir.

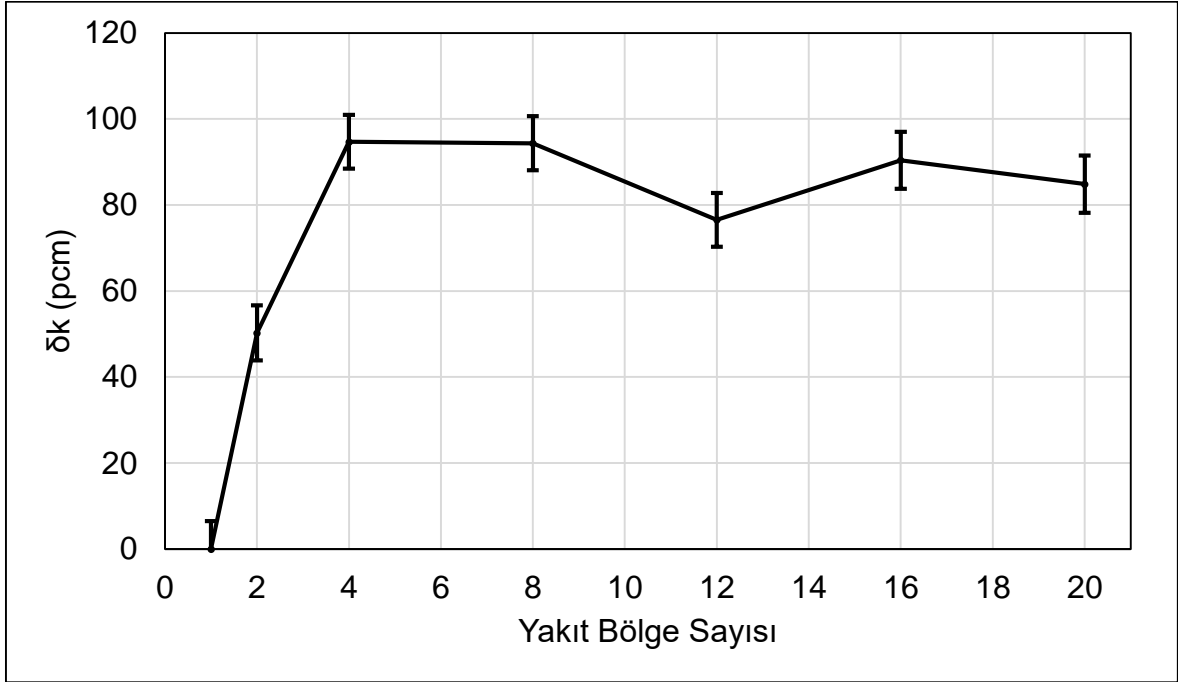
Çizelge 5.2. PWR yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} ’daki değişim*

Bölge Sayısı	Sıcaklık gradyanı hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K
1	1,41603	1,41603	1,42685
2	1,41653	1,41607	1,42694
4	1,41698	1,41601	1,42678
8	1,41697	1,41601	1,42694
12	1,41679	1,41592	1,42682
16	1,41693	1,41604	1,42683
20	1,41688	1,41597	1,42678

*OpenMC hesaplarındaki standart sapma $\pm 0,00006$ civarındadır.

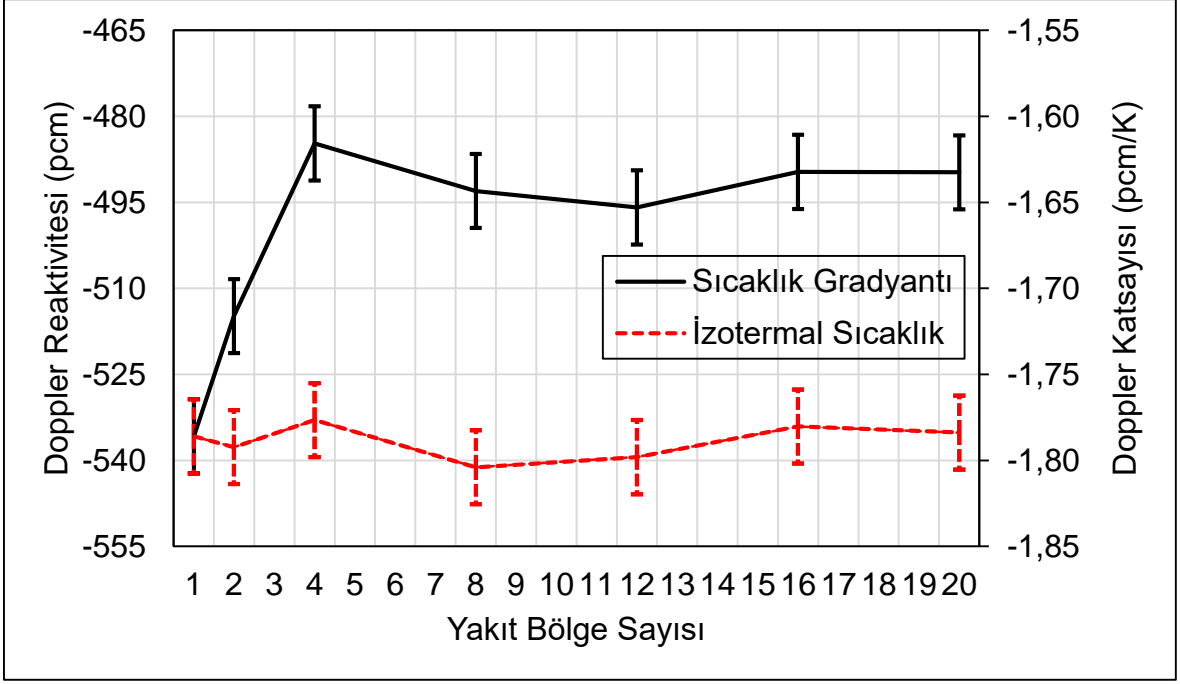
Sıcaklık gradyanı altındaki k_{∞} sonuçlarının tek bölge olarak hesaplanan k_{∞} değerine göre daha yüksek olduğu Çizelge 5.2’de görülmektedir. k_{∞} sonuçlarındaki yakıt bölge sayısı ile değişimi Şekil 5.9’da verilmiştir. Sıcaklık gradyanı kullanımı 4 bölgeye kadar k_{∞} değerlerinin artmasına neden olmakta daha sonra k_{∞} değerleri

yaklaşık 80 ve 100 ±6 pcm arasında değişmektedir. Ortalama olarak sıcaklık gradyanı kullanımı PWR yakıt birim hücresinde 90 ±6 pcm değişikliğe neden olmaktadır.



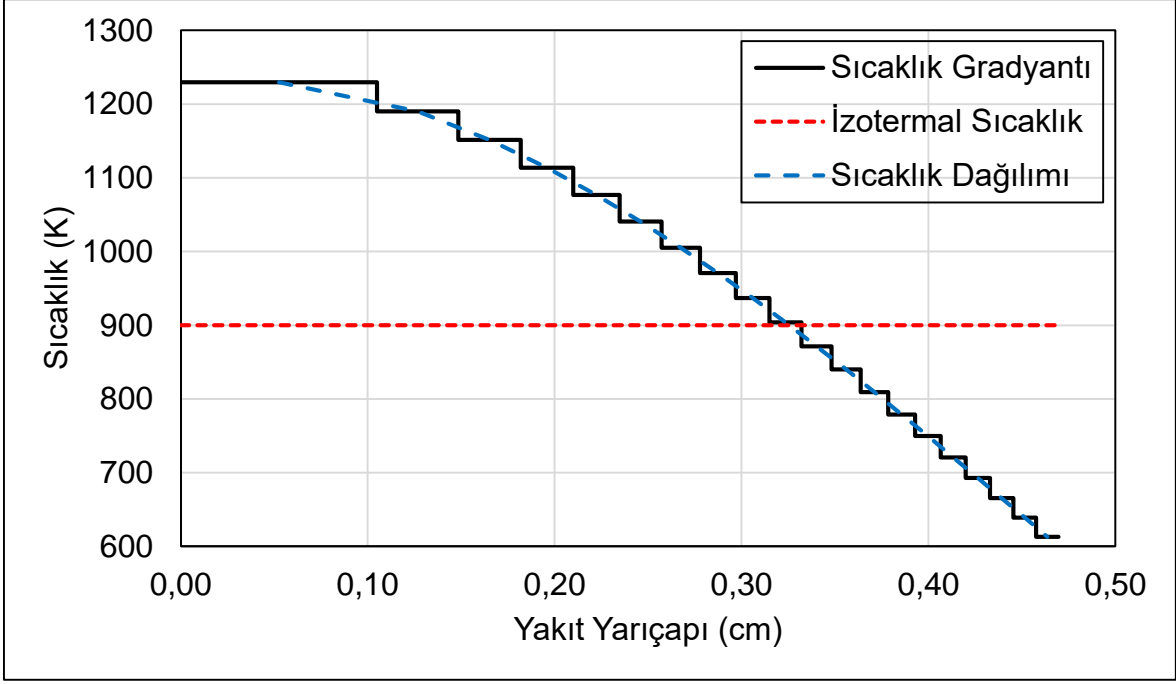
Şekil 5.9. PWR yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyanının kullanımından kaynaklı δk 'nin (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi

PWR için izotermal sıcaklık kullanımından kaynaklanan değişimin hesaplanması için sıcaklık gradyanının kullanıldığı ve kullanılmadığı durumlardaki Doppler reaktivitesinin bölge sayısı ile değişimi Şekil 5.10'da verilmiştir. İzotermal sıcaklık durumunda Doppler reaktivitesi/katsayısı yaklaşık -535 ± 6 pcm ($-1,78 \pm 0,02$ pcm/K)'dir. Sıcaklık gradyanı kullanılan durumda Doppler Reaktivitesi/Katsayısı yakıt bölge sayısı 4 oluncaya kadar artmakta ve 4 bölgeden sonra yaklaşık -490 ± 6 pcm ($-1,64 \pm 0,02$ pcm/K) değerinde salınmaktadır. İzotermal sıcaklık kullanılan durumla sıcaklık gradyanı kullanılan durum arasında yaklaşık 45 pcm'lik bir fark bulunmaktadır. İzotermal sıcaklık durumunda bulunan sonuçlar daha önce Mostellar [3] ve Takeda v.d. [4] yaptığı Doppler reaktivitesi çalışmalarıyla uyumludur.



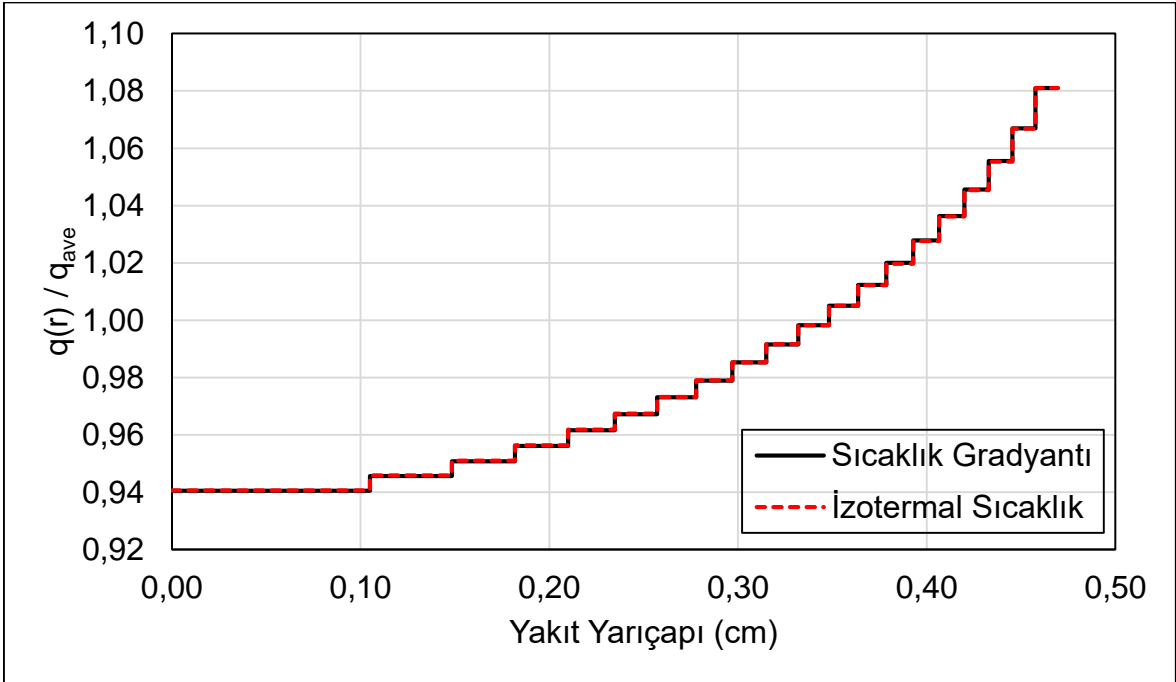
Şekil 5.10. PWR yakıt birim hücresi için Doppler katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi

Yakıt 20 bölgeye ayrıldığında izotermal sıcaklık kullanılan durum ve sıcaklık gradyanı kullanılan durum için radyal yönde sıcaklık dağılımı Şekil 5.11'de verilmiştir. Yakıtın dış yüzeyi 600 K kabul edildiği durumda, beklendiği gibi, sıcaklık merkeze doğru artmakta ve en yüksek sıcaklık olarak 1229 K hesaplanmaktadır. İzotermal sıcaklık ve hacim üzerinden ortalanmış yakıt sıcaklığı 900 K'dir.



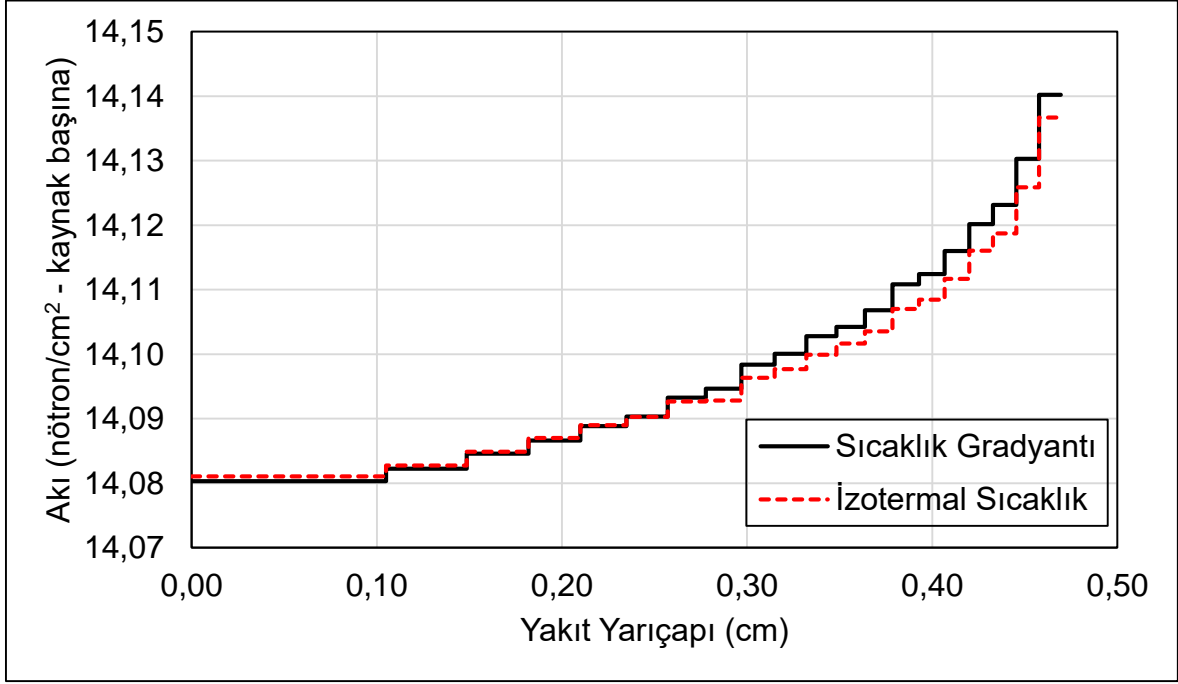
Şekil 5.11. PWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili

PWR yakıtı birim hücresi için radyal yönde ısı üretim oranı profili Şekil 5.12'de verilmiştir. Yakıt merkezinden yüzeye doğru gidildikçe yakıttaki ısı üretim oranı artmaktadır. İzotermal sıcaklık kullanımı ile sıcaklık gradyanı kullanımı arasında çok az bir fark vardır.

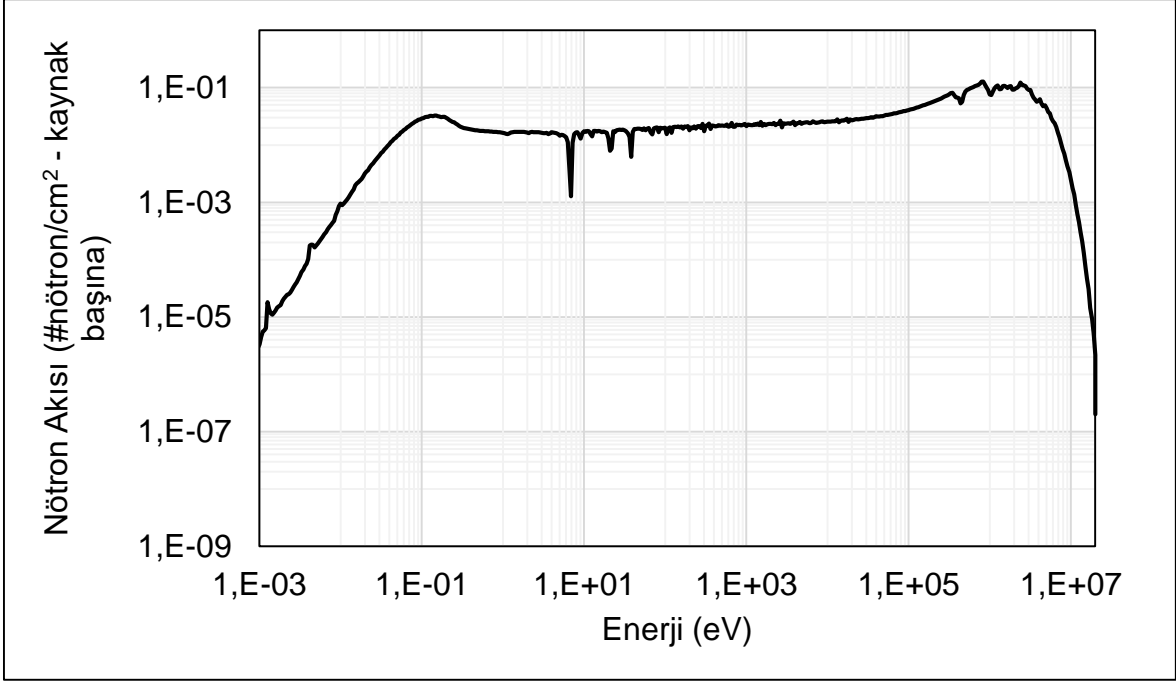


Şekil 5.12. PWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal ısı üretim oranı profili

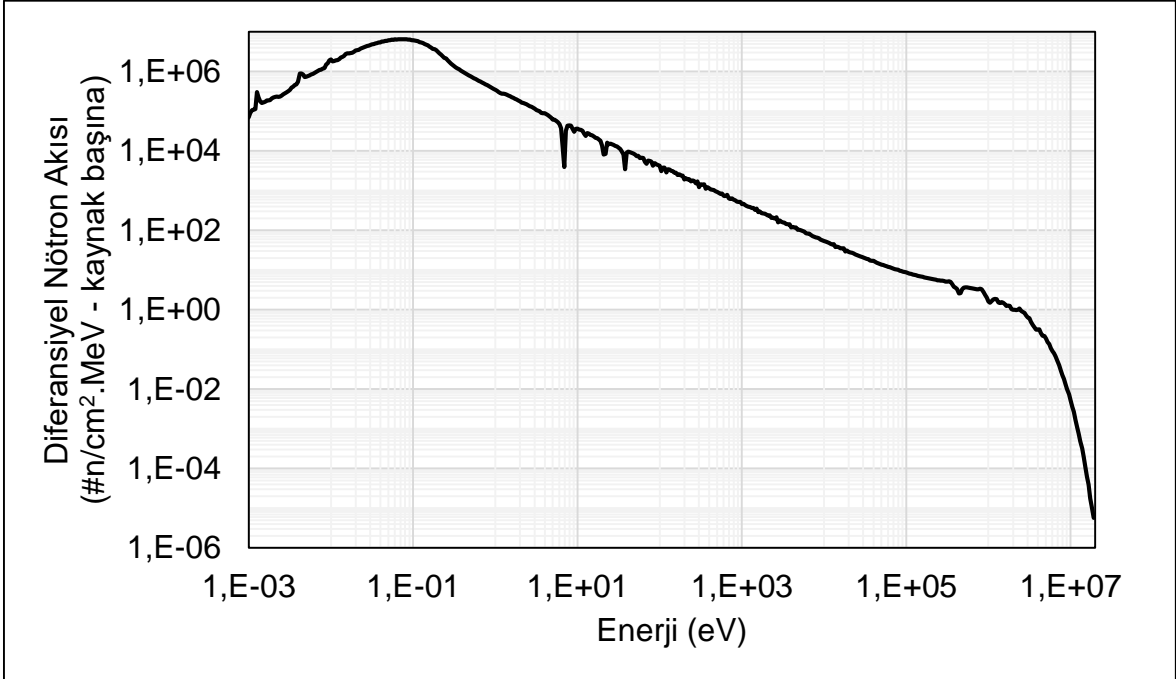
Yakıt 20 bölgeye ayrıldığında sıcaklık gradyanı ve izotermal sıcaklık kullanıldığı durumlar için nötron akısı profili Şekil 5.13'te gösterilmiştir. İç bölgelerde izotermal sıcaklık kullanılan durumda nötron akısı daha fazla iken dış bölgelere doğru gelindikçe sıcaklık gradyanı kullanılan durumdaki akı daha fazladır. Yakıt bölgesindeki nötron akısının enerjiye göre değişimi Şekil 5.14'te ve diferansiyel nötron akısının enerjiye göre değişimi Şekil 5.15'te gösterilmiştir.



Şekil 5.13. PWR yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca nötron akısı profili

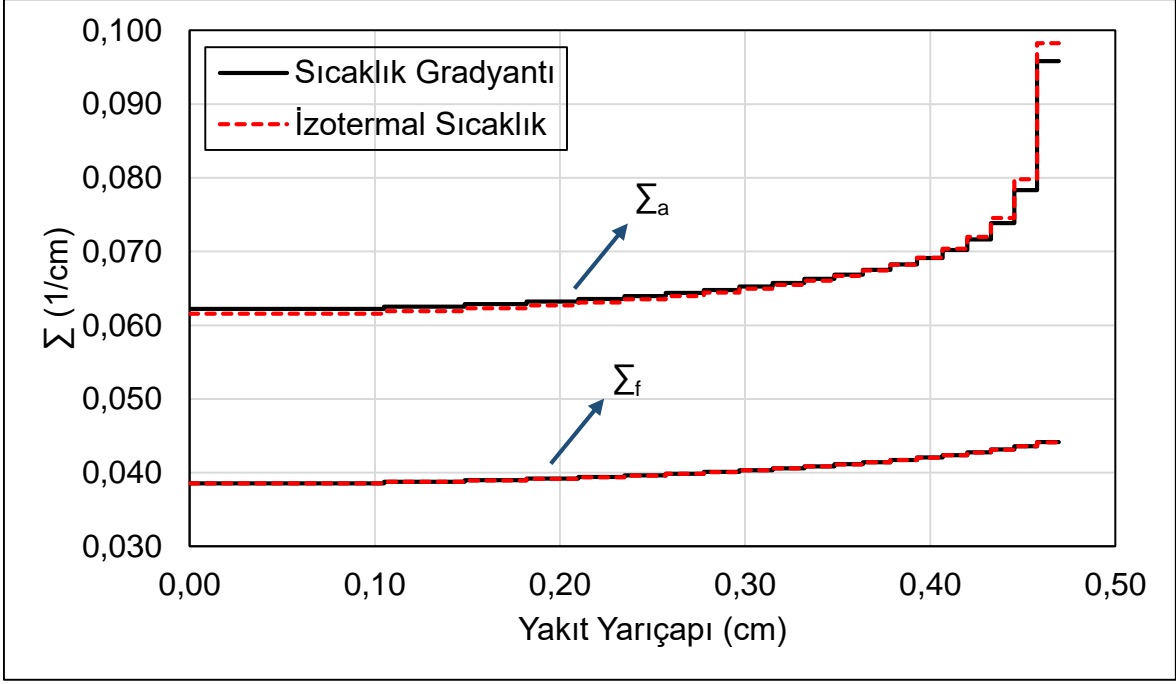


Şekil 5.14. PWR yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili



Şekil 5.15. PWR yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili

Yakıt içerisinde 20 bölge için tek-grup makroskobik soğurulma ve fisyon tesir kesitleri Şekil 5.16'da verilmiştir. Dış bölgelerden iç bölgelere gidildikçe kademeli olarak makroskobik tesir kesitleri azalmaktadır. Dış bölgelerde izotermal sıcaklık için bulunan sonuçların daha yüksek olduğu görülmektedir.



Şekil 5.16. PWR yakıt birim hücresi için seçilen bazı reaksiyon tipleri için yakıt yarıçapı boyunca tek grup makroskobik tesir kesiti değişimi

5.1.3. VVER Birim Hücresi için Sonuçlar

BWR ve PWR'de yapılan incelemeler VVER için de yapılmıştır. STG ve SSG durumunda VVER yakıtının çok bölge ve izotermal sıcaklık durumunda olduğu durumlardaki ve STG durumunda sıcaklık gradyanı kullanılmasının etkisinin sonuçları Çizelge 5.3'te verilmiştir.

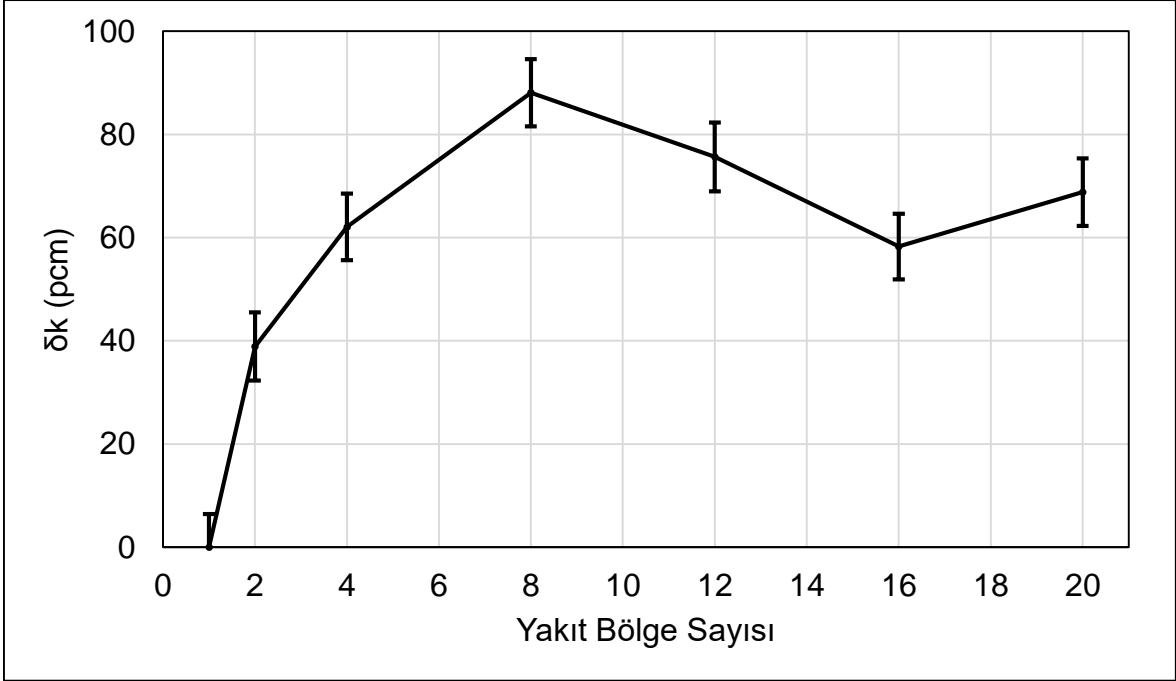
Çizelge 5.3. VVER yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} 'daki değişim*

Bölge Sayısı	Sıcaklık gradyanı hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K
1	1,33425	1,33425	1,34514
2	1,33464	1,33423	1,34517
4	1,33487	1,33434	1,34523
8	1,33513	1,33420	1,34516
12	1,33501	1,33442	1,34524
16	1,33484	1,33428	1,34527
20	1,33494	1,33428	1,34536

*OpenMC hesaplarındaki standart sapma $\pm 0,00006$ civarındadır.

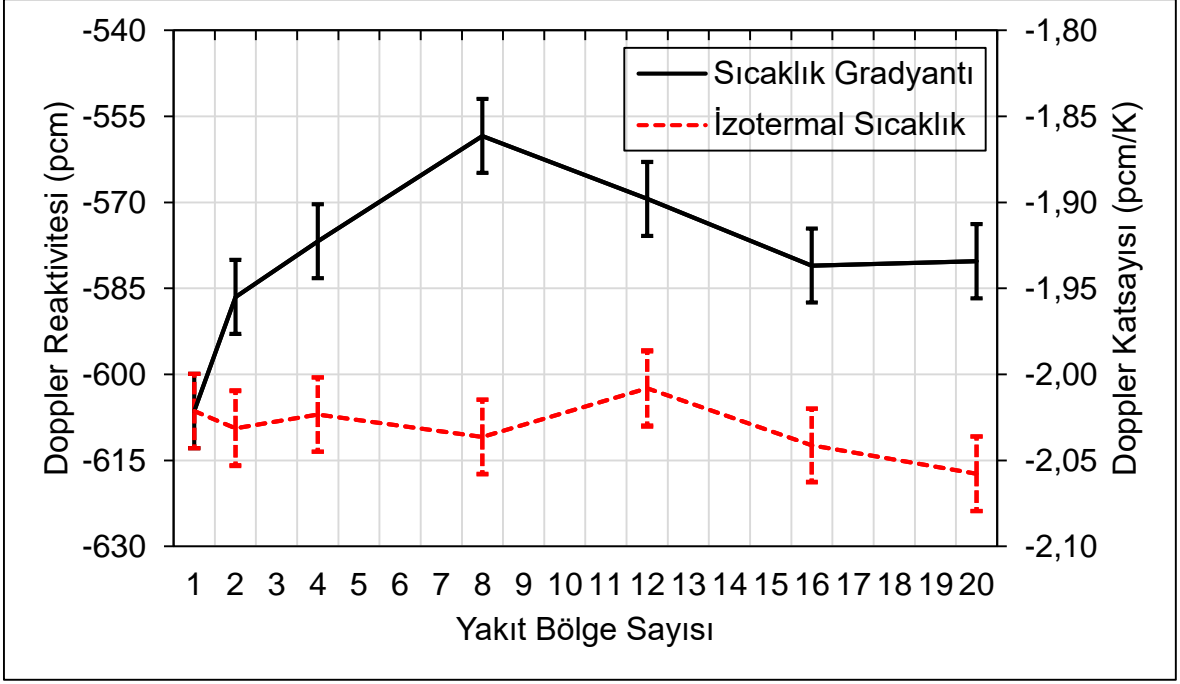
BWR ve PWR'de olduğu gibi VVER yakıtının çok bölgede sıcaklık gradyanı kullanılarak yapılan sonuçlar tek bölge ile yapılan hesaplamaların sonuçlarına göre daha yüksek çıkmıştır. Çok bölgede izotermal sıcaklık kullanımının sonuçlar üzerinde çok fazla etkisinin olmadığı söylenebilir. k_{∞} sonuçlarındaki değişim pcm

olarak Şekil 5.17'de verilmiştir. k_{∞} sonuçları önce yakıt bölge sayısı 8 oluncaya kadar artmakta, sonra yaklaşık 60 ve 90 ± 6 pcm arasında değişmektedir. VVER yakıt birim hücresinde sıcaklık gradyantı kullanımı k_{∞} sonuçları üzerinde ortalama 70 ± 6 pcm'lik bir artışa neden olduğu söylenebilir.



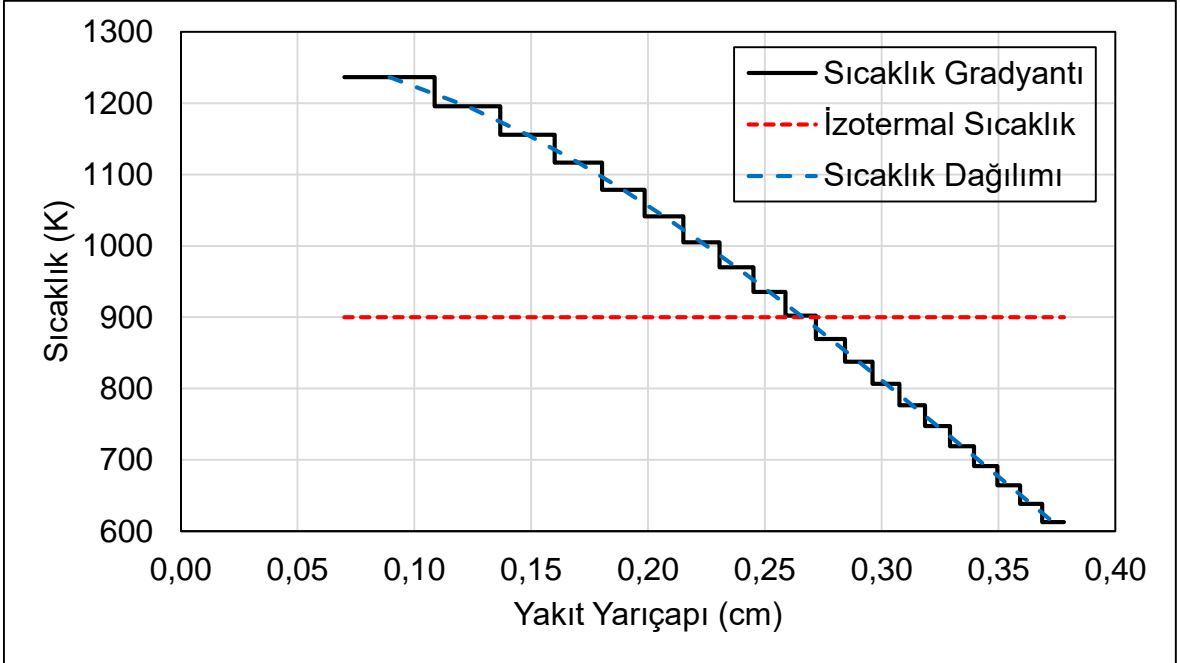
Şekil 5.17. VVER yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyantının kullanımından kaynaklı δk 'nın (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi

Sıcaklık gradyantı kullanımının etkisinin Doppler reaktivitesi/katsayısı üzerindeki etkisinin belirlenmesi için çok bölgede sıcaklık gradyantının ve izotermal sıcaklığın kullanıldığı durumlar ayrı olarak Şekil 5.18'de gösterilmiştir. İzotermal sıcaklık kullanılan durumda Doppler reaktivitesi yaklaşık -615 ve -600 ± 6 pcm arasında değişmektedir. Sıcaklık gradyantı kullanılan durumda ise bölge sayısı 8'e kadar Doppler reaktivitesi artmakta daha sonra yaklaşık -580 ± 6 pcm değerini almaktadır. Aynı şekilde Doppler katsayısı, izotermal sıcaklık kullanılan durumda yaklaşık $-2,05$ ve $-2,00 \pm 0,02$ değerleri arasında salınmakta sıcaklık gradyantı kullanılan durumda ise yakıt bölge sayısı 8'den sonra azalarak $-1,93 \pm 0,02$ pcm olmaktadır. Sıcaklık gradyantı ile izotermal sıcaklık kullanılan durumlar arasında yaklaşık 30 pcm'lik bir fark vardır.



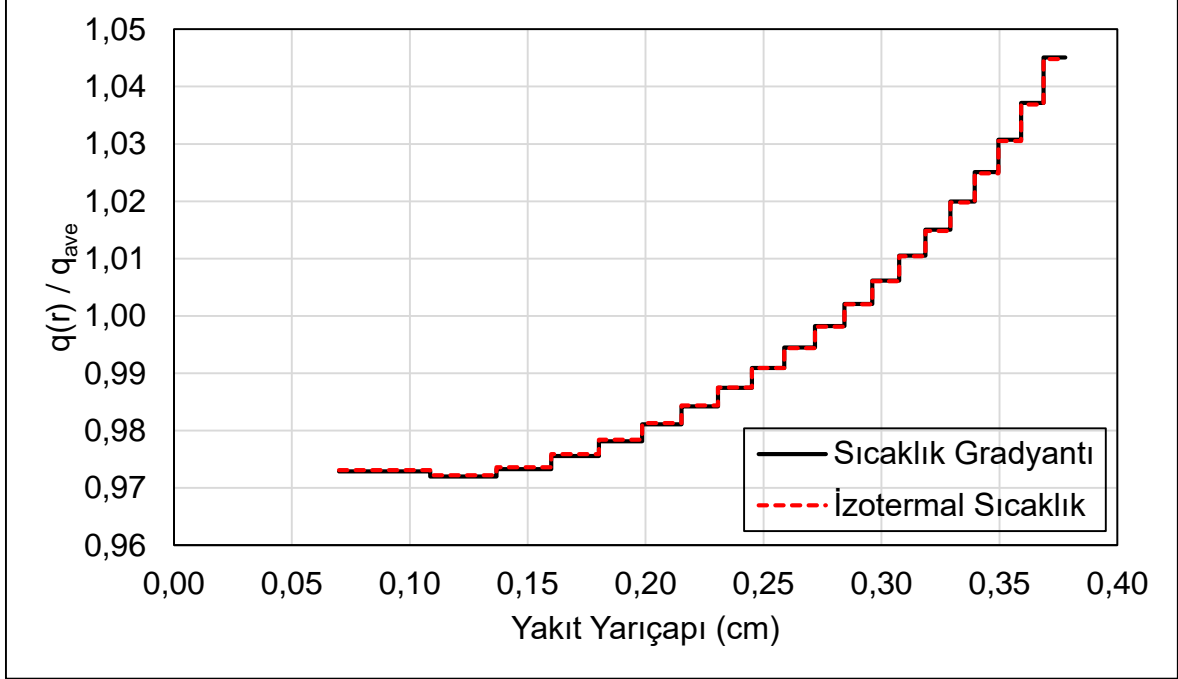
Şekil 5.18. VVER yakıt birim hücresi için Doppler katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi

Yakıtın 20 bölge olarak tanımlandığı durumdaki sıcaklık profili Şekil 5.19'da gösterilmiştir. Yakıt yüzeyi 600 K olarak varsayıldığında merkezi boşluktan sonraki en iç bölgede en yüksek sıcaklık 1236 K olarak görülmektedir.



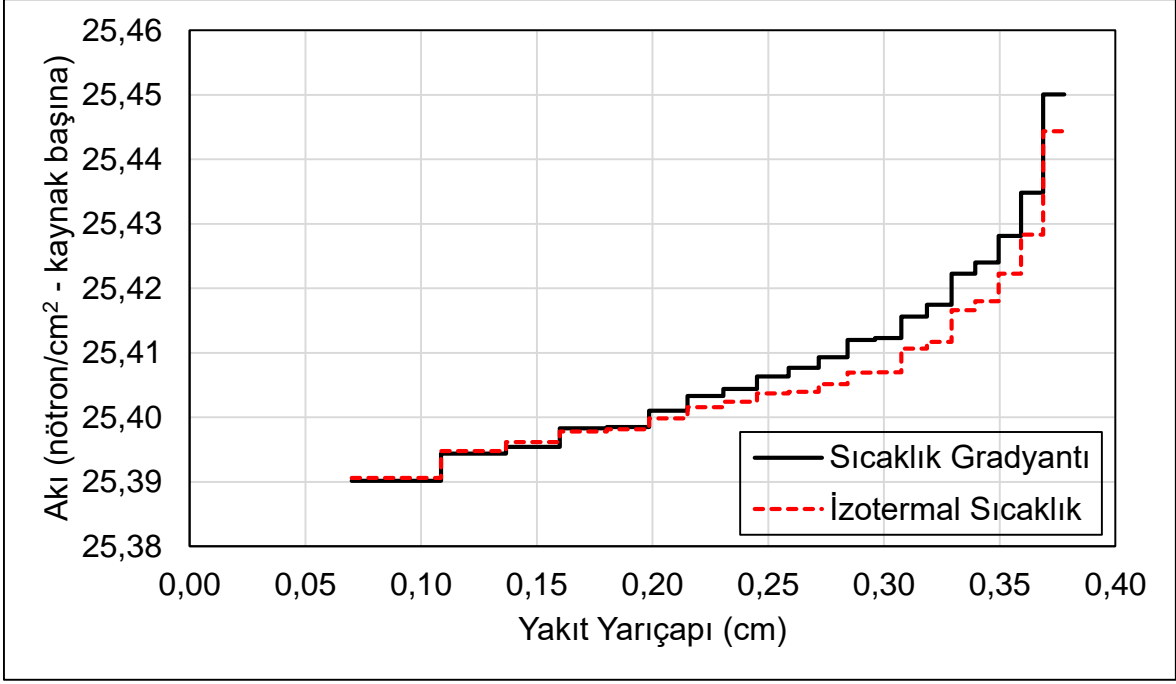
Şekil 5.19. VVER yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profili

20 bölgede hesaplanmış radyal yönde ısı üretim oranı Şekil 5.20'de verilmiştir. Yakıtın en iç bölgesindeki ısı üretim hızının bir sonraki bölgeden fazla çıkmasının nedeni merkezi boşluktaki kuru havanın termal nötron miktarına katkıda bulunduğu için fisyon reaksiyon hızını artırması olduğu düşünülmektedir.

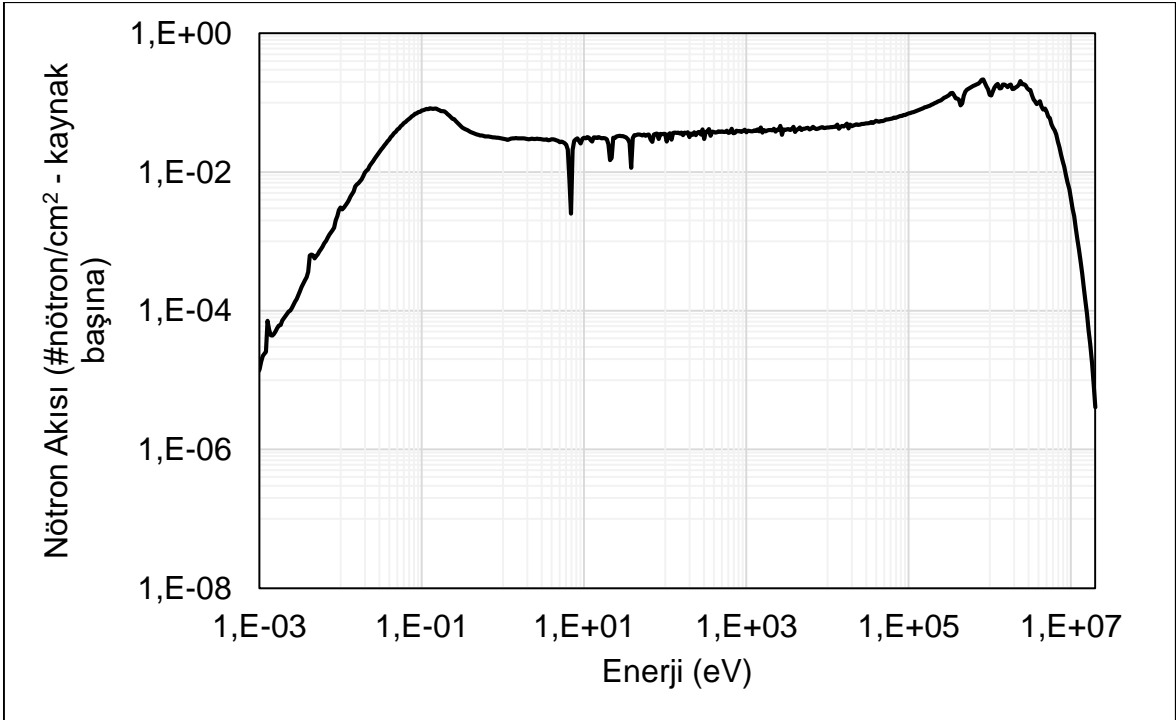


Şekil 5.20. VVER yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca radyal ısı üretim oranı profili

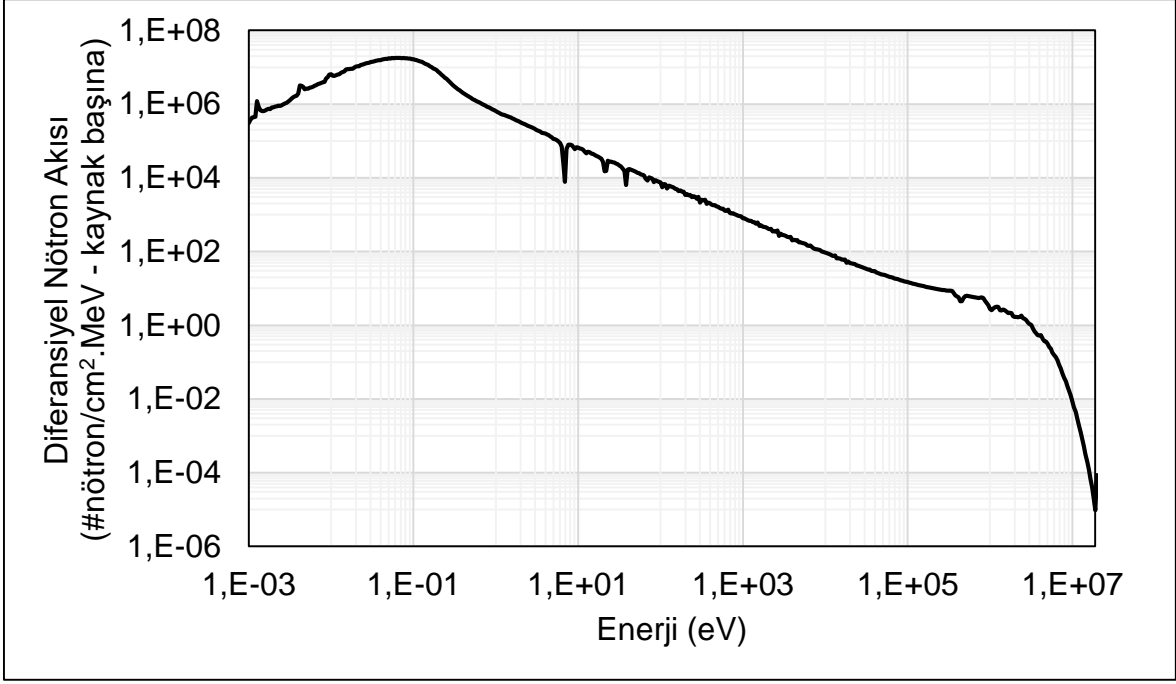
Yakıt 20 bölge olduğunda sıcaklık gradyanı ve izotermal sıcaklık kullanılan durumlar için nötron akısının yakıt içinde değişimi Şekil 5.21'de gösterilmiştir. Sıcaklık gradyanı kullanıldığı durumda akı dış bölgelerde daha yüksek değerler almıştır.



Şekil 5.21. VVER yakıt birim hücresi için yakıt yarıçapı boyunca nötron akısı profili
Tüm yakıtta nötron akısının ve diferansiyel nötron akısının enerjiye göre değişimi Şekil 5.22 ve Şekil 5.23'te verilmiştir.

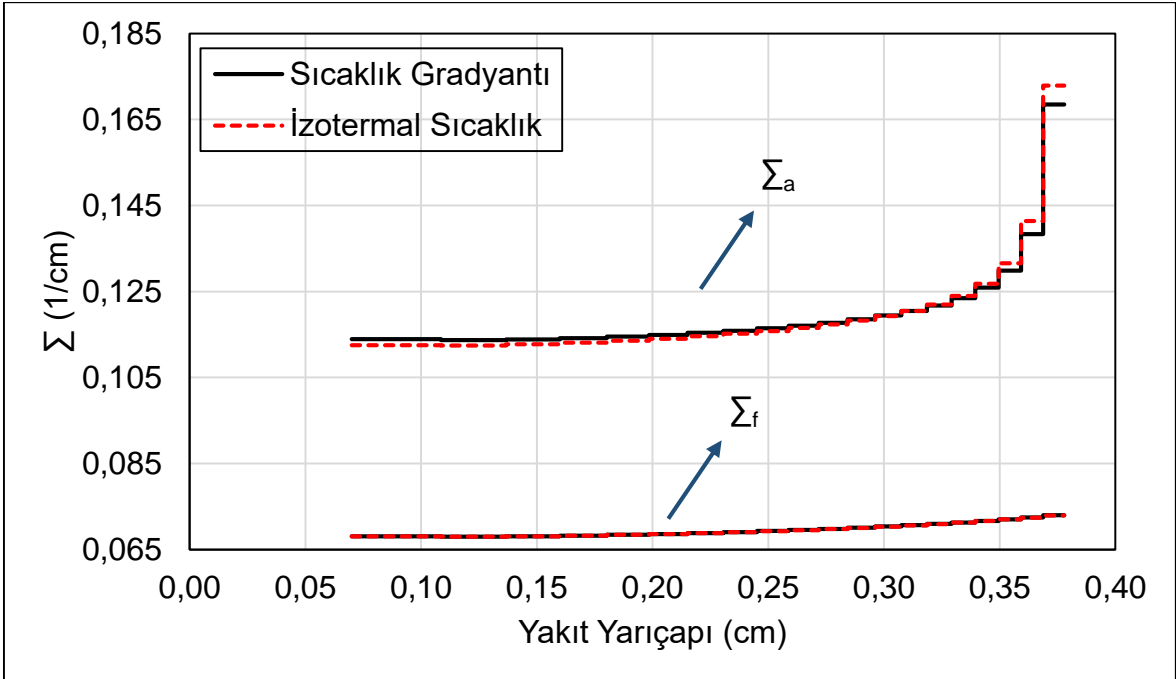


Şekil 5.22. VVER yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili



Şekil 5.23. VVER yakıt birim hücresi için yakıt bölgesinde nötron akısı profili

20 bölgedeki makroskobik tek-grup soğurma ve fisyon tesir kesitleri Şekil 5.24'te verilmiştir. Tesir kesitleri dış bölgelerden içeri doğru azalmaktadır. Dış bölgelerde izotermal sıcaklık kullanıldığı durumda daha yüksek çıkmıştır.



Şekil 5.24. VVER yakıt birim hücresi için seçilen bazı reaksiyon tipleri için yakıt yarıçapı boyunca tek grup makroskobik tesir kesiti değişimi

5.1.4. VVER Birim Hücresinde Yüksek ²³⁵U Zenginlik için Sonuçlar

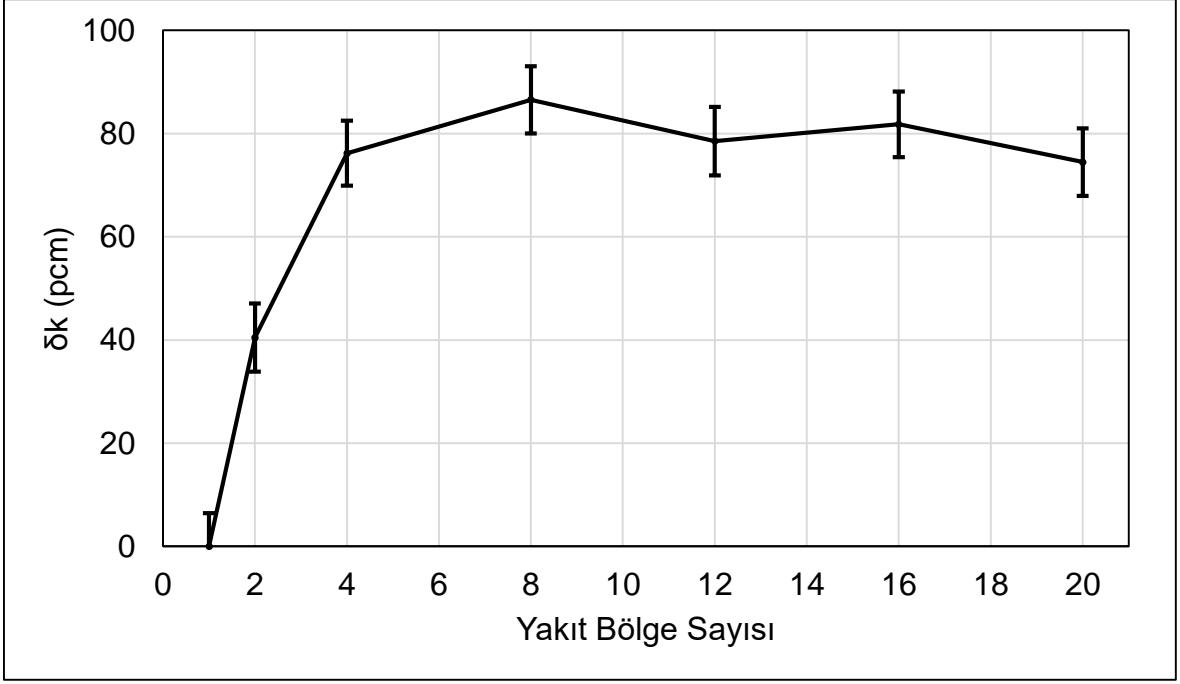
VVER birim hücresi özelliklerinin hepsi tamamen aynı kalırken yakıt zenginliği 3,3 w/o değerinden 4,79 w/o değerine yükseltilmiştir. Ayrıca bu değer ülkemizde kurulması planlanan VVER-1200 (V-491) modellerinde [28] kullanılan yakıt zenginliğidir. Yüksek zenginlikte hesaplanan sonuçlar STG durumunda sıcaklık gradyanı ve izotermal sıcaklık kullanılan durum için ve SSG durumunda izotermal sıcaklık kullanılan durum için Çizelge 5.4'te verilmiştir.

Çizelge 5.4. VVER yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} 'daki değişim*

Bölge Sayısı	Sıcaklık gradyanı hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K
1	1,40565	1,40565	1,41678
2	1,40596	1,40562	1,41697
4	1,40632	1,40560	1,41689
8	1,40642	1,40551	1,41681
12	1,40634	1,40556	1,41688
16	1,40637	1,40556	1,41683
20	1,40630	1,40555	1,41683

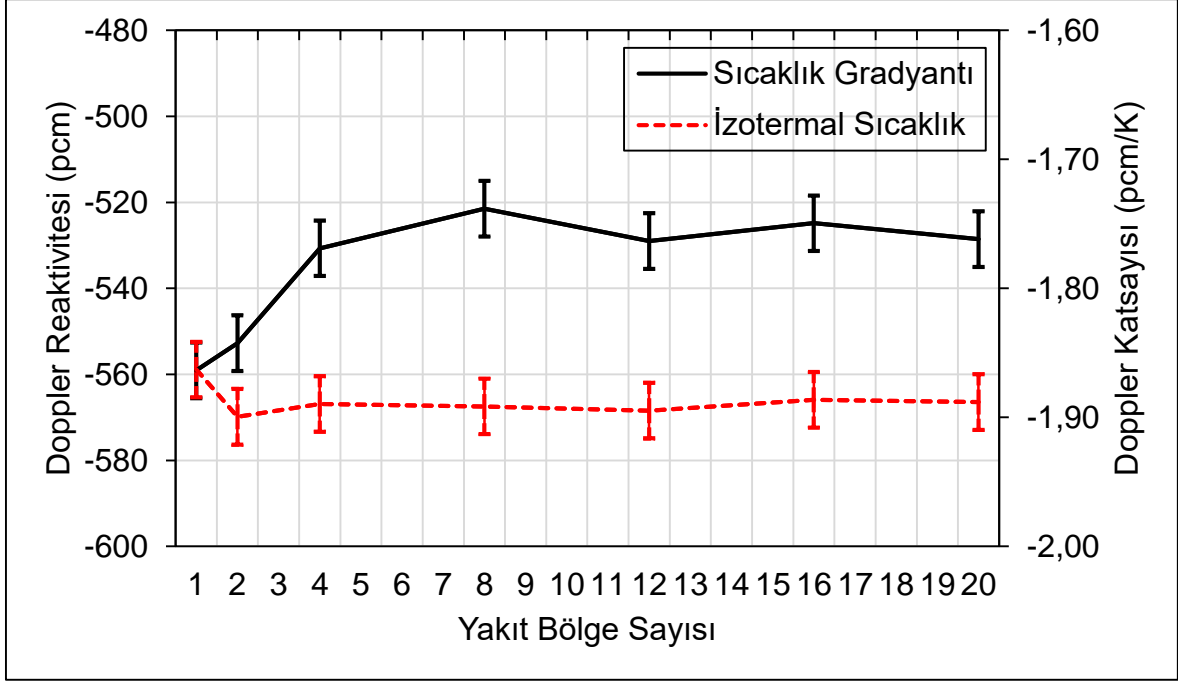
*OpenMC hesaplarındaki standart sapma $\pm 0,00006$ civarındadır.

Sıcaklık gradyanı kullanılmasından dolayı olan k_{∞} sonuçlarındaki değişim yakıt bölge sayısına göre Şekil 5.25'te verilmiştir. Sonuçlar 4 bölgeye kadar artmakta sonra yaklaşık 80 ± 6 pcm civarında salınmaktadır.



Şekil 5.25. VVER yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyanının kullanımından kaynaklı δk 'nın (pcm) yakıt bölge sayısı ile değişimi

Yakıt zenginliğinin artmasıyla, beklendiği gibi, Doppler reaktivitesi/katsayısı da düşük zenginliğe göre artmıştır. İzotermal sıcaklık kullanılan durumda Doppler reaktivitesi/katsayısı Şekil 5.26'da yaklaşık -567 ± 6 pcm ($-1,89 \pm 0,02$ pcm/K) değerinde salınmakta ve sıcaklık gradyanı kullanılan durumda 4 bölgeden sonraki sonuçlarda yaklaşık -525 ± 6 pcm ($-1,75 \pm 0,02$ pcm/K) değerinde salınmaktadır. Sıcaklık gradyanı ile izotermal sıcaklık kullanılan durumlar arasında yaklaşık 40 pcm'lik bir fark vardır.



Şekil 5.26. VVER yakıt birim hücresi için Doppler katsayısının yakıt bölge sayısı ile değişimi

5.1.5. VVER Birim Hücresi için Farklı Isıl İletkenlik Katsayısı Kullanımı

Daha önceki bölümde bahsedilen Denklem 2.4 ısı iletkenlik katsayısı olarak kullanılmıştır. Farklı bir ısı iletkenlik katsayısı kullanıldığında STG ve SSG durumundaki k_{∞} sonuçları Çizelge 5.5'te verilmiştir.

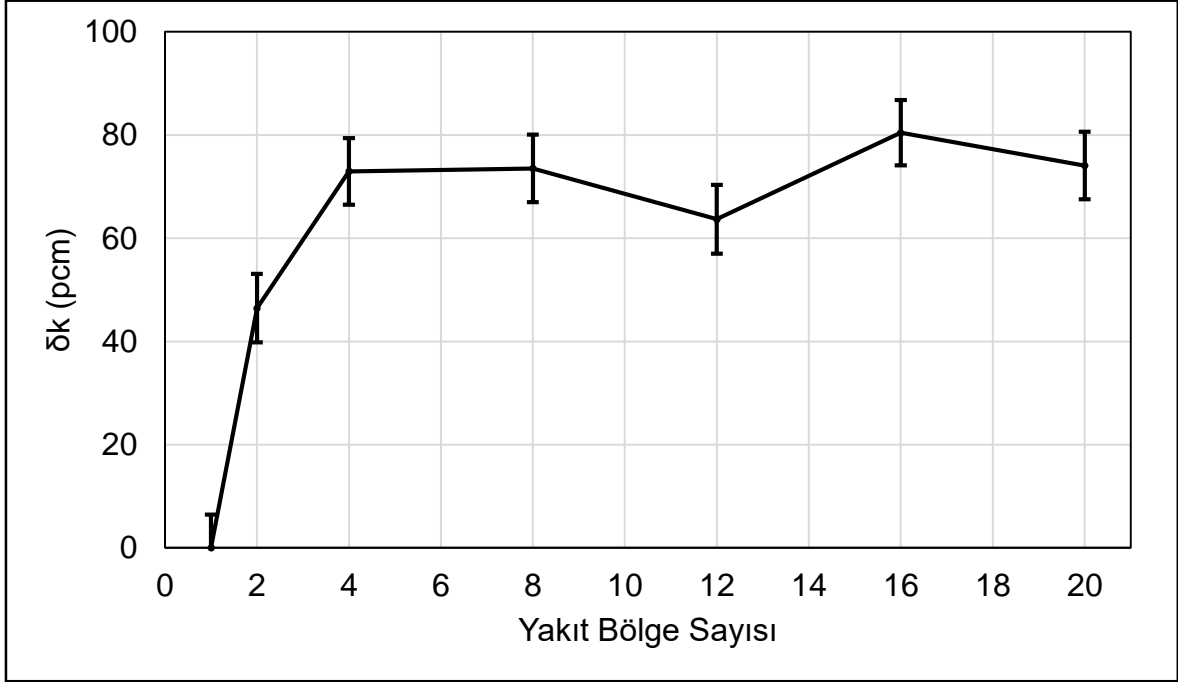
Çizelge 5.5. VVER yakıt birim hücresi için bölge sayısına göre k_{∞} 'daki değişim*

Bölge Sayısı	Sıcaklık gradyanı hacim-ort $T_F = 900$ K	İzotermal sıcaklık $T_F = 900$ K	SSG $T_F = 600$ K
1	1,33425	1,33425	1,34514
2	1,33472	1,33423	1,34517
4	1,33498	1,33434	1,34523
8	1,33499	1,33420	1,34516
12	1,33489	1,33442	1,34524
16	1,33506	1,33428	1,34527
20	1,33499	1,33428	1,34536

*OpenMC hesaplarındaki standart sapma $\pm 0,00006$ civarındadır.

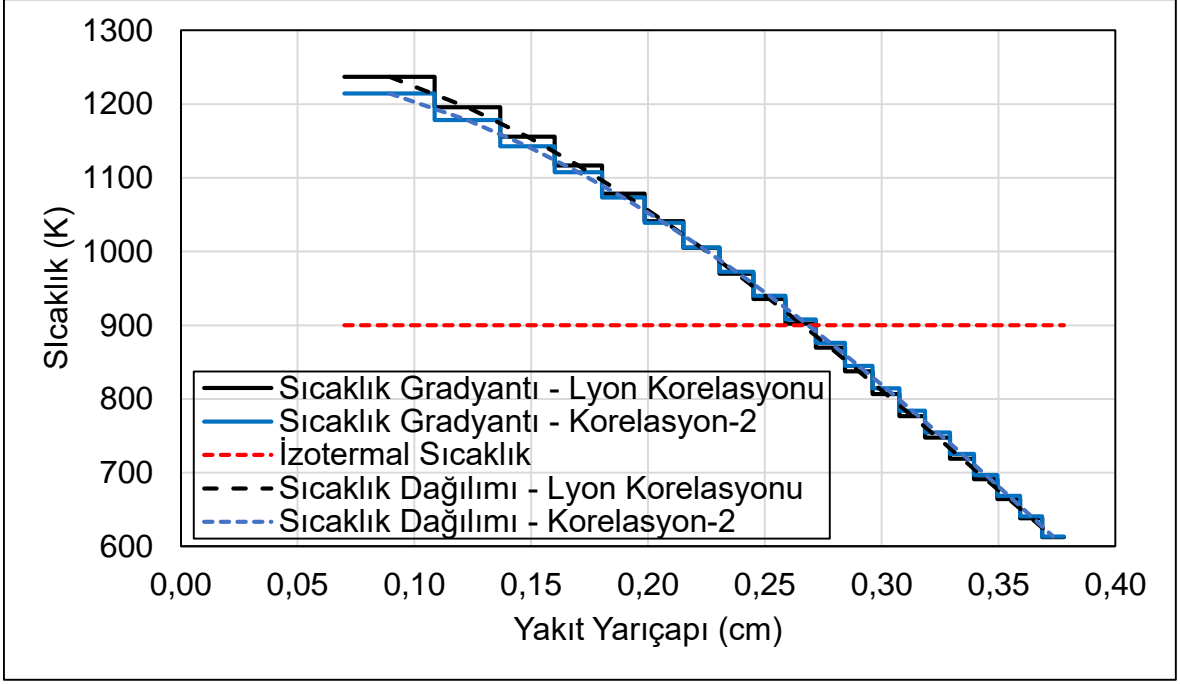
Farklı bir ısı iletkenlik katsayısı kullanıldığı zaman k_{∞} sonuçlarında Çizelge 5.3'teki sonuçlara bakılarak çok az da olsa bir değişim olduğu gözlemlenmiştir. Yakıt bölge sayısı ile sıcaklık gradyanı kullanımının k_{∞} sonuçlarında neden olduğu değişim pcm olarak Şekil 5.27'de verilmiştir. Sonuçlar 4 bölgeye kadar artmakta ve sonra 60 ve

80 \pm 6 pcm arasında deęişmektedir. Ortalama olarak sıcaklık gradyanı kullanılmasının etkisi yaklaşık 70 pcm kadardır.



Şekil 5.27. VVER yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyanının kullanımından kaynaklı δk 'nın (pcm) yakıt bölge sayısı ile deęişimi

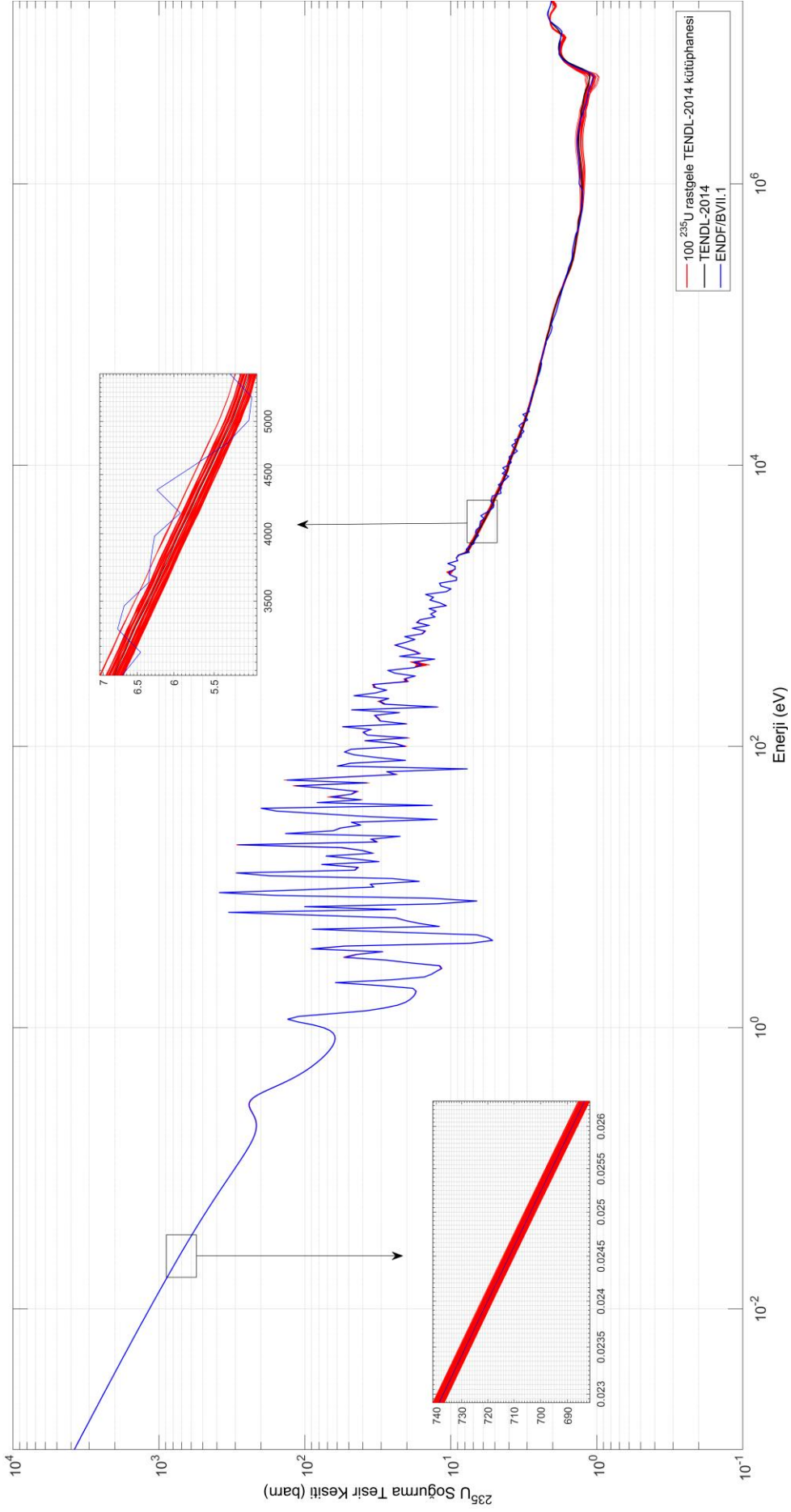
İki farklı ısı iletkenlik katsayısının kullanıldığı durumlarda yakıttaki sıcaklık profili Şekil 5.28'de verilmiştir. Lyon Korelasyonu kullanıldığı zaman en yüksek sıcaklık 1236 K iken Korelasyon-2'nin kullanıldığı durumda 1214 olmaktadır. Bu durum yaklaşık 900 K den sonra Korelasyon-2'nin daha yüksek ısı iletkenlik katsayısı deęerlerine sahip olduğu için ısıyı daha iletmesinden dolayıdır.



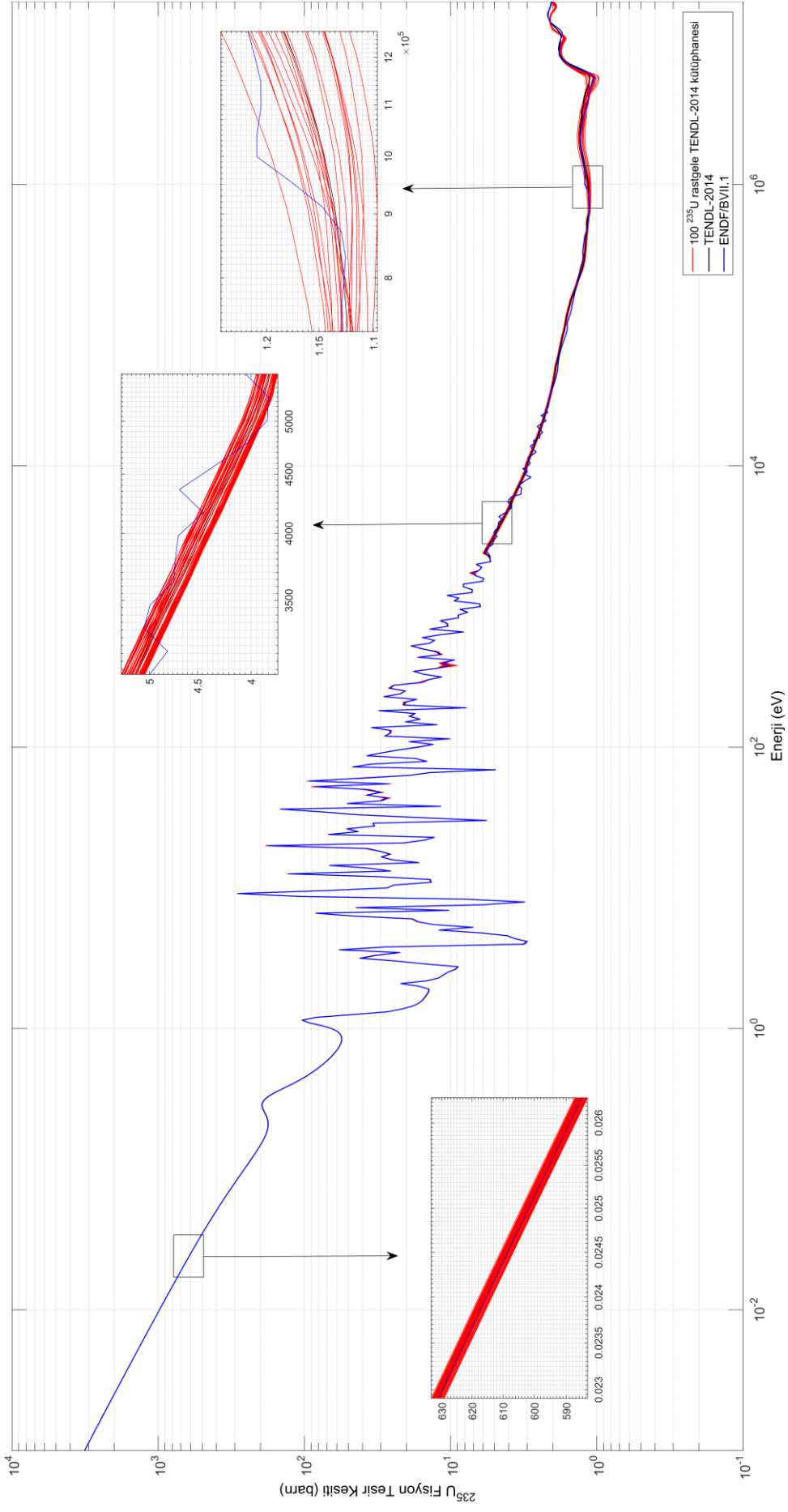
Şekil 5.28. VVER yakıt birim hücresi için iki farklı ısıl iletkenlik katsayısının yakıt yarıçapı boyunca radyal sıcaklık profilleri

5.2. UAM Problem-I Birim Hücre Test Problemlerinin Total Monte Carlo Yöntemi ile İncelenmesi

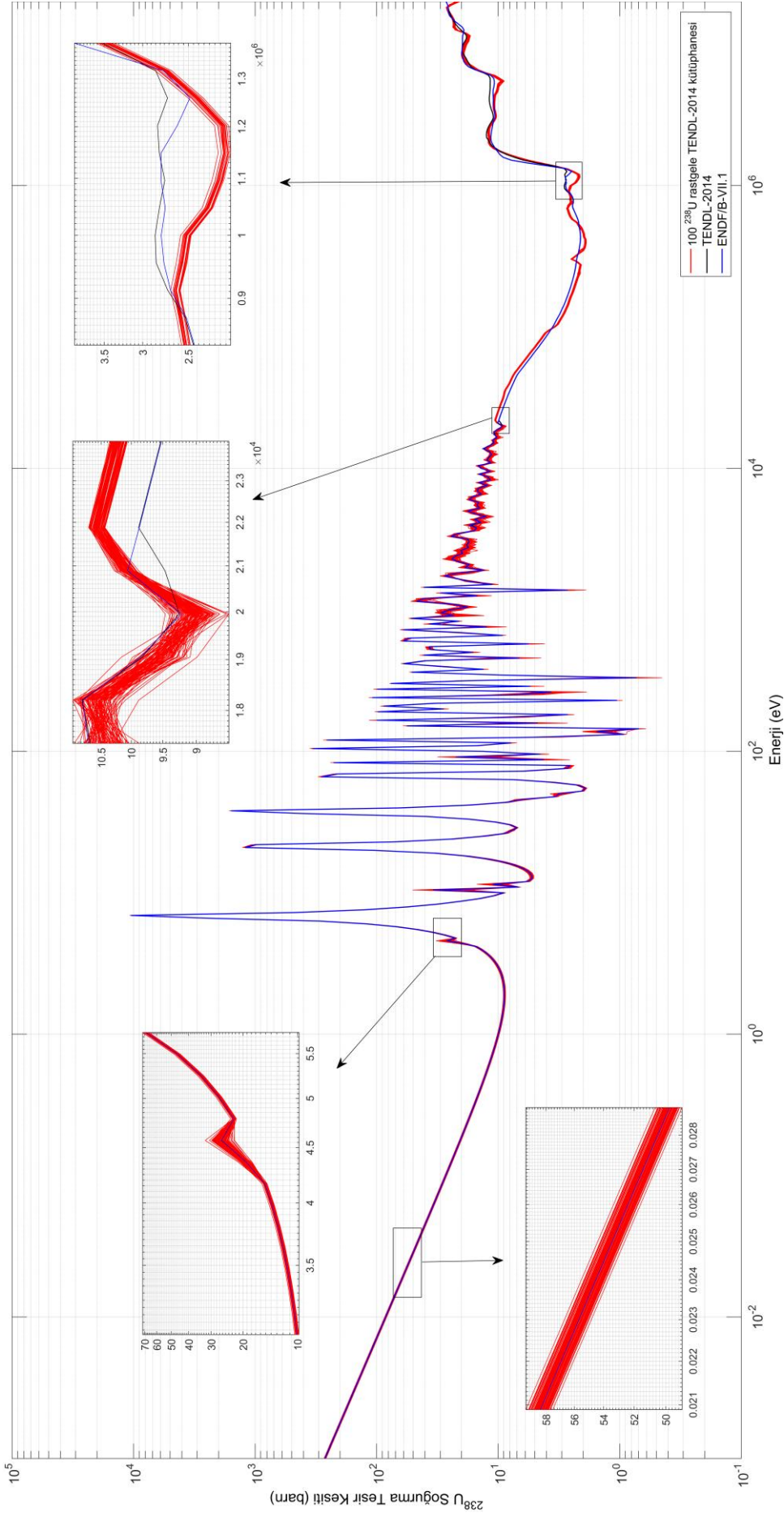
TMC yönteminde TALYS kodu yardımıyla farklı olarak üretilmiş rastgele nükleer veri kütüphanelerinin kullanılması yardımıyla nükleer verilerden kaynaklı belirsizliğin tespit edildiği daha önceki bölümde bahsedilmiştir. UAM test problemi reaktörlerinin yakıtlarında bulunan iki izotop ^{235}U ve ^{238}U inceleme için seçilmiştir. Aşağıda kullanılan rastgele TENDL-2014 ^{235}U ve ^{238}U nötron kütüphaneleri için bazı rastgele tesir kesiti değerleri gösterilmiştir. 100 tane, TALYS ile üretilmiş, rastgele TENDL-2014 ^{235}U nötron kütüphaneleri kullanılarak OpenMC ile hesaplamalar yapılmış 100 farklı benzeşim sonucu elde edilmiştir. ^{235}U için soğurma tesir kesitinin enerjile değişimi Şekil 5.29'da, fisyon tesir kesitinin enerjile değişimi Şekil 5.30'da verilmiştir. Kırmızı ile gösterilen eğriler 100 farklı rastgele ^{235}U kütüphanelerinin, siyah eğri TENDL-2014 ve mavi eğri ENDF/B-VII.1 nötron kütüphanesindeki ^{235}U tesir kesitinin enerjile değişimini göstermektedir. Farklı kütüphaneler için grafiklerdeki eğriler benzer eğilimler göstermesine rağmen farklılıklar görülmektedir. Rastgele TENDL-2014 ^{235}U nötron kütüphanelerinde olduğu gibi, ^{238}U içinde farklı tesir kesitlerin enerjile değişimi Şekil 5.31 ve Şekil 5.32'de gösterilmiştir. Sırasıyla soğurma ve fisyon tesir kesitleri için olan grafiklerde kırmızı eğriler 100 farklı rastgele TENDL-2014 ^{238}U nötron kütüphanesindeki tesir kesitlerinin değişimini siyah ve mavi eğriler TENDL-2014 ve ENDF/B-VII.1 nötron kütüphanesindeki ^{238}U tesir kesitlerinin enerjile değişimini göstermektedir. Grafiklerdeki eğrilerin birbirine yakın eğilimleri olsa da kütüphaneler arasında özellikle yüksek enerjilerde daha yüksek farklılıklar görülmektedir.



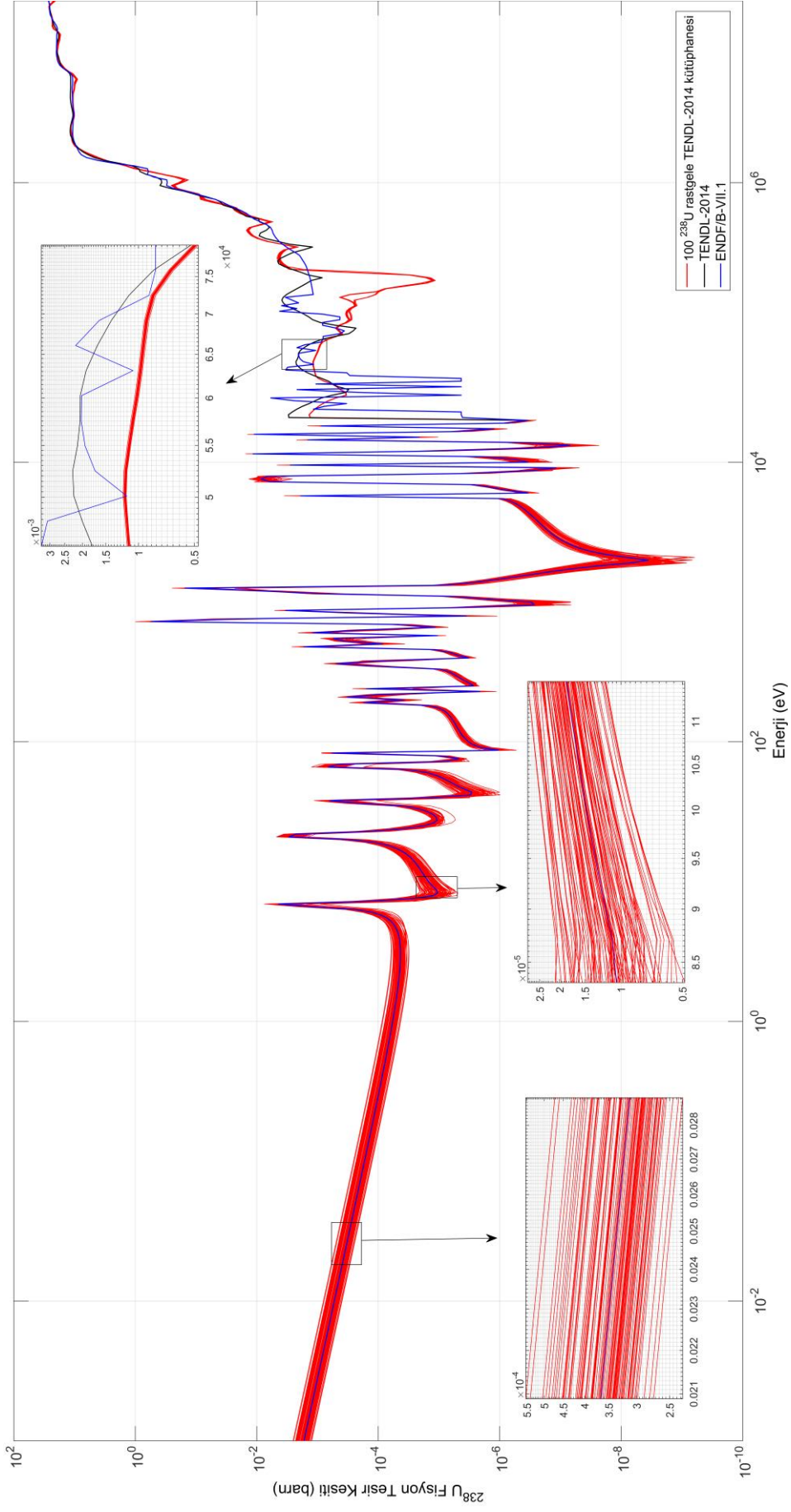
Şekil 5.29. TMC yönteminde kullanılan ²³⁵U rastgele soğurma tesir kesitleri



Şekil 5.30. TMC yönteminde kullanılan ^{235}U rastgele fisyon tesir kesitleri



Şekil 5.31. TMC yönteminde kullanılan ^{238}U rastgele soğurma tesir kesitleri



Şekil 5.32. TMC yönteminde kullanılan ^{238}U rastgele fiyon tesir kesitleri

Nükleer veri belirsizliği incelemesinden ayrı olarak önceki bölümde yapıldığı gibi ısı nötronik etkileşimlerin incelemesi de yapılmıştır. Bunun için TENDL-2014 ve TENDL-2015 nötron kütüphaneleri kullanılmıştır.

5.2.1. BWR Birim Hücresi için Sonuçlar

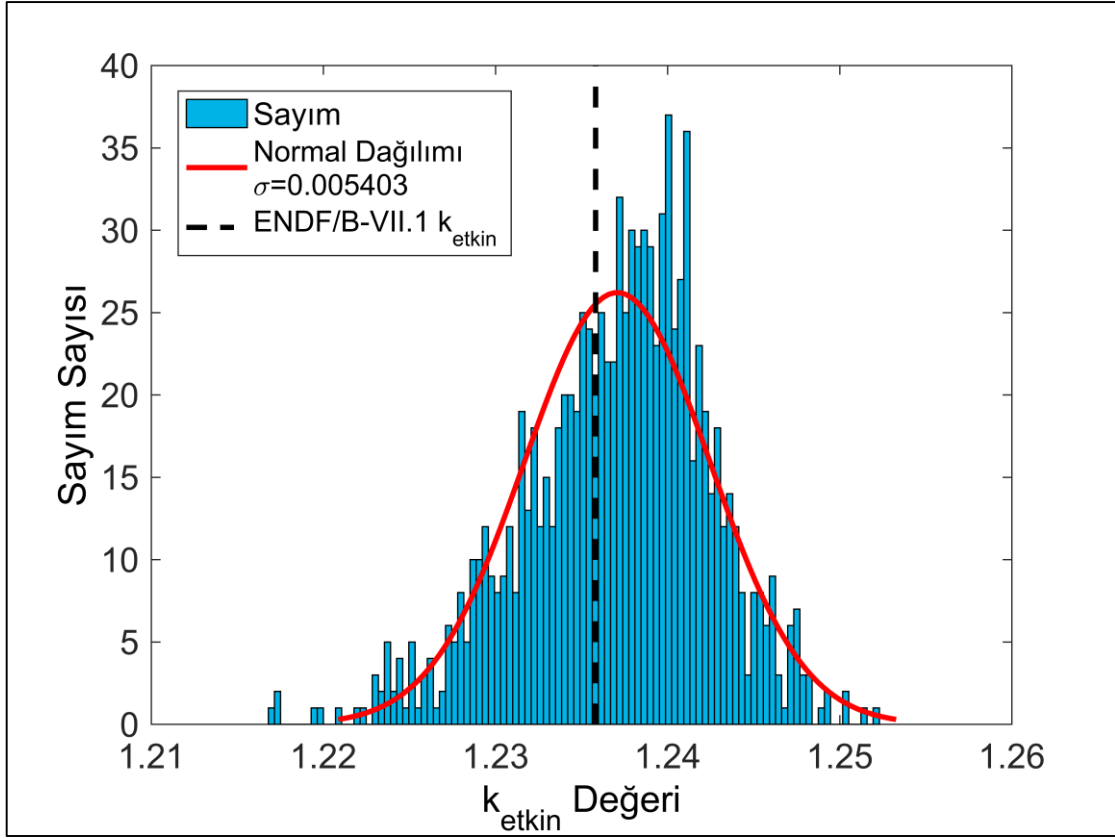
BWR yakıt birim hücresi için sıcaklık gradyanı kullanımının farklı kütüphaneler kullanılarak elde edilen sonuçları Çizelge 5.6'da verilmiştir. TENDL-2014 ve TENDL-2015 nötron kütüphaneleri için sonuçlar birbirine çok yakındır ve olan farklar standart sapma değerinden kesin olarak ayıramamaktadır. TENDL kullanılarak elde edilen değerler ile ENDF/B-VII.1 nötron kütüphanesi ile edilen sonuçlar arasında yaklaşık 100 pcm civarında fark vardır.

Çizelge 5.6. BWR yakıt birim hücresi için farklı kütüphaneler kullanılarak elde edilen bölge sayısına göre etkin çoğaltma faktöründeki değişim*

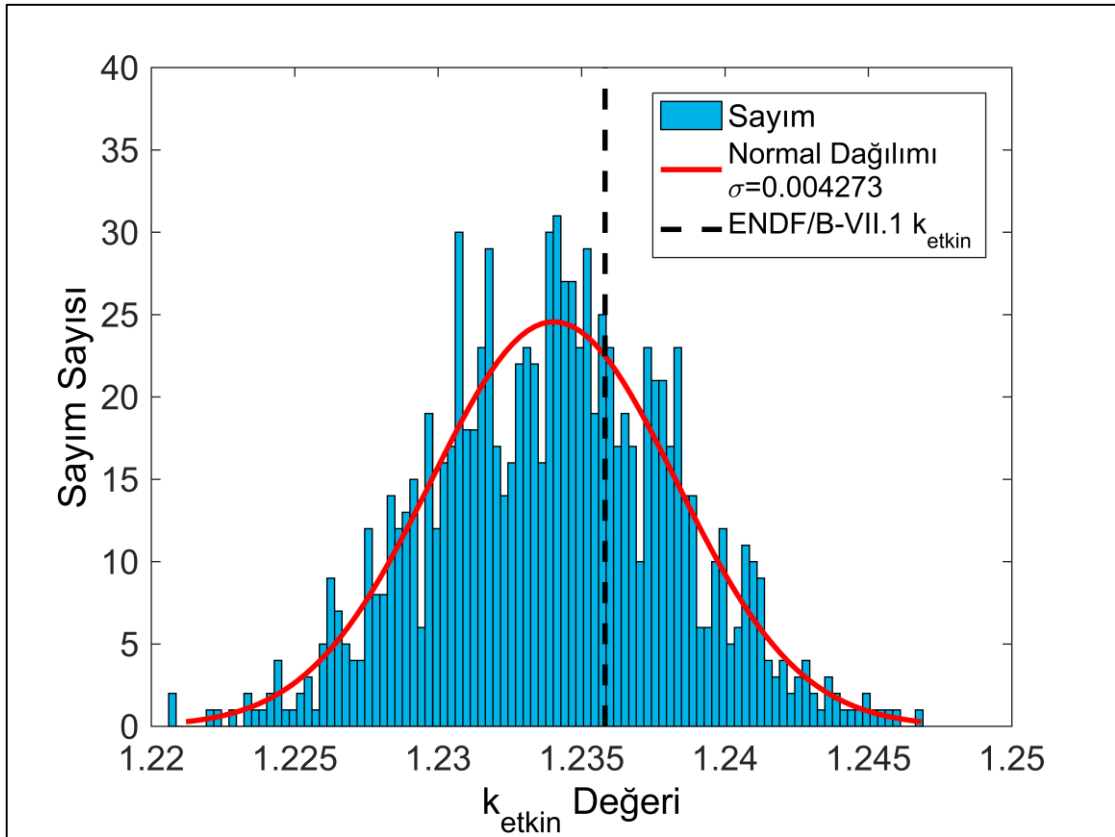
Bölge Sayısı	ENDF/B-VII.1	TENDL-2014	TENDL-2015
1	1,23582	1,23689	1,23689
2	1,23644	1,23735	1,23744
4	1,23670	1,23763	1,23776
8	1,23683	1,23782	1,23762
12	1,23668	1,23763	1,23777
16	1,23666	1,23774	1,23769
20	1,23681	1,23762	1,23765

*OpenMC hesaplarındaki standart sapma $\pm 0,00006$ civarındadır.

1.000 farklı ^{235}U ve 1.000 farklı ^{238}U rastgele TENDL-2014 nötron kütüphaneleri BWR'de ayrı ayrı kullanılarak hesaplamalar gerçekleştirilerek dağılımlar elde edilmiştir. Farklı ^{235}U kütüphaneleri kullanımı sonucu Şekil 5.33, farklı ^{238}U kütüphaneleri kullanımı sonucu Şekil 5.34 gösterilmiştir. Kırmızı ile gösterilen eğri dağılımın uyumudur. Grafikler için Matlab2017a programında "kstest" komutu ile normal dağılımı testi yapılmıştır. Normal dağılımı K_{etkin} dağılımları için uygun bir gösterim olmuştur. Grafikler Matlab2017a programında "histfit" komutu kullanılarak çizdirilmiştir.



Şekil 5.33. Rastgele ^{235}U kütüphanesi içeren BWR için k_{etkin} dağılımı



Şekil 5.34. Rastgele ^{238}U kütüphanesi içeren BWR için k_{etkin} dağılımı

BWR için farklı rastgele kütüphaneler kullanımı sonucu Çizelge 5.7'de verilmiştir. Bulunan farklı çoğaltma değerlerinin ortalama değeri ile $K_{etkin,ortalama}$ elde edilmiştir. Grafiklerdeki normal dağılımlarından faydalanarak ^{235}U ve ^{238}U izotoplarının BWR için nükleer veri belirsizliği elde edilmiştir. Bu belirsizlikler için tek bir değer vermek yerine üst ve alt limit verilerek bir aralıkta gösterilmiştir. Hesaplanan belirsizlikler $\sigma_{\text{nükleer veri}} + \%10$ ve $\sigma_{\text{nükleer veri}} - \%35$ aralığında çizelgelerde sunulmuştur [6]. Buna göre BWR yakıt birim hücresinde ^{235}U ve ^{238}U izotoplarının belirsizliği sırasıyla 351 - 594 ve 278 - 470 pcm aralığındadır.

Çizelge 5.7. BWR yakıt birim hücresi TMC yöntemi için belirsizlikler

Reaktör Tipi	İzotop	$K_{etkin,ortalama}$	İstatiksel Belirsizlik (pcm)	Nükleer Veri için Belirsizlik (pcm)
BWR	^{235}U	1,23707	14	351 - 594
	^{238}U	1,23403	14	278 - 470

5.2.2. PWR Birim Hücresi için Sonuçlar

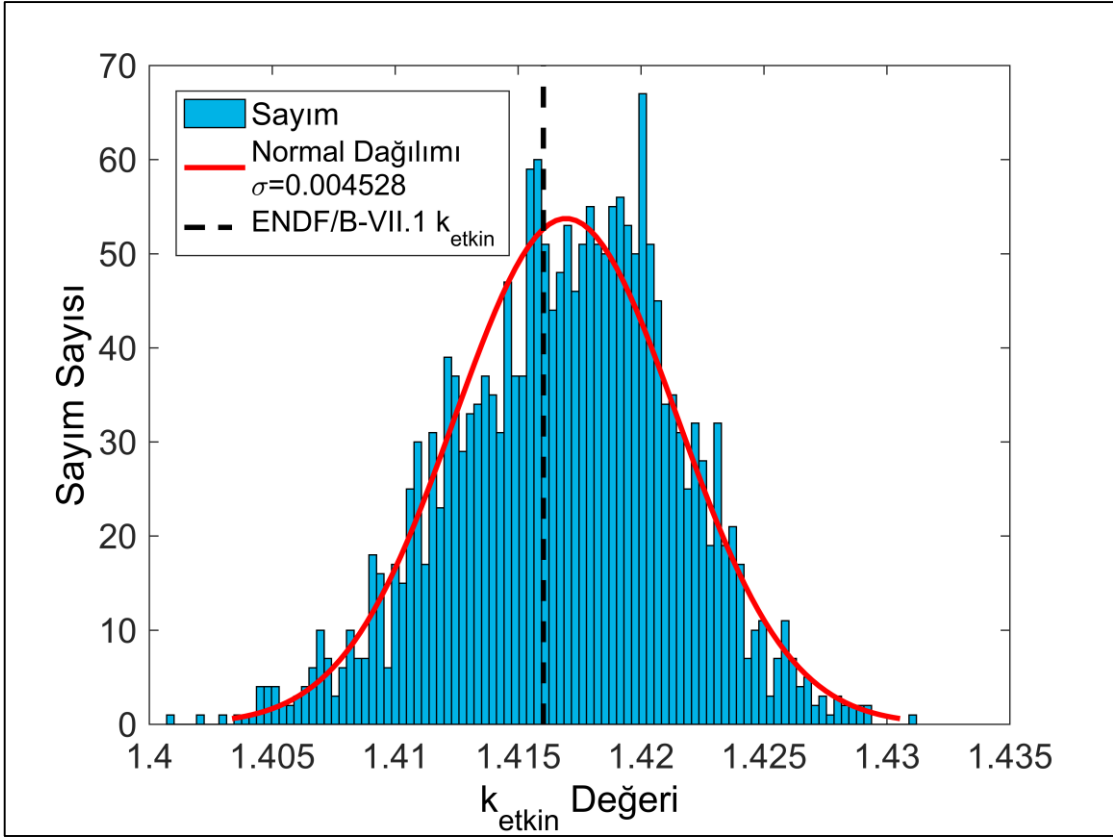
PWR için farklı kütüphaneler kullanılarak yapılan sıcaklık gradyanı kullanımının sonuçları Çizelge 5.8'de verilmiştir. TENDL-2014 ve TENDL-2015 nötron kütüphaneleri ile edilen sonuçlar birbirine çok yakın ve PWR yakıt birim hücresi için TENDL kütüphaneleri kullanılarak bulunan sonuçlar ENDF/B-VII.1 kütüphanesi kullanılarak bulunan sonuçlardan yaklaşık 70 pcm daha yüksek çıkmıştır.

Çizelge 5.8. PWR yakıt birim hücresi için farklı kütüphaneler kullanılarak elde edilen bölge sayısına göre etkin çoğaltma faktöründeki değişim*

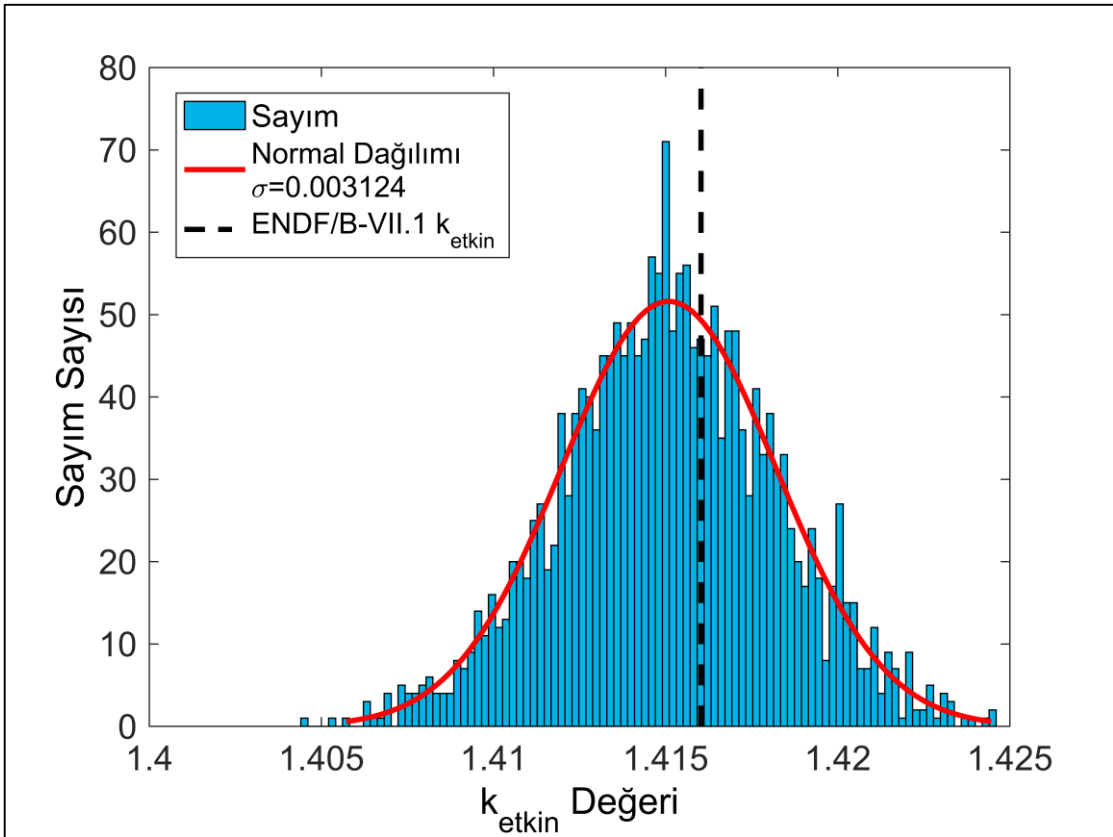
Bölge Sayısı	ENDF/B-VII.1	TENDL-2014	TENDL-2015
1	1,41603	1,41675	1,41684
2	1,41653	1,41722	1,41729
4	1,41698	1,41770	1,41756
8	1,41697	1,41780	1,41758
12	1,41679	1,41771	1,41752
16	1,41693	1,41760	1,41768
20	1,41688	1,41750	1,41751

*OpenMC hesaplarındaki standart sapma $\pm 0,00006$ civarındadır.

2.000 tane ^{235}U ve 2.000 tane ^{238}U TENDL-2014 nötron kütüphanelerinin PWR yakıt birim hücresinde ayrı ayrı kullanılarak yapılan hesaplamaların sonucu sırasıyla Şekil 5.35'te ve Şekil 5.36'da verilmiştir. Kırmızı eğri ile gösterilen normal dağılımı K_{etkin} dağılımına uyum sağlamıştır.



Şekil 5.35. Rastgele ^{235}U kütüphanesi içeren PWR için k_{etkin} dağılımı



Şekil 5.36. Rastgele ^{238}U kütüphanesi içeren PWR için k_{etkin} dağılımı

Rastgele TENDL-2014 nötron kütüphanelerinin PWR yakıt birim hücresinde kullanımının sonuçları Çizelge 5.9'da verilmiştir. ^{235}U ve ^{238}U rastgele kütüphanelerinin PWR yakıt birim hücresinde kullanımının nükleer veri belirsizliği sırasıyla 294 - 498 ve 203 - 343 pcm aralığında bulunmuştur.

Çizelge 5.9. PWR yakıt birim hücresi TMC yöntemi için belirsizlikler

Reaktör Tipi	İzotop	$k_{\text{etkin,ortalama}}$	İstatiksel Belirsizlik (pcm)	Nükleer Veri için Belirsizlik (pcm)
PWR	^{235}U	1,41695	13	294 - 498
	^{238}U	1,41509	13	203 - 343

5.2.3. VVER Birim Hücresi için Sonuçlar

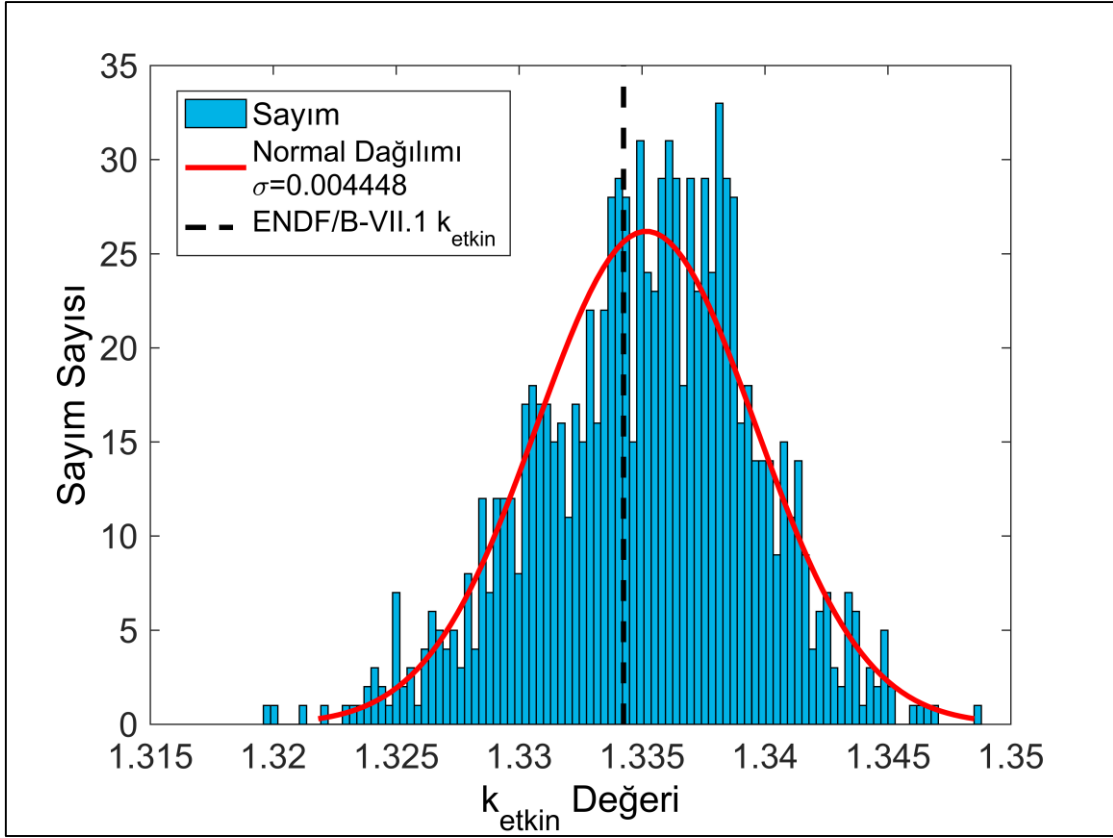
VVER birim hücresinde farklı nötron kütüphaneleri kullanılarak sıcaklık gradyanı kullanımının etkisinin sonuçları Çizelge 5.10'da verilmiştir. BWR ve PWR'de olduğu gibi TENDL-2014 ve TENDL-2015 nötron kütüphaneleri kullanımının arasındaki fark küçüktür ve standart sapma değerinden kesin olarak ayrılmamaktadır. TENDL ve ENDF/B-VII.1 kütüphaneleri arasındaki fark yaklaşık 70 pcm'dir.

Çizelge 5.10. VVER yakıt birim hücresi için farklı kütüphaneler kullanılarak elde edilen bölge sayısına göre etkin çoğaltma faktöründeki değişim*

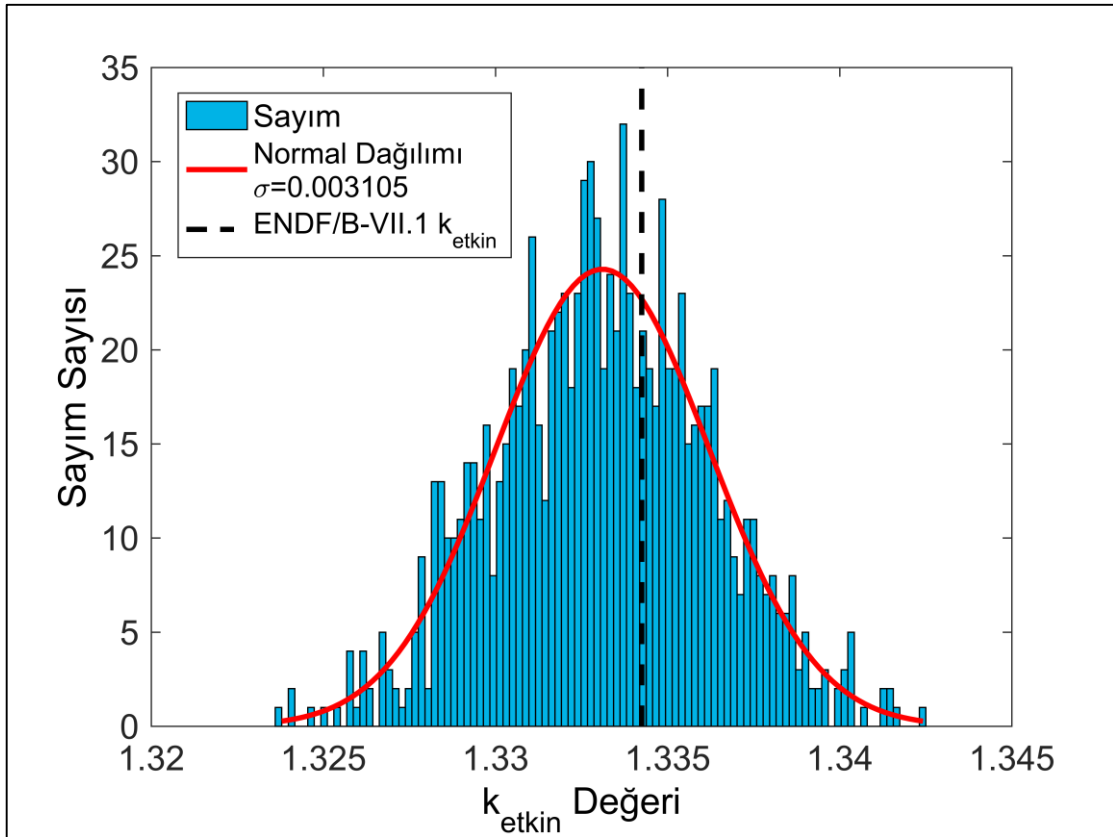
Bölge Sayısı	ENDF/B-VII.1	TENDL-2014	TENDL-2015
1	1,33425	1,33506	1,33481
2	1,33464	1,33529	1,33538
4	1,33487	1,33554	1,33557
8	1,33513	1,33558	1,33558
12	1,33501	1,33555	1,33560
16	1,33484	1,33561	1,33571
20	1,33494	1,33561	1,33555

*OpenMC hesaplarındaki standart sapma $\pm 0,00006$ civarındadır.

1.000 tane ^{235}U ve 1.000 tane ^{238}U TENDL-2014 nötron kütüphanelerinin ayrı ayrı VVER yakıt birim hücresinde kullanılarak elde edilen k_{etkin} sonuçlarının dağılımı sırasıyla Şekil 5.37 ve Şekil 5.38'de gösterilmiştir. Grafiklerde kırmızı olarak gösterilen normal dağılımı k_{etkin} dağılımı ile uyum sağlamıştır.



Şekil 5.37. Rastgele ^{235}U kütüphanesi içeren VVER için k_{etkin} dağılımı



Şekil 5.38. Rastgele ^{238}U kütüphanesi içeren VVER için k_{etkin} dağılımı

VVER birim hücresinde rastgele TENDL-2014 nötron kütüphanelerinin kullanımının sonucu Çizelge 5.11'da verilmiştir. ^{235}U ve ^{238}U rastgele kütüphanelerinin VVER yakıt birim hücresinde kullanımının nükleer veri belirsizliği sırasıyla 289 - 490 ve 202 - 342 pcm aralığında olarak gözlenmiştir.

Çizelge 5.11. VVER yakıt birim hücresi TMC yöntemi için belirsizlikler

Reaktör Tipi	İzotop	Ketkin,ortalama	İstatiksel Belirsizlik (pcm)	Nükleer Veri için Belirsizlik (pcm)
VVER	^{235}U	1,33517	13	289 - 490
	^{238}U	1,33311	13	202 - 342

5.3. Değerlendirme

Tez kapsamında, nükleer reaktör yakıt birim hücresi çok bölge olarak gösterilerek ısı denklemi çözen bir modül, nükleer veri işleme kodu ve nötron taşınım çözme kodunun haberleştiği bir model geliştirilmiştir. Bölge sayısı artırıldığında, tek bölgeye göre her bölgenin hesaplama süresi aynı işlemci sayısı için incelenen bölge sayısının yaklaşık katıyla doğru orantılı artmıştır. Ayrıca hesaplama sırasında her bölgenin hesaplanmasında nötron taşınım kodunun kullandığı bellek, bölgenin hesaplanmasında kullanılan nötron veri kütüphanelerin artmasıyla, tek bölgeye göre analizi yapılan bölge sayısının yaklaşık katıyla artmıştır.

Hesaplama sonuçlarında çok bölgede sıcaklık gradyanı kullanılması BWR PB-2 birim hücresi ve PWR TMI-1 birim hücresi çoğaltma faktörlerinde yaklaşık 90 ve VVER-1000 Kozloduy-6 birim hücresi çoğaltma faktöründe 70 pcm kadar bir artışa neden olduğu görülmüştür. Genellikle sonuçlar 8 bölgeden sonra belli değerler arasında salınmaya başlamıştır. Bu duruma göre, birim hücre yaklaşımında yakıtı 8 bölgeye bölerek sıcaklık dağılımı kullanmak kritiklik hesaplamalarında daha doğru sonuçlara yaklaşılmasını sağlayacaktır. Çünkü sıcaklık gradyanı kullanılan durumlarda bulunan çoğaltma faktörü değerleri daha yüksek olarak hesaplanmıştır. Ayrıca VVER-1000 Kozloduy-6 birim hücresinde zenginliğin artmasıyla ilk durumda 70 pcm olan değer 80 pcm olarak görülmüştür. Bu sonucun daha iyi incelenmesi için hesaplama yönteminin değerlendirilerek tekrar yapılması daha iyi inceleme sağlayacaktır.

SSG'den STG'ye yakıt birim hücresinde incelenen Doppler reaktivitesi sonuçlarında sıcaklık gradyanı kullanılmaması BWR PB-2 ve PWR TMI-1 birim hücresinde yaklaşık %8, VVER-1000 Kozloduy-6 birim hücresinde yaklaşık %6 az tahmine neden olmaktadır. Sıcaklık gradyanı kullanılması ile hesaplanan Doppler reaktivitesi değerleri pozitif değerlere daha yakın olduğu için reaktör güvenliği için daha tutucu hesaplamalar yapılabilecektir.

Rastgele TENDL kütüphaneleri ile ENDF/B-VII.1 için ^{235}U ve ^{238}U izotoplarının tesir kesitlerinin enerjiyle değişimi grafiklerinde çeşitlendirilmiş TENDL kütüphanelerinin farkları gözlenmiştir. Farklı kütüphaneler aynı eğilimlere sahip olsa da farklar görülmekte özellikle bu farklar yüksek enerjilerde artmaktadır. ENDF/B-VII.1 kütüphanesi ve TENDL arasında farklı reaktörlerde yaklaşık 100 pcm'e kadar fark görülmüştür. TENDL-2014 kütüphaneleri kullanılarak yapılan farklı reaktörlerin yakıt

birim hücrelerinde sıcaklık gradyanı kullanılması BWR PB-2, PWR TMI-1 ve VVER-1000 Kozloduy-6 çoğaltma faktörlerinde etkisi sırasıyla yaklaşık 80, 90 ve 50 pcm kadardır. TMC yöntemi ile nükleer veri belirsizliği incelemeleri için yapılan OpenMC benzeşimlerinde her koşunun süresi yaklaşık 900 saniye kadar sürmüştür. TMC yöntemi kullanılarak yapılan nükleer veri belirsizliği incelemesinde, farklı reaktör tipleri için aynı izotopların çoğaltma faktörü üzerindeki belirsizlikleri farklıdır. ^{235}U izotopu BWR PB-2, PWR TMI-1 ve VVER-1000 Kozloduy-6 birim hücrelerinin çoğaltma faktörleri için sırasıyla yaklaşık 594, 498 ve 490 pcm kadar belirsizliğe neden olmuştur. ^{238}U izotopu için aynı reaktörlerin çoğaltma faktörlerinde yaklaşık 470, 343 ve 342 pcm kadar belirsizlik görülmüştür. Sonuçlarda ^{235}U izotopunun belirsizliğe katkısı ^{238}U izotopundan daha fazla olduğu söylenebilir. Ayrıca TENDL kütüphaneleri ile yapılan BWR PB-2 için incelemelerde sıcaklık gradyanı kullanılmasının etkisi ve nükleer veri kütüphanesinin getirdiği belirsizliğinin en yüksek değerlerine bakıldığında, nükleer verilerden kaynaklı belirsizlik daha fazladır. Bu durumlarda sıcaklık gradyanı kullanımının etkisi nükleer veri belirsizliğinin %13'ü kadardır.

KAYNAKLAR

- [1] Ivanov, K. N., 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/NSC/DOC(2007)23, **2008**.
- [2] Greifenkamp, T., Clarno, K., Gehin, J., Effect of Fuel Temperature Profile on Eigenvalue Calculations, *2008 American Nuclear Society National Student Conference*, 28 Feb - 1 Mar 2008, College Station, TX, United States, **2008**.
- [3] 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)*, April 15-19 2007, Monterey, California, United States, **2007**.
- [4] TAKEDA, T., OHYA, K., SAJI, E., Doppler Reactivity Calculation for Thermal Reactor Cells by Space-Dependent Multiband Method, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 33, 604–606, **1996**.
- [5] 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, 313–342, **2014**.
- [6] Rochman, D., Koning, A. J., van der Marck, S. C., Uncertainties for criticality-safety benchmarks and keff distributions, *Annals of Nuclear Energy*, 36, 810–831, **2009**.
- [7] Rochman, D., Koning, a. J., van der Marck, S. C., Hogenbirk, a., Sciolla, C. M., Nuclear data uncertainty propagation: Perturbation vs. Monte Carlo, *Annals of Nuclear Energy*, 38, 942–952, **2011**.
- [8] Furuta, K., Oka, Y., Kondo, S., SUSD: a computer code for cross-section sensitivity and uncertainty analysis including secondary neutron energy and angular distributions, Nucl. Eng. Res. Lab, University of Tokyo, **1986**.
- [9] Rochman, D., Koning, A. J., Da Cruz, D. F., Propagation of 235,236,238U and 239Pu Nuclear Data Uncertainties for a Typical PWR Fuel Element, *Nuclear Technology*, 179, 323–338, **2012**.
- [10] Sökmen, C. N., Türkmen, M., Çelikten, O. Ş., Konur, G., Sarıcı, G., Beydoğan, N., *Isıl - Nötronik Etkileşimlerin Nükleer Yakıt Elemanlarının Tesir Kesitlerine Etkisi*, TÜBİTAK 1001-114F375 Proje Sonuç Raporu, Ankara, **2016**.
- [11] Romano, P. K., Forget, B., The OpenMC Monte Carlo particle transport code, *Annals of Nuclear Energy*, 51, 274–281, **2013**.
- [12] Sarıcı, G., *Isıl Nötronik Etkileşimlerin Yakıt Elemanlarının Tesir Kesitlerine Etkisi*, Yüksek Lisans Tezi, Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara, **2017**.
- [13] Beydoğan, N., Konur, G., Sarıcı, G., Çelikten, O. Ş., Türkmen, M., Sökmen, C. N., 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, *BgNS TRANSACTIONS*, 21, 25–28, **2016**.

- [14] Lamarsh, J. R., Baratta, A. J., *Nükleer Mühendisliğe Giriş*, (çev: Zabunoğlu, O., Sökmen, C. N., Tombakoğlu, M., Yılmaz A., Kocar, C., Ergün, Ş., Çolak, Ü., Öztekin, S. S.), Palme Yayıncılık, Ankara, **2015**.
- [15] Duderstadt, J. J., Hamilton, L. J., Nuclear Reactor Analysis, *Mechanical Engineering*, 31. John Wiley & Sons, Inc., 650, **1976**.
- [16] Todreas, N. E., Kazimi, M. S., *Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals*, 2nd Edition., Taylor & Francis, USA, **1993**.
- [17] C.E. Beyer, C.R. Hann, D.D. Lanning, F.E. Panisko, and L.J. Parchen, BNWL-1898, NRC 1,3 Batelle-Pacific Northwest Laboratories, **1975**.
- [18] Синяткин Е.Ю., К. А. В., ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ТВЁРДОГО ДИОКСИДА УРАНА В РАБОЧЕМ ДИАПАЗОНЕ ТЕМПЕРА ТУР СОВРЕМЕННЫХ ВВЭР, *XVII Международная научно-практическая конференция «СОВРЕМЕННЫЕ ТЕХНИКА И ТЕХНОЛОГИИ»*, **2011**.
- [19] Chadwick, M. B., Herman, M., P. Obložinský, P., Dunn, M. E., Danon, Y., Kahler, A. C., Smith, D. L., Pritychenko, B., Arbanas, G., Arcilla, R., Brewer, R., Brown, D. A., Capote, R., Carlson, A. D., Cho, Y. S., Derrien, H., Guber, K., Hale, G. M., Hoblit, S., Holloway, S., Johnson, T. D., Kawano, T., Kiedrowski, B. C., Kim, H., Kunieda, S., Larson, N. M., Leal, L., Lestone, J. P., Little, R. C., McCutchan, E. A., MacFarlane, R. E., MacInnes, M., Mattoon, C. M., McKnight, R. D., Mughabghab, S. F., Nobre, G. P. A., Palmiotti, G., Palumbo, A., Pigni, M. T., Pronyaev, V. G., Sayer, R. O., Sonzogni, A. A., Summers, N. C., Talou, P., Thompson, I. J., Trkov, A., Vogt, R. L., van der Marck, S. C., Wallner, A., White, M. C., Wiarda, D., Young, P. G., ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data, *Nuclear Data Sheets*, 112, 2887–2996, **2011**.
- [20] Koning, A. J., Rochman, D., Modern Nuclear Data Evaluation with the TALYS Code System, *Nuclear Data Sheets*, 113, 2927–2934, **2012**.
- [21] Members of the Cross Sections Evaluation Working Group, ENDF-6 Formats Manual Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data Files ENDF/B-VI and ENDF/B-VII, National Nuclear Data Center Brookhaven National Laboratory Upton, NY, United States **2011**.
- [22] Koning, A., Hilarie, S., Goriely, S., Talys-1.8 A Nuclear Reaction Program User Manual, **2015**.
- [23] MacFarlane, R. E., Muir, D. W., The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91, **1994**.
- [24] MacFarlane, R. E., Kahler, A. C., Methods for Processing ENDF/B-VII with NJOY, *Nuclear Data Sheets*, 111, 2739–2890, **2010**.
- [25] MacFarlane, R. E., Muir, D. W., Boicourt, R. M., Kahler, A. C., The NJOY Nuclear Data Processing System Version 2012, **2012**.
- [26] Rochman, D., Koning, A. J., Van Der Marck, S. C., Exact nuclear data uncertainty propagation for fusion neutronics calculations, *Fusion Engineering and Design*, 85, 669–682, **2010**.

- [27] Koning, A. J., Rochman, D., Marck, S. van der, Kopecky, J., Sublet, J. C., Pomp, S., Sjostrand, H., Forrest, R., Bauge, E., Henriksson, H., Cabellos, O., Leppanen, S. G. J., Leeb, H., Mills, R., Plompen, A., TENDL-2014 nuclear data library. <ftp://ftp.nrg.eu/pub/www/talys/tendl2014/random.html>. (Aralık, **2016**).
- [28] IAEA, *Status report 108 - VVER-1200 (V-491) (VVER-1200 (V-491))*, **2011**.

EKLER

EK.1. Örnek OpenMC Girdi Dosyaları

Bölüm 4.2'de bahsedilen yaklaşımlarla oluşturulan OpenMC girdileri örnek olarak BWR reaktöründe 1 bölge ve 12 bölge için aşağıda verilmiştir.

1 Bölge Girdileri

geometry.xml

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

  <surface id=" 1" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.605790"/>

  <surface id="87" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.621030"/>
  <surface id="88" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.715010"/>

  <surface id="94" type="x-plane" coeffs="-0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="95" type="x-plane" coeffs=" 0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="96" type="y-plane" coeffs="-0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="97" type="y-plane" coeffs=" 0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="98" type="z-plane" coeffs="-0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="99" type="z-plane" coeffs=" 0.9375" boundary="reflective"/>

  <!-- Fuel Regions -->
  <cell id=" 1" material=" 1" region="-1 98 -99"/>

  <cell id=" 2" material="77" region=" 1 -87 98 -99"/>
  <cell id=" 3" material="88" region="87 -88 98 -99"/>
  <cell id=" 4" material="99" region="88 94 -95 96 -97 98 -99"/>

</geometry>
```

material.xml

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

  <!-- Fuel Regions 2.93 wt% UO2 -->
  <material id="1">
    <density value="10.42" units="g/cm3" />
    <nuclide name="92234" xs="10c" wo="4.7600877509581815e-05"/>
    <nuclide name="92235" xs="10c" wo="0.02582788353760643000"/>
    <nuclide name="92238" xs="10c" wo="0.85562224724380640000"/>
    <nuclide name="8016" xs="10c" wo="0.11850226834107758000"/>
  </material>

  <!-- Gap -->
  <material id="77">
    <density value="0.0001" units="g/cm3"/>
    <nuclide name="2004" xs="02c" wo="1.0"/>
  </material>

  <!-- Clad Zircaloy-2 -->
  <material id="88">
    <density value="6.55" units="g/cm3"/>
  </material>
```

```

<nuclide name=" 8016" xs="02c" wo="1.25000000e-03"/> <!-- Oxygen -->
<nuclide name="24050" xs="02c" wo="4.34500000e-05"/> <!-- Chromium -->
<nuclide name="24052" xs="02c" wo="8.37890000e-04"/>
<nuclide name="24053" xs="02c" wo="9.50100000e-05"/>
...
<nuclide name="50124" xs="02c" wo="8.39550000e-04"/>
</material>

<!-- Moderator @ 557 K -->
<material id="99">
  <density value="0.46072" units="g/cm3"/>
  <nuclide name="1001" xs="01c" wo="0.1119"/>
  <nuclide name="8016" xs="01c" wo="0.8881"/>
  <sab name="lwtr" xs="62t"/>
</material>

</materials>

```

settings.xml

```

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

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

  <eigenvalue>
    <batches>2250</batches>
    <inactive>250</inactive>
    <particles>100000</particles>
  </eigenvalue>

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

  <!-- Entropy -->
  <entropy>
    <dimension>10 10 1</dimension>
    <lower_left>-0.9375 -0.9375 -0.9375</lower_left>
    <upper_right>0.9375 0.9375 0.9375</upper_right>
  </entropy>

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

</settings>

```

cross_sections.xml

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

<filetype>ascii</filetype>

<!-- UO2 Fuel -->
<ace_table alias="92235.10c" awr= "233.024800" location="1" name="92235.10c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/bwr/Inputs/r1/r1iter1/libs/92235.10c"
temperature="7.756E-08" zaid="92235"/>
<ace_table alias="92238.10c" awr= "236.005800" location="1" name="92238.10c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/bwr/Inputs/r1/r1iter1/libs/92238.10c"
temperature="7.756E-08" zaid="92238"/>
<ace_table alias="92234.10c" awr= "232.030400" location="1" name="92234.10c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/bwr/Inputs/r1/r1iter1/libs/92234.10c"
temperature="7.756E-08" zaid="92234"/>
<ace_table alias="8016.10c" awr= "15.857510" location="1" name="8016.10c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/bwr/Inputs/r1/r1iter1/libs/8016.10c"
temperature="7.756E-08" zaid="8016"/>
<!-- Gap -->
<ace_table alias="2004.02c" awr= "3.968219" location="1" name="2004.02c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/x-libs/gap/2004.02c" temperature="5.1704E-08"
zaid="2004"/>
<!-- Clad Material -->
<ace_table alias="13027.02c" awr= "26.749750" location="1" name="13027.02c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/x-libs/clad/13027.02c" temperature="5.1704E-08"
zaid="13027"/>
<ace_table alias="40094.02c" awr= "93.099600" location="1" name="40094.02c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/x-libs/clad/40094.02c" temperature="5.1704E-08"
zaid="40094"/>
...
<ace_table alias="24052.02c" awr= "51.494000" location="1" name="24052.02c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/x-libs/clad/24052.02c" temperature="5.1704E-08"
zaid="24052"/>
<!-- Moderator -->
<ace_table alias="8016.01c" awr= "15.857510" location="1" name="8016.01c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/x-libs/moderator/557K/8016.01c"
temperature="4.7999E-08" zaid="8016"/>
<ace_table alias="1001.01c" awr= "0.999167" location="1" name="1001.01c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/x-libs/moderator/557K/1001.01c"
temperature="4.7999E-08" zaid="1001"/>
<ace_table alias="lwtr.62t" awr= "0.999170" location="1" name="lwtr.62t"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/x-libs/moderator/600K/lwtr.62t"
temperature="5.1704E-08" zaid="0"/>

</cross_sections>
```

tallies.xml

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

  <tally id="1">
    <filter type="cell" bins="1" />
    <scores>flux</scores>
  </tally>

  <tally id="2">
    <filter type="cell" bins="1" />
    <material> 1 </material>
    <scores>total scatter absorption fission nu-fission delayed-nu-fission</scores>
  </tally>

  <tally id="3">
    <filter type="cell" bins="1" />
    <nuclides>92234.10c 92235.10c 92238.10c</nuclides>
    <scores>total scatter absorption fission nu-fission delayed-nu-fission</scores>
  </tally>

</tallies>
```

12 Bölge Girdileri

geometry.xml

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

  <surface id=" 1" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.174877"/>
  <surface id=" 2" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.247313"/>
  <surface id=" 3" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.302895"/>
  <surface id=" 4" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.349753"/>
  <surface id=" 5" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.391036"/>
  <surface id=" 6" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.428358"/>
  <surface id=" 7" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.462680"/>
  <surface id=" 8" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.494625"/>
  <surface id=" 9" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.524630"/>
  <surface id="10" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.553008"/>
  <surface id="11" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.580000"/>
  <surface id="12" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.605790"/>

  <surface id="87" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.621030"/>
  <surface id="88" type="z-cylinder" coeffs="0. 0. 0.715010"/>

  <surface id="94" type="x-plane" coeffs="-0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="95" type="x-plane" coeffs=" 0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="96" type="y-plane" coeffs="-0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="97" type="y-plane" coeffs=" 0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="98" type="z-plane" coeffs="-0.9375" boundary="reflective"/>
  <surface id="99" type="z-plane" coeffs=" 0.9375" boundary="reflective"/>

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

```

<cell id=" 4" material=" 4" region=" 3 -4 98 -99"/>
<cell id=" 5" material=" 5" region=" 4 -5 98 -99"/>
<cell id=" 6" material=" 6" region=" 5 -6 98 -99"/>
<cell id=" 7" material=" 7" region=" 6 -7 98 -99"/>
<cell id=" 8" material=" 8" region=" 7 -8 98 -99"/>
<cell id=" 9" material=" 9" region=" 8 -9 98 -99"/>
<cell id="10" material="10" region=" 9 -10 98 -99"/>
<cell id="11" material="11" region="10 -11 98 -99"/>
<cell id="12" material="12" region="11 -12 98 -99"/>

<cell id="13" material="77" region="12 -87 98 -99"/>
<cell id="14" material="88" region="87 -88 98 -99"/>
<cell id="15" material="99" region="88 94 -95 96 -97 98 -99"/>

```

</geometry>

material.xml

```

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

<!-- Fuel Regions 2.93 wt% UO2 -->
<material id="1">
  <density value="10.42" units="g/cm3" />
  <nuclide name="92234" xs="10c" wo="4.7600877509581815e-05"/>
  <nuclide name="92235" xs="10c" wo="0.02582788353760643000"/>
  <nuclide name="92238" xs="10c" wo="0.85562224724380640000"/>
  <nuclide name="8016" xs="10c" wo="0.11850226834107758000"/>
</material>

<material id="2">
  <density value="10.42" units="g/cm3" />
  <nuclide name="92234" xs="11c" wo="4.7600877509581815e-05"/>
  <nuclide name="92235" xs="11c" wo="0.02582788353760643000"/>
  <nuclide name="92238" xs="11c" wo="0.85562224724380640000"/>
  <nuclide name="8016" xs="11c" wo="0.11850226834107758000"/>
</material>

...

<!-- Moderator @ 557 K -->
<material id="99">
  <density value="0.46072" units="g/cm3"/>
  <nuclide name="1001" xs="01c" wo="0.1119"/>
  <nuclide name="8016" xs="01c" wo="0.8881"/>
  <sab name="lwtr" xs="62t"/>
</material>

</materials>

```

cross_sections.xml

```

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

<filetype>ascii</filetype>

<!-- UO2 Fuel -->

```

```

<ace_table alias="8016.14c" awr= "15.857510" location="1" name="8016.14c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/bwr/Inputs/r12/r12iter2/libs/8016.14c"
temperature="8.363E-08" zaid="8016"/>
<ace_table alias="92235.15c" awr= "233.024800" location="1" name="92235.15c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/bwr/Inputs/r12/r12iter2/libs/92235.15c"
temperature="7.878E-08" zaid="92235"/>
<ace_table alias="8016.15c" awr= "15.857510" location="1" name="8016.15c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/bwr/Inputs/r12/r12iter2/libs/8016.15c"
temperature="7.878E-08" zaid="8016"/>
<ace_table alias="92238.13c" awr= "236.005800" location="1" name="92238.13c"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/bwr/Inputs/r12/r12iter2/libs/92238.13c"
temperature="8.868E-08" zaid="92238"/>
...
<ace_table alias="lwtr.62t" awr= "0.999170" location="1" name="lwtr.62t"
path="/truba/home/nbeydogan/LWRs-Unit-Cell/x-libs/moderator/600K/lwtr.62t"
temperature="5.1704E-08" zaid="0"/>

```

</cross_sections>

tallies.xml

```

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

<tally id="1">
  <filter type="cell" bins="1" />
  <scores>flux</scores>
</tally>

<tally id="2">
  <filter type="cell" bins="2" />
  <scores>flux</scores>
</tally>

...

<tally id="13">
  <filter type="cell" bins="1" />
  <material> 1 </material>
  <scores>total scatter absorption fission nu-fission delayed-nu-fission</scores>
</tally>

<tally id="14">
  <filter type="cell" bins="2" />
  <material> 2 </material>
  <scores>total scatter absorption fission nu-fission delayed-nu-fission</scores>
</tally>

...

<tally id="36">
  <filter type="cell" bins="12" />
  <nuclides>92234.21c 92235.21c 92238.21c</nuclides>
  <scores>total scatter absorption fission nu-fission delayed-nu-fission</scores>
</tally>

</tallies>

```

ÖZGEÇMİŞ

Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Nuri BEYDOĞAN
Doğum Yeri : Beypazarı
Medeni Hali : Bekar
E-posta : nuribeydogan@gmail.com
Adresi : Halıkent Mahallesi 244. Cadde 20/8 Isparta

Eğitim

Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği (2014)
Yüksek Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği (2017)

Yabancı Dil ve Düzeyi

İngilizce – İyi

İş Deneyimi

Proje Bursiyeri, Nükleer Enerji Mühendisliği, Hacettepe Üniversitesi, 2015-2016

Deneyim Alanları

Monte Carlo Yöntemi, Nümerik Analiz, Reaktör Fiziği, Termal Hidrolik Analiz, Python, Linux

Tezden Üretilmiş Projeler ve Bütçesi

-

Tezden Üretilmiş Yayınlar

-

Tezden Üretilmiş Tebliğ ve/veya Poster Sunumu ile Katıldığı Toplantılar

Beydoğan, N., Konur, G., Sarici, G., Çelikten, O. Ş., Türkmen, M., Sökmen, C. N.,
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, *BgNS
TRANSACTIONS*, 21, 25–28, 2016

Beydođan, N., UO₂ Yakıt Kullanan VVER-1000 Birim Hücresinde Nötronik Parametrelerde Belirsizlik, Isıl-Nötronik Etkileşimli Reaktör Fiziđi Çalıřtayı, 26-27 Nisan 2016, Ankara, Türkiye.

Beydođan, N., Konur, G., Sarıcı, G., Çelikten, O.Ş., Türkmen, M., Sökmen, C.N., 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, International Conference of BgNS “Nuclear Power for The People”, 2 - 5 Eylül 2015, Sozopol, Bulgaristan.



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

HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLER ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI BAŞKANLIĞINA

Tarih: 09/06/2017

Tez Başlığı / Konusu: Isıl-Nötronik Etkileşimlerin ve Nükleer Veri Kütüphanelerindeki Belirsizliklerin Nötronik Parametrelere Etkisi

Yukarıda başlığı/konusu gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç kısımlarından oluşan toplam 61 sayfalık kısmına ilişkin, 09/06/2017 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 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.


09/06/2017

Adı Soyadı: Nuri BEYDOĞAN

Öğrenci No: N14121474

Anabilim Dalı: Nükleer Enerji Mühendisliği

Programı:

Statüsü: Y.Lisans Doktora Bütünleşik Dr.

DANIŞMAN ONAYI

UYGUNDUR.


(Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN)