

**KÜÇÜK MODÜLER NÜKLEER REAKTÖRÜN 3-BOYUTLU
TASARIMI VE TORYUM KULLANIMI İLE ANALİZİ**

**3D DESIGN AND ANALYSIS OF A SMALL MODULAR
NUCLEAR REACTOR WITH THORIUM UTILIZATION**

OSMAN ŞAHİN ÇELİKTEN

DOÇ.DR. ŞULE ERGÜN

Tez Danışmanı

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


2017

OSMAN ŞAHİN ÇELİKTEN'İN hazırladığı “Küçük Modüler Nükleer Reaktörün 3-Boyutlu Tasarımı ve Toryum Kullanımı ile Analizi” adlı bu çalışma, aşağıdaki jüri tarafından **NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI'nda DOKTORA TEZİ** olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN
Başkan


.....

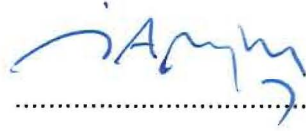
Doç. Dr. Şule ERGÜN
Danışman


.....

Prof. Dr. Üner ÇOLAK
Üye


.....

Prof. Dr. İskender Atilla REYHANCAN
Üye


.....

Prof. Dr. Cemil KOCAR
Üye


.....

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

Prof. Dr. Menemşe GÜMÜŞDERELİOĞLU
Fen Bilimleri Enstitü Müdürü

Ailene...

"*Çalışmadan, öğrenmeden, yorulmadan* rahat yaşamının yollarını alışkanlık haline getirmiş milletler; evvela haysiyetlerini, sonra hürriyetlerini ve daha sonra da istikballerini kaybetmeye mahkûmdurlar."

Mustafa Kemal ATATÜRK

"Teknoloji her zaman için *Paraya* ihtiyaç duyar. Para kazanmanın yolu ise çoğunlukla *İş Dünyasından* geçer. *Mühendisliği, İş Dünyasından* ve *Paradan* ayırmak (ayrı olarak düşünmek) kocaman bir *Hayal Dünyasında* yaşamak demektir."

James L. ADAMS

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 etmeniz ve kütüphane bu talebinizi yerine getirirse bile, tezinin arama motorlarının önbelleklerinde kalmaya devam edebilecektir.)


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

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

- Tezimin/Raporumun 01/01/2019 tarihine kadar erişime açılmasını istemiyorum, ancak kaynak gösterilmek şartıyla bir kısmı veya tamamının fotokopisinin alınmasını onaylıyorum.**

- Serbest Seçenek/Yazarın Seçimi**

09/05/2017


OSMAN ŞAHİN ÇELİKTEN

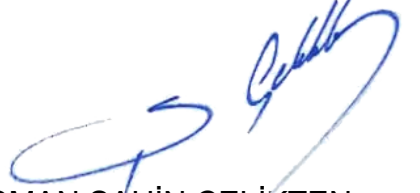
ETİK

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.

09/05/2017



OSMAN ŞAHİN ÇELİKTEN

ÖZET

KÜÇÜK MODÜLER NÜKLEER REAKTÖRÜN 3-BOYUTLU TASARIMI VE TORYUM KULLANIMI İLE ANALİZİ

Osman Şahin ÇELİKTEN

Doktora, Nükleer Enerji Mühendisliği

Tez Danışmanı: Doç. Dr. Şule ERGÜN

09/05/2017, 131 Sayfa

Bu çalışmanın amacı tasarlanan küçük ölçekli bir nükleer reaktörün 3-boyutlu (3B) modelinin oluşturulmasıyla, reaktörde toryum kullanımının uygunluğunun araştırılmasıdır. Bu amaçla nötronik ve yanma analizleri için MCNP6.1.1b kodu, en sıcak kanalın ısı-hidrolik analizleri için de COBRA-TF kodu kullanılmıştır. Nötronik ve yanma analizlerinin gerçekleştirilmesi amacıyla tam kor modeli oluşturulmuştur. Kor modelinden elde edilen enerji üretim bilgileri ise en sıcak kanal analizlerini gerçekleştirmek amacıyla COBRA-TF koduna girdi olarak aktarılmıştır. Tam ve 1/6'lık kor modelinin eksiksiz ve hatasız kullanılması gerçekleştirilen analizler açısından önemlidir. Bu amaçla kor yüklemesinde meydana gelecek değişikliklerin kolay bir şekilde yapılması amacıyla tüm reaktör modelini hızlı bir şekilde oluşturan bir kod sistemi Python3 programlama dilinde yazılmış ve platformlardan bağımsız bir yapı oluşturulmuştur. Kod sistemi oluşturulurken piksel hesaplamalarında ve bilgisayar oyunlarında kullanılan Küp Koordinat sistemi altıgen reaktör geometrisine uyarlanmış, Küp Koordinat sisteminde altıgen geometrik yaklaşımların kolay çözümlenmesi sayesinde tüm ve 1/6'lık kor modellemeleri hızlı bir biçimde oluşturulmuştur. Geliştirilen kod sistemi, reaktör modelindeki yapısal geometri değişkenlerinin parametrik yapıda oluşturulmasına özen gösterilerek sadece küçük ölçekli bir reaktörü değil, altıgen hücre yapısına sahip birçok reaktör modelini oluşturacak konuma getirilmiştir.

Ayrıca nükleer reaksiyonlar için izotopik temeldeki sıcaklık bağımlı ve tüm etkileşimlerin bilgisini taşıyan nötron veri kütüphanelerini MCNP6.1.1b kodunda

kullanabilmek amacıyla en g¼ncel ham veri k¼t¼phanelerinden t¼m elementler iin yeni veri k¼t¼phanelerini ¼retmek amacıyla da NYOJ kodunu kullanabilecek kabiliyette yine Python3 betikleri geliřtirilmiřtir. Oluřturulan n¼tron veri k¼t¼phaneleri “International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP)” raporu ile karřılařtırmalı deęerlendirmelere tabi tutulmuřtur. Sonrasında sıcaklık baęımlı n¼tron veri k¼t¼phaneleri, reakt¼r modeli iin malzemelerin sıcaklıklarını ierecek yapıda hazırlanmıř ve MCNP6.1.1b kodu tarafından kullanılabilir hale getirilmiřtir.

Oluřturulan modelleme yapısı, elde edilen 3B model ve hazırlanan k¼t¼phaneler tasarlanan 3B kor iinde toryum kullanımının uygunluęunun belirlenmesi amacıyla kullanılmıřtır. Tasarlanan reakt¼r iin gerekleřtirilen analizler sonucunda n¼kleer reakt¼r korunu tasarlarken ¼ng¼r¼len yanma oranı deęerlerine ulařılmıř ancak ¼ng¼r¼len yapı ile y¼ksek fertil-fisil d¼n¼ř¼m¼ saęlanamamıřtır. Ayrıca reakt¼r koru iinde meydana gelen reaksiyonlar sonucunda oluřan izotopik deęiřimler incelenmiřtir.

Tasarlanan reakt¼r modelinin en sıcak kanalının kritik ısı akısı oranı, olaęan iřletme kořulları ve beklenen iřletim deęiřiklikleri aısından da g¼venli bir konumda olduęu bulunmuřtur.

Anahtar Kelimeler: Toryum, K¼¼k ¼lekli Reakt¼r, Yanma Oranı, MCNP, COBRA-TF

ABSTRACT

3D DESIGN AND ANALYSIS OF A SMALL MODULAR NUCLEAR REACTOR WITH THORIUM UTILIZATION

Osman Şahin ÇELİKTEN

Doctor of Philosophy, Nuclear Energy Engineering

Supervisor: Assoc. Dr. Şule ERGÜN

09/05/2017, 131 Pages

The aim of this study is to investigate the thorium utilization for a novel Small Modular Nuclear Reactor designed with this study by generating the 3-dimensional (3D) model of the reactor. For this, MCNP6.1.1b code is used for neutronic and burnup analysis and COBRA-TF code is used for thermal-hydraulics analysis of the hottest channel of the designed reactor core. To perform neutronic and burnup analyses, full core model has been developed in MCNP6.1.1b. Energy generation data obtained from the developed reactor model is used to prepare an input for COBRA-TF code for performing the hottest channel analysis.

Complete and accurate use of full and 1/6 core model is important in terms of analyzes performed. To easily model core loading pattern changes in the reactor core, a code system was developed in Python3 programming language which is rapidly create full and 1/6 reactor model, so platform independent core generation structure has been created. For the code system development, Cube coordinate system used in pixel calculation and computer games is adapted for hexagonal nuclear reactor core geometry. Since hexagonal geometry approach analysis is performed easily in Cube coordinate system, full and 1/6 reactor core models have been created rapidly. Since the geometric design values are constituted in parametric structure for nuclear reactor model, not only small nuclear reactor but also many nuclear reactors which have hexagonal unit cell structure can be easily created by the developed code system.

In addition, a novel Python3 script which has ability to use NJOY nuclear data processing program is developed to create new ACE data libraries of whole elements to be used in MCNP6.1.1b code. The most update raw neutron data

libraries which contain whole interaction and some bound scattering data are obtained from databases and they are produced at temperatures of reactor structures. Produced neutron data libraries are benchmarked with NEA International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP) test problems. Afterwards, temperature dependent neutron data libraries are prepared to contain temperatures of the materials used in nuclear reactor model, to be used by MCNP6.1.1b code.

Formed modeling structure, obtained 3D model and prepared neutron data libraries are used to determine the suitability of using thorium in 3D core model. In the lights of obtained analysis performed for the designed nuclear reactor core, estimated burnup values have been evaluated during the nuclear reactor design procedures. However, estimated fertile to fissile conversion has not been met. Besides, isotopic changes as a result of the nuclear reactions are investigated in the nuclear reactor core.

By using the design and operational values of the modeled core, hottest channel of the reactor is simulated to calculate critical heat flux ratio to observe whether reactor will be safe for normal operation and anticipated operational transients or not.

Keywords: Thorium, Small Modular Reactor, Burnup, MCNP, COBRA-TF

TEŞEKKÜR

Tez çalışmamın öncesinde ve sonrasında hem bilimsel konularda hem de sıkıntılı zamanlarda, zamanını esirgemeyerek bana vermiş olduğu katkılardan ve teşviklerinden dolayı tez danışmanım Sayın Doç. Dr. Şule ERGÜN'e, teknik konularda bilgisinden ve yol göstericiliğinden dolayı farklı bakış açılarını önüme koyan Sayın Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN'e, tez izleme komitelerinde tezin yönlenmesinde verdiği önerilerden dolayı Sayın Prof. Dr. Üner ÇOLAK'a, yapmış oldukları katkılardan dolayı jüri üyesi hocalarım Sayın Prof. Dr. İskender Atilla REYHANCAN ve Sayın Prof. Dr. Cemil KOCAR'a saygı ve teşekkürlerimi sunarım.

Tez kapsamında geliştirilen kod sisteminin MCNP kodu için uygunluğunun test edilmesi ve bazı geliştirme aşamalarında bilgisini paylaşan Sayın Alp TEZBAŞARAN'a, tez yazımı için hazırlamış olduğu tez şablonu ile yazım aşamalarını kolaylaştıran ve TÜBİTAK-114F375 projesinde çalışırken karşılıklı bilgi paylaşımları yaptığımız Sayın Nuri BEYDOĞAN'a, nötronik ve yanma analizleri konularda yardımını esirgemeyen Sayın Dr. Mehmet TÜRKMEN'e, bu çalışma boyunca benim sıra dışı tavırlarıma katlanan ve bana her türlü manevi desteğini sağlayan Nükleer Enerji Mühendisliği Ailesi'ne de teşekkür ederim

Gerçekleştirilen bu çalışma TÜBİTAK tarafından 2014/1 2211-C Yurtiçi Öncelikli Alanlar Doktora Burs Programı kapsamında değerlendirilmiş ve kısmi mali kaynak TÜBİTAK tarafından sağlanmıştır.

Bu tez çalışması nötron veri kütüphanelerinin üretildiği ve incelendiği bölümler, TÜBİTAK-114F375 projesi kapsamında geliştirilmiştir.

Son olarak, eğitim hayatım boyunca her türlü desteklerini hiçbir zaman esirgemeyen Anneme ve Babama, kardeşlerim Orhan, Onur Salih ve Yasemin'e sonsuz teşekkürlerimi sunmayı bir borç bilirim.

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖZET	i
ABSTRACT	iii
TEŞEKKÜR	v
İÇİNDEKİLER	vi
ÇİZELGELER	ix
ŞEKİLLER	x
SİMGELER VE KISALTMALAR	xiv
1. GİRİŞ	1
1.1. Motivasyon	2
1.2. Literatür Taraması	5
1.3. Amaç ve Kapsam	7
1.4. Yöntem	8
2. NÜKLEER REAKTÖR KOR TASARIMI ve BOYUTLARININ BELİRLENMESİ	10
2.1. Ana Reaktör Parametrelerinin ve Geometrik Parametrelerin Belirlenmesi	11
2.2. Kor Boyutlarının Belirlenmesi	11
2.2.1. Yakıt Demeti Boyutlarının Belirlenmesi	17
2.2.2. Yakıt Demeti Alt-Kritiklik Analizi	18
2.2.3. Altıgen Kor Yapısının Boyutlarının Belirlenmesi	19
2.3. Kor Boyutlarının Doğrulanması	20
2.4. Kor Yükleme Örüntüsü	21
2.5. Kor Dışı Bileşenleri	23
2.6. Reaktör Modelinin Doğrulanması	25
2.6.1. Etkin Çarpan Faktörünün İncelenmesi	25
2.6.2. Akı ve Güç Tepesi Değerlerinin İncelenmesi	26
2.6.3. Basınç Kabı Kalınlığının Kritiklik Analizlerine Etkilerinin İncelenmesi	34
2.6.4. Sızıntı Reaktivitesi Değerlerinin İncelenmesi	35
2.6.5. Moderatör Geri-Besleme Değerlerinin İncelenmesi	36
2.6.6. Yakıt Yanma Oranlarının ve Nükleer Yakıt Envanterlerinin İncelenmesi	37
2.6.7. En Sıcak Kanalın COBRA-TF Kodu ile İncelenmesi	39
3. KULLANILAN KODLAR	47
3.1. MCNP (Monte Carlo Parçacık Taşınım Benzeşimi Kodu)	47

3.1.1. Veri Eldeleri İçin Kullanılan Çetele Çeşitleri.....	48
3.1.2. Yanma Oranları Hesaplamaları	52
3.2. NJOY (Nükleer Veri İşleme Sistemi)	52
3.3. COBRA-TF Alt-Kanal Isıl-Hidrolik Kodu.....	56
4. MCNP6 ALTİGEN NÜKLEER REAKTÖR KOR GİRDİ HAZIRLAYICISI ve ÇIKTI ANALİZÖRÜ.....	59
4.1. Çalışmanın Özgün Katkısı Olarak Geliştirilen Kod Sistemi ve Geliştirilmesindeki Motivasyon	59
4.2. Altıgen Geometrik Yaklaşımların Matematiksel Modellenmesi	60
4.2.1. Geometrik Tanımlamalar	60
4.2.1.1. Açılar ve Bağlıntılar	61
4.2.1.2. Altıgen Geometri için Kullanılan Bağlıntılar	61
4.2.2. Koordinat Sistemleri	62
4.2.2.1. Kaydırılmış Koordinatlar	62
4.2.2.2. Küp Koordinatlar.....	63
4.2.2.3. Eksenel Koordinatlar	66
4.2.3. Koordinat Dönüşümleri.....	67
4.2.4. Küp Koordinatlarda Rotasyon.....	70
4.2.5. Eksenel Koordinatlardaki Bilgi Haritalarının Matrislere Aktarılması	71
4.3. MCNP Girdi Hazırlayıcısının Özellikleri	72
4.4. Tam ve 1/6'lık Kor Analizlerinde Modelleme Yapıları	75
4.5. MCNP Çıktılarından Elde Edilebilen Parametreler	80
5. ÜRETİLEN TESİR KESİTLERİNİN KARŞILAŞTIRMALI DEĞERLENDİRMELERİ	
81	
6. SONUÇLAR VE TARTIŞMA.....	87
6.1. Nötronik ve Yanma Oranları Analiz Sonuçları	87
6.1.1. Malzeme Miktarlarındaki Değişiklikler.....	88
6.1.2. Sistemde Üretilen ²³³ U'nun Enerji Katkısı.....	91
6.1.3. Sızıntı Reaktivitesi ρ_L Hesaplama Sonuçları	92
6.1.4. ¹³⁵ Xe, ¹⁴⁹ Sm ve ²³³ Pa Değişimleri	93
6.1.5. Kor İçindeki Nötron Enerji Spektrumu Değişimi.....	96
6.1.6. Moderatör Katsayısı Değişimi.....	99
6.2. En Sıcak Kanal için Isıl-Hidrolik Analizlerin Sonuçları	101
6.3. Değerlendirme.....	103

7. ÇALIŞMANIN DEVAMINDA YAPILABİLECEK ÇALIŞMALAR.....	105
KAYNAKLAR.....	107
EKLER	116
EK.1. Leibnitz İntegral Kuralı [89].....	116
EK.2. Çok-Fazlı Akış Modellemeleri	117
EK.2.1. İki-Fazlı Akış için Eksiksiz İntegral Denklemleri	117
EK.2.2. Diferansiyel Tek-Faz Denklemleri.....	120
EK.2.3. İlave Denklemler.....	121
EK.2.4. Zaman Üzerinden Ortalanmış Denklemler.....	123
ÖZGEÇMİŞ	129

ÇİZELGELER

	<u>Sayfa</u>
Çizelge 2.1. Ana Reaktör Parametreleri	10
Çizelge 2.2. Birim Hücre ve Pelet Parametreleri	11
Çizelge 2.3. Kor Dış Bileşenlerinin Boyutları	23
Çizelge 2.4. Yanma Adım Parametreleri	38
Çizelge 2.5. Reaktör Parametreleri	41
Çizelge 2.6. COBRA-TF'te Kullanılan En Sıcak Kanal Parametreleri.....	42
Çizelge 2.7. COBRA-TF Modelinde Kullanılan Yakıt Ayracı Konumları	42
Çizelge 3.1. MCNP6.1.1 Çetele Tipleri ve Tanımlamaları	49
Çizelge 5.1. ²³³ U Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar.....	82
Çizelge 5.2. Orta Zenginlikteki ²³⁵ U Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar.....	83
Çizelge 5.3. Yüksek Zenginlikteki ²³⁵ U Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar (1. Kısım)	84
Çizelge 5.4. Yüksek Zenginlikteki ²³⁵ U Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar (2. Kısım)	85
Çizelge 5.5. ²³⁹ Pu Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar.....	86
Çizelge 6.1. Yakıt Demetlerin Yanma Oranları.....	87
Çizelge Ek. 1. Zaman Üzerinden Ortalanmış İki-fazlı Akış Değişkenleri	124
Çizelge Ek. 2. Faz Ara-yüzeylerinde Yüzey Üzerinden Ortalanmış Değişkenleri	124

ŞEKİLLER

Sayfa

Şekil 2.1 Altıgen Birim Hücre.....	11
Şekil 2.2. Kor Karakteristiklerinin Belirlenmesi için Akış Şeması	12
Şekil 2.3 VVER-1000 (solda) ve VVER-1200 (sağda) Yakıt Demetleri [68].....	16
Şekil 2.4. Yakıt Demeti Yapısı	18
Şekil 2.5. Altıgen Kor Yapısı.....	20
Şekil 2.6. 1/6'lık Kor İlk Yükleme Örüntüsü	22
Şekil 2.7. 1/6'lık Kor İlk Yükleme Örüntüsünde Malzeme Numaraları	22
Şekil 2.8. 1/6'lık Kor Reflektör Mesafesi ve Dış Bileşenler (Üst Görünüm).....	24
Şekil 2.9. Kor Dış Bileşenleri (Yandan Görünüm).....	24
Şekil 2.10.Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 20.000 Parçacık.....	27
Şekil 2.11. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 50.000 Parçacık....	27
Şekil 2.12. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 100.000 Parçacık..	28
Şekil 2.13. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 200.000 Parçacık..	28
Şekil 2.14. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 300.000 Parçacık..	29
Şekil 2.15. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 350.000 Parçacık..	29
Şekil 2.16.Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 20.000 Parçacık	30
Şekil 2.17. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 50.000 Parçacık	31
Şekil 2.18.Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 100.000 Parçacık	31
Şekil 2.19. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 200.000 Parçacık	32
Şekil 2.20.Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 350.000 Parçacık	32

Şekil 2.21. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 450.000 Parçacık	33
Şekil 2.22. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör, Simetrik 1/6'lık Kor Bölgesi Hücre Akıları: 150.000 Parçacık.....	34
Şekil 2.23. Yakıt Demetleri Güç Tepesi Değerleri	39
Şekil 2.24. En Yüksek Güç Tepeli Yakıt Demetindeki Yakıt Elemanlarının Normalize Akı Değerleri.....	40
Şekil 2.25. En Yüksek Güç Tepeli Yakıt Demetindeki Yakıt Elemanlarının Güç Tepesi Değerleri	41
Şekil 2.26. COBRA-TF için Çözümü Yapılan Kanal Geometrisi	43
Şekil 2.27. En Yüksek Güç Tepeli Yakıt Demetindeki Normalleştirilmiş Eksenel Güç Değerleri.....	44
Şekil 3.1. Nokta Detektör Gösterimi	51
Şekil 3.2. NJOY Nükleer Veri İşleme Sistemi Akış Şeması	54
Şekil 4.1. Altıgen Duruş Şekline Göre Açılar, Köşesi Yukarıda (solda), Kenarı Yukarıda (sağda).....	61
Şekil 4.2. Altıgen Örgü Yapısı	62
Şekil 4.3. Tek Satırların Kaydığı (Solda), Çift Satırların Kaydığı (Sağda) Yatay Örgü Yapıları	63
Şekil 4.4. Tek Sütunların Kaydığı (Solda), Çift Sütunların Kaydığı (Sağda) Dikey Örgü Yapıları	63
Şekil 4.5. Kartezyen Koordinat Düzlemine Yerleştirilmiş Kübik Yapı [82].....	64
Şekil 4.6. Küp Koordinat Düzlemleri [82]	64
Şekil 4.7. Küp Koordinat Sisteminde Adresler ve Yönelimler [82]	65
Şekil 4.8. Eksenel Koordinat Sisteminde Konumlamaların Adresleri [82].....	66
Şekil 4.9. MCNP Altıgen Kafes Yapısı ve Konumlamaların Adresleri [83].....	66
Şekil 4.10. Rotasyon Bölgelerinin Gösterimi [82].....	70
Şekil 4.11. Kare Haritalama Sonucu Oluşan Adreslemeler [82]	71

Şekil 4.12. Şekillendirilmiş Yakıt Demeti	73
Şekil 4.13. Geliştirilen Reaktör Modelinin XY Kor Kesiti	75
Şekil 4.14. Tam Kor Yapılarının YZ Kor Kesiti.....	76
Şekil 4.15. Th Örtü ile Sarılmış Geliştirilen Reaktör Modelinin XY Kor Kesiti	77
Şekil 4.16. VVER-1000 XY Kor Kesiti.....	77
Şekil 4.17. 1/6'lık Kor Kesitleri: Geliştirilen Reaktör Modelinin XY Kesiti (Solda), YZ Kesiti (Ortada), VVER-1000 XY Kesiti (Sağda)	79
Şekil 4.18. 1/6'lık Kor Kesitleri için Modelleme Dönüşümleri	79
Şekil 6.1. Reaktiviteye Göre Yanma Oranı Değişimi	88
Şekil 6.2. Yanma Adımlarında ²³⁵ U Miktarları	89
Şekil 6.3. Toplam Fisil Malzeme İçeriğindeki Değişimleri	89
Şekil 6.4. Yakıt Demetlerindeki ²³³ U Miktarı	90
Şekil 6.5. Yakıt Demetlerindeki ²³³ U+ ²³³ Pa Miktarı.....	91
Şekil 6.6. ²³³ U'ün Toplam Üretilen Enerjiye Katkısı.....	92
Şekil 6.7. ¹³⁵ Xe Reaktivite Etkisinin Değişimi.....	94
Şekil 6.8. ¹⁴⁹ Sm Reaktivite Etkisinin Değişimi.....	94
Şekil 6.9. ²³³ Pa Reaktivite Etkisinin Değişimi.....	95
Şekil 6.10. ¹³⁵ Xe Kütle Değişimi.....	95
Şekil 6.11. ¹⁴⁹ Sm Kütle Değişimi.....	96
Şekil 6.12. Nötron Enerji Spektrumu	97
Şekil 6.13. Nötron Enerji Spektrumunun Letarjik Yüzdesel Değişimi.....	98
Şekil 6.14. Etkin Çarpan Faktörünün Moderatör Sıcaklığı ile Değişimi.....	100
Şekil 6.15. Moderatör Katsayısının Moderatör Sıcaklığı Artışı ile Değişimi	100
Şekil 6.16. Isı Akısı ve Kritik Isı Akısı Değişimleri.....	102
Şekil 6.17. Isı Kritik Isı Akısı Oranı Değişimleri.....	103

Şekil Ek. 1 Leibnitz İntegral Kuralının Grafıksel Gösterim	116
Şekil Ek. 2 Türetmelerde Kullanılan İki-Fazlı Hacim Yapısı.....	118

SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler

A	$[cm^2]$	Yüzey Alanı
$A_{fl,c}$	$[cm^2]$	Nominal Kanal Akış Alanı
$A_{R,dış}$	$[cm^2]$	Reflektör Yüzey Alanı
BU	$[MWgün/MTU]$	Yakıt Yanma Oranı
	$[MWgün/TAM]$	Yakıt Yanma Oranı
D	$[gün]$	Yakıt Yükleme Periyodu
D_e	$[cm]$	Eşdeğer Çap
$D_{e,kor} = D_{kor}$	$[cm]$	Eşdeğer Kor Çapı
D_r	$[cm]$	Yakıt Çubuğu Çapı
D_p	$[cm]$	Yakıt Peleti Çapı
E	$[MeV]$	Enerji
G	$[kg/m^2s]$	
h	$[W/m^2 °C]$	Yakıt Aralığı Isı Taşınım Katsayısı
h_{in}	$[kJ/kg]$	Giriş Entalpisi
h_{out}	$[kJ/kg]$	Çıkış Entalpisi
H_{sg}	$[cm]$	Yakıt Ayracı Yüksekliği
$\bar{J}_{R,dış}$	$[n/cm^2s]$	Reflektör Yüzeylerinden Çıkan Nötron Akımı
$J_{reflektör,dış}$	$[n/s]$	Reflektör Yüzeylerinden Çıkan Toplam Nötron Akımı
K_{sg}	-	Yakıt Ayracı Kayıp Katsayısı
k_{∞}	-	Sonsuz Ortam Çarpan Faktörü
$k = k_{eff}$	-	Etkin Çarpan Faktörü
L_c	$[cm]$	Toplam Kanal Uzunluğu
L_{kor}	$[cm]$	Kor Uzunluğu
$L_{yç}$	$[cm]$	Yakıt Çubuğu Uzunluğu
\dot{m}_c	kg/s	Yakıt Hücresi Kütle Akış Oranı
M_{UO_2}	$[g/mol]$	UO_2 'nin Mol Ağırlığı
M_U	$[g/mol]$	U 'un Mol Ağırlığı
\bar{n}	-	Yüzey Normali
N_B	$[adet]$	Yakıt Yükleme Periyodu Sayısı
N_{demet}	$[adet]$	Kordaki Toplam Yakıt Demeti Sayısı
N_{klavuz}	$[adet]$	Yakıt Demetindeki Toplam Kılavuz Kanalı Sayısı
$N_{ölçüm}$	$[adet]$	Yakıt Demetindeki Toplam Ölçüm Kanalı Sayısı
N_{sg}	$[adet]$	Yakıt Ayracı Sayısı
$N_{yakıt hücre, demet}$	$[adet]$	Yakıt Demetindeki Toplam Hücre Sayısı
$N_{yç}$	$[adet]$	Toplam Yakıt Çubuğu Sayısı
p	$[N/cm^2]$	Basınç
P	$[cm]$	Altıgen Örgü Aralığı
p_{bar}	$[bar]$	Barometre Basıncı
ppf	-	Güç Tepesi Değeri
P_e	$[MW]$	Elektriksel Güç
P_w	$[cm]$	Islak Yüzey Çevresi
P_{yd}	$[cm]$	İki Yakıt Demeti Nispi Aralığı
Q	$[MW]$	Isıl Güç

\vec{r}	[cm]	Konum Vektörü
R_{ci}	[cm]	Zarf İç Yarıçapı
R_{co}	[cm]	Zarf Dış Yarıçapı
R_{kazan}	[cm]	Reaktör Kazan Yarıçapı
R_p	[cm]	Pelet Yarıçapı
$R_{saptırıcı,iç}$	[cm]	Akış Reflektör İç Yarıçapı
$R_{saptırıcı,dış}$	[cm]	Akış Reflektör Dış Yarıçapı
R_v	[cm]	Boşluk Yarıçapı
R_y	[cm]	Yanal Reflektör Çapı
$R_{zırh,iç}$	[cm]	Reaktör Kazan Zırhı İç Yarıçapı
$R_{zırh,dış}$	[cm]	Reaktör Kazan Zırhı Dış Yarıçapı
t	[s]	Zaman
$t_{alt,su}$	[cm]	Alt Su Bölgesi Yüksekliği
$t_{reflektör}$	[cm]	Alt ve Üst Reflektör Kalınlığı
t_{plenum}	[cm]	Alt ve Üst Su Katmanlarının Kalınlığı
$t_{üst,su}$	[cm]	Üst Su Bölgesi Yüksekliği
V_{kor}	[cm ³]	Kor Hacmi
V_R	[cm ³]	Reflektör Hacmi
$V_{reflektör}$	[cm ³]	Reflektör Hacmi
V_{SD}	[cm ³]	Aktif Yakıt Bölgesi Haricinde Yapısal Bölümlerin Hacmi
$V_{yakıt}$	[cm ³]	Toplam Yakıt Hacmi
$V_{yç}$	[cm ³]	Yakıt Çubuğu Hacmi
W_{UO_2}	[kg]	Toplam Kor Yüklemesi
x		Kuruluk
x_e		Denge Kuruluğu
$\theta_{Kor,halka}$	[adet]	Kor Bölgesinde Hücresel Demet Halkası Sayısı
θ_{halka}	[adet]	Yakıt Demetinde Hücresel Halka Sayısı
ρ	-	Reaktivite
ρ_{eff}	-	Etkin Reaktivite
ρ_{∞}	-	Sonsuz Ortam Reaktivitesi
ρ_L	-	Sızıntı Reaktivitesi
ρ_{UO_2}	[g/cm ³]	Yakıt Yoğunluğu
γ_{UO_2}	-	Teorik Yakıt Yoğunluğu
ζ	-	Fisyon Enerjisinden Elde Edilen Güç Oranı
ξ_D	-	Emre Amadelik Çarpanı
Σ_a	[cm ⁻¹]	Makroskopik Soğurulma Tesir Kesiti
Σ_f	[cm ⁻¹]	Makroskopik Fisyon Tesir Kesiti
Σ_t	[cm ⁻¹]	Makroskopik Toplam Tesir Kesiti
ν		Birim Fisyon Başına Çıkan Ortalama Nötron Sayısı
ϕ	[n/cm ² s]	Nötron Akısı
$\vec{\Omega}$	[steradyan]	Açısal Yönelim Vektörü
ψ	[n/cm ² .s.st]	Açısal Akı

Elementler

Ba	Baryum
Cs	Sezyum
I	Iyot
Nd	Neodimyum
Np	Neptünyum
Pa	Protaktinyum
Pm	Prometyum
Pu	Plutonyum
Sm	Samaryum
Te	Tellür (Tellüryum)
Th	Toryum
U	Uranyum
Xe	Ksenon

Kısaltmalar

ACE	A Compact ENDF	
CASL	Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactor	Hafif Su Reaktörleri Gelişmiş Benzeşimi İçin Oluşmuş Konsorsiyum
COBRA-TF	Coolant Boiling in Rod Arrays – Two Fluid	
CSEWG	The Cross Section Evaluation Working Group	Tesir Kesiti Değerlendirme Çalışma Grubu
ENDF	Evaluated Nuclear Data File	Hesaplanmış Nükleer Veri Dosyası
ICSBEP	International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project	Uluslararası Kritiklik Güvenliği Karşılaştırmalı Değerlendirme Hesaplama Projesi
MCNP	Monte Carlo N-Particle	
NEA	Nuclear Energy Agency	Nükleer Enerji Ajansı
NRC	Nuclear Regulatory Commission	ABD, Nükleer Düzenleme Komisyonu
TSL	Thermal Scattering Libraries	Isıl Saçılma Kütüphaneleri
TÜBİTAK	The Scientific and Technological Research Council of Turkey	Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu
UAEA (IAEA)	International Atomic Energy Agency	Uluslararası Atom Enerji Ajansı
VERA-CS	Virtual Environment for Reactor Applications Core Simulator	Reaktör Uygulamaları için Sanal Ortam, Kor Benzeştirici

Reaktör Tipleri

ADS	Accelerated Driven Subcritical Systems	Hızlandırıcı Güdümlü Altkritik Sistemler
BWR	Boiling Water Reactor	Kaynar Su Reaktörü
CANDU	Canada Deuterium-Uranium Reactor (Pressurized Heavy-Water Reactor)	Kanada Döteryum-Uranyum Reaktörü (Basınçlı Ağır Su Reaktörü)
FBR	Fast Breeder Reactor	Hızlı Üretken Reaktör
HTR	High Temperature Reactor	Yüksek Sıcaklık Reaktörü

LFTR	Liquid Floride Thorium Reactor	Sıvı Florit-Toryum Reaktörü
MSR	Molten Salt Reactor	Eriyik Tuz Reaktörü
PWR	Pressurized Water Reactor	Başınçlı Su Reaktörü
SCWR	Supercritical Water Reactor	“Süper Kritik Su” Reaktörü
VVER	WWER [Water-Water Energetic Reactor]	Su Yavaşlatıcılı, Su Soğutmalı Enerji Reaktörü
(WWER- ВВЭР)	ВВЭР [Водо-водяной энергетический реактор]	

1. GİRİŞ

Dünya üzerinde son dönemdeki gelişmelere bakıldığında, değişimlerin gözlemlendiği olaylar ve durumların neredeyse tamamına yakınının enerji planlamaları üzerine olduğu görünmektedir. Buradan yola çıkılarak şehirleşen toplumlar ile gelişmiş ve gelişmekte olan ülkelerin enerji olmadan ya da enerji eksikliği ile yaşamaları artık söz konusu değildir. Bu değerlendirmeler neticesinde enerji sektörü ülkeler açısından son dönemlerde tartışmasız ve kritik öneme sahip hale gelmiştir. Gelişmiş ülkelere bakıldığında özellikle enerji sektöründe nükleer enerjiden üretilen elektrik miktarı, üretilen toplam elektriğin önemli bir kısmını oluşturmaktadır. Ayrıca bu ülkelerde nükleer teknolojinin yeri yadsınamaz bir gerçek haline gelmiştir. Nükleer teknolojiyi sadece enerji üretmek üzere kullanılan bir yöntem olarak görmek, ya resmi tamamen görmemek ya da tek yönlü bakış açısıyla dünyaya bakmak anlamına gelmektedir. Nükleer teknoloji sadece kendi alanında değil diğer birçok bilimsel alanın gelişmesine de (örneğin sağlık, malzeme, kalite-kontrol, kriminal vb.) katkı sağlayan bir alan olarak insanlığa hizmet vermektedir. Ülkemizde ise son dönemdeki bilimsel araştırmalarda enerji konusunda da fasılların açılması sevindirici gelişmeler olarak karşımıza çıkmaktadır.

Nükleer teknolojinin geliştirildiği ülkelerde hali hazırdaki nükleer alandaki harcamalar oldukça yüksek seviyede ve maliyetlidir. Maliyetlerin oldukça büyük bir kısmını sistemlerin güvenlik harcamaları oluşturmaktadır. Bu güvenlik harcamaları da nükleer sistemlerin maliyetlerini artıran en büyük unsur olarak karşımıza çıkmaktadır. Bu güvenlik harcamalarının oldukça büyük bir kısmı ile nükleer reaktör kor bölgesinin bütünlüğünün korunması ve herhangi bir ciddi kaza durumunda sistemden salınan veya salınması muhtemel radyasyonun engellenmesi ve/veya bertaraf edilmesi amaçlanmaktadır. Yani nükleer reaktörlerin kor tasarımları, ek güvenlik sistemlerinin öncesinde oldukça önem arz eden bir gerçeklik olarak karşımıza çıkmaktadır.

Nükleer reaktör kor tasarımları istenilen çıktı parametrelerine (güç miktarı, yanma oranı miktarı, üretken olabilme özelliği vb.) göre farklılık göstermektedir. Uluslararası Nükleer Enerji Ajansı (IAEA) reaktörleri elektriksel güç oranlarına göre kategorize etmiş ve 300 MW_e güç seviyesinin altındaki reaktörleri küçük ölçekli reaktörler [1], [2] olarak tanımlamıştır. Son yıllarda büyük nükleer güç reaktörleri üreticilerinin tamamına yakınının özellikle küçük seviyede ve modüler yapıdaki

standartlaşmış güç reaktörlerin üretimi ve geliştirilmesi konusunda çalışmaları hız kazanmıştır.

Bu çalışmada küçük ölçekli (Sadece küçük ölçekli sistemlerin değil, tüm güç seviyelerindeki reaktör sistemlerinin) altıgen birim hücre yapısına sahip bir nükleer reaktörün, nükleer reaktör kor hesaplamaları ve bu hesaplamaların nasıl yapıldığı hakkında bilgiler sunulmuştur. Bu hesaplamalar neticesinde tasarlanan reaktör korunun, nötronik ve yanma oranları açısından incelenebilmesi ve ileride geliştirilmesi planlanan nükleer reaktör kor sistemlerinin, şu an için MCNP6.1.1 [3] kodu temel alınarak, 3 boyutlu (3B) tam kor ve 1/6 kor modellerinin kolaylıkla oluşturulmasını sağlayan bir Python3 [4] betik sistemi geliştirilmiştir. Geliştirilen betik sistemi ile, 3B kor modellemeleri için farklı yakıt demet yapılandırmaları ve ilgili yakıt demetlerinden arzu edilen bilgilerin elde edilmesi sağlanabilmektedir.

Ayrıca MCNP6.1.1 kodu ile ilgili modelin yanma oranlarına bağlı koşullarının sonuçlanması neticesinde oluşan kapsamlı çıktı dosyalarının içinden bilgilerin elde edilmesi için de yine bir Python3 betiği geliştirilmiştir. Geliştirilen çıktı işleme betiği her bir yakıt demeti ve yakıt demeti içindeki her bir malzemenin bilgilerinin eldesini sağlayan yapıdadır. Bu betik sistemleri sayesinde geliştirilen 3B kor modeli içindeki nötronik ve yanma oranlarına bağlı değişimleri içeren çeşitli parametreler incelenmiştir. Oluşturulan bu sistemler neticesinde 3B kor analizlerinin daha ayrıntılı olarak yapılabilmesi sağlanmıştır.

1.1. Motivasyon

Ülkemizde son yıllarda Mersin-Akkuyu ve Sinop-İnceburun bölgelerinde 4600 MW_e ve üzerinde güç üretecek olan nükleer santrallerin kurulması planlanmakta ve projeler halen devam etmektedir. Hükümetler arası antlaşmaların gündeme gelmesiyle hızlanan ve geçmişi 1955'te 1. Cenevre Konferansı'nı takiben ABD ile imzalanan "Nükleer Enerjinin Barışçıl Amaçlarla Kullanılmasına Dair İşbirliği Anlaşması" [5] ile başlayıp günümüze kadar gelen, nükleer enerji ve nükleer teknolojinin ülkemize kazandırılması konusunda çok sayıda girişimde bulunulmuştur. Bu girişimler neticesinde insan gücünün geliştirilmesi, araştırma ve geliştirme merkezlerinin kurulması, nükleer sistemlerin ve nükleer teknolojinin kullanılmasını düzenleyen yasal gereksinimlerin hazırlık çalışmaları konularında UAEA işbirliği ile ilerlemeler günümüzde belirli bir konuma getirilmiştir. Nükleer

teknolojinin ülkemize getirilmesi hakkındaki kronolojik gelişimler, Tombakoğlu v.d. [5] tarafından 2011 yılında çıkarılmış olan yayında ayrıntılı olarak incelenebilir.

Dragunov ve Denisov [6] Rus tasarımı olan VVER reaktörlerinin gelişimine değindikleri yayında, ilk tasarım olan 210 MW_e gücündeki Novovoronezh I reaktörünün ana tasarımlarını yaklaşık 6 ay gibi kısa bir sürede tamamladıklarına değinmişlerdir. Bu kadar kısa bir sürede tasarımın tamamlanması sürecinde doğal olarak Rus bilim insanlarının ve mühendislerinin hâlihazırda sahip oldukları tecrübeleri de göz önünde bulundurmaları gerekmektedir. Bu tez fikrinin oluşturulması aşamasında, literatürdeki bu tür geliştirme süreçlerinin gözlemlenmesinin ve bazı tecrübeler ile geçmiş başarı hikâyelerinin katkısı da büyük olmuştur. Bu türden gözlemler sayesinde, bu çalışmanın ülkemizde bu güne kadar geliştirilmemiş ya da geliştirilmeye gerek duyulmamış olan nükleer reaktör sistemlerinin kor yapılarının tasarlanmasına ve hali hazırda tasarlanmış kor yapılarının kolaylıkla incelenmesine yönelik öncü bir çalışma olarak ortaya konulması hedeflenmiştir.

Bu çalışma ilk şekillenmeye başladığında nötronik analizlerin ve yanma analizlerinin, yakıt çubuğu içindeki yakıt peletleri ya da yakıt demetleri içindeki yakıt çubuklarının içeriklerinde meydana gelen değişimlerin incelenmesi ve bu incelemenin MCNP5 [7] ve MONTEBURNS [8] kodları kullanılarak gerçekleştirilmesi planlanmıştır. Yakıt çubuğunun pelet bazında incelenmek istenmesinin sebebi aksel akı dağılımının yakıt yanma oranlarına etkisinin incelenmesiydi. Bu durumu sağlamak için yakıt çubuğunun alt ve üst bölgelerinde nötron kaçışına izin verilip akı bükülmesi oluşturularak, kısmi sonsuz ortam çarpan faktörü değişimleri ve yakıt tabletlerinin sahip olduğu yanma oranlarının incelenmesi amaçlanmıştır. Benzer bir biçimde yakıt demeti bazında da hesaplamaları gerçekleştirme hedeflenmekteydi. Ancak MONTEBURNS kodunun sınırlı malzeme içeriği ile işlem yapması dolayısıyla farklı benzeşim sistemleri arayışına girilmiştir. Amerika Birleşik Devletleri (ABD) Los Alamos Ulusal Laboratuvarında 2014 yılında MCNP5 kodunun daha da geliştirilerek, içine CINDER90 yanma modülünü eklenmesiyle MCNP6.1.1b kodu geliştirilmiştir ve ABD Oak Ridge Ulusal Laboratuvarında bulunan Radyasyon Güvenliği Bilgi Edinme Hesaplama Birimi (Radiation Safety Information Computational Center) tarafından kullanıma sunulmuştur. Geliştirilen MCNP6.1.1b kodunun, yapılması planlanan işler için uygunluğu araştırılmış ve sistem analizleri için temini sağlanmıştır. MCNP6.1.1b kod

sisteminin sahip olduđu yüksek hesaplama ve entegrasyon kabiliyeti ile 2016 yılında Çelikten ve Ergün [9] tarafından yapılmış olan yayında yakıt çubuđu boyunca pelet bazında incelemeler yapılmıştır. Farklı hidrojen-yakıt deđişim oranları ve farklı zenginlik oranlarına göre nötronik analizler gerçekleştirilmiş ayrıca 4 toryum yakıt peletinin yakıt çubuđu içinde farklı konumlardaki etkileri incelenmiştir.

Bu minvalde, tezin geliştirilme aşamalarında, MCNP6.1.1b kodunun sahip olduđu kabiliyetler göz önünde tutulup daha karmaşık sistem analizlerinin gerçekleştirilebilmesi öngörülmüştür. Bu öngörü sonucunda yakıt demetleri bazında tam kor analizlerinin yapılabileceđi fikri oluşmuştur.

Tam kor analizleri için 3B modellemenin gerçekleştirilebilmesi amacıyla MCNP6.1.1b koduna girdi hazırlanması ve her bir yakıt demetinin istenilen kor konumuna yerleştirilmesi işlemlerinin zahmetsizce ve doğru bir şekilde yapılması önem arz etmektedir. Bu amaçla MCNP6 kodu için kolay girdi hazırlayabilecek bir yazılımın oluşturulmasına ihtiyaç duyulmuştur. Geliştirilen yazılımın tasarımından itibaren olabildiğince modüler yapıda oluşturulması ve her bir yakıt demetinin farklı yakıt içerikleri ve farklı yakıt çubukları içerebilecek şekilde tasarlanması hedeflenmiştir.

Başlangıçta sadece altıgen ve küçük ölçekli reaktör kor sistemleri üzerine tasarım analizlerinin gerçekleştirilmesi amaçlanmaktaydı. Ancak 3B kor yapısının oluşturulması sürecinde parametrik tabanlı kor deđişkenlerinin (yakıt boyutları, kor boyutları, reaktör boyutları vb.) kullanılması ile sadece istenilen boyutlardaki kor analizlerinin deđil, daha büyük veya daha küçük güç seviyelerinde altıgen birim hücreli kor analizlerinin de MCNP6.1.1b ile yapılmasını sağlayabilecek bir kod yapısı oluşturulmuştur. Geliştirilen kod sistemi şu anda sadece MCNP6 ile altıgen kor geometrileri için kor analizlerini gerçekleştirilecek kabiliyete sahip olsa da tezdin sonra planlanan aşamalarda *kare birim hücre* yapısına sahip kor geometrileri için yine deđişken güç seviyelerini kapsayacak nitelikte girdi hazırlayabilecektir. Bunlara ilaveten geliştirilen kodu sadece MCNP için deđil Serpent ve OpenMC gibi nötronik ve/veya yanma analizlerini inceleyen kod sistemleri için de çıktı hazırlayabilecek konuma getirmek uzun zaman almayacaktır.

Dünya genelinde işletilmekte olan 449 nükleer güç reaktörünün [10] tamamının uranyum kullandığı düşünöldüğünde yıllık yaklaşık 57.000 t metalik uranyum bu

reaktörler tarafından kullanılmaktadır. NEA tarafından 2016 yılında yayınlanan “Uranium 2016: Resources, Production and Demand” [11] raporda 5.718.400 t belirlenmiş uranyum kaynağı hali hazırda işletilen reaktörlere yaklaşık 100 yıl daha yetebilecek durumdadır. Nükleer kaynakların mevcudiyeti ve kullanılabilirliği korunmalıdır. Bu sebeple nükleer reaktörler için sadece uranyumdan değil toryum gibi diğer nükleer kaynaklardan da faydalanması önemlidir. Toryum ayrıca dünya üzerinde uranyumdan 3 kat daha fazla [12] bulunmaktadır. Ayrıca U-Pu yakıt döngüsü düşünüldüğünde, U-Th yakıt döngüsünden nükleer silah malzemesi elde etmek zordur. Bu zorluktan dolayı U-Th içeren yakıt döngüleri nükleer silahların çoğalmasına kendiliğinden direnç göstermektedir. Toryum nükleer yakıt olarak kullanıldığında sahip olduğu yüksek soğurma tesir kesitinden dolayı daha az kontrol mekanizmasına ihtiyaç duymaktadır. Hızlı nötron spektrumu düşünüldüğü zaman, ^{239}Pu için çoğaltma faktörü (η) hızlı değişimler gösterirken, bunun yanında ^{233}U daha az ve yumuşak değişimler göstermektedir. Bu durum, ^{233}U yakıt olarak kullanıldığı zaman negatif boşluk katsayısına daha kolay ulaşılmasını sağlamaktadır [13].

1.2. Literatür Taraması

UAEA'nın yayınlamış olduğu teknik dokümanda [1] 300 MW_e ve altı güçteki reaktörler küçük ölçekli nükleer reaktörler olarak tanımlanmaktadır. Bu tez çalışmasında altıgen yakıt hücresi yapısına sahip, küçük ölçekli bir nükleer reaktör kor modelinin oluşturulması hedeflenmiştir. Bu kor modeli için nötronik, yanma, en sıcak kanal için ısı-hidrolik incelemeler ve oluşturulan kor yapısı için toryum kullanımı incelemeleri gerçekleştirilmiştir. Bu çalışma kapsamında gerçekleştirilmiş olan tasarımlar ve incelemeler özgün tasarımlar olup geliştirilmiş olan kor modeli oluşturma betikleri de daha sonra geliştirilmek ve/veya oluşturulmak istenilen farklı güçteki kor modellemeleri ve farklı reaktör tipleri içinde kolay analiz yapma imkânı sağlayacaktır. Geliştirilen betikler, küçük ölçekli nükleer reaktörlerin toryum kullanımları üzerine yapılan ve yapılması amaçlanan, özellikle reaktör koru içindeki yakıt demetinin tamamındaki veya bir kısmındaki yakıt hücrelerinin değişebilen (% 100 - % 0) toryum içeriklerine göre incelenmesine de olanak sağlamaktadır.

Teknolojinin hızlı gelişimine bağlı olarak bilgisayar ve hesaplama sistemleri de oldukça hızlı bir gelişme göstermiştir. Özellikle binlerce bilgisayar çekirdeği içeren hesaplama sistemlerinin geliştirilmesiyle yüksek doğrulukta sonuçlar elde edilebilir

duruma gelinmiştir. Gelişen bu hesaplama gücündeki artış taşınım çözümlemesi yapan kodların, sistem analizlerini yaparken daha çabuk sonuç verebilmesini sağlamıştır. Deterministik difüzyon kod sistemleri de benzer sistem analizlerini gerçekleştirebilmektedir ancak sonuçları içinde var olan fiziksel yaklaşımlardan dolayı ya doğruluktan sapmakta ya da yüksek doğruluktaki sonuçlar verememektedir.

Son yıllarda bilgisayar sistemlerinin gelişmesine bağlı olarak önceki paragrafta değinilen sebeplerden dolayı Los Alamos Ulusal Laboratuvarında Fischer [14] tarafından kare birim hücre içeren ve Basıncılı Hafif Su Reaktörleri için MCNP5'te tam veya kısmi kor kritiklik analizlerini gerçekleştirebilen bir sistem geliştirilmiştir. Faghihi ve Mirvakili [15] VVER reaktörlerinin kapanma paylarını inceledikleri makalelerinde yine tam kor geometrisi ile kritiklik analizi yaparak; Yarsky [16] doktora tezinde gaz soğutmalı hızlı üretken reaktörlerinin kritiklik analizlerini gerçekleştirirken yine tam veya kısmi kor geometrileri üzerinden hesaplamalar yaparak çalışmalarını gerçekleştirmişlerdir.

Bu güne kadar yapılmış olan çalışmalar genellikle yakıt hücreleri ve yakıt demetleri bazında yapılmakta olup tam veya kısmi kor geometrisi bazında yapılmış çok az yayın bulunmaktadır.

Nötronik analizler ve yanma analizleri literatürde ya birim hücre bazlı [17]–[20] ya da yakıt demeti bazında [21]–[27] yapılmaktadır. Nötronik analizler tam kor geometrisi ile yapılabilirken [15], [22], [24], [28], yanma analizleri özellikle MONTEBURNS [8] kullanılarak tam [29] veya kısmi kor ve yakıt demeti tabanlı yapılan çalışmalarda, ORIGEN2 [30] çözümleri için, tek malzeme kullanılmış ise tüm sistemi homojenleştirilmiş olarak ele alıp sonraki zaman adımına tam/kısmi kor için homojen bir yakıt karışımı modellemektedir. Bu durumda korun içindeki akı değişimine bağlı olan malzeme değişim içeriği doğru hesaplanamamaktadır. Bu şekilde yapılan çalışmaların sonuçları önemli hatalar içermektedir.

Bu tez kapsamında gerçekleştirilen analizlerden birisi de oluşturulan kor geometrisinin ülkemiz açısından kritik öneme sahip toryum elementinin kullanılmasının incelenmesinin de gerçekleştirilmiş olmasıdır. Toryumun yakıt olarak kullanılabilmesi için hafif su reaktörleri olan PWR ve BWR [31]–[35]; ağır su reaktörleri olan CANDU[36], [37]; süper kritik su içeren SCWR [38], [39]; gaz

soğutmalı reaktörler HTR [40], [41]; eriyik tuz reaktörleri olan MSR ve LFTR [42], [43]; sodyum soğutmalı FBR [44], [45] ve kurşun-bizmut soğutmalı ADS [46] sistemleri üzerine çalışmalar literatürde bulunmaktadır.

Toryum, fisil bir malzeme olmadığı için günümüz reaktörlerinde tek başına yakıt olarak kullanılması mümkün değildir. Toryumdan fisil uranyum-233 (^{233}U) eldesini sağlamak amacıyla Hindistan Atom Enerjisi Kurumu 3 Aşamalı Nükleer Güç Programını [47] gerçekleştirmek için çalışmalara devam etmektedir. Altıgen hücre yapısına sahip VVER-1200 reaktörlerinin farklı kor yüklemeleri için değişik toryum içeriklerine göre Dwidar v.d.'nin [48] gerçekleştirmiş olduğu tasarım çalışmaları da mevcuttur. ThO_2 'in PWR'lerde yakıt olarak kullanılmasını sağlamak amacıyla Dr. Alvin Radkowsky tarafından öne sürülmüş, iç kısmında fisil yakıt çubuğu bölgesi, etrafında ise doğurgan (fertile) ThO_2 bölgesi bulunan yakıt demeti tasarımları [48]–[52] üzerine de oldukça fazla çalışma bulunmaktadır.

Son dönemde bazı çalışmalarda hafif su reaktörlerinde toryum kullanımını sağlamak amacıyla nötron moderasyonu azaltılmaktadır. Nötron moderasyonunu azaltmak, yüksek $\text{Th}-^{233}\text{U}$ dönüşümlerinin sağlamaktadır. “Üret ve yak” tasarımları olarak adlandırılan bu tasarımlar [25], [53]–[55], hızlı üretken reaktör teknolojisinin alternatifi olarak görülmektedir.

İster taşınım, ister difüzyon kodları ile nükleer reaktörlerin nötronik ve yanma analizleri gerçekleştirilirken, meydana gelecek belirsizliklerin önemli kaynaklarından biri olan nötron veri kütüphanelerinin güncel olanlarının kullanılması önem arz etmektedir. Tezde kullanılacak kodların güncel veri kütüphanelerini kullanılması için tezin başlangıcında veri kütüphaneleri oluşturulmuştur. Veri kütüphanelerinin NJOY99.396 kodu ile oluşturulma aşamaları MacFarlane v.d. [56], [57] tarafından açıklanmıştır. Türkmen v.d. [58] ile El Bakkari v.d. [59] tarafından gerçekleştirilen yayınlarda yeni kütüphaneler üretilerek, nötronik analizler ve yanma analizleri gerçekleştirilmiştir. Bu tez çalışmasında, en güncel ve doğrulanmış veri kütüphaneleri olan ENDF/B-VII.1 [60] kullanılmıştır.

1.3. Amaç ve Kapsam

Bu tez çalışmasında ana amaç, küçük ölçekli bir nükleer reaktör korunun belirlenen temel tasarım parametreleri ile 3B modelinin oluşturulmasıdır. Oluşturulan reaktör kor geometrisi için nötronik parametrelerin MCNP6.1.1b kodu aracılığı ile incelenmesi ve toryum yakıt demetlerinde yanma oranı değişimine göre üretilen fisil

ve fisil olabilecek içeriğin belirlenmesi tezin amaçları arasındadır. Sonrasında reaktör geometrisinde en sıcak yakıt demeti ve en sıcak kanalın belirlenerek termal hidrolik analizlerin COBRA-TF kodu kullanılarak nükleer reaktör güvenliği açısından belirlenen kriterleri sağlayıp sağlamadığının incelenmesi tezin bir diğer amacıdır.

1.4. Yöntem

Bu tez çalışmasında 3B nötronik analizlerin MCNP6.1.1b kod sistemi ile gerçekleştirilebilmesi için farklı kor modellemelerine kolay uyum sağlama göz önünde bulundurularak MCNP6.1.1b için girdi dosyalarını hazırlayan bir kod sistemi geliştirilmiştir.

MCNP6.1.1b kod sistemi, ENDF/B-VII.0 [61] ham nötron veri kütüphanelerinden belirli sıcaklıklarda üretilmiş, ACE (A Compact ENDF) formatında işlenmiş veri kütüphanelerini içermektedir. Bu kütüphaneler ABD Brookhaven Ulusal Laboratuvarı tarafından devamlı olarak güncellenmekte [60] ve mevcut hatalar ortadan kaldırılmaktadır. 2006 yılında kullanıma sunulan ENDF/B-VII.0 nötron kütüphanelerinin güncel sürümü ENDF/B-VII.1 [62] ham veri kütüphaneleri olarak 2011 yılında kullanıma sunulmuştur fakat ACE veri formatında olmadığı için MCNP6.1.1b için kullanıma uygun değildir. Bu uyumluluğu sağlamak ve belirlenen sıcaklıklarda kütüphaneler üretmek amacıyla NJOY99.396 ile BNL geliştirme web sayfası [60], Japon Nükleer Veri Merkezi [63] v.b konumlardan indirilen ham veri kütüphaneleri işlenerek kullanıma hazırlanmıştır. Üretilen kütüphaneler MCNP ile kullanıma başlanmadan önce Nükleer Enerji Ajansı'nın (NEA) ICSBEP [64] çalışmasındaki kritiklik hesaplamaları ile karşılaştırmalı değerlendirme testlerine tabi tutulmuştur. Ayrıca nötron veri kütüphanelerinin otomatik üretim betikleri ile üretimleri Sökmen v.d. [65] tarafından gerçekleştirilen TÜBİTAK projesi fikrinin oluşturulmasına da katkı sağlamıştır.

3B kor modelinin ve kor modelini oluşturan kod sisteminin doğru çalışıp çalışmadığının test edilmesi amacıyla, kod sistemi öncelikle bilinen Kozloduy 5 nükleer reaktörünün kor içi yakıt yönetimi analizlerinin yapıldığı UAEA'nın teknik dokümanı [66] kullanılmıştır. VVER-1000 reaktör koru için hem homojen hem de heterojen kor yüklemelerinin benzeşimlerinin yapılmasıyla modelleme için en uygun olan parçacık sayısını belirleme işlemleri gerçekleştirilmiştir. Bu analizler sonrasında elde edilen bilgiler ışığında oluşturulan küçük ölçekli kor modeli için, homojen yükleme analizleriyle yine en uygun parçacık sayısı belirlenmiştir.

Geliştirilen 3B kor modeli ile MCNP6.1.1b içine bütünleşmiş CINDER90 modülü sayesinde kor yüklemesi için yanma analizleri gerçekleştirilmiştir. Yanma analizleri sonucunda yakıt içeriğinde (her bir yakıt demeti içinde ve kısmi korda) meydana gelen değişimler ve reaksiyon-metrik parametreler (etkin çarpan faktörü, reaktivite, akı vb.) incelenmiştir.

Çalışmanın son kısmında, reaktör geometrisinde en sıcak yakıt demeti ve en sıcak kanal belirlenmiştir. Termal hidrolik analizler için COBRA-TF kodu kullanılarak sıcak kanal analizleri nükleer reaktör güvenliği açısından değerlendirilmiştir.

2. NÜKLEER REAKTÖR KOR TASARIMI ve BOYUTLARININ BELİRLENMESİ

Nükleer reaktör kor tasarımlarına başlanmadan önce belirlenmesi gereken bazı parametreler bulunmaktadır. Nükleer reaktörler, tasarımlarının dayandırıldığı ve öngörülebilir olaylardan, en kötü kaza senaryolarında dahi, çevreye ve insanlara zarar vermeyecek şekilde tasarlanmalıdır.

Reaktör nötronik kor parametreleri belirlenirken ilk aşama olarak, belirlenen yakıt pelet boyutları için hidrojen-uranyum oranının, yani sabit yakıt geometrisi için yakıtlar arası örgü aralığının belirlenmesi gereklidir. Termal nötron enerjilerinde (< 1 eV) bu orana göre sonsuz ortam çarpan faktörünün (k_{∞}), düşük yavaşlama bölgesinde kalmasına özen gösterilmelidir. Eğer hidrojen-uranyum oranı, k_{∞} değerini maksimum yapacak değerlerde ya da daha yüksek nötron yavaşlama bölgesinde ise herhangi bir olası soğutucu kaybı kazası durumunda reaktör güvenliği açısından uygunsuzluk yaratmaktadır. Altıgen geometride örgü aralıklarına göre değişimleri Çelikten ve Ergün [9] tarafından incelenmiş ve piyasada üretilen, testleri bu güne kadar tamamlanmış ve işletim tecrübesi olan yakıt peletlerinin kullanılması yukarıda değinilen güvenlik gereksinimlerini sebebiyle bu tasarımda tercih edilmiştir.

Bu bilgiler ışığında reaktör kor parametreleri belirlenirken pelet ve zarf malzemesinin VVER-1000 ve VVER1200 reaktörlerinde kullanılan pelet ve zarf boyutlarında tutulması kararı alınmış ve aşağıdaki yapılan hesaplamalar da bu değerler için gerçekleştirilmiştir. Diğer bölümlerde anlatılacak olan MCNP6.1.1b taşıyım kodu için girdi hazırlayıcı betikler bu tasarımlar değiştiğinde de test edilmiş olup altıgen reaktör kor tasarımı için otomatik olarak hesaplamaları yapacak ve doğru kor geometrisini oluşturacak nitelikte geliştirilmiştir.

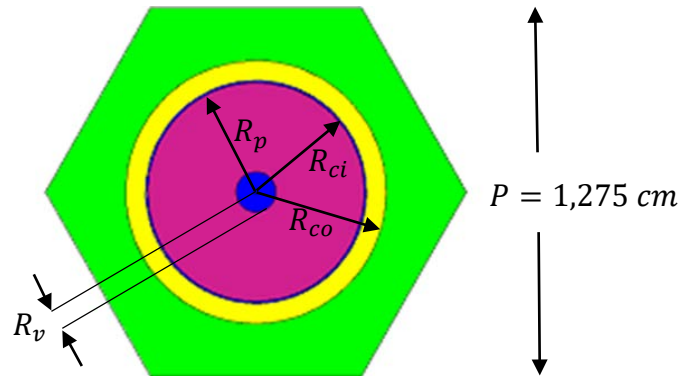
Çizelge 2.1. Ana Reaktör Parametreleri

Parametre	Miktar	Birim
Isıl Güç	900	MW _{th}
Elektriksel Güç	300	MW _e
Isıl Verim	33,33	%
Yakıtta Üretilen Enerji Oranı	97,45	%
Yakıt Yükleme Periyodu	365	gün
Emre Amadelik (Gerçekçi Yaklaşım)	85	%
Yakıt Partisinin Korda Kalma Süresi	3	Periyot
Ortalama Yanma Oranı (Minimum)	36.000	MWgün/TAM

2.1. Ana Reaktör Parametrelerinin ve Geometrik Parametrelerin Belirlenmesi

Bu parametrelerin belirlenme aşamalarında UAEA, reaktörleri elektriksel güçlerine göre sınıflandırmasına ve 300 MW_e güç seviyesinin altındaki reaktörleri küçük ölçekli reaktörler [1] olarak tanımladığına öncesinde değinilmiştir. Bu tanım doğrultusunda temel reaktörün ısı gücü, yakıt yükleme periyodu, yakıtın kaç yakıt yükleme periyodu boyunca kor içinde kalacağı, minimum yanma oranı gibi parametreleri oluşturulmuş ve Çizelge 2.1’de listelenmiştir.

Bu çalışmada kullanılan yakıt geometrisi Şekil 2.1’de sunulmakta olup bu geometri üzerine belirtilen simgelerin boyutları da Çizelge 2.2’de listelenmektedir.



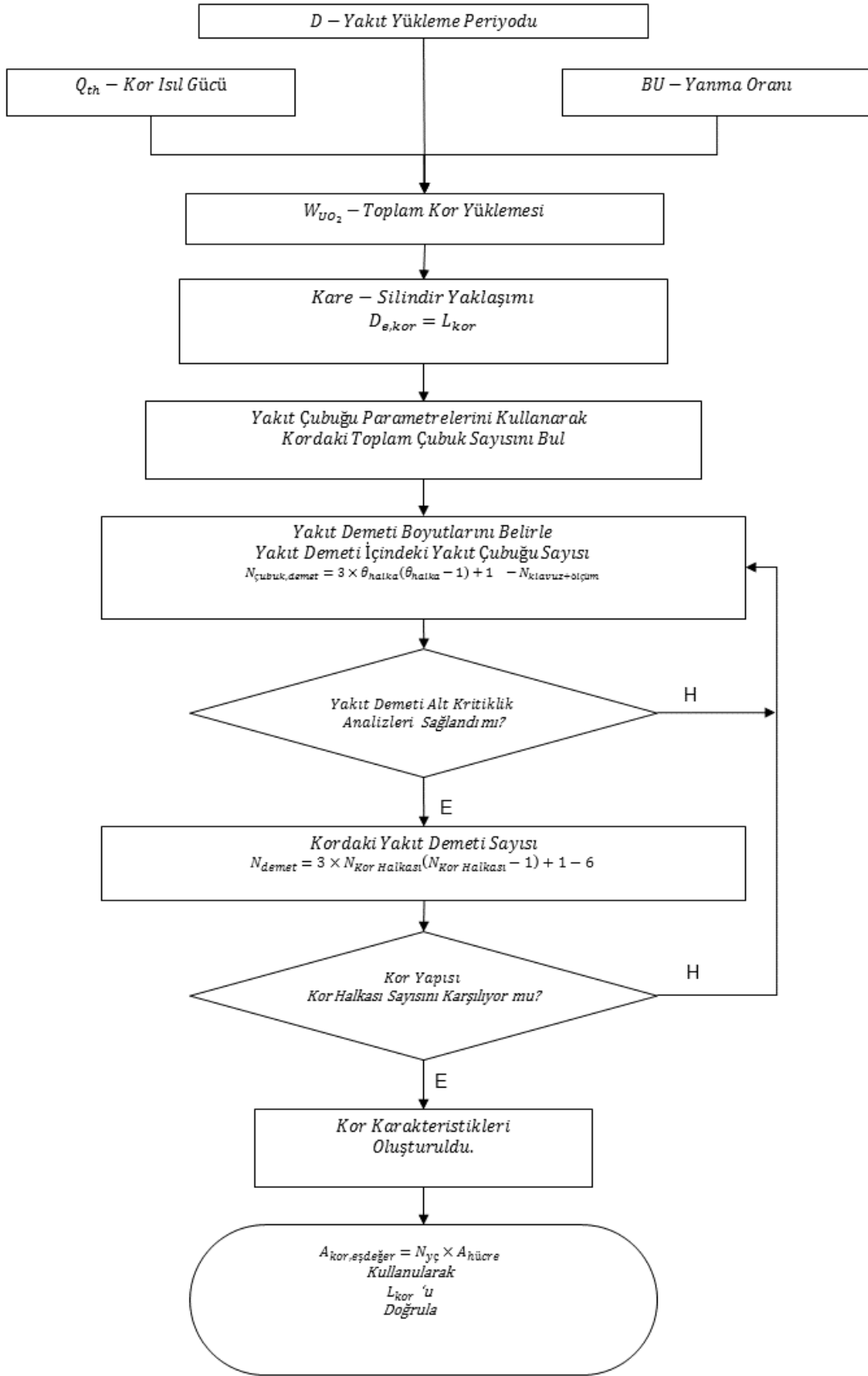
Şekil 2.1 Altıgen Birim Hücre

Çizelge 2.2. Birim Hücre ve Pelet Parametreleri

Parametre	Simge	Miktar	Birim
Altıgen Örgü Aralığı	P	1,275	cm
Zarf Dış Yarıçapı	R_{co}	0,455	cm
Zarf İç Yarıçapı	R_{ci}	0,386	cm
Pelet Yarıçapı	R_p	0,380	cm
Boşluk Yarıçapı	R_v	0,070	cm
Yakıt (UO ₂) Yoğunluğu	ρ_{UO_2}	10,4	g/cm ³

2.2. Kor Boyutlarının Belirlenmesi

Yukarıda Çizelge 2.1 ve Çizelge 2.2’de verilmiş olan ana kor parametreleri ile birim hücre ve pelet parametreleri temel alınıp Şekil 2.2’deki akış şemasına göre kor boyutlarının hesaplama işlemleri gerçekleştirilmiştir.



Şekil 2.2. Kor Karakteristiklerinin Belirlenmesi için Akış Şeması

Öncelikle hesaplamalarda kullanılan yakıt yoğunluğu (ρ_{UO_2}) ve teorik yoğunluklar (γ_{UO_2}) hesaplama parametreleri olarak Denklem 2.1'de verilmektedir.

$$\begin{aligned}\rho_{UO_2} &= 10.2 \text{ g/cm}^3 \rightarrow \rho_{UO_2,theoretical} = \gamma_{UO_2} = 0.9886 \\ \rho_{UO_2} &= 10.4 \text{ g/cm}^3 \rightarrow \rho_{UO_2,theoretical} = \gamma_{UO_2} = 0.9696\end{aligned}\quad 2.1$$

Kor tasarımı için ilk olarak belirlenen parametreler; kor ısı güç miktarı Q_{th} , reaktörün toplam çalışma süresi D , yakıt partisinin korda kalma süresi N_B , yakıt yanma oranı BU , UO_2 'nin atom ağırlığı M_{UO_2} ve U 'un atom ağırlığı M_U ile birbirine bağımlılığı Denklem 2.2'de verilmektedir. Bu bağımlılık Oka'nın [67] nükleer reaktör tasarımlarını anlattığı kitabından alınmış ve altıgen hücre yapısına göre uyarlanacak şekilde bazı düzenlemeler gerçekleştirilmiştir. Denklem 2.2'de ayrıca sadece fisyon enerjisinden elde edilen güç oranı (ζ) ve emre amadelik çarpanı (ξ_D) da düzeltme faktörleri olarak eklenmiştir.

$$\begin{aligned}W_{UO_2} &= \left(Q_{th} \times D \times N_B / BU \right) \times \frac{M_{UO_2}}{M_U} \\ &= \left([Q_{th} \times \zeta] \times [D \times \xi_D] \times N_B / BU \right) \times \frac{M_{UO_2}}{M_U} \\ &= \frac{[900 MW_{th} \times 0,9745][365 \text{ gün} \times 0,85] \times 3}{36.000 \text{ MWgün} / MTU} \times 0,8815^{-1} \\ &= 22,675 MTU \times 0,8815^{-1} \\ &= 25.723 \text{ kg } UO_2 \text{ Toplam kor Yükleme}\end{aligned}\quad 2.2$$

Denklem 2.2 sonucunda, tasarlanan reaktör korunun toplam UO_2 yakıt yüklemesinin de 25.723 kg olduğunu bulunmuştur.

Bu kor yükleme miktarının farklı bir yoldan da hesaplanması mümkündür. Yakıt çubuğunun hacmi $V_{yç}$, kordaki toplam yakıt çubuğu sayısı $N_{yç}$ ve UO_2 yakıt yoğunluğu ile çarpılması sonucunda Denklem 2.3 elde edilir.

$$W_{UO_2} = V_{yç} \times N_{yç} \times \left[\rho_{UO_2} \cdot \gamma_{\rho_{UO_2}} \right] \quad 2.3$$

Denklem 2.3'ten toplam yakıt çubuğu sayısı $N_{yç}$ çekilirse,

$$N_{yç} = \frac{W_{UO_2}}{V_{yç} \times [\rho_{UO_2} \cdot \gamma_{\rho_{UO_2}}]} \quad 2.4$$

burada $V_{yç}$ ele alınan yakıt geometrisi cinsinden,

$$V_{yç} = (R_p^2 - R_v^2)\pi \times L_{yç} \quad 2.5$$

şeklinde ifade edilebilir. Denklem 2.5'te $L_{yç}$ yakıt çubuğunun uzunluğu olarak ifade edilmektedir. Denklem 2.5, Denklem 2.4'ün içine yerleştirildiği zaman Denklem 2.6 elde edilir.

$$N_{yç} = \frac{W_{UO_2}}{(R_p^2 - R_v^2)\pi \times L_{yç} \times [\rho_{UO_2} \cdot \gamma_{\rho_{UO_2}}]} \quad 2.6$$

Denklem 2.6'da bilinmeyen değişken sadece yakıt çubuğunun uzunluğu $L_{yç}$ 'dir.

Tasarlamada hedeflenen, reaktör koru içindeki toplam çubuk sayısının hesaplanabileceği diğer bir yöntem ise aşağıdaki gibidir.

$$N_{yç} = \frac{V_{kor}}{V_{hücre}} \quad 2.7$$

burada V_{kor} toplam kor hacmini, $V_{hücre}$ yakıt birim hücresinin hacmini göstermektedir.

Altıgen yakıt hücresinin hacmi, yakıt hücresi örgü aralığı (P) cinsinden,

$$V_{hücre} = \frac{P^2\sqrt{3}}{2} L_{yç} \quad 2.8$$

Denklem 2.7 ve Denklem 2.8 yeniden düzenlenirse Denklem 2.9 elde edilir. Bu denklem de hacimler açısından yaklaşıldığında toplam çubuk sayısının hesaplanma şeklidir.

$$N_{yç} = \frac{V_{kor}}{\frac{P^2\sqrt{3}}{2} L_{yç}} \quad 2.9$$

Ancak Denklem 2.9'da hem V_{kor} hem de $L_{y\check{c}}$ bilinmeyen deęişkenlerdir. Nükleer reaktörlerin kor tasarımlarında nötronların kor bölgesinden kaçışlarını en aza indirmek için reaktör kor yüzeyini de en aza indirmek önemlidir.

Reaktör kor yüzeyini en az tutmanın en basit yolu *kare-silindir* olarak tabir edilen yaklaşımın kullanılmasıdır. Bu, $D_{e,kor}$ eşdeğer kor çapının, kor yüksekliğine eşit olduğu durumdur ve Denklem 2.10'da gösterilmektedir.

$$D_{e,kor} = L_{kor} \quad 2.10$$

Bu noktada önemli bir bilginin verilmesi gerekmektedir. Reaktör kor tasarımlarında nötron kaçışlarını yukarıda değinildiği gibi en aza indirmek, kor geometrisini buna uygun yapmak ve kor yüzeylerini en küçük tutmak gerekmektedir. Ancak bazı durumlarda Denklem 2.10 eşitliği sağlanmaz. Bu durumlarda kor eşdeğer yarıçapını artırmak yerine reaktör kor yüksekliği artırılır. Kor yüksekliğinin artırılması olası kor eşdeğer yarıçapının artırılmasından daha az nötron kaçışına sebep olacaktır. Buna bir örnek olarak: Rus bilim insanları ve mühendisleri VVER-1000 reaktörlerini tasarladıklarında takribi olarak kare-silindir yaklaşımı kullanmışlardı (Burada verilen hesaplamalar yapılarak karşılaştırılabilir). VVER-1200 reaktörünün tasarımı kararından sonra kor yapısını çok deęiştirmeden "Nasıl 200 MW_e daha fazla güç elde ederiz?" sorusunun cevabını sadece aktif kor yüksekliğini deęiştirerek vermişleridir. Şekil 2.3'de görüldüğü gibi üretimde olan yakıt çubuklarına yaklaşık olarak 10 yakıt peleti eklenerek 200 mm aktif yakıt bölgesi artırılmış, yakıt demetlerinin toplam boyu deęiştirilmeden kolayca çözüm sağlanmıştır.

Eşdeğer yarıçapı ve kor yüksekliği bilinen bir reaktör koru için toplam kor hacmi,

$$V_{kor} = \frac{\pi D_{e,kor}^2}{4} L_{kor} \quad 2.11$$

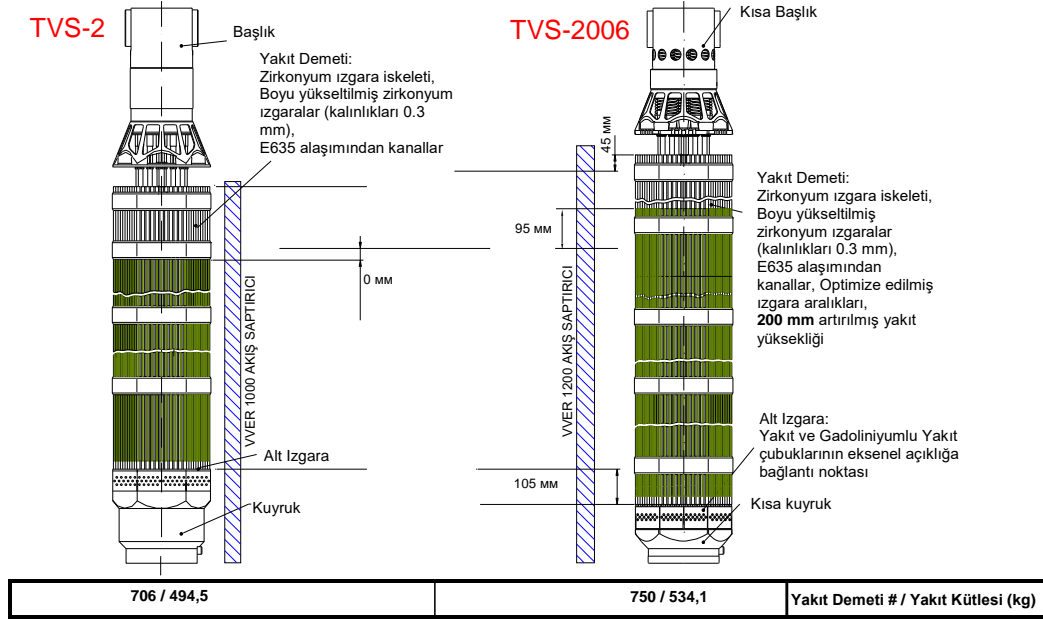
şeklinde ifade edilir. Yukarıda tanımlanan kare-silindir yaklaşımı kullanılarak Denklem 2.10, Denklem 2.11 içine yerleştirilirse toplam kor hacmi,

$$V_{kor} = \frac{\pi L_{kor}^3}{4} \quad 2.12$$

bulunur. Denklem 2.9'da bilinmeyen V_{kor} değeri için Denklem 2.12 kullanılır ve reaktör kor uzunluğu, yakıt çubuğu uzunluğuna eşit ($L_{kor} = L_{y\check{c}}$) kabul edilirse,

$$N_{y\check{c}} = \frac{\pi L_{kor}^2}{2\sqrt{3} P^2} \quad 2.13$$

toplam yakıt çubuğu sayısı tekrar tek bilinmeyenli hale, yani sadece reaktör kor yüksekliğine bağlı olarak bulunur.



Şekil 2.3 VVER-1000 (solda) ve VVER-1200 (sağda) Yakıt Demetleri [68]

Denklem 2.6 ve Denklem 2.13 birbirine eşitlenirse,

$$N_{y\check{c}} = \frac{W_{UO_2}}{(R_p^2 - R_v^2)\pi \times L_{kor} \times [\rho_{UO_2} \cdot \gamma_{\rho_{UO_2}}]} = \frac{\pi L_{kor}^2}{2\sqrt{3} P^2} \quad 2.14$$

ve bu eşitlikten kor uzunluğu L_{kor} Denklem 2.14'ten çekilirse,

$$L_{kor} = \left(\frac{W_{UO_2} \times 2\sqrt{3} P^2}{(R_p^2 - R_v^2)\pi^2 \times [\rho_{UO_2} \cdot \gamma_{\rho_{UO_2}}]} \right)^{1/3} \quad 2.15$$

Denklem 2.15'te bulunan tüm değişkenler önceden Denklem 2.1, Çizelge 2.1 ve Çizelge 2.2'de listelenmiştir. Tanımlanan bu değerler Denklem 2.15'te yerine koyulduğu zaman $L_{kor} = 218,52$ cm olarak bulunmaktadır. Hesaplanan L_{kor} değeri Denklem 2.13'te yerine koyulur ise,

$$N_{y\zeta} = \frac{\pi(218,52cm)^2}{2\sqrt{3}(1,275cm)^2} = 26.637,98 \text{ Yakıt Çubuğu} \quad 2.16$$

varsayılan yaklaşımlar ile belirlenen güç seviyesi, uzunluğu $L_{rod} = 218,52$ cm olan ve $N_{y\zeta} = 26.638$ adet yakıt çubuğundan elde edilmektedir.

2.2.1. Yakıt Demeti Boyutlarının Belirlenmesi

Bu bölümde altıgen yakıt hücrelerinin yakıt demetleri içine yerleştirilmesi ve altıgen yakıt demeti içindeki yakıt çubukları sayılarının hesaplanması ile ilgili aşamalar anlatılmıştır.

Öncelikle bir yakıt demetinin içinde bulunan toplam hücre sayısını merkezden başlayarak en dış kısmına kadar olan halka sayısı θ_{halka} cinsinden,

$$N_{yakıt\ hücre, demet} = 3 \times \theta_{halka} (\theta_{halka} - 1) + 1 \quad 2.17$$

hesaplanabilir; başka bir ifade ile altıgen dizilimin en dış bölgesinde bulunan köşeden köşeye çubuk sayısı ile aynı biçimde de hesaplanması mümkündür.

Altıgen yakıt hücreleri içeren LWR tasarımlarında kullanılan kontrol mekanizmaları farklılık gösterebilmektedir. Genelde iki çeşit kontrol mekanizması bulunmaktadır. Bunlardan ilki BWR içindeki gibi levha şeklinde yakıt demetinin dışındaki (aralarındaki) kanallardan hareket eden tasarlanan “Y-Biçimli” tasarımlardır. Bir diğeri ise PWR içindeki gibi kendilerine ait kılavuz kanalları kullanarak yakıt demeti içindeki belirlenen hücresel bölmelere giren örümcek (spider) biçimindeki kontrol mekanizmalarıdır. Tasarlanan yakıt demeti kontrol mekanizması BWR içindeki gibi levha yapısında ise ve yakıt demeti içinde ölçüm kanalı yoksa yakıt demetinin içindeki toplam çubuk sayısı Denklem 2.17’deki formül ile direkt hesaplanır.

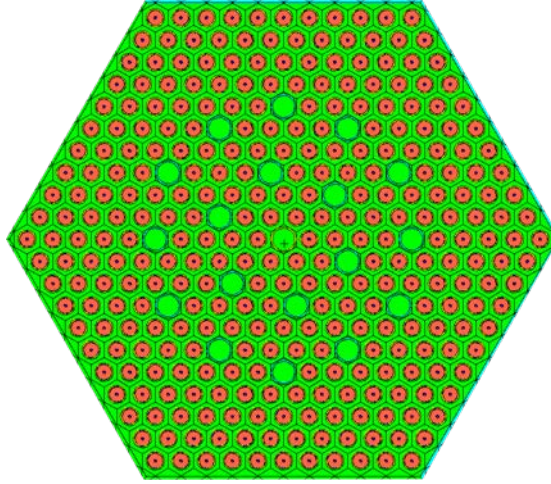
Yakıt demeti tasarımı PWR reaktörleri gibi örümcek kontrol mekanizmalarına sahip ise,

$$N_{yakıt\ hücre, demet} = 3 \times \theta_{halka} (\theta_{halka} - 1) + 1 - [N_{kılavuz} + N_{ölçüm}] \quad 2.18$$

Denklem 2.18’deki gibi toplam kılavuz kanalları sayısı $N_{kılavuz}$ ve toplam ölçüm kanal sayısı $N_{ölçüm}$ çıkartılarak içinde barındırabileceği toplam yakıt hücreleri sayısı bulunmuş olur.

Bu çalışmada varsayımlardan bir tanesi de hali hazırda VVER-1000 reaktörleri için üretilmekte olan 11 halkalı yakıt yapısının korunması ve içindeki kılavuz ve ölçüm kanallarının sayılarının aynı tutulmasıdır.

Şekil 2.4'teki gibi köşeden köşeye 11 hücre, 18 kılavuz kanalı ve 1 adet ölçüm kanalı içeren bir yakıt demeti içinde toplam $N_{yakıt\ hücre, demet} = 312$ adet yakıt hücresi bulundurabilmektedir.



Şekil 2.4. Yakıt Demeti Yapısı

2.2.2. Yakıt Demeti Alt-Kritiklik Analizi

Yakıt demetleri tasarımları kaba hatlarıyla tamamlandıktan sonra nükleer reaktör içinde kullanılacak yakıt demetlerinin analizlerinin de gerçekleştirilmesi gerekmektedir. Kor tasarımları için büyük boyutlarda yakıt demetlerinin kullanılması kor içine yüklenecek olan yakıt demeti sayısını azaltmakla birlikte, yakıt yüklemelerini kolaylaştırmaktadır. Lakin bunun yanında, büyük boyuttaki yakıt demeti yapısını oluşturmak, etkin çarpan faktörünü artırmakta ve belki de yakıt demetinin kendiliğinden kritik olmasına sebep olabilmektedir. Tasarlanan yakıt demetinin reaktör korunun dışında bor içermeyen su içinde alt-kritik durumda kalması önem arz etmektedir [67]. Bu sebeple ticari reaktörler için maksimum yakıt demeti zenginliğinin %5 olduğu göz önünde bulundurularak, tasarlanan yakıt demetinin su ortamı içinde alt-kritiklik analizleri gerçekleştirilmiştir. 220 cm boyutlarında 312 yakıt çubuğu içeren yakıt demeti için etkin çarpan faktörü değeri $k_{eff} = 0,89614 \pm 0,00011$ bulunmuştur. Sonuç olarak tasarımda kullanılan yakıt demeti boyutlarının belirlenen kriteri sağladığı gözlenmiştir.

2.2.3. Altıgen Kor Yapısının Boyutlarının Belirlenmesi

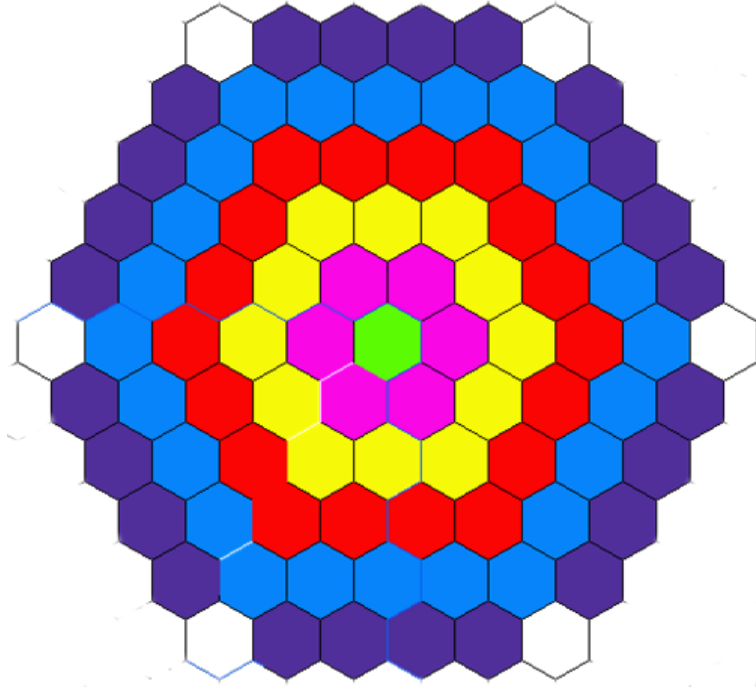
Yakıt demeti yapısı belirlendikten sonra, reaktör korunun bu yakıt demetlerinden kaç adet içereceğinin belirlenmesi gerekmektedir. Belirlenen güç seviyesinin $N_{yç} = 26.638$ adet yakıt çubuğundan elde edileceği ve her bir yakıt demeti içinde toplam $N_{yakıt\ hücre, demet} = 312$ adet yakıt hücresi bulundurduğu varsayılan altıgen yapıdaki bir reaktör kuru için

$$\begin{aligned} N_{demet} &= \frac{N_{yç}}{N_{yakıt\ hücre, demet}} \\ &= \frac{26.638}{312} && 2.19 \\ &= 85.38 \text{ Yakıt Demeti (Kor Bölgesinde)} \end{aligned}$$

Belirlenen bu tasarıma göre yaklaşık $N_{demet} = 85$ adet yakıt demeti kor bölgesine yerleştirilmelidir. Bu noktada altıgen kor bölgesinin bu demet sayısına uygunluğunun kontrol edilmesi önemlidir. Ayrıca Şekil 2.5'teki altıgen reaktör kor tasarımlarında kor bölgesinin en dışındaki bölgelerde köşede bulunan yakıt demeti bölgeleri (beyaz bölgeler) bulunmamaktadır. Bunun sebebi o bölgeye konulacak olan yakıt demetlerinin nötronik açıdan 3 adet kaçış yüzeylerinin bulunması ayrıca bir önceki halkadaki bu yakıt demeti konumuna tek yüzey komşuluğu olan (mavi bölge) ve diğer komşuluklarındaki (mor bölge) yakıt demetlerinde yüksek akının engellenmesi amacıyla kor bölgelerinde bu konumlara, yakıt demeti koyulmamaktadır. Bu şekilde tasarlanan altıgen reaktör kor geometrisi için toplam yakıt demeti sayısı,

$$\begin{aligned} N_{demet} &= [3 \times \theta_{Kor, halka}(\theta_{Kor, halka} - 1) + 1] - 6 \\ &= 3 \times \theta_{Kor, halka}(\theta_{Kor, halka} - 1) + 5 && 2.20 \end{aligned}$$

şeklinde hesaplanır. Burada $\theta_{Kor, halka}$ merkez yakıt demetinden itibaren her bir yakıt demeti halkası ya da Şekil 2.5'teki her farklı renkteki yakıt demeti katmanı olarak tanımlanmaktadır. Denklem 2.20'de 85 yakıt demeti içeren bir yapı için 6 demet halkası bölgesi bulunan bir kor tasarımı Şekil 2.5'teki gibi görünmektedir.



Şekil 2.5. Altıgen Kor Yapısı

Hesaplanan yakıt demeti sayısı (85) ve kor yapısının (6 halka) uyumlu olmadığı yani aralarında büyük farklar içerdiği varsayılırsa, Denklem 2.18'den farklı θ_{halka} değeri için yeni bir yakıt demet düzenlemesi oluşturulup, yakıt demetindeki toplam yakıt hücresi sayısı yeniden hesaplanır ve Denklem 2.20 kullanılarak yeni bir kor yapısının ayarlanması gereklidir.

2.3. Kor Boyutlarının Doğrulanması

Bölüm 2.2.3'de anlatıldığı gibi altıgen kor yapısının belirlenmesinden sonra bu kor yapısının 312 yakıt hücresi içeren toplam 85 yakıt demeti için kor yarıçapının ve kor yüksekliklerinin belirlenen ağır metal ya da UO_2 yakıt içeriğine göre yeniden hesaplanarak doğrulanması gerekmektedir.

Eşdeğer kor yarıçapına (D_{kor}) bağlı kor alanı,

$$A_{kor} = \frac{\pi D_{kor}^2}{4} \quad 2.21$$

şeklinde hesaplanır. Denklem 2.21'den eşdeğer kor yarıçapı çekilir ve belirlenen güç seviyesi için hesaplanan yakıt çubuğu sayısı yakıt hücresi alanı ile çarpılırsa,

$$\begin{aligned}
D_{kor} &= \sqrt{\frac{4 \times N_{y\zeta} \times \frac{P^2 \sqrt{3}}{2}}{\pi}} \\
&= \sqrt{\frac{4 \times (85 \times 312) \times \frac{(1,275 \text{ cm})^2 \sqrt{3}}{2}}{\pi}} \\
&= 218,03 \text{ cm}
\end{aligned}
\tag{2.22}$$

eşdeğer kor çapı $D_{kor} = 218,03 \text{ cm}$ olarak hesaplanır. Denklem 2.15 kullanılarak hesaplanan kor yüksekliğinin eşdeğer yarıçapa eşit olduğunu varsayılarak $L_{kor} = D_{kor} = 218,52 \text{ cm}$ olarak bulunmuş ve Bölüm 2.2'de kor yarıçapını değiştirmektense kor yüksekliğinde değişiklik yapmanın daha uygun bir yaklaşım olduğu anlatılmıştır. Bu bilgiler neticesinde tasarımı yapılmış olan kor yüksekliği Denklem 2.6'dan çekilerek yeniden hesaplanmalıdır.

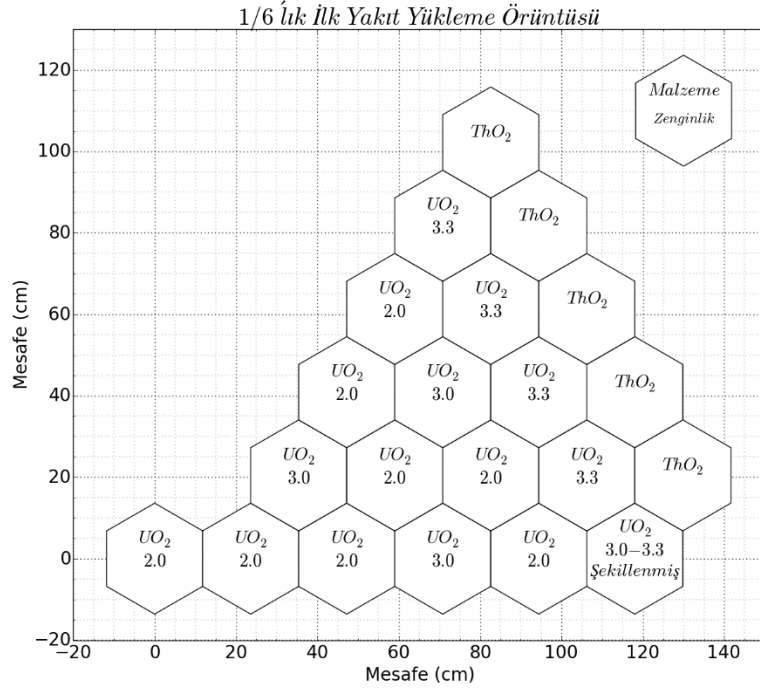
$$\begin{aligned}
L_{kor} = L_{y\zeta} &= \frac{W_{UO_2}}{(R_p^2 - R_v^2) \pi \times N_{y\zeta} \times [\rho_{UO_2} \cdot \gamma_{\rho_{UO_2}}]} \\
&= \frac{26.723,65 \text{ kg} \times 10^3 \frac{\text{g}}{\text{kg}}}{(0,38^2 - 0,07^2) \pi \times (312 \times 85) \times [10,4 \frac{\text{g}}{\text{cm}^3} \cdot 0,9696]} \\
L_{kor} &= \mathbf{219,49 \text{ cm}}
\end{aligned}
\tag{2.23}$$

Denklem 2.23'te yapılan hesaplamalar sonucunda tasarlanmış olan nükleer reaktör korunun yüksekliği de 220 cm olarak kabul edilmiş ve bundan sonra gerçekleştirilecek hesaplamalarda bu değer kullanılmıştır.

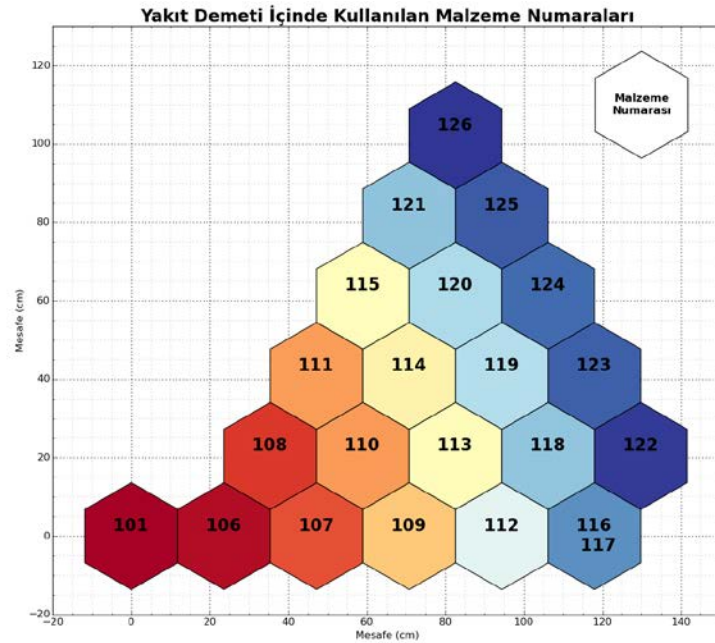
2.4. Kor Yükleme Örüntüsü

Oluşturulan nükleer reaktör yapısının içine yakıt demetlerinin uygun bir biçimde yerleştirilmesi gerekmektedir. Kor yükleme örüntüsü oluşturulurken VVER-1000 reaktörü olan Kozloduy-5 [66] nükleer reaktörünün ilk yükleme örüntüsü temel alınmıştır. Bölüm 2.6.2'de gerçekleştirilen homojen kor örüntüsü yükleme analizleri neticesinde, reaktörün orta bölgelerindeki nötron akılarının düşürülmesi, düşük zenginlikte yakıt demetlerinin kullanılmasını; dış altıgen halka katmanında ThO₂ örtü olması nedeniyle de ThO₂ yakıt demetlerinden önce yüksek zenginlikli yakıt demetlerinin kullanılmasını gerektirmiştir. Bu öngörüler neticesinde Şekil 2.6'da görülen altıda birlik ilk yakıt yükleme örüntüsü temel alınarak tüm kritiklik ve yanma

analizleri gerçekleştirilmiştir. İlk yükleme örüntüsünde Bölüm 4.5'te özellikleri verilen çıktı analizörünün elde ettiği otomatik yakıt demeti malzeme numaraları Şekil 2.7'de gösterilmektedir. Nötronik ve yanma oranları sonuçları, çıktı analizöründen alınarak elde edilen çizelge ve grafikler Şekil 2.7'de gösterilen malzeme numaraları ile ilişkilendirilmiş olup, verilen ifadelerde kullanılan adlandırmalar bu malzeme numaraları ile gerçekleştirilmiştir.



Şekil 2.6. 1/6'lık Kor İlk Yükleme Örüntüsü



Şekil 2.7. 1/6'lık Kor İlk Yükleme Örüntüsünde Malzeme Numaraları

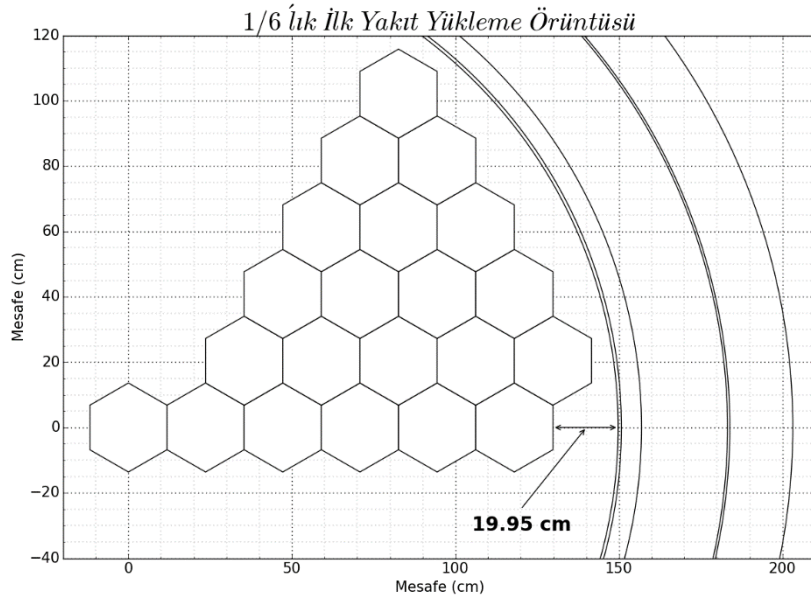
2.5. Kor Dışı Bileşenleri

Oluşturulan nükleer reaktör kor örüntüsünün etrafında üst ve alt su kolonlarının olduğu bölgeler, yanal reflektör, alt ve üst reflektörler, reflektör, varil, düşey su katmanı, kazan zırhı, reaktör kazanı ile alt ve üst su bulunmaktadır. Kullanılan yakıt demeti halka yapısının VVER-1000 reaktörü ile benzer olmasından ve aynı işletme basıncında çalışmasında dolayı, reflektör, varil, düşey su katmanı, kazan zırhı ve reaktör kazanı kalınlıkları VVER-1000 reaktörü ile aynı değerleri içermektedir. Ancak oluşturulan kor halka sayısının farklı olmasına bağlı olarak yanal reflektör yarıçap değeri, Şekil 2.8'de gösterilen köşe yakıt demeti ve yanal reflektör arası mesafe, ve kor merkezinden köşe yakıt demetine olan uzaklığın toplam uzunluğu olarak hesaplanmaktadır.

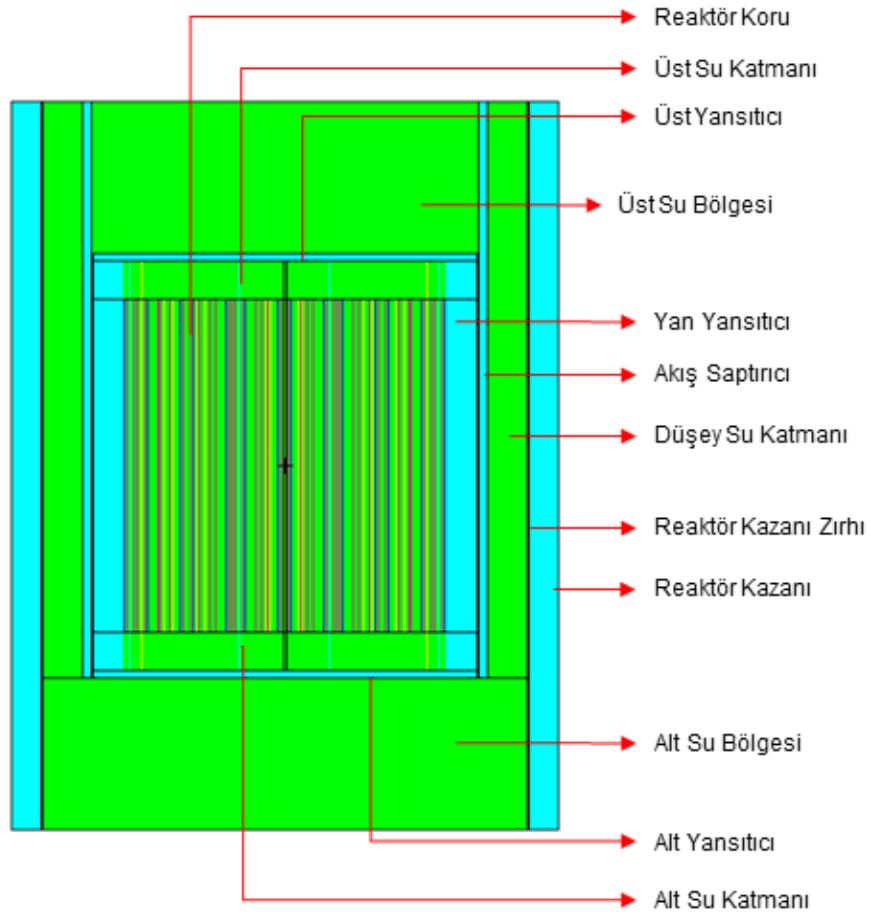
Çizelge 2.3'te, Şekil 2.8 ve Şekil 2.9'da gösterilen kor dışı bileşenlerinin boyutları ve hesaplamalarının nasıl yapıldığı listelenmektedir. Çizelge 2.3'te kullanılan sembol ve hesaplamalar MCNP6.1.1 modeli oluşturmak için parametrelerin nasıl girildiği hakkında genel bir bilgi de içermektedir.

Çizelge 2.3. Kor Dışı Bileşenlerinin Boyutları

Parametre	Boyut (cm)	Sembol / Yarıçap Hesaplama
İki Yakıt Demeti Nispi Aralığı	23,60	P_{yd}
Yanal Reflektör Çapı	149,75	$R_y = \left(\theta_{kor,halka} - \frac{3}{2} \right) \times P_{yd} + 19,95$
Alt ve Üst Reflektör Kalınlığı	5,00	$t_{reflektör}$
Alt ve Üst Su Katmanlarının Kalınlığı	25,00	t_{plenum}
Yanal Reflektör ve Akış Reflektör Aralığı	1,00	$R_{saptırcı,iç} = R_y + 1,0$
Minimum Reflektör Kalınlığı	5,55	
Akış Reflektör Kalınlığı	6,50	$R_{saptırcı,dış} = R_{saptırcı,iç} + 6,5$
Düşey Su Katmanı Kalınlığı	26,30	$R_{zırh,iç} = R_{saptırcı,dış} + 26,30$
Reaktör Kazan Zırhı Kalınlığı	0,70	$R_{zırh,dış} = R_{zırh,iç} + 0,7$
Reaktör Kazan Kalınlığı	19,25	$R_{kazan} = R_{zırh,dış} + 19,25$
Üst Su Bölgesi Yüksekliği	100,00	$t_{üst,su}$
Alt Su Bölgesi Yüksekliği	100,00	$t_{alt,su}$



Şekil 2.8. 1/6'lık Kor Reflektör Mesafesi ve Dış Bileşenler (Üst Görünüm)



Şekil 2.9. Kor Dış Bileşenleri (Yandan Görünüm)

2.6. Reaktör Modelinin Doğrulanması

Bu bölümde, 1/6'lık kor ilk yükleme örüntüsü reaktör modeline yerleştirildikten sonra elde edilen reaktör modelinin bazı reaksiyon-metrik değerler ile doğrulanması işlemlerinin yapılması hakkında bilgiler verilmektedir. Ayrıca, bu değerler ile nükleer yakıtın yanması, yakıt içeriklerinin incelenmesi ve reaktivitenin en yüksek olduğu durumda en sıcak kanal analizleri hesaplarının hangi değişkenler ve hangi koşullarda yapıldığı ile ilgili bilgiler alt bölümlerde anlatılmaktadır.

2.6.1. Etkin Çarpan Faktörünün İncelenmesi

İlk kor yüklemesi ile reaktör modeli oluşturulduktan sonra öncelikle yüklenen kor örüntüsü ile reaktörün kritik olup olmadığının kontrol edilmesi gerekmektedir. Bu adımda MCNP6.1.1 kodunun *kcode* modunda, fiziksel modellerin de açık olduğu 100.000 parçacıkla koşular gerçekleştirilmiştir. Gerçekleştirilen koşular sonucunda oluşturulan model için etkin çarpan faktörü değeri $k_{eff} = 1,20080 \pm 0,00009$ olarak bulunmuştur. Ayrıca MCNP6.1.1 içinde reaksiyonlar ile bilgi veren 140 numaralı çıktı tablosundan elde edilen reaksiyon bilgileri ve reaktör dışına tanımlanan dış akımlar F1 çetelesi kullanılarak elde edilmiş ve Denklem 2.24 kullanılarak da hesaplanmıştır.

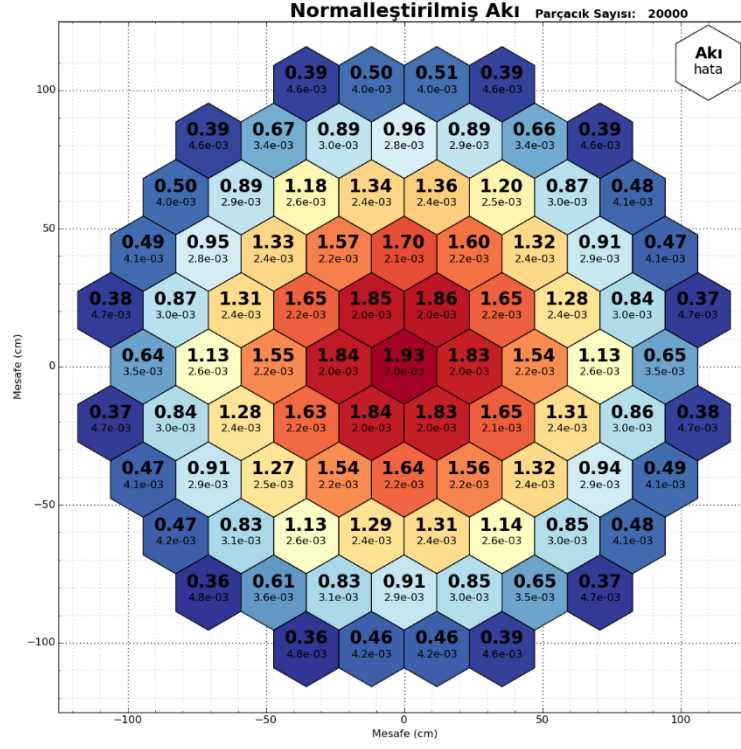
$$k_{eff} = \frac{\int_{V_{kor}} v \Sigma_f \phi dV}{\int_{V_R} \Sigma_a \phi dV + J_{reflektör,dış}} \quad 2.24$$

Hesaplanan etkin çarpan faktörü değeri $k_{eff} = 1,20006$ olarak elde edilmiştir. Ayrıca olan Kozloduy-5 [66] nükleer reaktörünün ilk yükleme örüntüsü MCNP6.1.1 girdi hazırlayıcı ile oluşturularak VVER-1000 reaktörünün gerçek kor boyutlarında gerçekleştirilen analizler sonucunda etkin çarpan faktörü değeri $k_{eff} = 1,20888 \pm 0,00009$ olarak elde edilmiştir. Kritiklik açısından bakıldığında içinde fazladan yutucu malzeme olarak Th içeren yakıt demetleri bulunduran sistemin kritiklik değeri ile öngörülen yakıt yükleme örüntüsünün kritiklik değerleri kıyaslanabilir boyutlardadır.

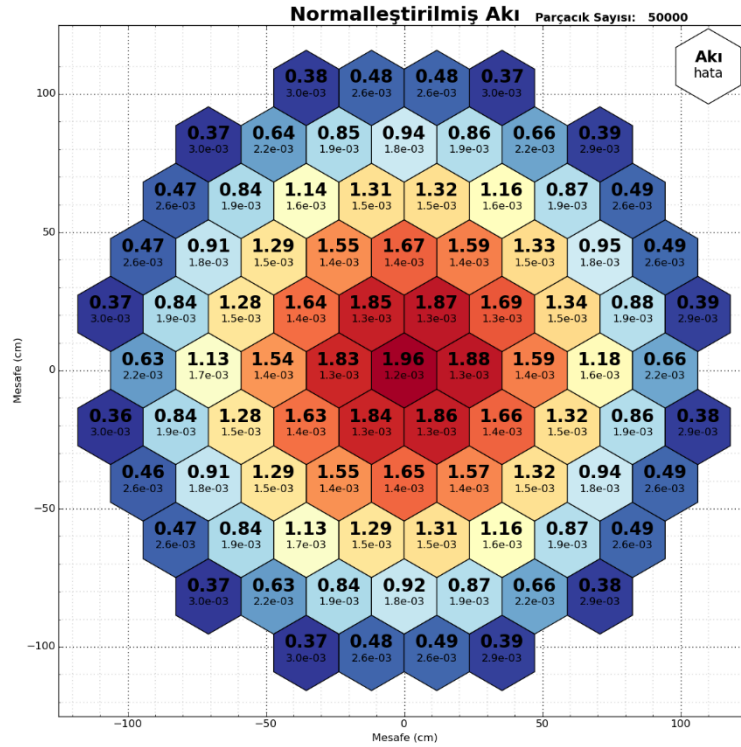
Kor içi yakıt yüklemeleri ile ilgili analizler çok kapsamlı çalışmalar olup, farklı şekillerde yakıt yükleme analizlerinin gerçekleştirilmesi bu çalışma kapsamında olmadığı için farklı bir kor yükleme örüntüsü ile analizler gerçekleştirilmemiştir.

2.6.2. Akı ve Güç Tepesi Değerlerinin İncelenmesi

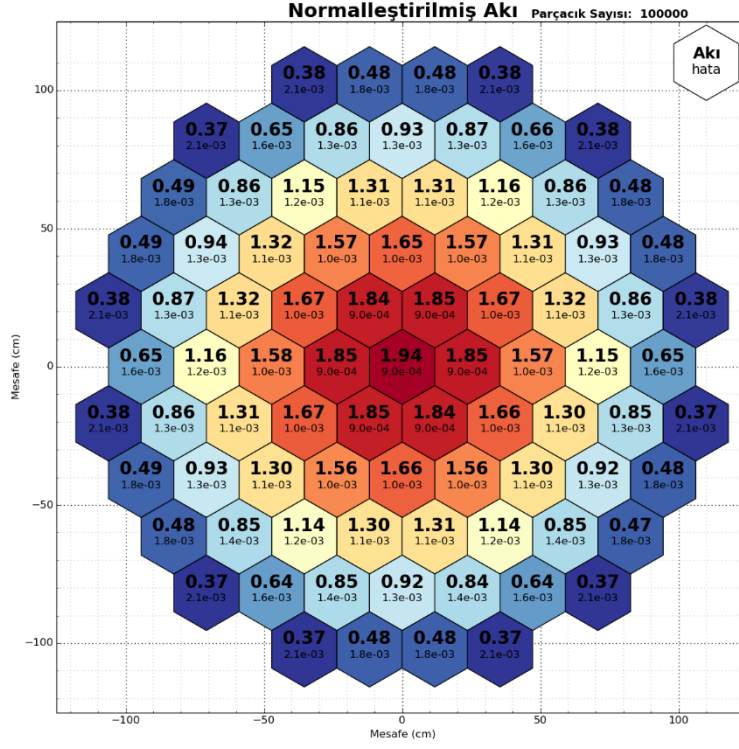
Reaktör modeli oluşturulduktan sonra hem yanma analizlerinin hem de en sıcak kanal analizlerinin gerçekleştirilmesi sırasında hesaplamaların doğru şekilde yapılabilmesi için kor bölgesindeki akının dağılımının simetrik bölgelerde eşdeğer olması gerekmektedir. Kor geometrisi değiştikçe yani kor boyutları büyüdükçe, bu simetriyi sağlayabilmek için her bir döngüde modelleme yapılan parçacık sayısı simetriyi sağlayabilecek kadar uygun sayıda olmak zorundadır. Hangi kor boyutlarında kaç parçacıkla modelleme yapılacağını belirlemek için öncelikle reaktör koru tamamen homojen (aynı zenginlikte) yüklenir. Homojen yüklemenin ardından altıgen hücre yapısındaki kor geometrileri için altıda birlik kor yükleme bölgelerinde; kare hücre yapısındaki kor geometrileri için dörtte birlik kor yükleme bölgelerinde aynı akıyı ve ya aynı gücü elde edebilecek şekilde kesit bölgelerinin elde edilmesi gerekmektedir. Altıgen birim hücre yapısına sahip homojen yüklenmiş bir kor yüklemesi için farklı parçacık sayılarında her bir yakıt demeti bölgesinden MCNP6.1.1'den F4 çetelesi kullanılarak elde edilen normalleştirilmiş akı değerleri Şekil 2.10'dan Şekil 2.15'e kadar verilmektedir. 500 içsel döngü ile 20.000 parçacıktan başlayarak 350.000 parçacığa kadar modelleme yapılmış, normalleştirilmiş akıların simetrik olabilmesi için en uygun parçacık değeri 350.000 olarak öngörülmüştür. Yani 900 MW_{th} gücündeki tam kor geometrisi için her döngüde minimum 350.000 parçacık kullanılmalıdır. Güç değerleri ile nötron akısı arasında doğrudan ilişki olmasından dolayı elde edilen akının dağılım doğrulamaları direkt olarak güç doğrulamalarını da sağlamaktadır.



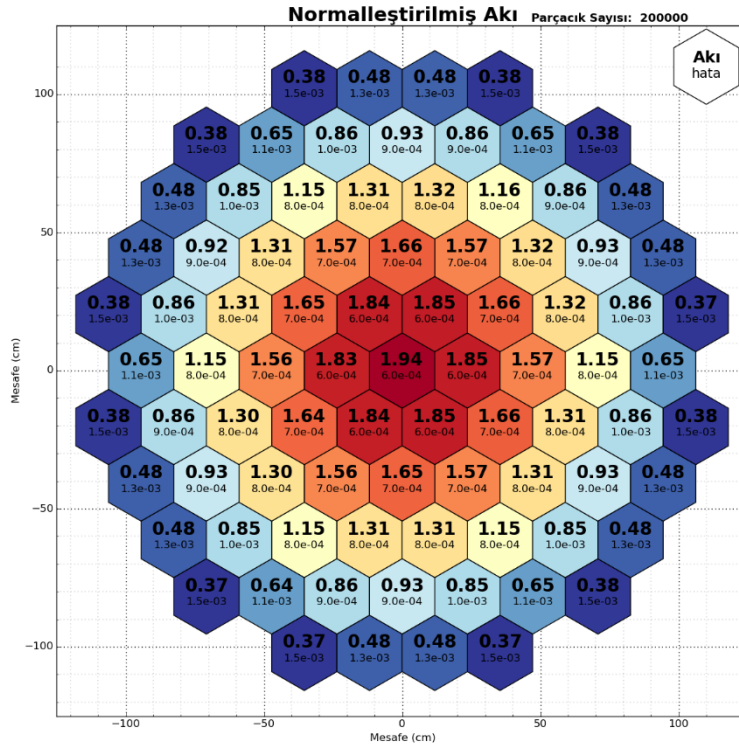
Şekil 2.10. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 20.000 Parçacık



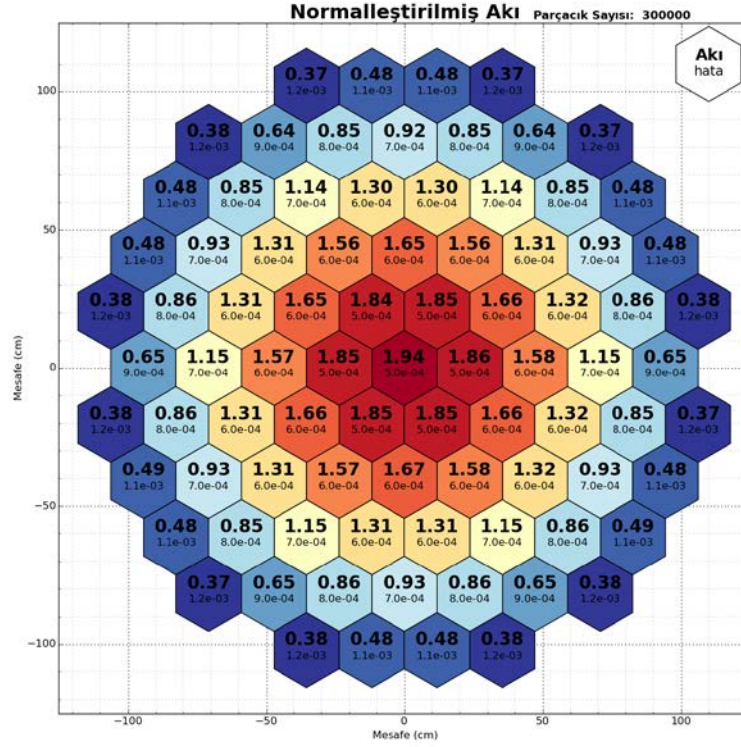
Şekil 2.11. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 50.000 Parçacık



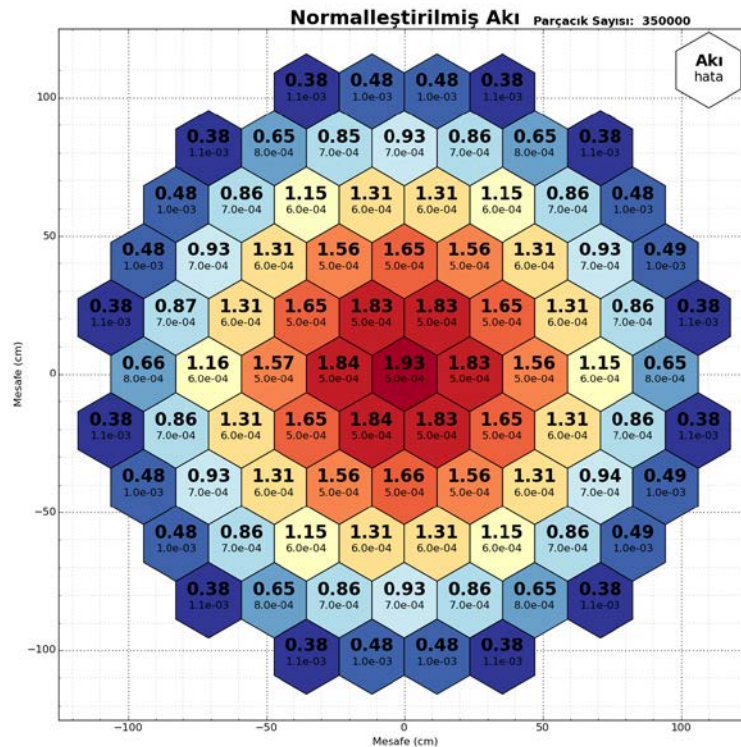
Şekil 2.12. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 100.000 Parçacık



Şekil 2.13. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 200.000 Parçacık

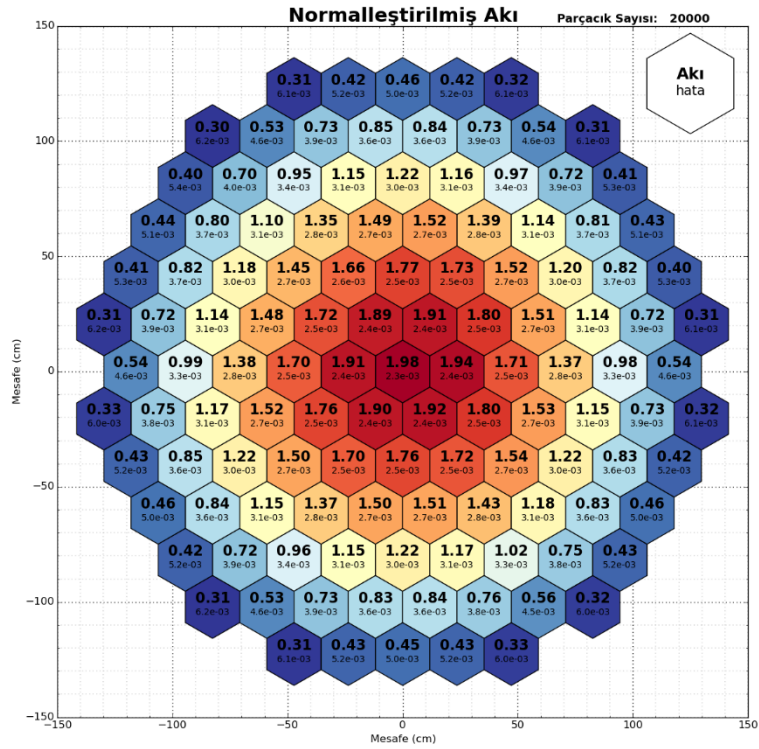


Şekil 2.14. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 300.000 Parçacık

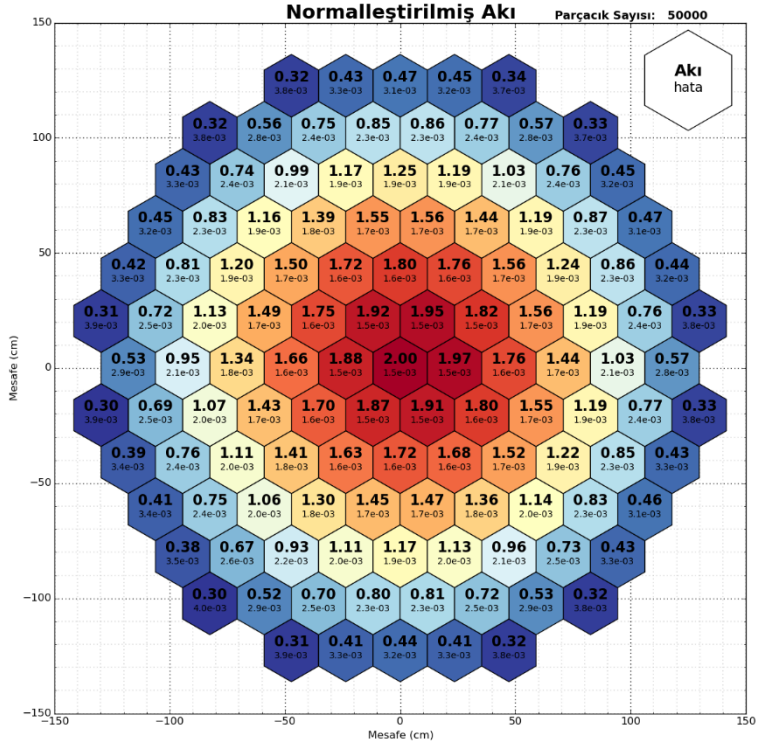


Şekil 2.15. Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları: 350.000 Parçacık

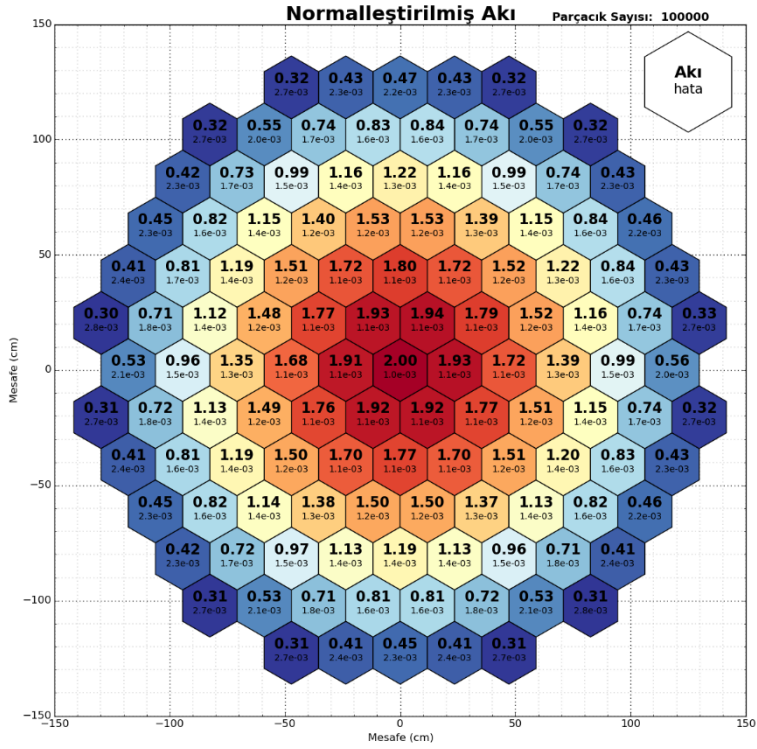
Yine, altıgen birim hücre yapısına sahip, toryum örtü içeren bir reaktör kor geometrisinin homojen yüklenmiş bir kor yüklemesi için farklı parçacık sayıları için her bir yakıt demeti bölgesinden elde edilen normalleştirilmiş akı değerleri Şekil 2.16'dan Şekil 2.21'e kadar verilmektedir. 500 içsel döngü ile 20.000 parçacıktan başlayarak 450.000 parçacığa kadar modelleme yapılmış, normalleştirilmiş akıların simetrik olabilmesi için en uygun parçacık değeri 450.000 olarak öngörülmüştür. Yani 900 MWth gücündeki toryum örtü ile sarılmış tam kor geometrisi için her döngüde minimum 450.000 parçacık kullanılması gerekmektedir.



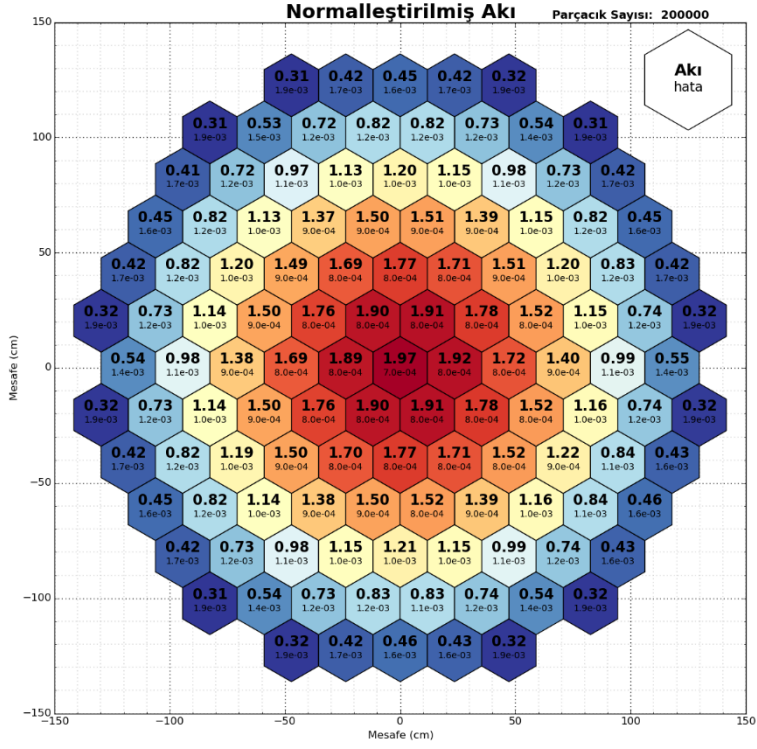
Şekil 2.16. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları:
20.000 Parçacık



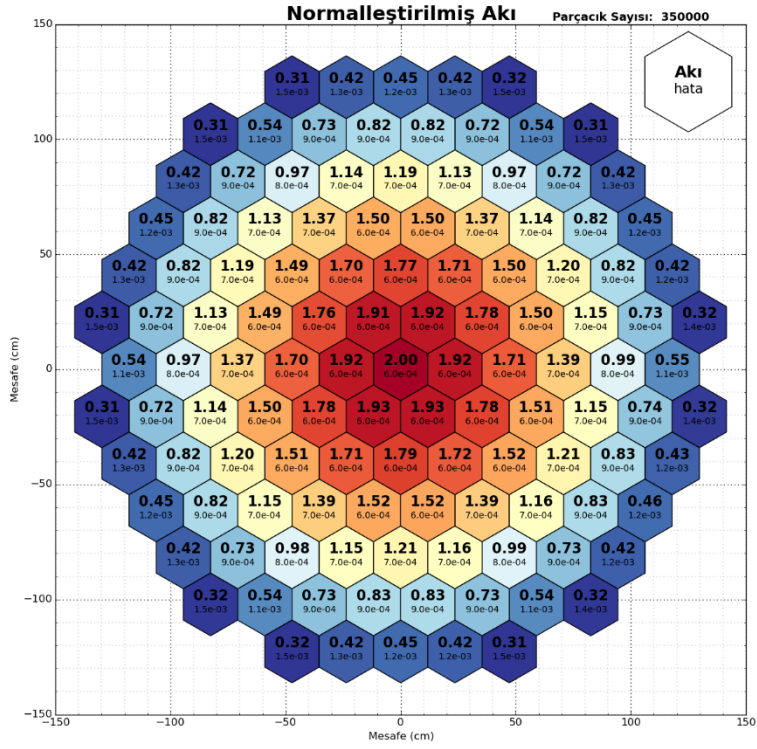
Şekil 2.17. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları:
50.000 Parçacık



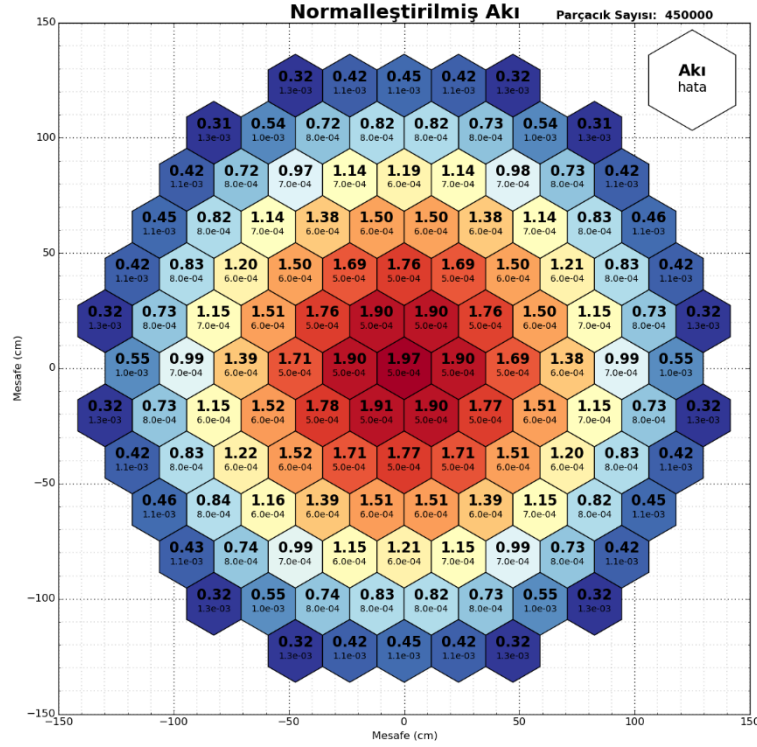
Şekil 2.18. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları:
100.000 Parçacık



Şekil 2.19. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları:
200.000 Parçacık



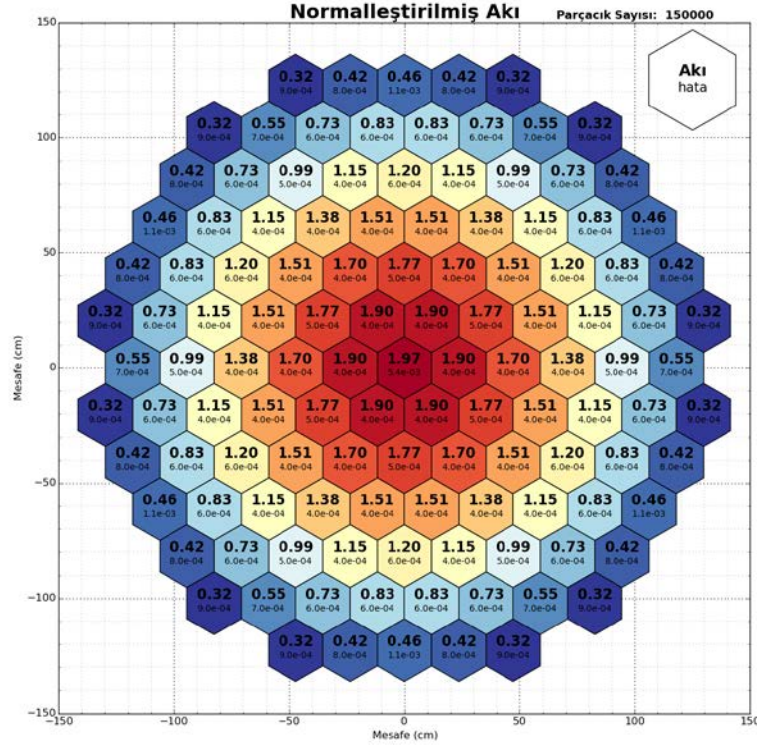
Şekil 2.20. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları:
350.000 Parçacık



Şekil 2.21. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör Kor Bölgesi Hücre Akıları:
450.000 Parçacık

Bir tek döngüde modelleme için 450.000 parçacık kullanıldığı düşünüldüğünde, 500 döngü ile bir koşu gerçekleştirilmektedir. Yanma adımları da düşünüldüğünde, minimum 10 yanma adımı kullanılır ve her bir yanma adımında bir tahminci bir de düzeltici olan iki koşu gerçekleştiği göz önünde bulundurulursa, her bir yanma modellemesinin $4,5 \times 10^9$ parçacıkla gerçekleştirilmesi gerekmektedir. Sahip olunan hesaplama kapasitesi göz önünde bulundurulduğunda, mevcut hesaplama kabiliyeti ile çalışmanın tamamlanabilmesi için doktora çalışmasında öngörülenden daha fazla zamana gereksinim duyulmaktadır.

Hesaplamalarda süreyi azaltmak amacıyla 1/6'lık kısmi simetrik kor oluşturulmuş ve aynı analizler 1/6'lık kısmi simetrik kor bölgesi için de gerçekleştirilmiştir. Şekil 2.22'de 1/6'lık kısmi simetrik kor bölgesi için 150.000 parçacıkla yapılan benzeşim sonuçları görülmektedir. 1/6'lık kısmi simetrik kor bölgesi kullanılmasıyla parçacık sayısında ciddi azalma sağlanmış olup ve kor simetrisinin Şekil 2.21'de görülen şekilden daha uygun sağladığı görülmektedir.



Şekil 2.22. Toryumla Sarılmış Küçük Ölçekli Reaktör, Simetrik 1/6'lık Kor Bölgesi
Hücre Akıları: 150.000 Parçacık

2.6.3. Basınç Kabı Kalınlığının Kritiklik Analizlerine Etkilerinin İncelenmesi

Geliştirilen küçük ölçekli nükleer reaktör için öngörülen yaklaşık 20 cm kalınlığındaki basınç kabı değerinin kor için kritiklik hesaplamaları üzerine etkisinin olup olmadığını gözlemek için de analizler gerçekleştirilmiştir. Kozloduy-5 [66] nükleer reaktörünün ilk yükleme örüntüsü temel alınarak tam kor kritiklik analizleri gerçekleştirilmiş ve sonucunda etkin ortam çarpan faktörü $k = 1.20435 \pm 43 pcm$ olarak bulunmuştur. Sonrasında reaktör kazanı, düşey su katmanı ve üst su katmanı ile reflektör bölgelerin kalınlıkları neredeyse sıfır kalınlığa getirilmiş ve sonucunda etkin ortam çarpan faktörü $k = 1.20473 \pm 43 pcm$ olarak bulunmuştur. Bulunan değerler hata oranları içinde kalmış olup, etkin ortam çarpan faktörü üzerinde neredeyse hiçbir değişiklik meydana gelmemiştir.

Modellemelerde yukarıdaki reaktör yapılarının tanımlanmasının sebebi, başka analizlerin, örneğin VVER-1200 reaktörünün basınç kabında gama ve/veya nötron akısı hesaplamaları gibi analizlerin gerçekleştirilebilmesi amacıyla önceden sisteme tanımlanmasının istenmesidir.

2.6.4. Sızıntı Reaktivitesi Değerlerinin İncelenmesi

Reaktör tasarımlarında önemli parametrelerden birisi de kor yüzeyinden kaçan nötronların sistem reaktivitesine olan etkilerinin belirlenmesidir. Zaten kor boyutları belirlenirken en küçük yüzey alanı oluşturulacak şekilde kare-silindir olarak tasarlanmaları sağlansa da bu değerlerin incelenmesi özellikle sonsuz ortam analizlerinin gerçekleştirilebilmesi için girdi sağlayabilecek bir adım olarak önemlidir. Bölüm 2.6.3'de anlatıldığı gibi reaktör ve reflektörler dışında kalan bölgelerin kritiklik üzerine çok fazla bir etkisi olmadığı düşünüldüğü zaman kritiklik,

$$k_{eff} = \frac{\int_{V_{kor}} \int_E v \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV}{\int_{V_{R+kor}} \int_E \Sigma_a(E) \phi(E) dE dV + \int_{A_{R,dış}} \int_E \bar{J}_{R,dış}(E) \cdot \bar{n} dA dE} \quad 2.25$$

şeklinde ifade edilir. Burada R reflektör bölgesini, " $R, dış$ " reflektör bölgelerinin dış yüzeyini ifade etmektedir. Reaktivite ise

$$\rho = 1 - \frac{1}{k_{eff}} \quad 2.26$$

sistemin kritiklikten ne kadar saptığının bir göstergesidir. Denklem 2.25 ve 2.26 birlikte yeniden düzenlenirse,

$$\rho = 1 - \frac{\int_{V_{R+kor}} \int_E \Sigma_a(E) \phi(E) dE dV}{\int_{V_{kor}} \int_E v \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV} - \frac{\int_{A_{R,dış}} \int_E \bar{J}_{R,dış}(E) \cdot \bar{n} dA dE}{\int_{V_{kor}} \int_E v \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV} \quad 2.27$$

elde edilir. Aktif yakıt bölgesi ve onun dışında bulunan yapıların da soğurma reaksiyonlarının toplamı ayrı ayrı yazılırsa,

$$\rho = 1 - \frac{\int_{V_{yakıt}} \int_E \Sigma_a(E) \phi(E) dE dV}{\int_{V_{kor}} \int_E v \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV} - \frac{\int_{V_{R+SD}} \int_E \Sigma_a(E) \phi(E) dE dV}{\int_{V_{kor}} \int_E v \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV} - \frac{\int_{A_{R,dış}} \int_E \bar{J}_{R,dış}(E) \cdot \bar{n} dA dE}{\int_{V_{kor}} \int_E v \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV} \quad 2.28$$

Burada SD aktif yakıt bölgesi haricinde yapısal bölümleri ifade etmektedir. Denklem 2.28 düzenlenerek yeniden yazılır ise,

$$\rho = \rho_{\infty} - \frac{\int_{V_{R+SD}} \int_E \Sigma_a(E) \phi(E) dE dV}{\int_{V_{kor}} \int_E \nu \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV} - \frac{\int_{A_{R,dış}} \int_E \bar{J}_{R,dış}(E) \cdot \bar{n} dA dE}{\int_{V_{kor}} \int_E \nu \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV} \quad 2.29$$

etkin çarpan faktörü, sonsuz ortam çarpan faktöründen, kor, reflektörler ve kor bölgelerindeki toplam soğurulan nötronlar ile reflektör dışından kaçan nötronların toplamının korda üretilen toplam fisyon nötronlarına oranıdır.

Bu durumda sistemin sonsuz ortam çarpan faktörüne göre sızıntı reaktivitesi ρ_L ,

$$\rho_L = \frac{\int_{V_{R+SD}} \int_E \Sigma_a(E) \phi(E) dE dV}{\int_{V_{kor}} \int_E \nu \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV} + \frac{\int_{A_{R,dış}} \int_E \bar{J}_{R,dış}(E) \cdot \bar{n} dA dE}{\int_{V_{kor}} \int_E \nu \Sigma_f(E) \phi(E) dE dV} \quad 2.30$$

şeklinde elde edilir. MCNP6.1.1'de 140 numaralı çıktı tablosundan elde edilen reaksiyon bilgileri ve reflektör dışına çıkan dış akımlar F1 çetelesi kullanılarak kolaylıkla elde edilebilir.

2.6.5. Moderatör Geri-Besleme Değerlerinin İncelenmesi

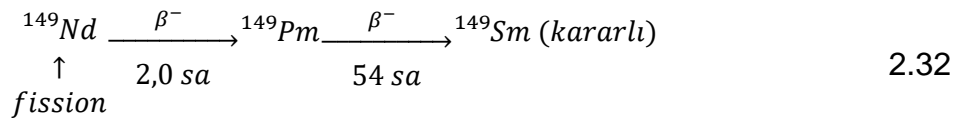
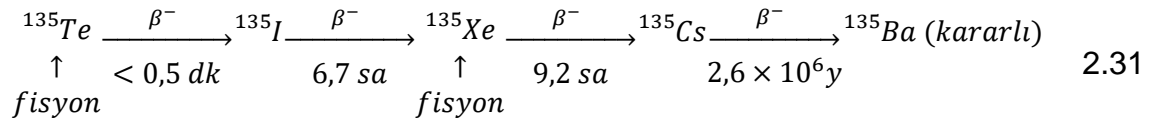
Nükleer reaktörlerde moderatör malzemesinin sıvı olduğu durumlarda sıcaklık geri beslemelerinin etkisi, katı moderatör kullanan reaktörlere göre daha karmaşıktır. Sıvıların sıcaklıkla genişmesi katılara göre daha fazla olduğu için, basıncın değişmediği varsayıldığı durumlarda nükleer reaktörde sıcaklık artarsa, moderatör reaktörün diğer katı bölümlerine göre çok fazla genişeyecektir [69]. Moderatör bölgesinin kapladığı hacmin sabit olmasından dolayı moderatörün yoğunluğunun değişmesi toplam moderatör atom yoğunluğunu değiştirecektir. Sonuç olarak atom yoğunlukları bazında düşünüldüğünde reaktörde meydana gelen sıcaklık değişim etkilerinin moderatör üzerindeki etkileri yakıt ve diğer yapısal bölgelere göre daha fazla olacaktır.

Bu etkiyi belirlemek amacıyla, yükleme yapılan kor örüntüsü için, *Soğuk Sıfır Güç* durumundan *Sıcak Sıfır Güç Durumu*'na kadar değişen sıcaklığın sistemin etkin çarpan faktörü üzerine ve reaktivitesine etkileri gözlemlenmiştir. Bu gözlemler 20°C'den 320°C'ye kadar 10°C adımlardaki yoğunluk değerleri otomatik girdi hazırlayıcı betiklere eklemiş ve moderatör içinde yer alan elementlerin (hidrojen ve oksijen) nötron tesir kesiti kütüphaneleri de NJOY kodu ile oluşturulup MCNP6.1.1 kodundan etkin çarpan faktörü değerlerinin alınmasıyla gerçekleştirilmiştir.

2.6.6. Yakıt Yanma Oranlarının ve Nükleer Yakıt Envanterlerinin İncelenmesi

Yanma oranlarının belirlenmesi amacıyla MCNP6.1.1 kodu içinde bozunma, fisyon ürünleri ve 63-gruplu tesir kesitlerini içeren CINDER90 kütüphaneleri bulunmaktadır. CINDER90 ile MCNP'nin haberleşmeleri ve hesaplamaların nasıl yapıldığı Bölüm 3.1.2'de anlatılmıştır. Tasarlanan reaktör modelinin yanma kabiliyeti kazanması için MCNP6.1.1 içinde bulunan *burn* kartına yanma adım aralığı (gün), yanacak malzemenin MCNP6.1.1 modelindeki numarası, oluşturulan model kısmının üreteceği toplam güç miktarı (MW_{th}), bazı özel yanma tanımlamaları, yanacak malzemelerin hacimleri ve minimum atom kesri değerlerinin doğru ve eksiksiz girilmesi gerekmektedir. Bu değerlerin girilmesi geliştirilen girdi oluşturma programı ile gerçekleştirilmektedir.

Önemli fisyon zehirleri olan ^{135}Xe ve ^{149}Sm hem güç seviyelerindeki değişimler hem de nükleer reaktör güvenliği açısından önemli iki izotoptur. Bunun sebebi ise operasyonlar sırasında ^{135}Xe ve ^{149}Sm un sahip oldukları yüksek soğurma tesir kesitleridir. Örneğin 2200 m/s termal soğurma tesir kesitleri ^{135}Xe için $2,7 \times 10^6 \text{ barn}$ iken ^{149}Sm için $40,8 \times 10^3 \text{ barn}$ değerindedir. Denklem 2.31 ve 2.32'de bozunma şemaları verilen bu elementlerin çok küçük atom kesirlerinin değişimleri bile sistemin etkin çarpan faktörü üzerinde büyük değişikliklere sebep olabilmektedir.



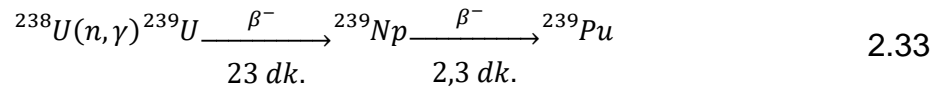
Yanma adımlarında ^{135}Xe ve ^{149}Sm zehirlenmesinin etkisini gözlemlemek için başlangıç yanma adımı zaman aralıkları ile minimum atom kesri ve dönüşüm yaklaşım kriteri, yanma zaman aralıklarında düşük tutulmuştur. Aynı zamanda ^{135}Xe ve ^{149}Sm değişimlerinin gözlemlenmesi için, *Tier 2* denilen ikinci aşama fisyon ürün içeriklerini verecek şekilde *botp* parametresi de girdi dosyasına yazılmaktadır.

Çizelge 2.4. Yanma Adım Parametreleri

Parametre	Değer/Değerler	Birim
Zaman Adımı	0,25-0,50-0,75-1,0-1,0-1,0-1,0-14,5-30-50-100-200-250-250	gün
Model Gücü	150	MW _{th}
Zaman Adımına Karşılık Gelen Güç Seviyeleri	1,0-1,0-1,0-1,0-1,0-1,0-1,0-1,0-1,0-1,0-1,0-1,0-1,0	Normalize oran
Yanma Adımı Özellikleri	bopt=1,0 -14 1	
Minimum Atom Kesri ve Dönüşüm Yaklaşım Kriteri	afmin = 1,0e-20 1,0e-20	

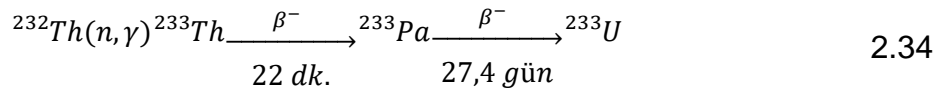
Kullanılan yanma adımları parametreleri Çizelge 2.4'te listelenmektedir. Yanma adımları sonucunda yanma oranları değişimleriyle etkin çarpan faktöründen türetilen reaktivite değerleri gözlemlenmiştir.

Nükleer reaktörlerde işletme sırasında fisyon reaksiyonları genelde ²³⁵U elementinden ve Denklem 2.33'de verilen ²³⁸U'den oluşan ²³⁹Pu ile gerçekleşmektedir. Bunlar haricinde fisil olmayan ²³⁸U elementinin hızlı fisyon reaksiyonunda meydana gelmektedir.



Reaktörlerde fisyon sonucunda açığa çıkan enerjinin kayda değer bir kısmını doğurgan ²³⁸U'den oluşan ²³⁹Pu'dan (yaklaşık %40) elde edildiği de hesaplamalar neticesinde görülebilmektedir.

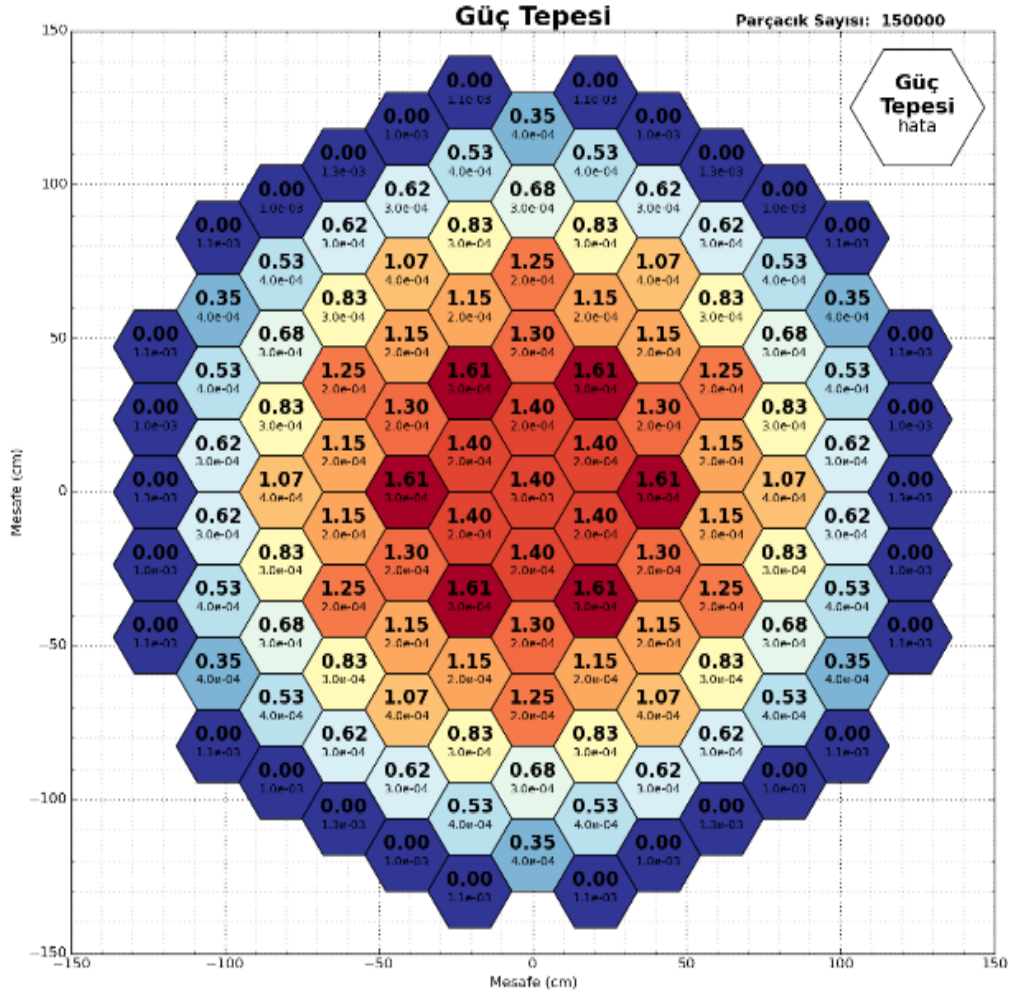
Bu çalışma ile tasarlanan nükleer reaktör kor yapısı yine doğurgan ²³²Th ile sarılarak Denklem 2.34'de verilen ²³³U reaksiyonunun gerçekleşmesi ve ThO₂ içeren yakıt demetlerinde fisil malzeme oluşturulmasının sağlanması hedeflenmiştir.



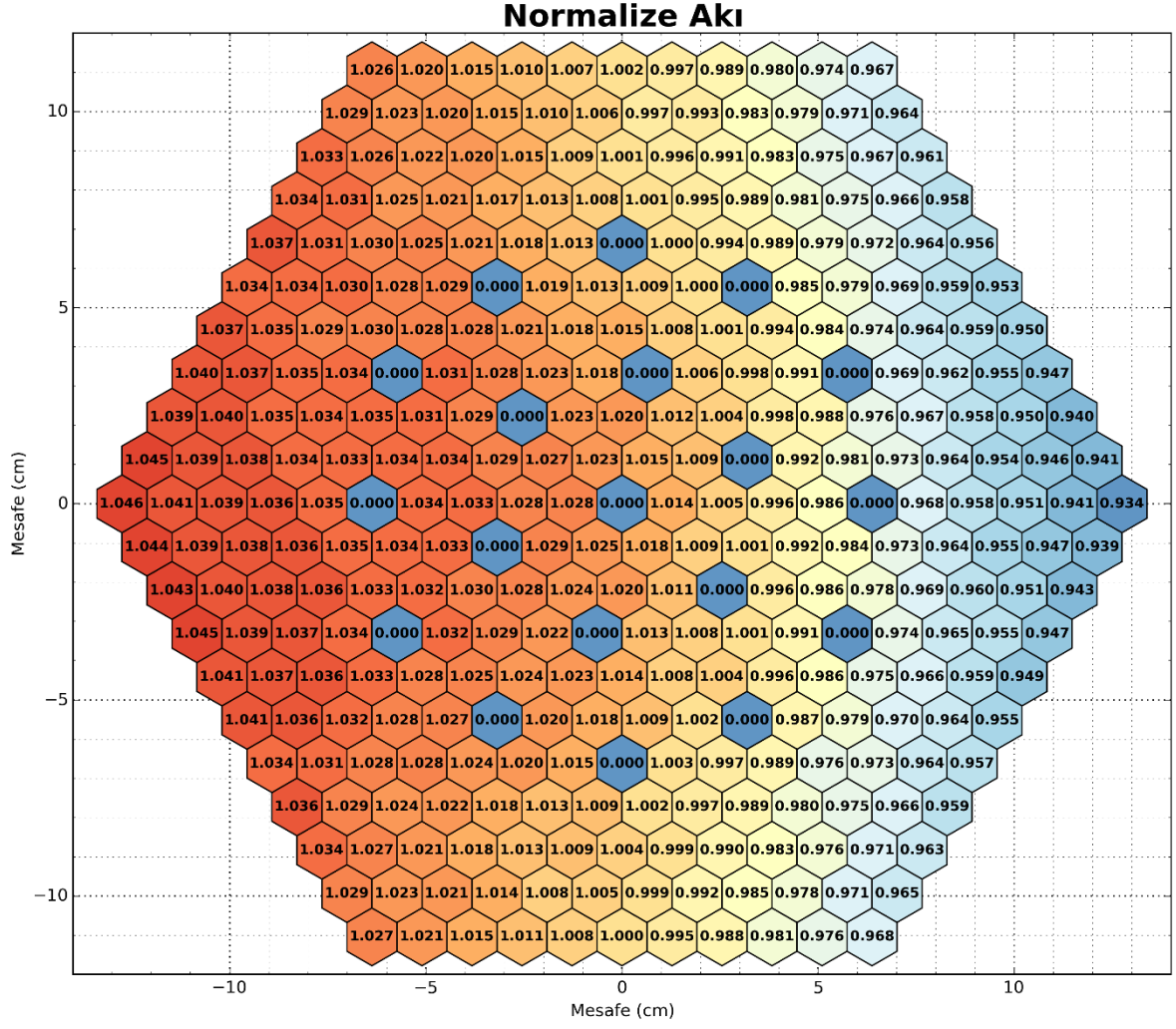
²³²Th-²³³U dönüşümleri hem yakıt demeti bazında hem de sistemdeki toplam ²³³U ile ²³³Pa miktarları, ²³⁵U tüketim miktarları her bir yanma adımında çıktı dosyalarında elde edilmiş ve sonuçlar ayrıntılı olarak incelenmiştir. Ayrıca malzeme bazında toplam fisil içerik miktarları, ²³³Pa'un sistem reaktivitesine olan etkileri ve ²³³U elementinin toplam üretilen enerjiye katkısı da gerçekleştirilen diğer incelemelerdir.

2.6.7. En Sıcak Kanalın COBRA-TF Kodu ile İncelenmesi

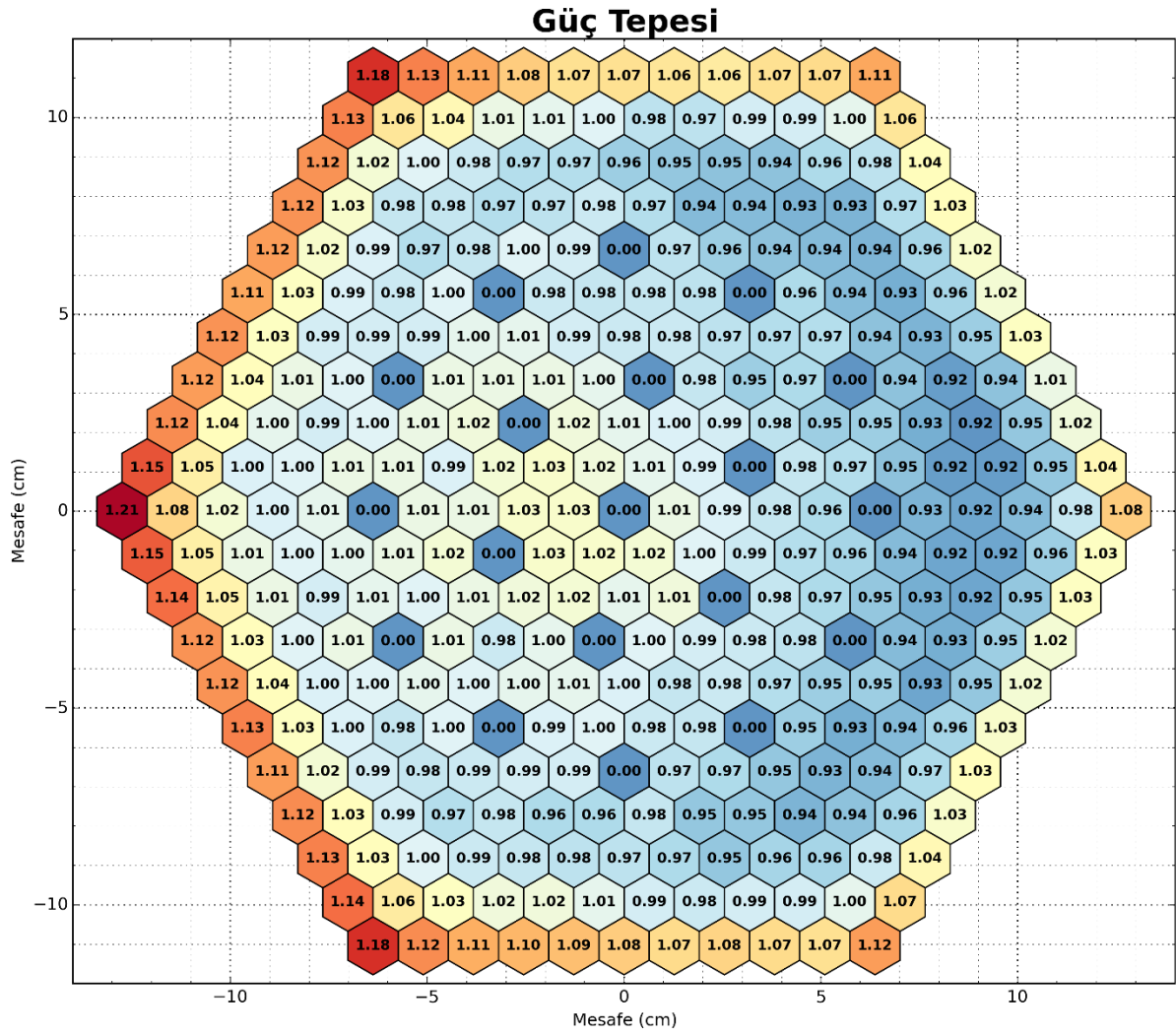
Gerçekleştirilen bir diğer inceleme de tasarlanıp modeli oluşturulan nükleer reaktör geometrisinde en sıcak yakıt demetinin en sıcak kanalının belirlenerek termal hidrolik analizlerin gerçekleştirilmesidir. İlk yükleme örüntüsü ile yüklenen kor modeli üzerinde Bölüm 3.1.1'de anlatılan F6 çetelesi kullanılarak her bir yakıt demeti hücrelerinde enerji birikim miktarları elde edilmiş ve Şekil 2.23'te gösterilen güç tepesi değerleri elde edilmiştir. Elde edilen değerlerde en yüksek güç tepesi değeri olan (1,61) yakıt demeti içindeki yakıt elemanlarının normalize edilmiş akı değerleri F4 çetelesi kullanılarak elde edilmiş ve Şekil 2.24'te gösterilmektedir. Ayrıca yine en yüksek güç tepesi değerine sahip yakıt demetinin güç tepesi değerleri de yine F6 çetelesi kullanılarak elde edilmiş ve bu değerler de Şekil 2.25'te gösterilmektedir.



Şekil 2.23. Yakıt Demetleri Güç Tepesi Değerleri



Şekil 2.24. En Yüksek Güç Tepeli Yakıt Demetindeki Yakıt Elemanlarının Normalize Akı Değerleri



Şekil 2.25. En Yüksek Güç Tepeli Yakıt Demetindeki Yakıt Elemanlarının Güç Tepesi Değerleri

Elde edilen güç tepesi değerleri sonrasında COBRA-TF kodu için girdi hazırlamak için Çizelge 2.5, Çizelge 2.6 ve Çizelge 2.7'de verilen reaktör ve kanal parametreleri kullanılmıştır.

Çizelge 2.5. Reaktör Parametreleri

Parametre	Değer	Birim
Giriş Sıcaklığı (T_{in})	280 (529,6)	$^{\circ}C$ ($^{\circ}F$)
Giriş Basıncı (P_{in})	15,5 (2250)	MPa (psia)
Kor Debisi (Q_{in})	18800	m^3/sa
Soğutucu Giriş Yoğunluğu (ρ_{in})	765,11 (47,76)	kg/m^3 (lbm/ft^3)
Toplam Akış Alanı (A_{fl})	3,159	m^2
Kütlesel Akı (G_{in})	1264,58 (259,01)	kg/m^2s (lbm/ft^2s)

Çizelge 2.6. COBRA-TF'te Kullanılan En Sıcak Kanal Parametreleri

Parametre	Değer	Birim
Güç Tepesi Değeri (ppf)	$1,61 \times 1,21 = 1,9481$	
Giriş Entalpisi (h_{in})	1630 (529,6)	kJ/kg (BTU/hr.lbm)
Çıkış Entalpisi (h_{out})	1451,3 (623,93)	kJ/kg (BTU/hr.lbm)
Nominal Akış Alanı ($A_{fl,c}$)	0,7572 (0,1174)	cm^2 (in^2)
Islak Yüzey Çevresi (P_w)	2,8588 (1.1255)	cm (in)
Yakıt Çubuğu Çapı (D_r)	0,910 (0,3583)	cm (in)
Yakıt Peleti Çapı (D_p)	0,756 (0,2976)	cm (in)
Toplam Kanal Uzunluğu (L_c)	220 (86,20)	cm (in)
Yakıt Aralığı Isı Taşınım Katsayısı (h)	5678,26 (1000)	$W/m^2 \text{ } ^\circ C$ (BTU/hr.ft ² °F)
Yakıt Hücresi Kütle Akış Oranı (\dot{m}_c)	0,0958 (0,21122)	kg/s (lbm/s)
Yakıt Ayracı Sayısı (N_{sg})	9	adet
Yakıt Ayracı Yüksekliği (H_{sg})	2,0 (0,7874)	cm (in)
Yakıt Ayracı Kayıp Katsayısı (K_{sg})	1,2	
Yakıt Ayracının Kanal Kapama Oranı	19,72	%

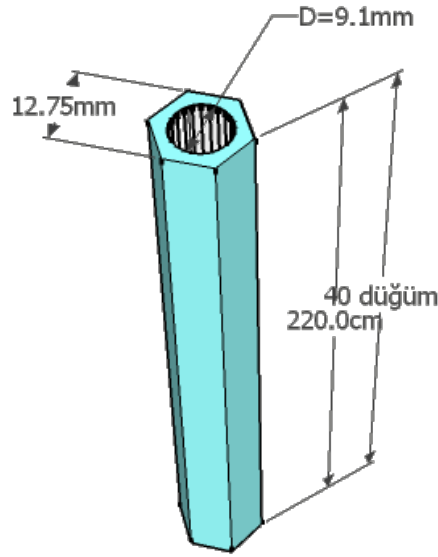
Çizelge 2.7. COBRA-TF Modelinde Kullanılan Yakıt Ayracı Konumları

Ayraç Numarası	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Konum (cm)	22,0	44,0	71,5	93,5	121,0	143,0	170,5	192,5	214,5

Çizelgelerdeki değerler ile Şekil 2.26'daki kanal geometrisinin eşdeğer çapta kanal modeli ve reaktivitenin en yüksek olduğu durumda kor içindeki en yüksek kanaldan, MCNP6.1.1 kodundan F6 çetelesinden alınan Şekil 2.27'de gösterilen aksenal akı değişimi COBRA-TF koduna girdi olarak girilmiştir.

COBRA-TF kodundan her bir düğüm noktası için elde edilen buhar fazının entalpisi, sıvı fazın entalpisi ve her bir düğüm noktasındaki yerel entalpi değerleri kullanılarak düğüm noktalarındaki kuruluk (x_e) değerleri hesaplanmıştır. Ayrıca *Kritik Isı Akısı* ($CHF = q''_{chf}$) değerlerinin hesaplanması amacıyla yerel basınç ve yüzey ısı akısı (q'') değerleri de yine COBRA-TF çıktılarından elde edilmiştir.

CHF değerlerinin gerçekleştirilen deneyler sonucunda oluşan çıktıların farklı parametrelere bağımlı fonksiyonel korelasyonların oluşturulmasıyla ya da yine deney sonuçlarının belirlenen değişken parametrelerine göre oluşturulan interpolasyonlar ile öngörülmektedir.



Şekil 2.26. COBRA-TF için Çözümü Yapılan Kanal Geometrisi

Örneğin Biasi, 4500'den fazla CHF veri noktaları üzerinden Denklem 2.35'deki gösterilen olduğu aralıkta geçerli olmak üzere, Denklem 2.36 ve 2.37 verilen korelasyonu oluşturmuştur. Biasi'nin oluşturduğu korelasyonlar kullanılarak CHF ve CHF değerlerinin yerel ısı akısına oranı (CHF) değişimleri incelenmiştir.

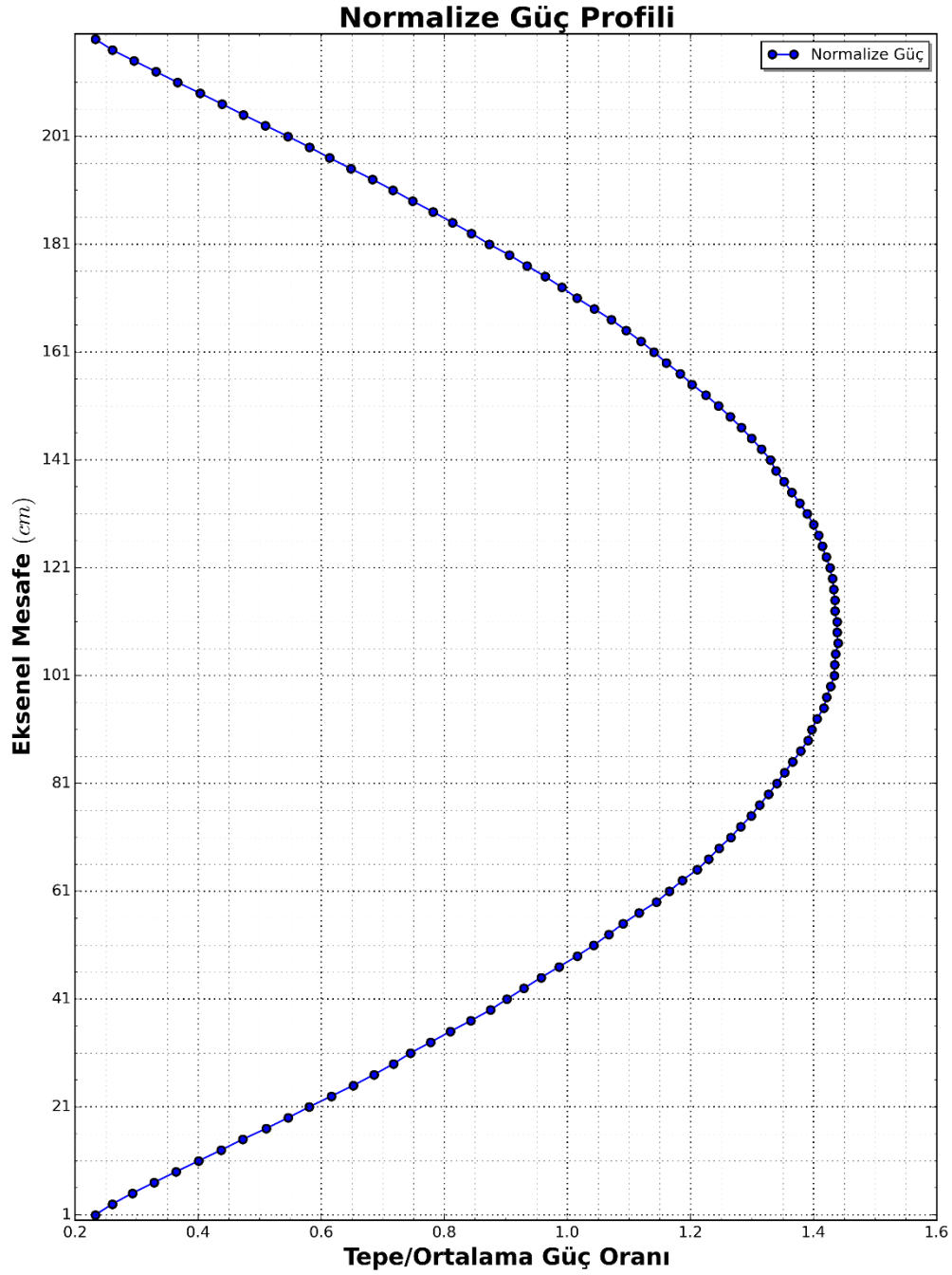
$$Biasi \text{ Geçerli Olduğu Aralık} = \begin{cases} 0,3cm < D_e < 3,75cm \\ 20 < z < 600cm \\ 2,7bar < p < 140bar \\ 10 \text{ g/cm}^2s < G < 600 \text{ g/cm}^2s \\ n = \begin{cases} 0,4 & D \geq 0,01m \\ 0,6 & D < 0,01m \end{cases} \end{cases} \quad 2.35$$

$$q''_{B1} = 2,764 \times 10^7 (100 D)^{-n} G^{-1/6} [1,468 F(p_{bar}) G^{-1/6} - x] \quad W/m^2 \quad 2.36$$

$$q''_{B2} = (15,048 \times 10^7) (100 D)^{-n} G^{-0,6} H(p_{bar}) [1 - x] \quad W/m^2 \quad 2.37$$

$$\begin{aligned} F(p_{bar}) &= 0,7249 + 0,099 p_{bar} \exp(-0,032 p_{bar}) \\ H(p_{bar}) &= -1,159 + 0,149 p_{bar} \exp(-0,019 p_{bar}) + 9 p_{bar} (10 + p_{bar}^2) \end{aligned} \quad 2.38$$

burada $p_{bar} = 10p$ ve p değeri MPa birimi cinsindedir.



Şekil 2.27. En Yüksek Güç Tepeli Yakıt Demetindeki Normalleştirilmiş Eksenel Güç Değerleri

Biasi korelasyonunun yanında Tong tarafından geliştirilen ve literatürde W3 korelasyonu olarak Denklem 2.39'da verilen korelasyon ile de CHF ve $CHFR$ değerleri incelenmiştir. Ayrıca Aktaş Özülüş'ün [70] üçgen dizimli kanallar için COBRA-TF kritiklik ısı akısı modellerinin değerlendirildiği yüksek lisans çalışmasında kullanılan, Rus Hidroress tasarım ofisi tarafından geliştirilmiş CHF hesaplama *Başvuru Tabloları* kullanılarak ve Bobkov v.d. [71] tarafından Denklem

2.41'de verilen bu tabloların modifikasyonları da uygulanarak incelemeler gerçekleştirilmiştir.

$$\begin{aligned} \frac{q''_{W3}}{10^6} = & \left\{ \left[2,02 - 0,430 \left(\frac{p}{10^3} \right) \right] + \left[0,172 - 0,1 \left(\frac{p}{10^3} \right) \right] \right. \\ & \times \left[18,2 x - 4,13 \left(\frac{p}{10^3} \right) \right] \left. \right\} (1,16 - 0,87 x) \\ & \times \left[(0,148 - 1,6 x - 0,173 x |x|) \left(\frac{G}{10^6} \right) + 1,04 \right] \\ & \times [0,266 + 0,836 \exp(-3,15 D_e)] \\ & \times [0,826 + 0,0009(H_{sat} - H_{in})] \end{aligned} \quad 2.39$$

$$W3'un Geçerli Olduğu Aralık = \begin{cases} 0,2 \text{ in} < D_e < 0,7 \text{ in} \\ 10 \text{ in} < z < 144 \text{ in} \\ 1000 \text{ psia} < p < 2400 \text{ psia} \\ 1 \text{ lb/ft}^2 \text{ hr} < \frac{G}{10^6} < 5 \text{ lb/ft}^2 \text{ hr} \\ x_e \leq 0,15 \end{cases} \quad 2.40$$

$$q''_{cr,BT} = q''_t K_1 K_2 K_3 K_4 \quad 2.41$$

burada q''_t Başvuru Tablolarından elde edilen ilgili basınçta, ilgili kütle akısında ve ilgili kuruluktaki ısı akısıdır.

$$\begin{aligned} s/d &= \frac{P}{0,91} \\ d_t &= d \left[1,103 \times \left(\frac{s}{d} \right)^2 - 1 \right] \end{aligned} \quad 2.42$$

burada P iki yakıt çubuğu arası nispi aralık, d yakıt çubuğunun dış çapıdır. Denklem 2.43'te verilen L yakıt çubuğunun uzunluğu, k_f yakıt peletinin termal iletkenliği ve G akış alanından geçen kütle akısı miktarıdır.

$$\begin{aligned}
K_1 &= F(d_t) = \left(\frac{d_t}{9,36}\right)^{-1/3} \\
K_2 &= F\left(\frac{S}{d}\right) = 0,20 + 0,57 \left(\frac{S}{d}\right) \\
K_3 &= F\left(\frac{L}{d_t}\right) = 1,0 + 0,6 \exp\left(-\frac{0,01 L}{d_t}\right) \\
K_4 &= F(k_f) = 1,0 + A \exp\left(-\frac{0,1 z}{d_t}\right) \\
A &= 1,5 \times k_f^{0,5} \left(\frac{G}{1000}\right)^{0,2}
\end{aligned}
\tag{2.43}$$

3. KULLANILAN KODLAR

Bu bölümde oluşturulan 3B reaktör modeli için kullanılan benzeşim ve kod sistemlerinin özellikleri hakkında genel bilgiler sunulmaktadır. Ayrıca reaktör sistemlerinin benzeşim sistemlerinin kullanımı için üretilmiş olan veri kütüphanelerinin oluşturulması hakkında da bilgiler sunulmaktadır.

3.1. MCNP (Monte Carlo Parçacık Taşınım Benzeşimi Kodu)

MCNP6.1.1b (Monte Carlo N-Particle version 6.1.1 beta) kodu, genel amaçlı, sürekli enerji, zaman bağımlı Monte Carlo radyasyon taşınım kodu, geniş bir enerji spektrumunda birçok parçacık tipini hem tek başına hem de birlikte modelleyebilen ve bu parçacıkların takip edilerek etkileşimlerini gerçekleştirebilen bir yapı olarak tasarlanmıştır. MCNP6.1.1 daha önce geliştirilmiş olan MCNP5™ [X503] ve MCNPX™ [PEL11] kodlarının özelliklerinin bir çatı altında birleştirilmesinin yanında, farklı özelliklerinin de bir araya getirilmiş olduğu bir sistem olarak sunulmuştur [3].

MCNP6'nın yapabileceği modellemeler aşağıda sıralanmaktadır;

- Nükleer reaktör tasarımı
- Nükleer kritiklik güvenliği
- Nükleer güvenlik
- Sağlık fiziği (özellikle nötron ve proton terapi uygulamalarında)
- Hızlandırıcı parçalanma hedeflerinin tasarımlarında, özellikle nötron saçılma tesislerinin tasarımları
- Hızlandırıcılar için izotop üretim ve nükleer atıkların dönüştürme aşamalarını içeren izotopların bertaraf edilmesi araştırmaları
- Hızlandırıcı güdümlü enerji kaynaklarının araştırmaları
- Hızlandırıcı tabanlı nötron ve proton radyografi gibi görüntüleme teknolojileri modellemeleri
- Aktif sorgulama yöntemi ile yüklü parçacıklar kullanarak malzeme içeriğinin tespit teknolojileri
- Hızlandırıcı tesislerinin zırhlama tasarımları
- Hızlandırıcı tesislerinin bileşenlerinin, yeraltı sularının ve havanın aktivasyonları
- Yüksek enerji dozimetreleri ve nötron tespitinde

- Artalan kozmik ışınım radyasyonlarının araştırılması ve yüksek irtifadaki hava araçlarının ve uzay araçlarının zırhlanması
- “Single-event upset” diye adlandırılan, iyon, elektron, foton vb. iyonlaşmış parçacıklardan ve kozmik radyasyondan kaynaklanan yarı-iletken malzemelerin durum değişiklikleri modellemelerinde (Kozmik radyasyondan dolayı uzay araçlarında ve nötronlardan dolayı yeryüzündeki yarı-iletken malzemelerde)
- Mars Odyssey gibi kozmo-kimya deneylerinin analizlerinde
- Düşük enerji uygulamaları için nötron ve yüklü parçacık taşınımalarının birlikte olduğu modellemelerde
- Reaktör ve benzeri sistemlerde dönüşüm, aktivasyon ve yanma oranları analizlerinde
- Nükleer malzeme tespitinde
- Nötrino deneylerinin tasarımlarında

yukarıda sıralanan özelliklere ek olarak MCNP6.1.1 içine hafif iyon taşınımı nükleer veri kütüphanelerinin kullanımı, yapısal olmayan örgü geometrilerinde yüklü parçacıkların taşınımı, Cerenkov foton üretimi ve görünür ışık fotonları için yansıma/kırılma fiziği, ilintili bozunma parçacıkları üretimi, ilintili ani parçacık üretimi ve gecikmiş alfa parçacıkları üretimlerinin fiziksel modellemeleri de eklenmiştir. Ek olarak kendiliğinden bozunma kaynaklarının kullanıcı kontrollerinin iyileştirilmesi, standart kozmik kaynaklara ağır iyonların eklenmesi ve, Kozmik ve Dünya üzeri artalan veri dosyalarının 3üncü sürümlerine yükseltilmesi gibi kaynak eklemelerini de bünyesine eklemiştir. Ayrıca Compton Görüntü Dedektörleri modelleri seçeneği de çetele kartlarına yeni bir özellik olarak sunulmaktadır [3].

3.1.1. Veri Eldeleri İçin Kullanılan Çetele Çeşitleri

MCNP6.1.1 modellemelerinde modelin doğru oluşturulmasının önemini yanında kod tarafından oluşturulan sonuçların çıktı dosyalarına eklenen çetele kartlarının oluşturulmasında kullanıcı müdahaleleri de önemlidir. MCNP6.1.1 tarafından Fn kartları olarak tanımlanmış ve çeşitli amaçlar için tanımlanmış özel çetele kartları girdi dosyaları içinde tanımlandığı sürece, bu çetele sonuçları çıktı dosyalarında yer almaktadır. Özelleşmiş bu çetele kartlarının girdi dosyalarında tek başlarına tanımlanabildiği gibi birden fazla çetele kartı da, örneğin enerji (E), zaman (T),

kosinüs bölüntüleri (C) vb., çıktı olarak istenebilmektedir. Ancak çeteleler, koşullar sırasında herhangi bir çıktı vermemektedir. MCNP6.1.1 temel olarak 7 adet standart çetele kartı sağlamak ve bu çeteleler tek bir parçacık üzerinde normalleştirilmiş biçimde çıktı oluşturmaktadır.

Çizelge 3.1. MCNP6.1.1 Çetele Tipleri ve Tanımlamaları

Çetele Tipi	Tanımı	Birim
F1	Yüzey üzerinden integrali alınmış akım	Parçacık
F2	Yüzey üzerinden ortalaması alınmış akı	Parçacık/cm ²
F4	Yol uzunluğu hesabından öngörölmüş hücre akısı	Parçacık/cm ²
F5	Nokta akısı (Nokta dedektör)	Parçacık/cm ²
F6	Yol uzunluğu hesabından öngörölmüş enerji birikimi	MeV/g
F7	Yol uzunluğu hesabından öngörölmüş fisyon enerji birikimi	MeV/g
F8	Detektör içinde oluşan atmaların yarattığı enerji dağılımı	Atma
FMESH	Örgü hücresi üzerinden akı (enerji birikimi) ortalaması	-

Çizelge 3.1’de verilen F1 çetelesi, belirlenen enerji aralıklarındaki ilgili yüzeyden geçen parçacık sayısının basit sayısı olarak hesaplanmaktadır. Ya da basitçe tüm parçacıklarında ağırlıklarının (W) toplamıdır.

Enerji, zaman ve açı (kosinüs) aralıkları üzerinden integrallemeleri MCNP içinde E, T ve C kartları ile kontrol edilmektedir. Eğer integralleme aralıkları tüm açılar üzerinden gerçekleştirilmekteyse (C kartı yok ise), F1 çetelesi bir yüzeyden geçen herhangi bir yörüngede parçacıkların sayısını kapsamaktadır. F1 çetelesi Denklem 3.1’deki gibi ifade edilmektedir.

$$F1 = J = \int_A dA \int_E dE \int_t dt \int_{d\vec{\Omega}} d\vec{\Omega} |\vec{n} \cdot \vec{\Omega}| \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \quad 3.1$$

Denklem 3.1’deki \vec{n} F1 çetelesi alınacak yüzeyin normalidir.

\vec{r} uzanımı etrafındaki $d\vec{r}$ hacim aralığındaki ve E enerjisi etrafındaki dE aralığındaki toplam skalar akı $\phi(\vec{r}, E, t) = \int_{\vec{\Omega}} \psi(\vec{r}, E, t) d\vec{\Omega}$ biçiminde tanımlanmaktadır. Tüm

enerjiler, tüm konumlar ve tüm alan üzerinden toplam skalar akıyı elde etmeye yarayan F2 çetelesi MCNP kodunda

$$F2 = \overline{\phi_A} = \frac{1}{A} \int_A dA \int_E dE \int_t dt \int_{d\vec{\Omega}} d\vec{\Omega} \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \quad 3.2$$

şeklinde tanımlanmaktadır. Denklem 3.2'de gösterilen önemli parametrelerden birisi de yüzey alanıdır. Denklem 3.2'deki alan MCNP'de kısım bölücü kart (SD kartı) olarak tanımlanan bölümde girilmesi gerekmektedir. Aksi takdirde (SD kartı tanımlanmadığı zaman) SD=1 cm² olarak tanımlanmaktadır bu da farkında olmadan hesaplamalarda yanlış yapma anlamına gelmektedir.

F4 çetelesi tanımlanan hücresel bölge içindeki toplam akıyı vermektedir. MCNP, hücre içindeki her bir parçacık kendine ait ağırlığının (W), yol uzunluğu (T) ile çarpımının toplam hücre hacmine (V) bölünmesi ile hesaplama yapmakta ya da teorik olarak,

$$F4 = \overline{\phi_V} = \frac{1}{V} \int_V dV \int_E dE \int_t dt \int_{d\vec{\Omega}} d\vec{\Omega} \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \quad 3.3$$

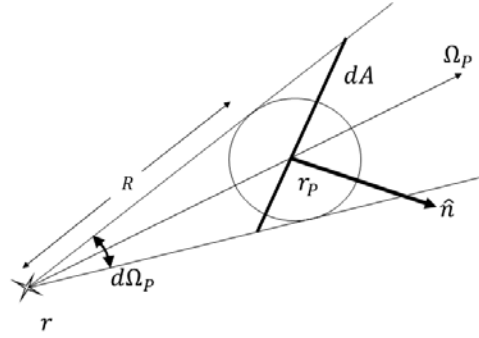
şeklinde verilmektedir. Denklem 3.3'te Denklem 3.2'deki gibi kısım bölücü kart bağımlılığı içermektedir ve SD kartına, tanımlanan hücresel bölgenin hacmi girilmelidir.

Noktasal detektör, F5 çetelesi, belirlenen noktadaki akının deterministik olarak tahmin edilmesiyle hesaplanmaktadır. Nokta detektör çetelesi, kaynaktan ve rasgele hareket boyunca meydana gelen çarpışma olaylarının katkısı olarak tanımlanmaktadır. Bir başka ifadeyle Şekil 3.1'de görünen r_p yarıçapındaki bir kürenin yüzey akısının limit durumu (r_p 'nin sıfıra doğru daraltılması) olarak da tanımlanmaktadır.

Denklem 3.4'te w , dA alanına ulaşan parçacıkların ağırlıkları, $p(\Omega_p)$, dA alanına doğru saçılan parçacıkların olasılıkları, Σ_t toplam makroskopik tesir kesiti, $R = |r_p - r|$ çarpışmasız serbest uçuş mesafesi ve bu çarpışmasız serbest uçuş mesafesinin olasılığı $\exp\left[\int_0^R \Sigma_t(s) ds\right]$ dir.

$$F5 = w \frac{p(\Omega_P)}{R^2} \exp \left[\int_0^R \Sigma_t(s) ds \right] \quad 3.4$$

$$\phi_p = \int_E dE \int_t dt \int_{d\vec{\Omega}} \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$$



r = Kaynak veya Çarpışma Noktası
 r_p = Detektör Noktası

Şekil 3.1. Nokta Detektör Gösterimi

F6 çetelesi, Denklem 3.5'te verildiği gibi yol uzunluğu hesabı kullanılarak öngörölmüş enerji birikimi miktarını vermektedir. Burada $H(E)$ enerji bağımlı çarpışma başına ısınma sayısı (MeV/çarpışma), $\sigma_t(E)$ enerji bağımlı mikroskobik toplam tesir kesiti, ρ_a malzemenin yoğunluğu, m ise hücredeki kütle miktarıdır.

$$F6 = H_t = \frac{\rho_a}{m} \int_V dV \int_E dE \int_t dt \int_{d\vec{\Omega}} \sigma_t(E) H(E) \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \quad 3.5$$

Benzer bir şekilde F7 çetelesinde ise, F6 çetelesinden farklı olarak $H(E)$ ve $\sigma_t(E)$ yerine, enerji bağımlı mikroskobik fisyon tesir kesiti $\sigma_f(E)$ ve fisyon ısınma Q-değerini (MeV) kullanmaktadır.

$$F7 = H_f = \frac{\rho_a}{m} Q \int_V dV \int_E dE \int_t dt \int_{d\vec{\Omega}} \sigma_f(E) \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \quad 3.6$$

F6 ve F7 çetelelerinde de kısım bölücü kart bağımlılığı içermekte ve SD kartına tanımlanan hücresel bölgenin kütesinin girilmesi gerekmektedir.

3.1.2. Yanma Oranları Hesaplamaları

Yanma oranı hesaplamalarında bozunma, fisyon ürünleri ve 63-grup tesir kesiti verileri CINDER.dat kütüphane dosyaları içinde bulunmaktadır. MCNP6.1.1 bu verileri hesaplamamaz. MCNP6.1.1 yanma oranı hesaplama kabiliyetini gerçekleştirmek için bu kütüphanelere erişime ihtiyaç duymaktadır.

Durağan-durum akı hesaplamalarını kapsayan işlemler MCNP6.1.1'de nüklid tükenme hesaplamaları CINDER90 içinde bulunmakta ve bu işlemler MCNP6.1.1 ile birbirine bağlantılanmaktadır. MCNP6.1.1 durağan-durum hesaplamalarında sistem öz-değerlerini, 63-grup akılarını, enerji üzerinden integrallenmiş reaksiyon oranlarını, fisyon çarpanı (ν) ve fisyon sonucu açığa çıkan enerji ($Q - Değerleri$) belirlemek için kullanılmaktadır. MCNP6.1.1 tarafından üretilmiş bu değerler CINDER90 tarafından alınarak, yeni atom yoğunlukları tükenme hesaplamaları yapılarak elde edilir. Sonra MCNP6.1.1 bu atom yoğunluklarını kullanarak yeni akıları ve reaksiyon-metrik parametreleri hesaplar. Bu işlem belirtilen zaman adımı tamamlanana kadar tekrar edilir [3].

3.2. NJOY (Nükleer Veri İşleme Sistemi)

Taşıma kodlarında nükleer reaktörlerin kritiklik ve yanma analizlerinin gerçekleştirilmesi sırasında meydana gelecek belirsizliklerin önemli bir kaynağı nötron veri kütüphaneleridir. Bu belirsizliklerin en aza indirilmesi amacıyla mümkün olduğunca en güncel veri kütüphanelerinin kullanılması gerekmektedir; bu veri kütüphaneleri üzerinde hem deneysel hem de teorik olarak çalışan gruplar bulunmakta ve veri kütüphaneleri üzerinde deneysel ve/veya teorik çalışmalar sonucu elde edilen bulguların ışığında var olan hatalar düzeltilmektedir. ABD Brookhaven Ulusal Laboratuvarı tarafından devamlı olarak güncellen bir ağ sayfası üzerinden [60] güncel ENDF ham veri kütüphanelerini; Japonya Atom Enerji Ajansı tarafından [63] güncel JENDL ham veri kütüphanelerini; Koning v.d. [72] tarafından geliştirilen TALYS kod sistemi ile üretilmiş güncel TENDL ham veri kütüphanelerini; Nükleer Enerji Ajansının uluslararası ortaklaşa işbirliği ile fisyon ve füzyon için geliştirdikleri JEFF-3.2 [73] ham veri kütüphanelerini ve bu kütüphanelere benzer yapıdaki nötron veri kütüphaneleri Nükleer Enerji Ajansı veri kütüphaneleri [74] ağ sayfalarında sunulmaktadır. Ancak sunulan bu ham veri kütüphaneleri MCNP kod

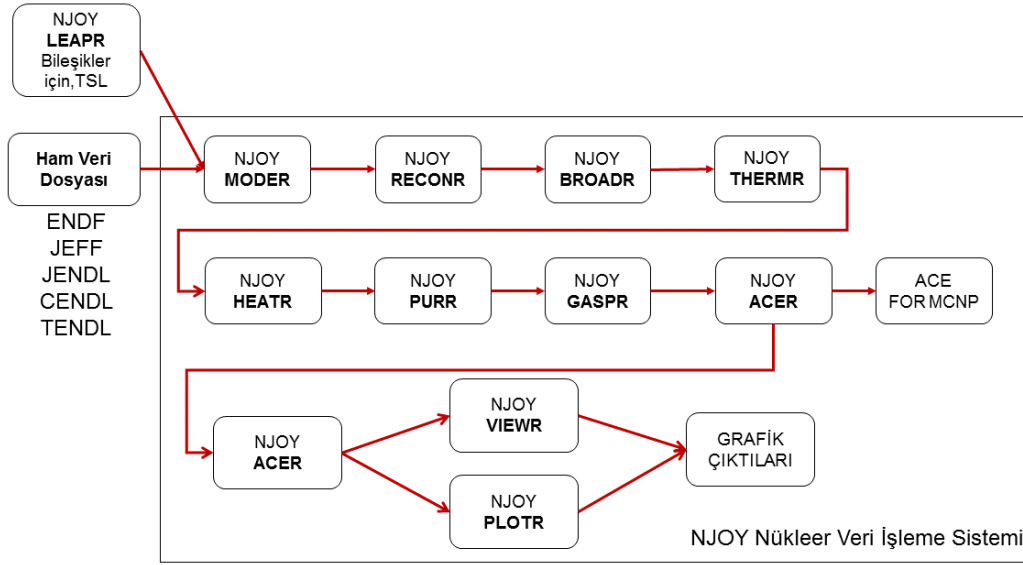
sisteminin kullanabileceği ACE (A Compact ENDF) formatında olmadığı için işlenerek ACE formatına dönüştürülmesi gerekmektedir. ACE veri formatı dâhil birçok taşıyım ve difüzyon kodu için veri kütüphaneleri üretebilen NJOY nükleer veri işleme sistemi kullanılarak yeni veri kütüphaneleri üretilmiştir. Bu çalışmada güncel ham veri kütüphanelerinden MCNP için uygun formatta ve istenilen sıcaklıklarda yeni veri kütüphanelerini otomatik olarak üretmek için Python3 betikleri geliştirilmiş ve MCNP kodu için tesir kesiti adresleme bilgileri de otomatik olarak oluşturulmuştur.

NJOY, nükleer veri işleme sistemi hem taşıyım hem de difüzyon kodları için gerekli olan çok gruplu ya da sürekli tesir kesitleri kütüphane yapılarını ham veri kütüphanelerini işleyerek oluşturabilen bir kod sistemidir. Çalışmanın gelişim aşamalarında NJOY99 kodunun 396 numaralı güncellemesi kullanılarak arzu edilen sıcaklık değerlerinde yeni nötron kütüphaneleri üretilmiş ve üretilen kütüphanelerin MCNP ile haberleşmesi sağlanmıştır. NJOY kendi yapısında bulunan her birinin görevi çok iyi bir şekilde tanımlanmış modülleri arasında veri akışını gerçekleştiren bir yapıya sahiptir. Bu akış yapısı NJOY için oluşturulan girdi dosyalarının içeriğindeki bilgilerin takip edilmesi yolu ile gerçekleştirilmektedir. Esasen tanımlanan bu modüller kendi başlarına ayrı ayrı programlar olup birbirleri arasında girdi ve çıktılar ile iletişim kurmaktadır. Bu çalışmada elde edilen kütüphanelerin NJOY kodu içindeki işleme aşamalarını gösterildiği akış şeması Şekil 3.2'de verilmektedir.

Şekil 3.2'de kullanılan modüller ve bunun haricinde NJOY içinde var olan modüller hakkında bilgi aşağıda verilmektedir.

NJOY: Diğer modüller tarafından kullanılan ortak fonksiyonları ve altprogramları, kütüphanesi içinde barındırır ve diğer modüller aracılığıyla veri akışlarını yönlendirme görevini üstlenmektedir.

RECONR: Reaksiyonları, rezonansların yeniden yapılandırılmalarını, Doppler genişlemelerini, radyasyon ısınma ve hasarlarını, ısı saçılma verilerini, çözümlenmemiş rezonans verilerini ve gaz formu üretim miktarları bilgilerini içinde barındıran ENDF/B ham veri kütüphanelerinden nokta tabanlı (PENDF) ve enerji bağımlı tesir kesitlerinin yeniden yapılandırılmasını sağlamaktadır.



Şekil 3.2. NJOY Nükleer Veri İşleme Sistemi Akış Şeması

BROADR: PENDF formatına dönüştürülmüş parçalı doğrusal tesir kesitlerine Doppler-Genişlemesi etkilerinin eklendiği yeni PENDF dosyaları oluşturur. Çoklu seviye etkilerini içeren tüm rezonans ve rezonans haricindeki tesir kesitlerinin işlenmesi, Cullen ve Weisbin [75] tarafından geliştirilen ve oldukça hassas bir metot olan SIGMA1 Çekirdek Genişlemesi metodu ile gerçekleştirilmektedir.

UNRESR: Genellikle PURR modülü kullanıldığında, birçok uygulamada UNRESR modülü baskılanarak kullanılmaz. Etkin öz-zırhlanmış nokta tabanlı tesir kesitleri hesaplamalarını gerçekleştirilmektedir.

HEATR: Isı üretimi tesir kesitleri (KERMA faktörleri) ve radyasyon hasarı tesir kesitlerini belirtilen reaksiyon tipleri için üreterek, HEATR modülüne gelen PENDF girdi dosyasının üzerine eklemektedir. Birçok malzeme için KERMA faktörlerini enerji-dengesi metodunu kullanarak hesaplamaktadır.

ENDF/B-VII kütüphaneleri, nötron salımı için enerji-açı dağılımlarını ihtiva eden, çok az sayıda sadeleştirilmiş versiyonu bulunan *file6* kodlu dosyaları içermekte fakat herhangi bir şekilde geri saçılma ve foton verilerini içermemektedir. Böyle durumlar için hem ısı üretimi hem de hasar etkilerinin sonuçlarını yarı-makul değerlerde elde edebilmek için ilk salınan parçacık tarafından tüm geri saçılan parçacıkların etkilendiği “Tek-Parçacık Geri Saçılma Yaklaşımı” HEATR modülü tarafından uygulanmaktadır.

GROUPR: Nokta tabanlı oluşturulmuş girdi dosyalarından öz-zırhlanmış çok gruplu tesir kesitlerini, gruplardan gruplara saçılma matrislerini, foton üretim matrislerini ve yüklü parçacıkların tesir kesitlerini oluşturmaktadır. GRUOPR modülü kullanılmadan önce RECONR, BOARDR, PURR (Ağır izotopların çözümlenmemiş rezonans bölgeleri için) HEATR ve THERMR ihtiyaç halinde kullanılması gerekmektedir.

GAMINR: Çok-gruplu foto-atomik tesir kesitlerini (KERMA faktörleri) ve radyasyon hasarları üretme tesir kesitlerini hesaplamaktadır. Eksiksiz ve yanlızsız çok gruplu foto-atomik etkileşimlerin tesir kesitlerini nokta tabanlı PENDF dosyalarından üretilmesi için tasarlanmıştır. Örneğin (γ, n) gibi foto-nükleer reaksiyonların hesaplamasını yapmamaktadır.

THERMR: Isıl enerji seviyelerinde, serbest ve bileşikler içinde bağlı saçılanlar için saçılım dağılımları ve nokta tabanlı saçılım tesir kesitlerini üreterek mevcut PENDF dosyalarına yazmaktadır.

ERRORR: Ham veri kütüphanelerinin içindeki belirsizliklerden çok gruplu eş-değişkenli (covariance) matrislerini hesaplamaktadır.

COVR: ERRORR çıktılarını okuyarak eş-değişken grafiklerini çizer ve çıktı biçimlendirme işlemlerini gerçekleştirmektedir.

MODER: ENDF dosyalarından, formatlı (ASCII) ve blokeli ikili dosyalar arasında ileri ve geri yönlerde dönüştürme işlemlerini gerçekleştirmektedir.

DTFR: DTRF-IV taşınım kodunu temel alan taşınım kodları için çok gruplu veri kütüphaneleri formatlarını oluşturur.

CCCCR: ISOTXS, BRKOXS ve DLAYXS gibi CCCC standartlarındaki arayüz dosyaları için çok-gruplu veri kütüphaneleri formatlarını oluşturur.

MATXSR: Yeni MATXS malzemelerinin tesir kesitleri arayüz dosyaları, TRANSX kodu ile çalışan birçok parçacık taşınım kodu için çok gruplu veri kütüphaneleri formatlarını oluşturur.

RESXSR: Termal akı hesap cetvelleri için CCCC benzeri formlarda nokta tabanlı tesir kesitlerini hazırlamaktadır.

ACER: MCNP kodu için ACE veri formatında kütüphaneler hazırlamaktadır. ENDF dosyaları ve ACE dosyaları arasındaki temel fark, ACE dosyaları verilerin muhtelif

noktalarına işaret eden işaretleyiciler yardımı ile rasgele erişimler sağlayıp, hızlı veri transferleri elde edilebilmektedir.

MCNP kullanacağı tüm tesir kesitlerinin, tekli birleşik enerji örgüleri üzerine oturtulmuş doğrusal interpolasyonlar için uygun şekilde hazırlanmasına ihtiyaç duymaktadır. Nitekim NJOY modülleri, RECONR ve BOARDR, birleştirilmiş enerji örgüleri ve doğrusal interpolasyonlar etrafında düzenlenmiştir. Bu nedenle ACE kütüphaneleri enerji değerleri MeV biriminden ACER tarafından otomatik olarak oluşturulmaktadır.

POWR: EPRI-CELL ve EPRI-CPM kodlarının kullanması için uygun kütüphane yapısını hazırlamaktadır.

WIMSR: WIMS-D ve WIMS-E termal reaktör yakıt demetleri kodlarının kullanması için uygun kütüphane yapısını hazırlamaktadır.

PLOTR: VIEWR modülü tarafından kullanılması amacıyla hem çok gruplu hem de nokta tabanlı verilerden üretilen girdi dosyaları için dağılımların perspektif görünüşleri ve tesir kesitlerinin çizimlerini gerçekleştirmektedir.

VIEWR: Diğer modüllerden elde edilmiş tesir kesiti dosyalarını "Postscript" formundaki çizim dosyalarına dönüştürme işlemlerini gerçekleştirmektedir.

MIXR: Genelde çizim amaçlı, elementlerin ve diğer karışımların tesir kesitlerini birleştirmek için kullanılmaktadır.

PURR: Monte Carlo kodları belirli bir enerjide tesir kesiti ile hesaplamaya ihtiyaç duydukları için verileri olasılık tablolarından elde etmektedirler. Monte Carlo kodları için rezonans öz-zırhlama etkilerini kullanılmasını temsilen, çözümlenmemiş rezonans bölgesi olasılık tablolarını üretmektedir.

LEAPR: THERMR modülünü kullanarak işlenebilen ENDF dosyaları içinde bulunan file7 formatındaki bölümlerden ısı saçılma verilerini üretmektedir.

GASPR: Ana ENDF tesir kesitlerinden nokta tabanlı PENDF formatında gaz üretim tesir kesitlerini üretmektedir.

3.3. COBRA-TF Alt-Kanal Isıl-Hidrolik Kodu

COBRA-TF (Coolant Boiling in Rod Arrays – Two Fluid) kodu, LWR'lerin reaktör kazan analizlerini gerçekleştirmek (tahmin etmek) üzere tasarlanmış bir ısıl-hidrolik

benzeşim kodudur [76], [77]. Orjinali Thurgood v.d. [78] tarafından 1980 yılında Pacific Northwest Ulusal Laboratuvarı'nda (PNNL) geliştirilmiştir. COBRA-TF kodu ABD Nükleer Düzenleme Komisyonu (NRC) tarafından Hafif Su Reaktörleri Güvenlik Araştırma Programı çerçevesinde ve Pennsylvania Devlet Üniversitesi tarafından da farklı projelerde uzun yıllar geliştirilmeye devam edilmiş [79] ve halen ABD Enerji Bakanlığı tarafından desteklenen hafif su reaktörleri gelişmiş benzeşimi için oluşmuş konsorsiyumun (Consortium for Advanced Simulation of Light water reactor - CASL) Reaktör Uygulamaları için Sanal Ortam - Kor Benzeştiricisinde (Virtual Environment for Reactor Applications Core Simulator VERA-CS) reaktör kor ısı-hidrolik benzeşimlerin gerçekleştirilmesi için kullanılmaktadır [80].

COBRA-TF, 2 akışkanlı ve bu akışkanlara ait 3 geçişli alanlarda (sürekli buhar, sürekli su ve sürüklenen sıvı damlacıkları alanlarında) ısı-hidrolik modelleme yapabilme kabiliyetine sahip en-iyi-tahmini yapabilen bir bilgisayar kodudur. Euler örgü metodu üzerine yarı-örtük sonlu-farklar çözümünü kullanarak katı yapılardan akışkan üzerine gerçekleşen ısı transferini ve üç geçişli alanlarda ısı ve kütle transferleri denklemlerini kullanarak çözüm oluşturmaktadır. COBRA-TF, hidrodinamik örgü ve ısı transferi çözümleri için esnek düğüm noktaları oluşturabilme kabiliyetlerini taşımaktadır. Bu esneklik, alt kanal analizlerini içeren yakıt demeti yapılarında çok çeşitli geometrileri modelleyebilme kabiliyetini de sağlamaktadır [77].

Çok-fizikli akışları modelleyen tüm en-iyi-tahmini yapan kodlar tüm fazlar için zaman üzerinden ortalanmış korunum denklemlerini kullanmaktadır. Çok-fizikli akışlar, hareketli ara-yüzeyler tarafından birbirinden ayrılmış akış kombinasyonları şeklinde ifade edilebilir. Çok-fizikli akışların karmaşık davranışlarından kaynaklanan sebeplerden dolayı modellenmeleri kolay olmamakla birlikte korunum denklemlerinin tam kesinlikte çözülebilmesi de mümkün değildir.

En-iyi-tahmini gerçekleştiren kodların amacı akış fazlarının hareketlerini tamamıyla incelemek olmadığı için bu kodlar oluşturulurken *Ortalama Korunum Denklemleri* (OKD) oluşturulmakta ve çözümlenmelerde bu denklemler kullanılmaktadır.

Her bir fazın birbirinden ayrı olarak korunum denklemleri kullanılarak ortalama denklemler elde edilebilmektedir.

İki akışkan modeli olarak adlandırılan ayrık korunum denklemlerinin kullanıldığı model ve ortalama denklemlerin çözmek amacıyla ek modellerin de kullanılması gerekmektedir. COBRA-TF denklemleri çözmek için iki-akışkan modelini ve uygun fiziksel modelleri kullanarak türetilmiş denklemleri kullanmaktadır. COBRA-TF ve diğer en-iyi-tahmini gerçekleştirerek çözüm oluşturan kodlarda kullanılan korunum denklemleri zaman üzerinden ortalananmıştır. Tüm korunum denklemlerinin açıklanmaları ile türetilme adımları 2006 yılında Ergün [81] tarafından yapılan doktora tezinde ve 2015 yılında Salko ile Avramova [79] tarafından oluşturulan CTF teori el kitabında ayrıntılarıyla bulunmaktadır. Ayrıca COBRA-TF kodunda kullanılan iki-fazlı korunum denklemlerinin çıkarılma adımlarının bir bölümü Ergün [81] referans alınarak ve iki-fazlı akışta kesin integral denklemleri ile bu denklemlerin zaman üzerinden ortalananmış değerlerinin verildiği genel bilgiler EK.2 bölümünde sunulmaktadır.

4. MCNP6 ALTIGEN NÜKLEER REAKTÖR KOR GİRDİ HAZIRLAYICISI ve ÇIKTI ANALİZÖRÜ

4.1. Çalışmanın Özgün Katkısı Olarak Geliştirilen Kod Sistemi ve Geliştirilmesindeki Motivasyon

Nükleer reaktör kor tasarımlarının 3B geometrik modellemeleri yapılırken yakıt pelet boyutlarından başlayarak, yakıt örgü aralıkları, yakıt demeti boyutları bu demetlerin kaç tanesinin kor içine yerleştirileceği gibi birçok parametre değişken olarak kor modellemelerini oluşturmaktadır. Her bir geometrik ve yapısal parametrenin sistem üzerinde oluşturabileceği farklılıklar da bu modelleme aşamalarının bir parçası olarak karşımıza çıkmaktadır. Oluşturması planlanan 3B nükleer reaktör kor modelinin içindeki yakıt demetlerinin 4 farklı yakıt zenginliğine sahip olduğu varsayıldıktan sonra, 4 farklı ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U ve Oksijen kompozisyonu ve bu kompozisyonların her seferinde yakıt demetinin bulunduğu malzeme kartına, yani sisteme doğru bir şekilde ve olabildiğince yüksek hassasiyette girdi olarak sunulması gerekmektedir. Bu, sadece bir yakıt içeriğinin değişim adımları farklılaşması ile oluşabilecek girdi kombinasyonlarının bir örneğidir. Bunun yanında sistemde yapısal veya nükleer malzeme değişikliğine gidilmesi durumları da oluşabilir. Oluşabilecek her bir farklı durum düşünüldüğünde bir tasarımın gerçekleşmesi çok daha fazla zaman ve işgücü kaybı yaratacaktır. Yukarıda sıralanan sebepler aslında sistem oluşturulma aşamalarında çok basit bir iş yükünü oluştursa da, çok fazla zaman kaybına, olası hesaplama hatalarına ve bu hataların bir sonraki adıma aktarılmasına sebep verebilecek niteliktedir.

Ayrıca reaktör korunun temel parametreleri ve kor boyutlarının belirlendiği Bölüm 2'den alınan parametrelerle, tasarım aşamalarında oluşabilecek olası sorunların önüne geçilmesi önemlidir.

Bu sebeple altıgen hücreli yapıya ait herhangi bir reaktör modelinin oluşturulabilmesi amacıyla matematiksel modellemeleri ve ayrıntılı hesaplamaları içeren ve çok hızlı bir şekilde reaktör kor modelinin oluşturulabilmesini sağlayan bir kod sistemi geliştirilmiştir. Bu geliştirilen sistem hem formatlı metin operasyonlarını gerçekleştirebilen ve nesnel yönelimli programlama kabiliyetine sahip olan hem de tüm platformlarda kullanılabilen yapıda olması sebebi ile Python3 programlama dili ile oluşturulmuştur.

Aşağıdaki bölümlerde geliştirilen kod sistemi içinde kullanılan matematiksel ve sistemler hakkında genel bilgiler verilmektedir.

4.2. Altıgen Geometrik Yaklaşımların Matematiksel Modellenmesi

Altıgen hücre yapısındaki reaktör korlarının modellenmeleri, kare hücre geometrisine sahip reaktör korlarına nazaran biraz matematiksel hesaplama gerektiren karmaşık bir iştir.

Yazılımın geliştirilme aşamasında en büyük zorluklardan birisi eksnel (Kartezyen koordinatlarda tasarlanmış) yapıda tasarlanmış MCNP6.1.1b kodu içinde geometrik tanımlamalarda kaymalar oluşturan ve matematiksel olarak düzgün bir matris yapısında olmayan MCNP6.1.1b *altıgen evren yapısı* adreslemelerinde aşılması gereken önemli sorunlar ortaya çıkmıştır.

Altıgen koordinat sistemleri genellikle sinyal analizlerinin dağılımlarının modellenmesinde ya da oyun geliştirme aşamalarında, kare piksellerin altıgen piksellere dönüşümlerinde ya da tam ters istikamete dönüşümlerinde kullanılmaktadır. Altıgen piksel yapısına ait geometrik dönüşümlerin nasıl yapıldığı konusunda çeşitli bilgiler Patel [82] tarafından ayrıntılı olarak verilmektedir.

Bu hesaplama işlemleri basitçe temel Kartezyen koordinat sisteminin içinde sanki yeni bir düzlem yaratılmış ve bu yeni düzlem ve diğer düzlemler üzerinden yeni hesaplamalar gerçekleştiriliyor ve sonrasında tekrar Kartezyen geometriye dönüş yapılmış biçiminde açıklanabilir.

Aşağıda, temel geometrik dönüşümlerin ve bu dönüşümler sırasında gerekli olan hesaplamaların nasıl yapıldığına değinilmiştir.

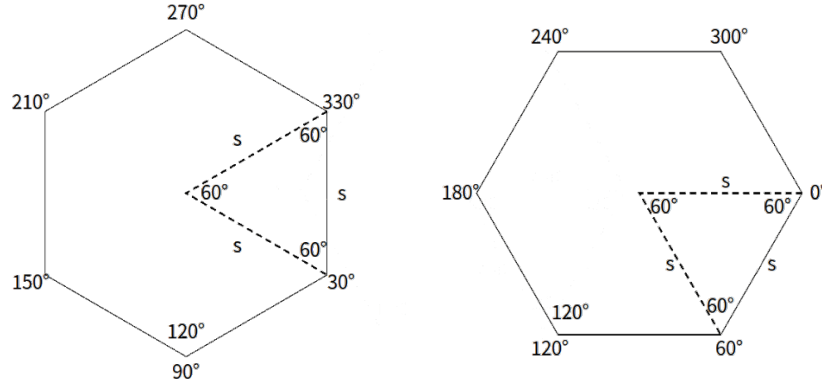
4.2.1. Geometrik Tanımlamalar

Altıgenler bilindiği üzere 6 kenarı olan düzgün bir çokgenlerdir. Ancak altıgen geometride hesaplamalar yapılırken dikkat edilmesi gereken bazı unsurlar bulunmaktadır. Özellikle bu hesaplamalar Kartezyen ve altıgenler üzerinden kolay işlem yapmayı sağlayan küp koordinat düzlemleri dönüşümlerinde kullanılması planlanıyorsa daha önemli konuma gelmektedir.

Altıgen örgü yapısı düşünüldüğünde, her bir altıgen kenarı iki altıgen tarafından ve her bir altıgen köşesi 3 altıgen tarafından paylaşılmaktadır. Bu paylaşımlar ile ilgili matematiksel tanımlamalar ayrıntılı olarak alt bölümlerde anlatılmaktadır.

4.2.1.1. Açılar ve Bağıntılar

120° iç açılara sahip olan altıgeni köşelerinden 6 eş parçaya ayrıldığında 6 adet eşkenar üçgen elde edilir. Ancak burada önemli olan nokta altıgenin duruş biçimidir.



Şekil 4.1. Altıgen Duruş Şekline Göre Açılar, Köşesi Yukarıda (solda), Kenarı Yukarıda (sağda)

Altıgenlerin, örüntü içinde duruş biçimlerine göre açıları Şekil 4.1'de verilmektedir. Buna göre bir altıgenin kenar noktalarının açı değerleri,

$$\text{Eğer Köşesi Yukarıda ise} \rightarrow \alpha_i = 60 \times i + 30$$

$$\text{Eğer Kenarı Yukarıda ise} \rightarrow \alpha_i = 60 \times i \quad 4.1$$

$$i = 0,1,2,3,5$$

şeklinde hesaplanır. Merkez noktası (x_c, y_c) ve kenar uzunluğu s olan bu altıgenin kenar noktalarını ise,

$$x_i = x_c + \cos(\alpha_i) s \quad 4.2$$

$$y_i = y_c + \sin(\alpha_i) s$$

bağıntılarını ile hesaplayabiliriz.

4.2.1.2. Altıgen Geometri için Kullanılan Bağıntılar

Birden fazla altıgen yapının birbirine olan komşulukları ve konumlarının belirlenmesi aşamalarında her bir altıgenin kenar uzunluğu ve merkezleri arasında bulunan mesafe cinsinden bağıntılar oluşturulacaktır. Şekil 4.2'de verilen iki örüntü merkezi arasındaki mesafe h ve bir kenar uzunluğu s olan altıgen bir örgü yapısı için

$$h = s\sqrt{3} \quad 4.3$$

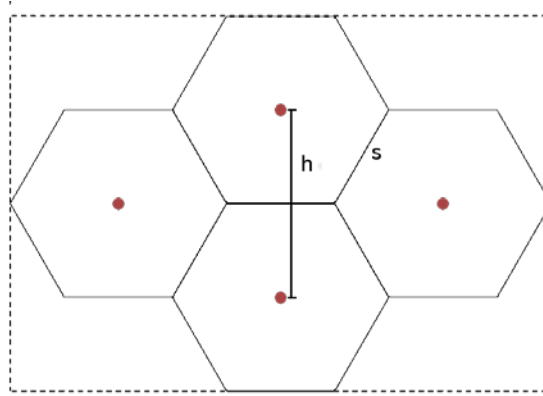
ve bir altıgen örgü bölgesinin alanı kenar uzunluğu cinsinden,

$$A = \frac{3\sqrt{3}}{2} s^2 \quad 4.4$$

ya da örgü aralığı cinsinden,

$$A = \frac{h^2\sqrt{3}}{2} \quad 4.5$$

şeklinde ifade edilmektedir. Yukarıda verilen bağıntılar genelde hesaplanabilen ve herkes tarafında bilinen bağıntılar olmasının yanında hesaplama adımlarında göz önünde bulundurulması gerekmektedir.



Şekil 4.2. Altıgen Örgü Yapısı

4.2.2. Koordinat Sistemleri

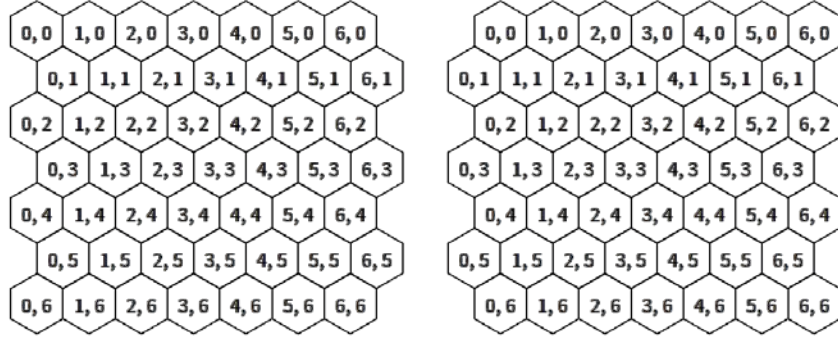
Altıgen yapıları örgü olacak şekilde bir araya getirmek için her bir altıgenin konumlarının düzgün bir şekilde belirlenmesi önemlidir.

Bunun için çeşitli yaklaşımlar bulunmaktadır. Bu yaklaşımlar aşağıdaki başlıklarda ayrıntılı olarak verilmektedir.

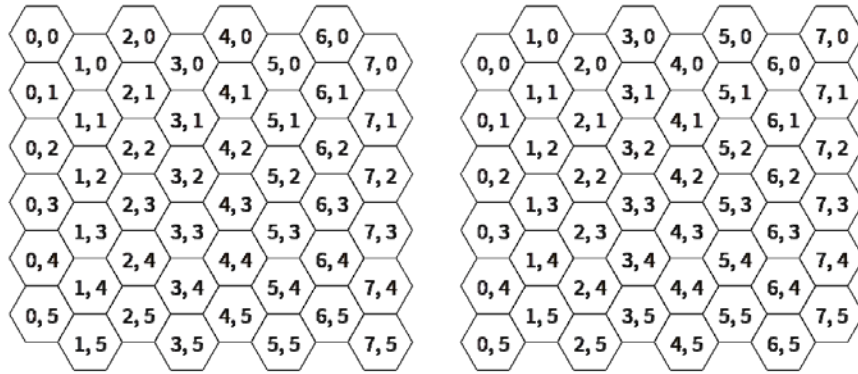
4.2.2.1. Kaydırılmış Koordinatlar

Kaydırılmış koordinat sistemi olarak adlandırılan bu tür sistemler geleneksel Kartezyen koordinat sisteminin kaydırılmış olarak tanımlanması ile oluşturulmaktadır. Şekil 4.3'te tek satırların veya çift satırların kaydığı yatay örgü yapıları, Şekil 4.4'te tek sütunların veya çift sütunların kaydığı dikey örgü yapıları gösterilmektedir. Satırların ve sütunların kaydırılmış olduğu durumların her birinin kendine ait iki adet varyantı bulunmaktadır. Bu tür koordinat yaklaşımları genellikle

bilgisayarlar için oyun tasarımlarında kare piksellerin altıgen piksellere dönüşümünde kullanılmaktadır.



Şekil 4.3. Tek Satırların Kaydığı (Solda), Çift Satırların Kaydığı (Sağda) Yatay Örgü Yapıları



Şekil 4.4. Tek Sütunların Kaydığı (Solda), Çift Sütunların Kaydığı (Sağda) Dikey Örgü Yapıları

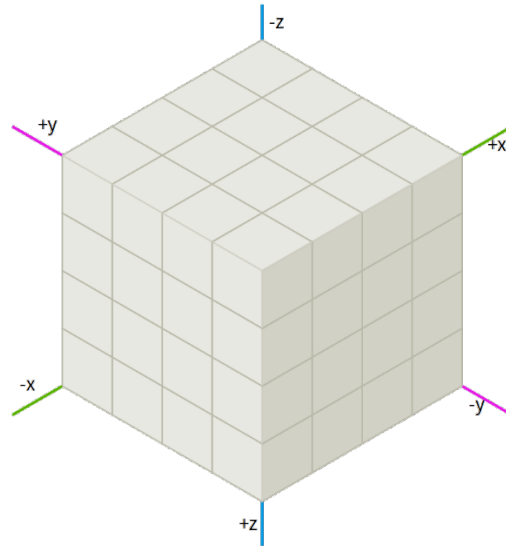
4.2.2.2. Küp Koordinatlar

Bu tez çalışmasında altıgen reaktör kor geometrisi için hesaplama yapıları ve oluşan çıktıların tekrar değerlendirilerek yine altıgen kor geometrisi için görsel çıktılar oluşturulması amacıyla küp koordinat yaklaşımı kullanılmıştır.

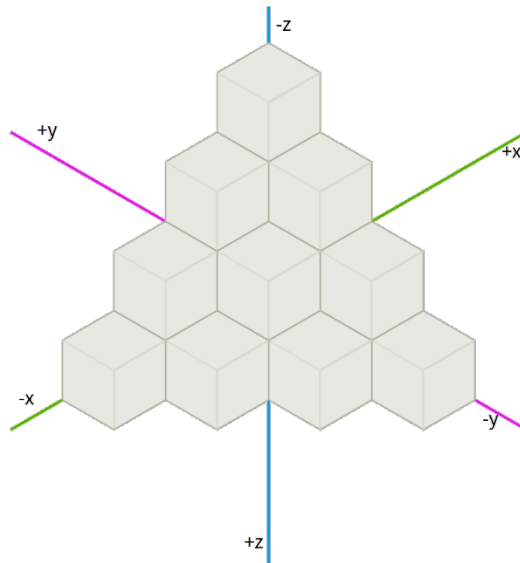
Altıgen örgü yaklaşımı farklı bir açıdan değerlendirildiğinde, kare örgü yapısındaki gibi 2 farklı düzlem yerine, 3 farklı düzlemden oluştuğu düşünülmelidir. Bu yapılmadan önce Kartezyen koordinat düzleminde Şekil 4.5'teki gibi yerleştirilen kübik bir yapı olduğu varsayılabilir. Bu yapı, $x + y + z = 0$ üçgensel düzlemi ile kesilirse Şekil 4.6'daki gibi altıgen örgülerden oluşan bir yapı elde edilmiş olur. Biraz

farklı bir yaklaşım olsa da bu yaklaşım altıgen örgü hesaplamalarında kolaylık sağlamaktadır. Örneğin Kartezyen koordinatlarda yapılan standart işlemler yani koordinatların eklenmesi, çıkarılması, bir yönsüz (skaler) sayı ile çarpılması veya bölünmesi gibi işlemler kullanılabilir.

Şekil 4.6'da görüldüğü gibi küp koordinat sisteminin üç tane ana eksen bulunmaktadır. Bu üç eksen, altıgenlerin köşelerinde toplam 6 köşegen yönelim bölgeleri (pozitif ve negatif) oluşturmakta; ana altıgen örgü yönelimleri de köşegen örgü yönelimlerine karşılık gelmektedir.



Şekil 4.5. Kartezyen Koordinat Düzlemine Yerleştirilmiş Kübik Yapı [82]

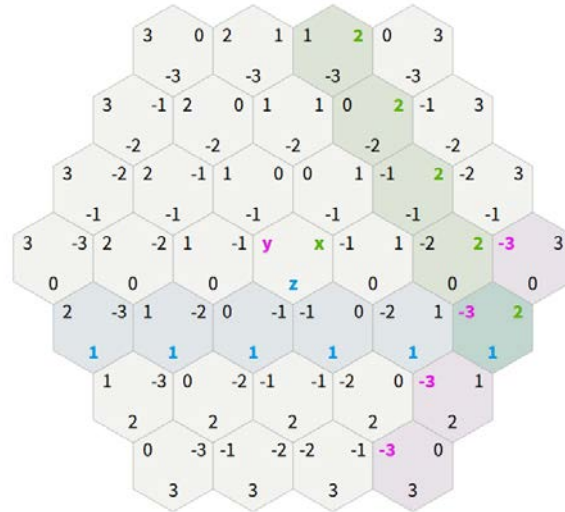


Şekil 4.6. Küp Koordinat Düzlemleri [82]

Kartezyen koordinat sistemi düşünülürken, kare ve küp örgü yapıları için zaten hesaplama algoritmaları geliştirilmiştir ve bunlar halen kullanılmaktadır. Küp koordinat sistemini kullanmak ise altıgen yapılar üzerinde bu algoritmaların kolayca adapte edilmesini veya bir koordinat sisteminden diğerine aktarılmasını sağlamaktadır.

Küp koordinat sisteminin nasıl çalıştığını anlatmak gerekirse, Şekil 4.7’de görüldüğü gibi (2,-3,1) koordinatı altıgen örgü üzerinde konumuyla birlikte gösterilmiştir. Küp örgüdeki her bir yönelim altıgen örgüdeki her bir doğrultuya karşılık gelmektedir. Yani burada (2,-3,1) noktası seçildiğinde x yönelimi için x=2 doğrusunu, y yönelimi için y=-3 doğrusu ve z yönelimi için z=1 doğrusu takip edilmektedir.

Altıgen örgü üzerindeki her bir yönelim aslında küp örgü üzerindeki iki yönelimin kombinasyonuna karşılık gelmektedir. Örneğin kuzeybatı yönü altıgen örgü üzerinde +y ve -z boyunca uzanır yani kuzey batı yönündeki her bir adımda y değerine 1 eklenirken z değerinde 1 çıkarılır.

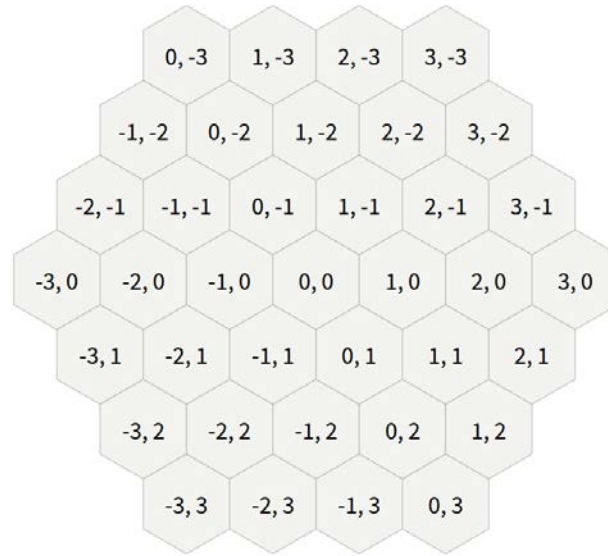


Şekil 4.7. Küp Koordinat Sisteminde Adresler ve Yönelimler [82]

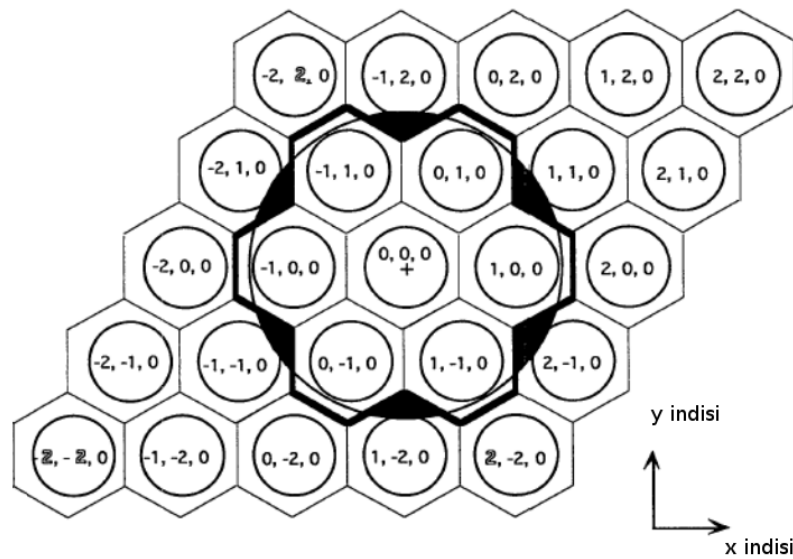
Küp koordinatlar sisteminin en önemli sınırlamalarında birisi de ilk baştaki kurguda tanımlandığı üzere $x + y + z = 0$ toplamının her zaman sıfıra eşit olması ve bu zorunluluğun sağlanmak zorunda kalınmasıdır. Küp koordinatlar için belirtilmesi gereken bir şey daha vardır, x ve y koordinatları alışık olunduğu üzere pozitif yönelimler doğrultusunda artma gözlemlenirken, z yönelimi boyunca yukarı çıkıldıkça azalma gözlemlenmektedir.

4.2.2.3. Eksenel Koordinatlar

Altıgen hesaplamalarda, eksenel koordinat sistemi bazen “yamuksal (trapezoidal)” koordinat sistemi olarak da adlandırılır. Küp koordinat sisteminin üç elemanından ikisinin kullanılması ile oluşturulmuştur. Eksenel koordinatlar adres bilgisinin tutulması ve bu bilginin kullanıcıya gösterilmesi için daha uygun bir yapıdır. MCNP, Serpent ve OpenMC gibi kod sistemleri de adreslemelerini bu yaklaşımlara göre yapmaktadır. Şekil 4.8’de eksenel koordinatların konumlamalarının nasıl belirlendiği gösterilmektedir. Şekil 4.9’da ise MCNP kodunun kafes yapısı görülmektedir.



Şekil 4.8. Eksenel Koordinat Sisteminde Konumlamaların Adresleri [82]



Şekil 4.9. MCNP Altıgen Kafes Yapısı ve Konumlamaların Adresleri [83]

Aslında indissel olarak Şekil 4.9'un Şekil 4.8'den farkı z yöneliminin olmayışıdır. MCNP için 3B modelleme yapıldığında Goorley [83] tarafından Şekil 4.9'daki gibi tanımlanmış yaklaşımla kafes yapısı düzenlendiğinde ve 3B görsel çizim yaptırıldığında $y=0$ eksenine göre simetrik bir şekil elde edilmektedir. Bu tanımlama Şekil 4.9'daki gibi değil de Şekil 4.8'deki gibi yapılırsa sorun tamamen ortadan kalkmakta, görsel olarak da tanımlanan doğruluk sağlanmaktadır. Modellemeler sırasında bu düzeltme kullanılarak 3B kor modelleri oluşturulmuştur.

Eksenel koordinat sistemi için gelişigüzel olarak iki değişken seçerek tanımlamalara başlanabilir. Sütun bilgisini tanımlayan değişkenin q ve satır bilgisini tanımlayan değişkenin de r olarak tanımlanmasıyla, küp koordinat sistemine bakıldığı zaman q 'nın aslında x boyunca uzandığı, r 'nin ise z değişkeni boyunca uzandığı görülmektedir. Daha önce de değinildiği gibi bu yönelimler gelişigüzel seçilebilmektedir.

Eksenel koordinat sisteminin, Kaydırılmış koordinat sistemine göre avantajı, geliştirilecek algoritmaların daha düzgün bir şekilde oluşturulabilmesidir. Bunun yanında dezavantaj olarak kare örgü üzerine adresleme yapılacağı zaman farklı bir yapı oluşturmasıdır. Bu farklı yapının kare örgü yapısına nasıl aktarılacağı Bölüm 4.2.5 içinde anlatılmaktadır. Bazı algoritmaların küp koordinatlarda daha düzgün oluşturulmasından dolayı, sınırlama olan $x + y + z = 0$, yine eksenel koordinat sistemi de kullanılırken sanki üçüncü bir örtük koordinat eksenini kullanarak gösterilen sınırlama bağıntısı sisteme aktarılmış olur. Bu örtük eksenin de s ile isimlendirildiği varsayılarak ve küp koordinatlardakine benzer bir şekilde $q + r + s = 0$ ve $s = -q - r$ tanımlamaları ihtiyaç olduğunda kullanılabilir.

4.2.3. Koordinat Dönüşümleri

Bazı hesaplamaların küp koordinat sisteminde oluşturulan algoritmalar ile çok kolay gerçekleştirilmesinden dolayı eksenel ve küp koordinat sistemleri arasında karşılıklı koordinat dönüşümlerinin gerçekleştirilmesi gerekmektedir. Küp koordinatlardan eksenel koordinatlara geçiş Denklem 4.6'da verilmektedir.

$$\begin{aligned} q &= x \\ r &= z \end{aligned} \tag{4.6}$$

Bunun tam tersi istikamette, yani aksenal koordinatlardan küp koordinatlara dönüşüm ise,

$$\begin{aligned}x &= q \\z &= r \\y &= -x - z\end{aligned}\tag{4.7}$$

şeklinde tanımlanarak bu dönüşümler kolayca gerçekleştirilmektedir. Kaydırılmış koordinat sistemlerine dönüşümler ise karmaşık olmasına karşın aşağıda sıralanmaktadır. Küp koordinatlardan, çift sütunların kaydığı Şekil 4.4'te sağda bulunan kaydırılmış koordinat sistemine dönüşümler veya tersi yönde dönüşümler sırasıyla Denklem 4.8 ve Denklem 4.9'de verilmektedir.

$$\begin{aligned}sütunNo &= x \\sətırNo &= z + \left(\frac{x + (x&1)}{2}\right)\end{aligned}\tag{4.8}$$

$$\begin{aligned}x &= sütunNo \\z &= sətırNo - \left(\frac{sütunNo + (sütunNo&1)}{2}\right) \\y &= -x - z\end{aligned}\tag{4.9}$$

burada $(x&1)$ değeri x değerinin bit bazında (0 ya da 1) değeri veya bunun yerine $(x\%2)$ Mod Alma işlemi, yani 2 tabanına göre kalan değeri de, kullanılabilir. Yine küp koordinatlardan, tek sütunların kaydığı Şekil 4.4'te solda bulunan kaydırılmış koordinat sistemine dönüşümler veya tersi yönde dönüşümler ise

$$\begin{aligned}sütunNo &= x \\sətırNo &= z + \left(\frac{x - (x&1)}{2}\right)\end{aligned}\tag{4.10}$$

ve

$$\begin{aligned}x &= \text{sütunNo} \\z &= \text{satırNo} - \left(\frac{\text{sütunNo} - (\text{sütunNo}\&1)}{2} \right) \\y &= -x - z\end{aligned}\tag{4.11}$$

şeklinde sağlanabilmektedir. Küp koordinat sisteminden yatay yerleştirme düzeninde Şekil 4.3'te sağda görülen çift numaralı satırların kaymış olduğu Kaydırılmış koordinat sistemine dönüşümler

$$\begin{aligned}\text{sütunNo} &= x + \left(\frac{z + (z\&1)}{2} \right) \\ \text{satırNo} &= z\end{aligned}\tag{4.12}$$

Denklem 4.12'deki gibi sağlanırken, Küp koordinat sistemine geçişler ise,

$$\begin{aligned}x &= \text{sütunNo} - \left(\frac{\text{satırNo} + (\text{satırNo}\&1)}{2} \right) \\z &= \text{satırNo} \\y &= -x - z\end{aligned}\tag{4.13}$$

şeklinde gerçekleştirilmektedir. Yine Küp koordinat sisteminden yatay yerleştirme düzeninde Şekil 4.3'te solda görülen tek numaralı satırların kaymış olduğu Kaydırılmış koordinat sistemine dönüşümler,

$$\begin{aligned}\text{sütunNo} &= x + \left(\frac{z - (z\&1)}{2} \right) \\ \text{satırNo} &= z\end{aligned}\tag{4.14}$$

ve tersi yöndeki dönüşümler ise,

$$\begin{aligned}x &= \text{sütunNo} - \left(\frac{\text{satırNo} - (\text{satırNo}\&1)}{2} \right) \\z &= \text{satırNo} \\y &= -x - z\end{aligned}\tag{4.15}$$

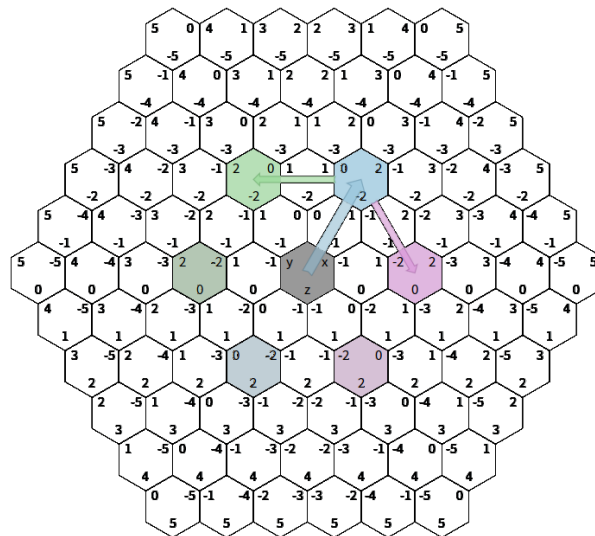
Denklem 4.15'de gösterildiği gibi gerçekleştirilmektedir.

4.2.4. Küp Koordinatlarda Rotasyon

Bu bölüm, altıgen hücre yapısındaki reaktör kor geometrilerinin oluşturulmasında önemli bir dönüşüm ve hesaplama adımı olarak karşımıza çıkmaktadır. 1/6 simetrik yapıya sahip olan altıgen kor geometrileri hem reaktör kor geometrisinin oluşturulma aşamaları hem de çıktı dosyalarından elde edilen verilerin işleme aşamalarında oldukça önemli bir yere sahiptir. Bu rotasyon işlemlerinin Küp koordinatlardan Eksenel koordinatlara ya da tersi yöndeki dönüşüm işlemleri basit ancak her bir adımın düzenli bir şekilde yapılmasını gerektiren bir iştir. $[x, y, z]$ adresine sahip bir altıgen hücresel yapının saatin tersi yönünde 60° döndürülme aşamaları Denklem 4.16 sıralanmaktadır.

$$\begin{aligned} \text{Temel Alınan Koordinat} &= [x, y, z] \\ 60^\circ \text{ Saatin Tersisi Yönü} &= [-y, -z, -x] \\ 120^\circ \text{ Saatin Tersisi Yönü} &= [z, x, y] \\ 180^\circ \text{ Saatin Tersisi Yönü} &= [-x, -y, -z] \\ 240^\circ \text{ Saatin Tersisi Yönü} &= [y, z, x] \\ 300^\circ \text{ Saatin Tersisi Yönü} &= [-z, -x, -y] \end{aligned} \tag{4.16}$$

Şekil 4.10'da verilen $(2, -2, 0)$ adresine sahip bir altıgen hücresel bölgesinin saat yönünde döndürülme aşamaları ele alınırsa hücresel konumlar $(2, -2, 0)$, $(2, 0, -2)$, $(0, 2, -2)$, $(-2, 2, 0)$, $(-2, 0, 2)$ ve $(0, -2, 2)$ olur.



Şekil 4.10. Rotasyon Bölgelerinin Gösterimi [82]

Küp koordinatların kolay rotasyon işlemlerinin bu şekilde kullanılmaları hem yakıt demetleri oluşturulurken hem de kor içine yüklenecek yakıt demetlerinin konumları belirlenirken oldukça kolaylık sağlamaktadır.

Kor yüklenirken ve yakıt demetleri oluşturulurken farkında olunması gereken işlerden biri Küp koordinat sisteminden Eksenel koordinat sistemine geçişlerin sağlanması ve Eksenel koordinatlardaki bilgi haritalarının hatasız veri matrislerine aktarılmasıdır.

4.2.5. Eksenel Koordinatlardaki Bilgi Haritalarının Matrislere Aktarılması

MCNP ve Serpent gibi kodlar kullanılırken karşılaşılan ve en çok şikayet edilen konulardan birisi altıgen hücre yapısına sahip kafes yapılarının kare haritalar üzerine tanımlanmalarıdır. Örneğin Şekil 4.9'da verilen çember içinde kalan bölgeyi tanımlamak için 25 adet altıgen hücrenin adreslendiği 5x5 büyüklüğünde bir matrise ihtiyaç duyulmaktadır. Aslında 13 altıgen hücrenel bölge kullanılmakta geriye kalan 12 hücrenel bölge kullanılmamaktadır.

Altıgen haritalamalar kullanıldığı zaman, altıgen koordinat sistemlerinin kare haritalamalar üzerinde *artık boşluklar* oluşturmasına sebep olmaktadır. Örneğin Şekil 4.8'de eksenel koordinatlarda oluşturulmuş olan bir sistemin kare haritalama sonucunda oluşan çıktısı Şekil 4.11'de verilmektedir.

0	-3, -3	-2, -3	-1, -3	0, -3	1, -3	2, -3	3, -3
-1	-3, -2	-2, -2	-1, -2	0, -2	1, -2	2, -2	3, -2
-2	-3, -1	-2, -1	-1, -1	0, -1	1, -1	2, -1	3, -1
-3	-3, 0	-2, 0	-1, 0	0, 0	1, 0	2, 0	3, 0
-3	-3, 1	-2, 1	-1, 1	0, 1	1, 1	2, 1	3, 1
-3	-3, 2	-2, 2	-1, 2	0, 2	1, 2	2, 2	3, 2
-3	-3, 3	-2, 3	-1, 3	0, 3	1, 3	2, 3	3, 3

Şekil 4.11. Kare Haritalama Sonucu Oluşan Adreslemeler [82]

Bu matris yapısını oluşturacak denklem seti için; eksenel koordinatlarda değişken olan (q, r) ve altıgen haritalamanın yarıçapı N olsun, burada N Denklem 4.17'de

verildiği gibi Küp koordinat sisteminin değişkenlerinin mutlak değerlerinin maksimum değeri olarak bulunmaktadır.

$$N = \max[|x| , |y| , |z|] \quad 4.17$$

Kare haritalamaya sistem aktarılırken, altıgen haritalamanın satırlarının kare haritalama üzerinde hangi sütundan başlayacağı,

$$S_{ilk\ sütün}[r] = -N - \min[0, r] \quad 4.18$$

formülü ile bulunur. Denklem 4.18 yerine daha genel bir adresleme şekli olan ve matris konumunun adresini belirten

$$Matris\ Konum = [r + N] [q + N + \min(0, r)] \quad 4.19$$

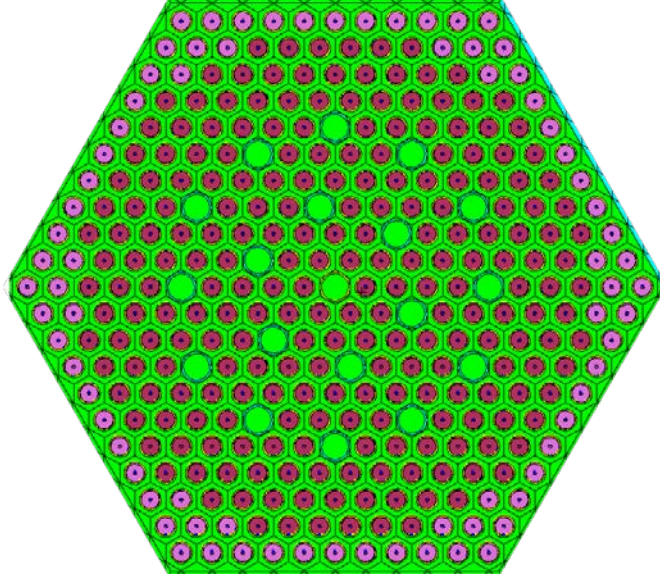
ile kare haritalama matrislerine, altıgen adreslerdeki bilgiler kolaylıkla aktarılabilmektedir.

4.3. MCNP Girdi Hazırlayıcısının Özellikleri

Hali hazırda Python3 betikleri ile geliştirmiş olan ve hala geliştirilmesine devam edilen, altıgen hücreli yapılar için kor modellerini MCNP6.1.1b için otomatik olarak oluşturan bir kod sisteminden daha önce bahsedilmiştir. İstenilen altıgen kor yapısına ve arzu edilen çetele, yanma parametreleri ve görüntüleme parametrelerine göre 300 satırdan yaklaşık 3.000 satıra kadar değişen girdileri MCNP6.1.1b için hatasız ve otomatik olarak hazırlayan bir kod sistemi geliştirilmiştir. Bu kod sistemi, tam kor ve kor haricinde reflektörler, reflektörler ve reaktör kazanının bir bölümünü içeren 3B modellemeden oluşmaktadır. Altıgen reaktör korlarının simetri özelliği kullanılarak yukarıda bahsedilen kor ve kor yapılarının 1/6'lık kısmı da arzu edildiğinde 3B otomatik olarak oluşturulmakta, sistemden istenilen çetele değerleri 1/6'lık kor yapısını içerecek şekilde elde edilmektedir.

3B kor yapısının oluşturulması sürecinde parametrik tabanlı kor değişkenlerinin (yakıt boyutları, kor boyutları, reaktör boyutları vb.) kullanılması için oldukça özen gösterilmiştir. Parametrik değişkenlerin kullanılması ile sadece istenilen boyutlardaki kor analizlerinin değil daha büyük veya daha küçük güç seviyelerinde altıgen birim hücreli (VVER-300, VBER, VVER-1000, VVER-1200 vb.) kor analizlerinin de MCNP6.1.1b ile gerçekleştirilmesi sağlanabilecektir.

Kod, yakıt demetleri içinde ölçüm kanalı, kılavuz kanalları tanımlandığı zaman oluşturulabildiği gibi bunun yanında şekillendirilmiş yakıt demetlerini tanımlamak için Şekil 4.12'de görülen iki farklı yakıt peleti yapısı içeren demet yapısı da kendiliğinden tanımlanabilmektedir. Bunun yanında ufak modifikasyonlar ile tek ve farklı pim malzemeleri de tanımlamak mümkündür.



Şekil 4.12. Şekillendirilmiş Yakıt Demeti

3B model oluşturulurken neredeyse kor yapılarının tamamına yakını; kor, üst ve alt su kolonlarının olduğu bölgeler, yanal reflektör, alt ve üst reflektörler, reflektör, varil, düşey su katmanı ile alt ve üst su bölgeleri model içine bütünleştirilmiştir. Bu 1/6 kor modeli oluşturulduğunda, 1/6'lık kısmın kor içinde kalan yüzeylerinde yansıma seçeneği kullanılmış diğer silindirik bölgelerin nötron kaçışlarına imkân verecek normal davranışları korunmuştur. Yakıt malzemesi, zarf malzemesi, moderatör malzemesi ve yapısal malzemelerin sıcaklıkları farklı biçimde tanımlanabilme seçeneği kullanıcıya bırakılmıştır. Yakıt demetlerindeki zenginlik miktarları (% 100 - % 0) ön tanımlı olarak kullanıcı tarafından girilebilmesi sağlanmıştır. Özellikle reaktör koru içindeki yakıt demetinin tamamındaki veya bir kısmındaki yakıt hücrelerinin değişebilen (% 100 - % 0) toryum içeriklerine göre oluşturulabilmesine olanak sağlanmış, böylelikle homojen yakıt karışımlarının istenilen zenginlik oranlarında da kor içinde kullanılabilmesi amaçlanmıştır.

Değişken boyutlarda yakıt demetleri oluşturulabilmekle beraber, yakıt demetleri içinde bulunan kılavuz ve ölçüm kanallarının yakıt demeti içinde bulunup

bulunmamasının kullanıcı tarafından tanımlanmasına izin verilmiştir. Yani aynı boyuttaki yakıt demetlerinin farklı varyasyonları aynı reaktör içinde yer alabilmektedir.

Yanma analizleri sırasında reaktör koru içinde kullanılan yakıt malzemelerin sayısının önemli olduğu önceki bölümlerde açıklanmıştı. Örneğin 3 farklı zenginlikte yükleme yapılan bir reaktör kor geometrisi için bazı yanma hesaplamalarında, yakıt demetleri içindeki değişimler 3 malzemenin değişim oranlarına göre her bir yanma adımında homojen olarak hesaplanmaktadır. 3 farklı malzeme ile işlem yapmak kritiklik hesaplamalarını etkilemezken, korun her bölgesinde farklı akı dağılımının olmasına bağlı olarak yakıt yanma oranlarını etkilemektedir. Yakıt yanma oranlarının akı dağılımlarından en az oranda etkilenmeleri ve her bir yakıt demeti içindeki malzeme içeriklerinin yanma adımlarında değişim miktarlarının incelenmesi için her bir yakıt demetinin farklı malzeme numarası ile numaralandırması yine kullanıcı tarafından seçilebilecek bir konuma getirilmiştir. Yukarıda sıralanan bilgiler ışığında, kritiklik analizlerinde yüzlerce malzeme kullanmak yerine daha az malzeme kullanılması ve yanma analizlerinde ise ayrı ayrı malzemelerle ayrıntılı incelemelerin yapılabilmesine olanak sağlanmıştır.

Taşınım kodlarının özelliklerinden birisi de belirli sayıda pasif döngüler kullanarak nötron kaynak dağılımlarının homojenleşmesini sağlamaya çalışmalarıdır. Bu homojenleşme miktarını artırmak için tek nötron kaynak noktası yerine belirlenen yakıt demeti halkalarındaki yakıt malzemeleri içinde çoklu kaynak noktaları tanımlayarak sistemin homojen kaynak dağılımının artırılması da yine kullanıcı tarafından seçilebilecek uygun bir seçenek olarak kullanılmaktadır.

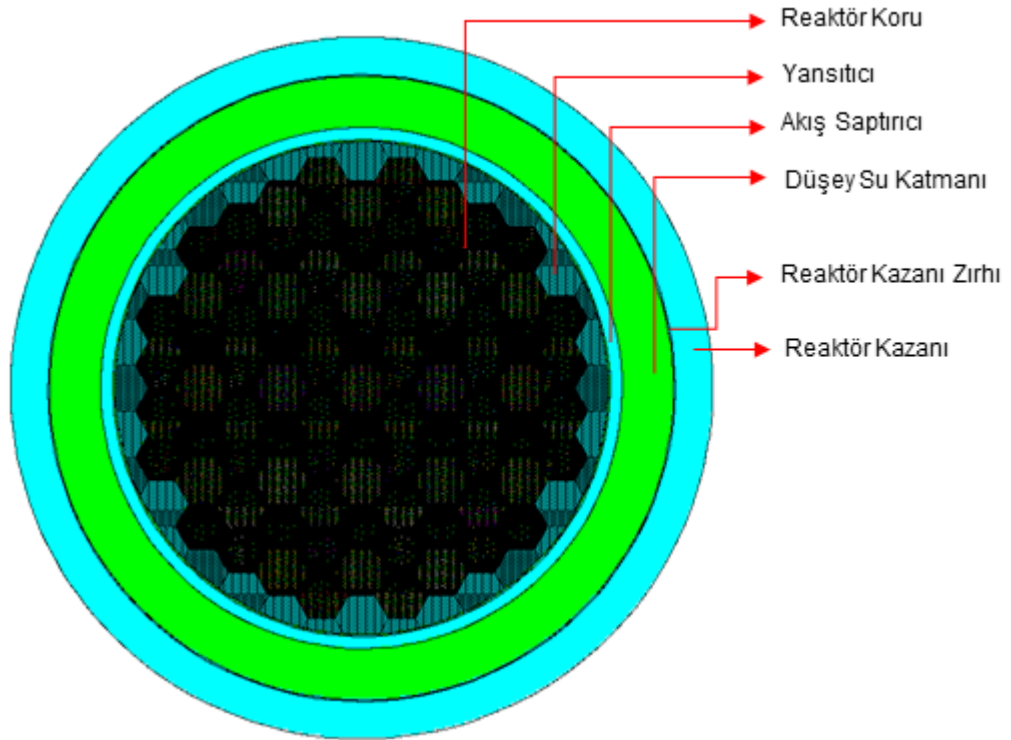
Geliştirilen kod sistemi ile kullanıcı tarafından gerçekleştirilebilecek bir diğer önemli inceleme ise çetele kartlarının istenilen kor yapısı için her bir yakıt demeti içinden otomatik olarak alınabilmesidir. Çetele kartları tanımlandığında, kısım bölücü (segment divisor) kartlarında istenilen çetele tipine göre uygun girilmesi gerekmektedir. Örneğin hücre üzerinden ortalanmış akı istendiği zaman her bir yakıt demetinin hacim değerinin, hücre üzerinden ortalanmış enerji depolama değeri veya fisyon enerjisi depolama değeri için her bir yakıt demetinin ağırlık değerinin girilmesi gerekmektedir. Bu işlemlerin tam kor veya 1/6 kor modellemeleri için yakıt demeti adreslerine göre doğru bir biçimde girilmesi önem arz etmektedir. Farklı yakıt

zenginlikleri içeren şekillendirilmiş yakıt demetleri için farklı ağırlık miktarları da geliştirilen sistem tarafından girdi olarak sunulmaktadır.

Yazılımın bir başka özelliği ise, örgü çetelesi analizlerinde, istenildiğinde fisyon enerji depolama değerlerinin örgü çetelesi değerlerinin elde edilebilmesidir. Elde edilen örgü çetele değerleri ise hem VISED (MCNP Görsel Düzenleyicisi) tarafından hem de herhangi bir örgü görüntüleyici tarafından çizdirilebilmektedir.

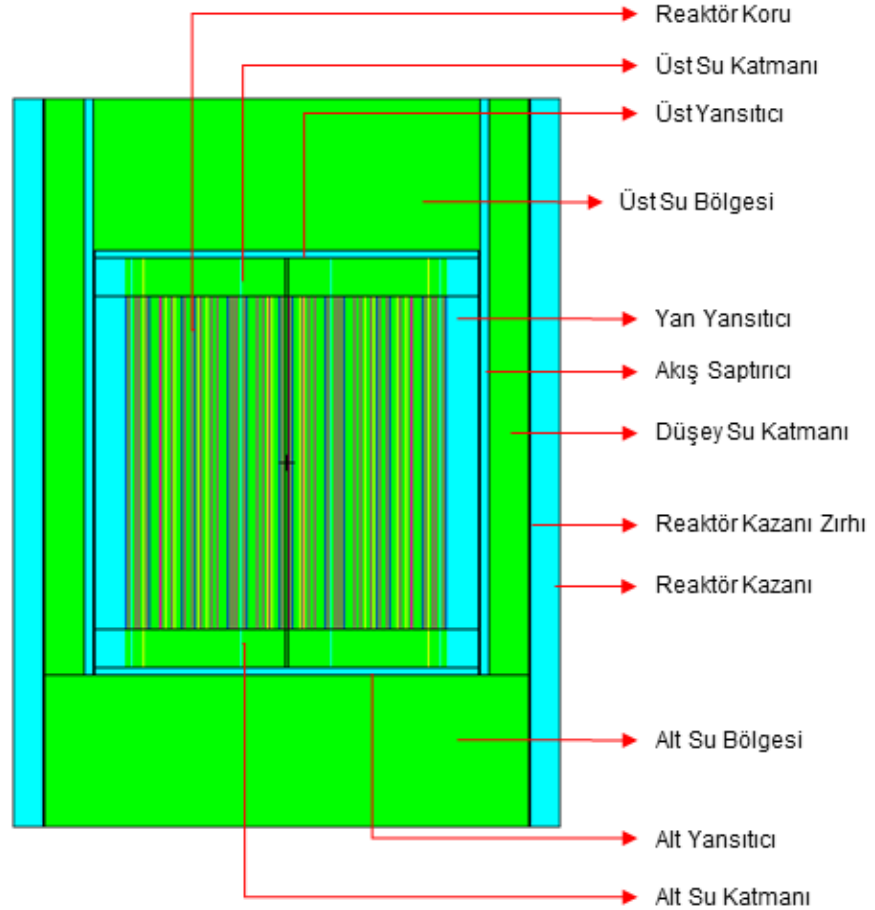
4.4. Tam ve 1/6'lık Kor Analizlerinde Modelleme Yapıları

Geliştirilmiş olan girdi hazırlayıcı betiklerinin kullanımı sonucunda oluşturulan MCNP tasarımları için geometri çizici, VISED, tarafından elde edilen kor görüntülerinin ayrıntılı kesitleri aşağıda verilmektedir. 900 MW ısı güç üreten küçük ölçekli bir nükleer reaktörün kor bölgesinin aksenal olarak tam orta notasında XY kesiti Şekil 4.13'te, YZ kesiti ise Şekil 4.14'te verilmektedir. Şekil 4.13'te ve Şekil 4.14'te verilen geometriler üzerinde kor ve dışında kalan reaktör yapıları da ayrıntılı olarak gösterilmektedir.

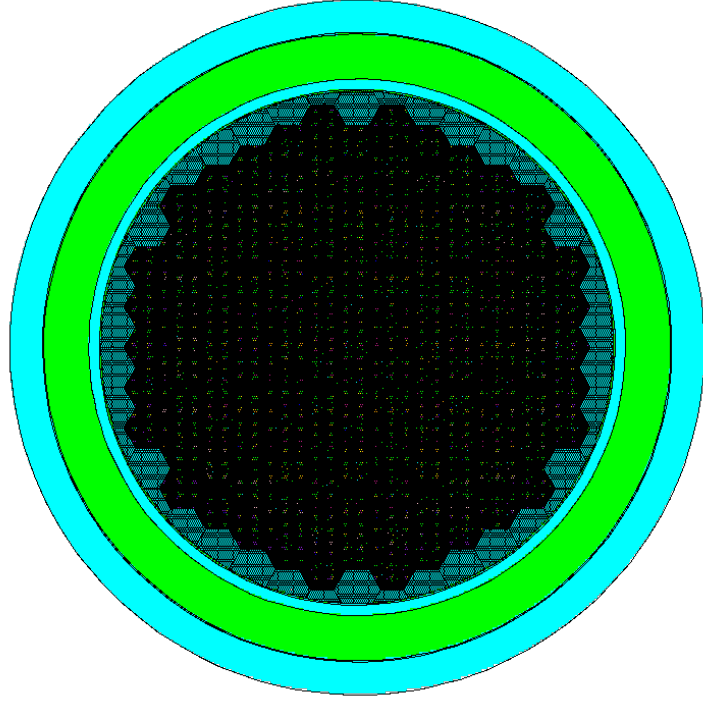


Şekil 4.13. Geliştirilen Reaktör Modelinin XY Kor Kesiti

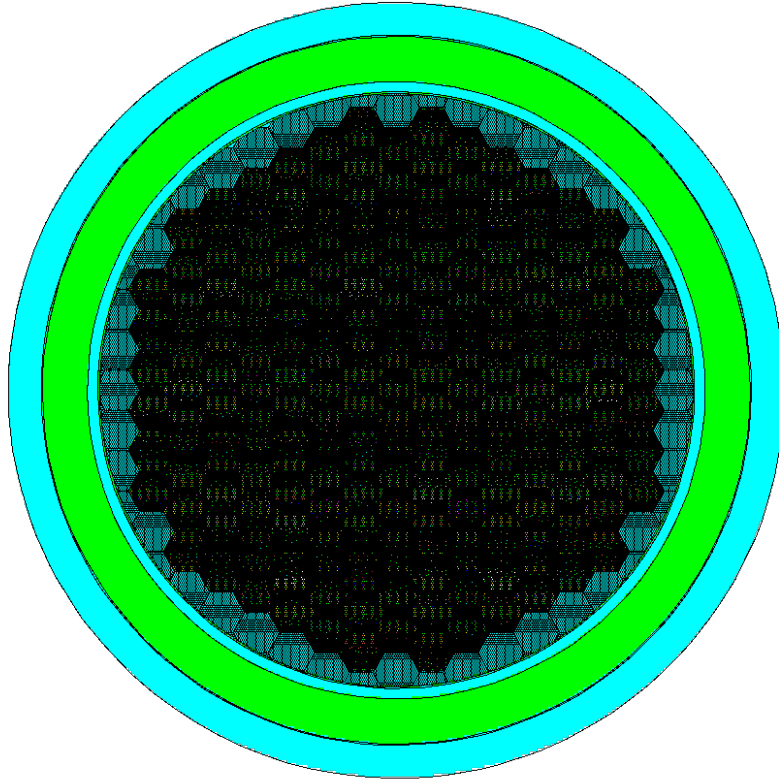
Geliştirilen kod sisteminin modülerliği ve altıgen hücre yapısındaki reaktör modellerini kolaylıkla oluşturabildiğini gösterebilmek amacıyla Şekil 4.15'de kor kısmının son halkası Th örtü ile sarılmış reaktör yapısı verilmektedir. Şekil 4.16'da ise Kozloduy 5 VVER-1000 reaktörünün ilk kor yüklemesi örüntüsü ile yüklenmiş gerçek kor boyutlarını içeren reaktör yapısı gösterilmektedir.



Şekil 4.14. Tam Kor Yapılarının YZ Kor Kesiti



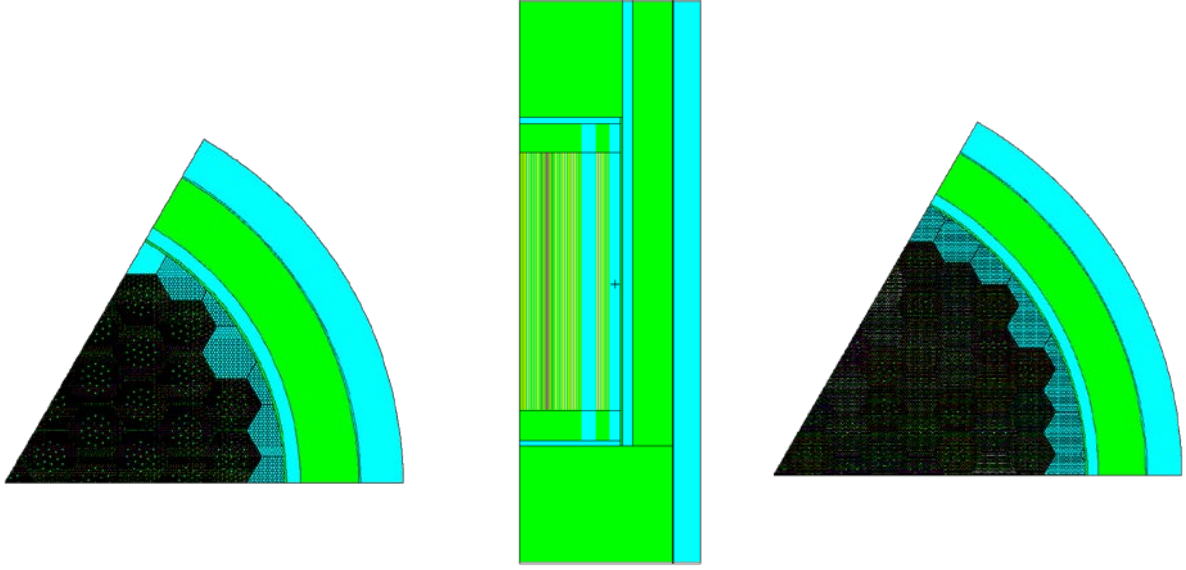
Şekil 4.15. Th Örtü ile Sarılmış Geliştirilen Reaktör Modelinin XY Kor Kesiti



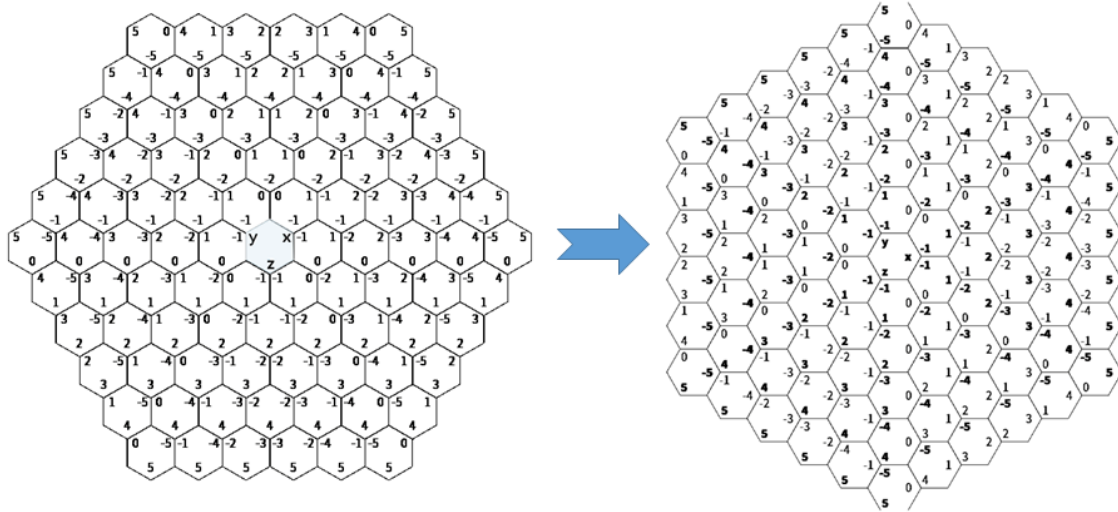
Şekil 4.16. VVER-1000 XY Kor Kesiti

Reaktör kor modellerinin gerçek boyutlarda olmasından kaynaklı ve reaktör içindeki akı dağılımlarının simetrik olarak dağılımlarının oluşturulabilmesini sağlamak için de yüksek sayıda parçacık ile benzeşimler gerçekleştirilmek durumunda kalınmıştır. Yüksek sayıda parçacık kullanılması, var olan hesaplama kapasitesinin çok çok üzerinde hesaplama gücüne ihtiyaç duyulmasına sebep olmuştur. Bu tez çalışmasında kullanılacak çapta bir hesaplama gücünün hali hazırda bulunmayışı ve bazı lisans kısıtlamaları nedeniyle kor bölgesinin simetrisi kullanılarak benzer bir modelin oluşturulması da sağlanmıştır. Ayrıca tam kor benzeşimlerinin yanma analizleri sırasında her bir yakıt demeti malzemesinin çeşitli gözlemler için farklı tanımlanmasına bağlı olarak yüksek miktarda bellek gereksinimi de oluşmuştur. Bu sebeple geliştirilen koda kor bölgesinin 1/6'lık kısmını da kolaylıkla oluşturabilecek bir betik yapısı da eklenmiştir. Şekil 4.17'de küçük ölçekli reaktör için XY kesiti (solda), VVER-1000 reaktörü XY kesiti (sağda) ve YZ kesiti (ortada) 1/6'lık simetrik kor yapıları verilmektedir.

Modelleme analizleri yapılırken 1/6'lık kor kısmını modelleme aşamalarında karşılaşılan ve uzunca bir süre çözüm bulunamayan bir soruna değinmek önem arz etmektedir. İlk modelleme aşamalarında Şekil 4.18'de solda görünen örgü yapıları kullanılmış ve tüm kor analizleri için bu örgü yapısı ile sorunsuz olarak onlarca koşu gerçekleştirilmiştir. Ancak kod sisteminin gelişmesi ve modelleme sürelerinin artmasına bağlı olarak 1/6'lık kısmi simetrik kor oluşturulması kararı verilmiştir. 1/6'lık kısmi simetrik kor modelleri oluşturulduktan sonra MCNP kodu tarafından koşuların son kısımlarında sebepsiz bir biçimde koşular «Zero Lattice Element Hit» hatası ile sonlanmaya ve sonuçlar alınamamaya başlamıştır. Literatürde bu hata ile ilgili bir sorun bildirimini bulunamamış farklı denemeler gerçekleştirilmeye ve çözümler üretilmeye çalışılmıştır.



Şekil 4.17.1/6'lık Kor Kesitleri: Geliştirilen Reaktör Modelinin XY Kesiti (Solda), YZ Kesiti (Ortada), VVER-1000 XY Kesiti (Sağda)



Şekil 4.18.1/6'lık Kor Kesitleri için Modelleme Dönüşümleri

Yarsky [16] tarafından gerçekleştirilen gaz soğutmalı hızlı üretken reaktör teknolojisinin modellenmesi amacıyla yapılan doktora çalışmasında farkına varılmıştır ki altıgen yapıdaki tüm kor reaktör modelleri Şekil 4.18'de sağda görülen 30° derece döndürülmüş örgü yapısı kullanılarak modellenmekte ve simetri yapılarında sorun oluşmamaktadır. Bu sebeple yapılmış olan tüm kor yakıt demetleri ve kor adreslemelerinde değişiklikler meydana gelmiş, bu, tüm kod yapısının adreslemelerinin değişmesi ile sonuçlanmıştır. Tabii olarak bu adresleme yapıları bir önceki yapıya nazaran hesaplama ve modelleme zorlukları da oluşturmuştur.

4.5. MCNP Çıktılarından Elde Edilebilen Parametreler

İster tam kor analizleri, ister 1/6'lık kısmi kor analizleri yapılmış olsun on binlerce satır MCNP çıktı dosyaları meydana gelmektedir. Bunun MCNP içinde yanma analizlerinin ve çetele hesaplamaları da istenildiği zaman çıktı dosyalarının boyutları yüzbinlerce satıra erişmektedir.

Mühendislikte her türlü benzeşim işlemlerinde girdi parametrelerinin doğru hazırlanmasının yanında oluşan çıktıların doğru değerlendirilmesi ve sonuçların doğru yorumlanması da önemlidir. Bundan dolayı MCNP koşulları sonucunda oluşan yüzbinlerce satırlık çıktı dosyalarının içinden doğru değerleri elde etmek amacıyla yine Python3 programlama dili kullanılarak farklı kor yapıları ve farklı kor şekilleri (tam ve 1/6'lık kısmi) için çıktı işleyici betikler oluşturulmuştur. Oluşturulan betikler Python3 programlama dilinde var olan "Kütüphane" tabanlı veri depolama yapıları kullanılarak geliştirilmiştir. Kütüphane tabanlı veri depolamaları her bir yanma adımı için herhangi bir yakıt demeti içinde bulunan ve yanma sonucunda açığa çıkmış olan elementlerin atomik kimlik numaraları "ZAID" kullanılarak oluşturulmuştur.

ZAID numaraları kullanıldığında herhangi bir zaman adımı içinden aktinit ve aktinit olmayan malzemelerin kütleleri, aktiviteleri, özgül aktiviteleri, atom yoğunlukları, atom kesirleri ve kütle kesirleri kolayca elde edilebilmekte ve zaman adımlarına göre değişimleri kolayca listelenebilmektedir.

Yukarıda tanımlanan parametrelerin yanında, istenilen çetele parametreleri sonucunda oluşan, her bir yakıt demetinin normalleştirilmiş çetele değerleri ve yakıt yanma oranı değerleri de çıktı dosyaları içinden elde edilip altıgen yakıt demetlerinin bulunduğu konumlara otomatik olarak renksel olarak konturlanmakta bu değerlerin kendileri ve hataları altıgen örgü yapısı oluşturan grafikler üzerine çizilmektedir.

5. ÜRETİLEN TESİR KESİTLERİNİN KARŞILAŞTIRMALI DEĞERLENDİRMELERİ

Bu çalışma gerçekleştirilirken başlangıçta kullanıma açık olan kütüphanelerin güncelleri ile değiştirilmesi ve bu veri kütüphanelerinin MCNP6.1.1 tarafından kullanılabilir hale getirilmesi hedeflenmiştir. Bu hedef doğrultusunda sıcaklık bağımlı tesir kesiti kütüphaneleri üretilmiştir. Üretilen bu nötron veri kütüphanelerinin doğruluklarını değerlendirmek için karşılaştırmalı değerlendirmelere tabi tutulması gerekmektedir. ABD Ulusal Laboratuvarları tarafından gerçekleştirilen deneylerin MCNP için girdi dosyalarını ve bunların sonuçlarını içeren Frankle [84] tarafından hazırlanan rapor ve NEA tarafından hazırlanan yine gerçekleştirilmiş deneylerin bir araya getirilip MCNP ve benzeri kodlarda kullanılan kütüphanelerin test edildiği “International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP)” [64] raporu ve Frakle [84] tarafından hazırlanan “A Suite of Criticality Benchmarks for Validating Nuclear Data” kullanılarak, bu karşılıklı değerlendirmeler gerçekleştirilmiştir.

Aşağıda Çizelge 5.1’den Çizelge 5.5’e kadar, ^{233}U , ^{235}U ve ^{239}Pu kritiklik deneyleri ile ENDF/B-VII.1 ham veri kütüphanelerinden elde edilmiş olan nötron veri kütüphanelerinin MCNP6.1.1 sonuçlarıyla karşılaştırmalı değerlendirmeleri sunulmaktadır.

Tablolardan, ENDF/B-VII.1 ham veri kütüphanelerinden elde edilen kütüphanelerin yüksek ve orta zenginlikte ^{235}U , ^{233}U ve ^{239}Pu ile yapılan deneyler ve test sonuçlarıyla uyum içinde olduğu görülmektedir.

Elde edilen olumlu test sonuçları neticesinde, kütüphaneler istenilen sıcaklıklarda oluşturulmuş, MCNP6.1.1 entegrasyonları sağlanmış ve hesaplamalar için bu kütüphanelerin kullanılmıştır.

Çizelge 5.1. ²³³U Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar

MCNP Dosya Adı	Yakıt Demet Adı	CSEWG Referansı	ICSBEP Referansı	Karşılaştırmalı Değerlendirmeler k_{eff}	ENDF/B VII.1 (293,15 K) Sonuçları	ENDF/B VII.0 (293,15 K) Sonuçları
23umt1	Jezebel-23	(F-19)	233U-MET-FAST-001	1,000 ± 0,001	1,00058 ± 0,00056	0,99983 ± 0,00012
23umt2a			233U-MET-FAST-002Case1	1,0000 ± 0,0010	0,99881 ± 0,00058	0,99913 ± 0,00011
23umt2b			233U-MET-FAST-002Case2	1,0000 ± 0,0011	1,00155 ± 0,00058	1,00061 ± 0,00011
23umt3a			233U-MET-FAST-003Case1	1,0000 ± 0,0010	0,99921 ± 0,00060	0,99951 ± 0,00011
23umt3b			233U-MET-FAST-003Case2	1,0000 ± 0,0010	1,00004 ± 0,00060	0,99925 ± 0,00012
23umt4a			233U-MET-FAST-004Case1	1,0000 ± 0,0007	0,99884 ± 0,00061	1,00463 ± 0,00012
23umt4b			233U-MET-FAST-004Case2	1,0000 ± 0,0008	0,99599 ± 0,00063	1,00505 ± 0,00012
23umt5a			233U-MET-FAST-005Case1	1,0000 ± 0,0030	0,99606 ± 0,00059	0,99418 ± 0,00012
23umt5b			233U-MET-FAST-005Case2	1,0000 ± 0,0030	0,99530 ± 0,00064	0,99246 ± 0,00012
23umt6	Flattop-23		233U-MET-FAST-006	1,0000 ± 0,0014	0,99903 ± 0,00064	0,99915 ± 0,00013
23usl1a	ORNL-5		233U-SOL-THERM-001Case1	1,0000 ± 0,0031	1,00140 ± 0,00037	1,00145 ± 0,00010
23usl1b	ORNL-6		233U-SOL-THERM-001Case2	1,0005 ± 0,0033	1,00169 ± 0,00038	1,00138 ± 0,00011
23usl1c	ORNL-7		233U-SOL-THERM-001Case3	1,0006 ± 0,0033	1,00139 ± 0,00038	1,00069 ± 0,00011
23usl1d	ORNL-8		233U-SOL-THERM-001Case4	0,9998 ± 0,0033	1,00069 ± 0,00040	1,00090 ± 0,00011
23usl1e	ORNL-9		233U-SOL-THERM-001Case5	0,9999 ± 0,0033	1,00022 ± 0,00011	1,00023 ± 0,00011
23usl8	ORNL-11		233U-SOL-THERM-008	1,0006 ± 0,0029	1,00144 ± 0,00024	1,00154 ± 0,00007

Çizelge 5.2. Orta Zenginlikteki ²³⁵U Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar

MCNP Dosya Adı	Yakıt Demet Adı	CSEWG Referansı	ICSBEP Referansı	Karşılaştırmalı Değerlendirmeler k_{eff}	ENDF/B VII.1 (293,15 K) Sonuçları	ENDF/B VII.0 (293,15 K) Sonuçları
ieumt1a	Jemima #1		IEU-MET-FAST-001	Case 1	1,00113 ± 0,00060	1,00045 ± 0,00062
ieumt1b	Jemima #2		IEU-MET-FAST-001	Case 2	1,00104 ± 0,00059	1,00106 ± 0,00062
ieumt1c	Jemima #3		IEU-MET-FAST-001	Case 3	1,00094 ± 0,00062	1,00163 ± 0,00060
ieumt1d	Jemima #4		IEU-MET-FAST-001	Case 4	1,00123 ± 0,00058	1,00185 ± 0,00056
ieumt2	Ref Jemima		IEU-MET-FAST-002	1,000 ± 0,003	0,99919 ± 0,00056	0,99914 ± 0,00052
ieumt3			IEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0017	1,00168 ± 0,00060	1,00193 ± 0,00058
ieumt4			IEU-MET-FAST-004	1,0000 ± 0,0030	1,00806 ± 0,00061	1,00813 ± 0,00059
ieumt5			IEU-MET-FAST-005	1,0000 ± 0,0021	1,00181 ± 0,00063	1,00153 ± 0,00056
ieumt6			IEU-MET-FAST-006	1,0000 ± 0,0023	0,99740 ± 0,00063	0,99616 ± 0,00064

Çizelge 5.3. Yüksek Zenginlikteki ²³⁵U Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar (1. Kısım)

MCNP Dosya Adı	Yakıt Demet Adı	CSEWG Referansı	ICSBEP Referansı	Karşılaştırmalı Değerlendirmeler k _{eff}	ENDF/B VII.1 (293,15 K) Sonuçları	ENDF/B VII.0 (293,15 K) Sonuçları
umet1ss	Godiva	(F-5)	HEU-MET-FAST-001	1,000 ± 0,001	0,99994 ± 0,00061	0,99825 ± 0,00056
umet1ns	Godiva	(F-5)	HEU-MET-FAST-001	1,000 ± 0,001	1,00024 ± 0,00059	0,99931 ± 0,00054
bigten1	Bigten	F-10		0,996 ± 0,003	0,99827 ± 0,00048	0,99850 ± 0,00048
bigten2	Bigten	F-10		0,996 ± 0,003	0,99557 ± 0,00051	0,99689 ± 0,00047
umet3a			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0050	0,99537 ± 0,00061	0,99502 ± 0,00057
umet3b			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0050	0,99509 ± 0,00062	0,99458 ± 0,00061
umet3c			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0050	0,99917 ± 0,00058	0,99902 ± 0,00066
umet3d			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0030	0,99778 ± 0,00060	0,99706 ± 0,00064
umet3e			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0030	1,00036 ± 0,00064	1,00054 ± 0,00062
umet3f			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0030	1,00119 ± 0,00063	1,00103 ± 0,00067
umet3g			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0030	1,00230 ± 0,00061	1,00103 ± 0,00062
umet3h			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0050	1,00151 ± 0,00057	1,00200 ± 0,00057
umet3i			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0050	1,00234 ± 0,00062	1,00821 ± 0,00057
umet3j			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0050	1,00543 ± 0,00061	1,00853 ± 0,00066
umet3k			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0050	1,00953 ± 0,00065	1,01696 ± 0,00056
umet3l			HEU-MET-FAST-003	1,0000 ± 0,0030	1,00810 ± 0,00066	1,00803 ± 0,00061

Çizelge 5.4. Yüksek Zenginlikteki ²³⁵U Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar (2. Kısım)

MCNP Dosya Adı	Yakıt Demet Adı	CSEWG Referansı	ICSBEP Referansı	Karşılaştırmalı Değerlendirmeler k _{eff}	ENDF/B VII.1 (293,15 K) Sonuçları	ENDF/B VII.0 (293,15 K) Sonuçları
umet4a			HEU-MET-FAST-004 Case 2	1,002	1,00300 ± 0,00073	1,00333 ± 0,00077
umet4b			HEU-MET-FAST-004 (Case 1)	1,0003 ± 0,0005	0,99988 ± 0,00069	0,99891 ± 0,00072
umet8			HEU-MET-FAST-008	0,9989 ± 0,0016	0,99455 ± 0,00055	0,99513 ± 0,00059
umet9a			HEU-MET-FAST-009 Case 1	0,9992 ± 0,0015	0,99740 ± 0,00059	0,99246 ± 0,00060
umet9b			HEU-MET-FAST-009 Case 2	0,9992 ± 0,0015	0,99749 ± 0,00062	0,99507 ± 0,00057
umet11			HEU-MET-FAST-011	0,9989 ± 0,0015	0,99949 ± 0,00071	0,99832 ± 0,00073
umet12			HEU-MET-FAST-012	0,9992 ± 0,0018	0,99880 ± 0,00062	0,99830 ± 0,00058
umet13			HEU-MET-FAST-013	0,9990 ± 0,0015	0,99685 ± 0,00055	0,99682 ± 0,00061
umet14			HEU-MET-FAST-014	0,9989 ± 0,0017	0,99787 ± 0,00059	0,99725 ± 0,00054
umet15			HEU-MET-FAST-015	0,9996 ± 0,0017	0,99541 ± 0,00060	0,99445 ± 0,00062
umet18			HEU-MET-FAST-018	1,0000 ± 0,0016	1,00023 ± 0,00057	1,00045 ± 0,00058
umet19			HEU-MET-FAST-019	1,0000 ± 0,0030	1,00713 ± 0,00062	1,00762 ± 0,00060
umet20			HEU-MET-FAST-020	1,0000 ± 0,0030	1,00021 ± 0,00065	1,00035 ± 0,00066
umet21			HEU-MET-FAST-021	1,0000 ± 0,0026	0,99740 ± 0,00061	0,99794 ± 0,00061
umet22			HEU-MET-FAST-022	1,0000 ± 0,0021	0,99619 ± 0,00058	0,99718 ± 0,00060
umet28	Flattop-25	(F-22)	HEU-MET-FAST-028	1,0000 ± 0,0030	1,00206 ± 0,00063	1,00210 ± 0,00064
usol13a	ORNL-1	(T-1)	HEU-SOL-THERM-003 Case 1	1,0012 ± 0,0026	0,99976 ± 0,00038	0,99916 ± 0,00037
usol13b	ORNL-2	(T-2)	HEU-SOL-THERM-003 Case 2	1,0007 ± 0,0036	0,99766 ± 0,00040	0,99740 ± 0,00040
usol13c	ORNL-3	(T-3)	HEU-SOL-THERM-003 Case 3	1,0009 ± 0,0036	0,99376 ± 0,00043	0,99389 ± 0,00044
usol13d	ORNL-4	(T-4)	HEU-SOL-THERM-003 Case 4	1,0003 ± 0,0036	0,99567 ± 0,00044	0,99492 ± 0,00042
usol32	ORNL-10	(T-5)	HEU-SOL-THERM-032	1,0015 ± 0,0026	0,99992 ± 0,00024	0,99946 ± 0,00025

Çizelge 5.5. ²³⁹Pu Yakıt Demetleri için Karşılıklı Kritiklik Değerlendirme Referans Değerleri ve Elde Edilen Sonuçlar

MCNP Dosya Adı	Yakıt Demet Adı	CSEWG Referansı	ICSBEP Referansı	Karşılaştırmalı Değerlendirmeler k_{eff}	ENDF/B VII.1 (293,15 K) Sonuçları	ENDF/B VII.0 (293,15 K) Sonuçları
pumet1	Jezebel-Pu (4.5%)	(F-1)	PU-MET-FAST-002	1,000 ± 0,002	1,00045 ± 0,00057	1,00056 ± 0,00059
pumet2	Jezebel-Pu (20%)	(F-21)	PU-MET-FAST-001	1,000 ± 0,002	0,99964 ± 0,00056	0,99929 ± 0,00058
pumet5			PU-MET-FAST-005	1,0000 ± 0,0013	1,00089 ± 0,00063	1,00176 ± 0,00063
pumet6	Flattop-Pu	(F-23)	PU-MET-FAST-006	1,0000 ± 0,0030	1,00002 ± 0,00070	1,00098 ± 0,00071
pumet8a	Thor	(F-25)	PU-MET-FAST-008 Case 1	1,0000 ± 0,0030	0,99811 ± 0,00053	0,99926 ± 0,00059
pumet8b			PU-MET-FAST-008 Case 2	1,000 ± 0,0006	0,99779 ± 0,00061	0,99749 ± 0,00058
pumet9			PU-MET-FAST-009	1,0000 ± 0,0027	1,00512 ± 0,00062	1,00459 ± 0,00058
pumet10			PU-MET-FAST-010	1,0000 ± 0,0018	0,99892 ± 0,00063	0,99972 ± 0,00059
pumet11			PU-MET-FAST-011	1,0000 ± 0,001	0,99895 ± 0,00070	0,99739 ± 0,00061
pumet18			PU-MET-FAST-018	1,0000 ± 0,0030	0,99967 ± 0,00060	0,99962 ± 0,00066
pumet19			PU-MET-FAST-019	0,9992 ± 0,0015	1,00094 ± 0,00064	0,99778 ± 0,00061
pumet20			PU-MET-FAST-020	0,9993 ± 0,0017	0,99831 ± 0,00064	0,99837 ± 0,00061
pumt21a			PU-MET-FAST-021 Case 1	1,0000 ± 0,0026	1,00438 ± 0,00063	1,00289 ± 0,00063
pumt21b			PU-MET-FAST-021 Case 2	1,0000 ± 0,0026	0,99208 ± 0,00061	0,99292 ± 0,00063
pumet22			PU-MET-FAST-022	1,0000 ± 0,0021	0,99786 ± 0,00056	0,99871 ± 0,00053
pumet23			PU-MET-FAST-023	1,0000 ± 0,0020	0,99923 ± 0,00060	1,00088 ± 0,00060
pumet24			PU-MET-FAST-024	1,0000 ± 0,0020	1,00255 ± 0,00061	1,00259 ± 0,00068
pumet25			PU-MET-FAST-025	1,0000 ± 0,0020	0,99985 ± 0,00058	0,99993 ± 0,00057
pumet26			PU-MET-FAST-026	1,0000 ± 0,0024	0,99813 ± 0,00061	0,99880 ± 0,00060
pnl1	PNL-1	T-13			1,00738 ± 0,00063	1,00682 ± 0,00059
pnl6	PNL-2, PNL-6	T-14, T-24			1,00118 ± 0,00066	1,00122 ± 0,00068

6. SONUÇLAR VE TARTIŞMA

Bu tez çalışması ile geliştirilmiş, özellikle altıgen hücre geometrisindeki MCNP reaktör modellerinin kolaylıkla oluşturulabilmesini ve sonuç verilerinin kolayca elde edilmesini sağlayan kod sistemlerinin geliştirilmesi oldukça büyük avantajlar sağlamaktadır. Geliştirilen bu kodlar sayesinde elde edilebilecek veriler ve analizler, reaktör kor bölgesi içinde yer alan ve tüm yanma/nötron reaksiyonları sonucunda ortaya çıkabilecek yüzlerce farklı araştırmayı kapsayabilecek ve bu araştırmaların sonuçları ile başka araştırmalar için de kaynak olabilecek niteliktedir. Elde edilebilecek verilerin fazla olmasından dolayı, reaktör tasarımı için önemli olan ve çalışma başlangıcında hedeflenen amaç doğrultusunda elde edilen sonuçlar, nötronik ve yanma oranları analizleri ve en sıcak kanal için ısı-hidrolik analizlerin olduğu iki ana başlık altında toplanmıştır. En son kısımda ise elde edilen sonuçlar ile birlikte tez hakkında genel veriler ve yorumun olduğu bir bölüm yer almaktadır.

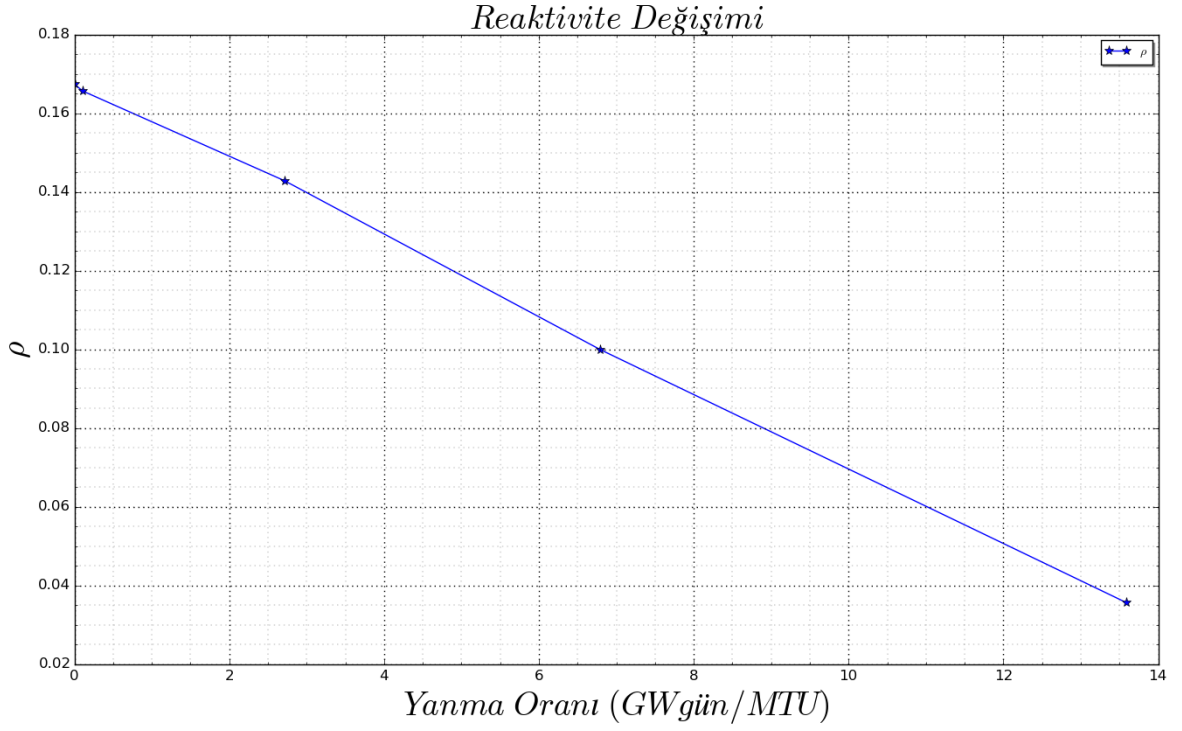
6.1. Nötronik ve Yanma Oranları Analiz Sonuçları

Yakıt yanma oranlarının ve nükleer yakıt envanterlerinin incelendiği bu bölümde öncelikle reaktör için 3 döngü boyunca öngörülen 36.000 $MWgün/MTU$ değerinin 1/3 lük bölümü olan 12.000 $MWgün/MTU$ 'luk yakıt yanma oranı değerine Şekil 6.1'deki gibi ulaşıldığı görülmektedir. Sistem üzerinden ortalama yanma oranı değeri 13,59 $MWgün/MTU$ olarak MCNP6.1.1 kodundan elde edilmiştir. Şekil 2.7'de yakıt demetleri ve içinde bulunan malzemelerin kod numaraları verilmiştir.

Çizelge 6.1'te ise bu malzeme kod numaralarına karşılık gelen yakıt yanma oranları listelenmiştir.

Çizelge 6.1. Yakıt Demetlerin Yanma Oranları

Yakıt Demeti No	Yanma Oranı $MWgün/MTU$	Yakıt Demeti No	Yanma Oranı $MWgün/MTU$
101	24,48	116	9,00
106	22,58	117	8,93
107	21,85	118	12,65
108	26,46	119	14,31
109	23,51	120	14,30
110	20,71	121	12,65
111	20,72	122	0,14
112	15,08	123	0,21
113	17,28	124	0,24
114	21,62	125	0,21
115	17,28	126	0,14



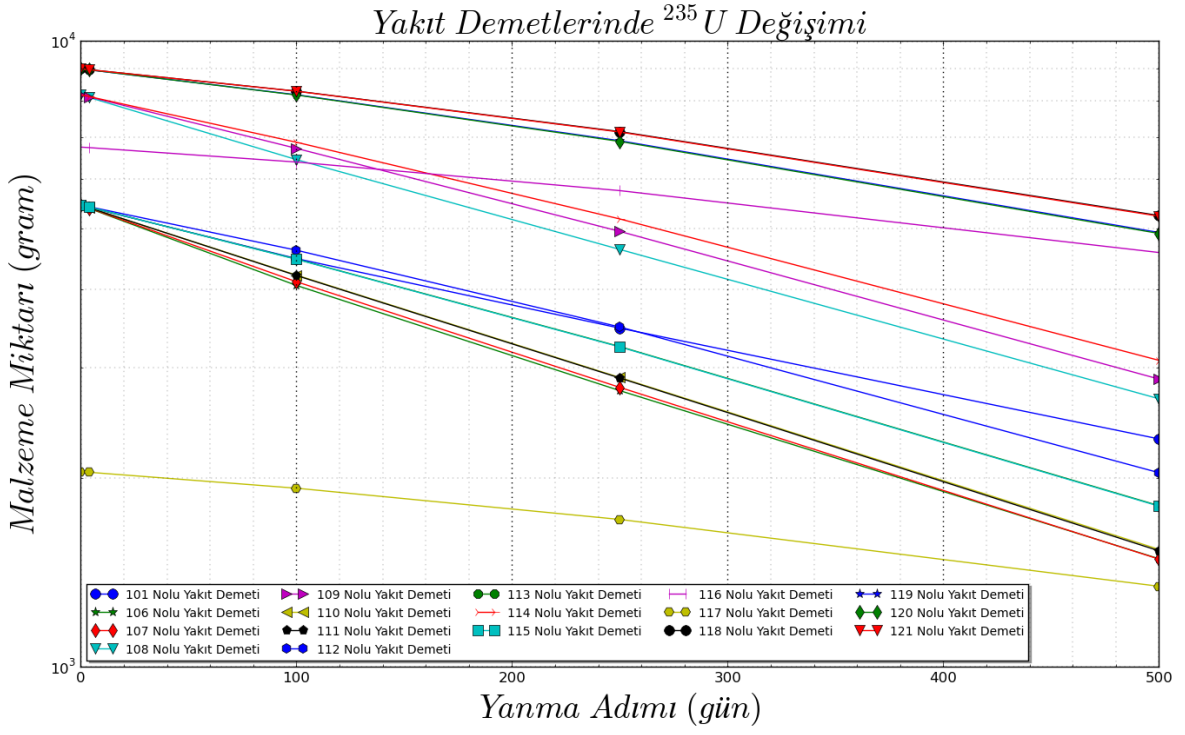
Şekil 6.1. Reaktiviteye Göre Yanma Oranı Değişimi

Her bir döngü için öngörülen zaman 365 gün olsa da reaktivite değerinin hala pozitif olmasına bağlı olarak, sistemin 500 güne kadar kritik üstü değerde kaldığı görülmektedir. Tezin sonraki bölümünde, yakıt yanma oranlarına bağlı olarak sistem içinde hem yakıt demetlerinde hem de toplam içeriklerin miktarlarında meydana gelen değişiklikler hazırlanan çıktı analizörü betikleri ile elde edilerek sunulmaktadır.

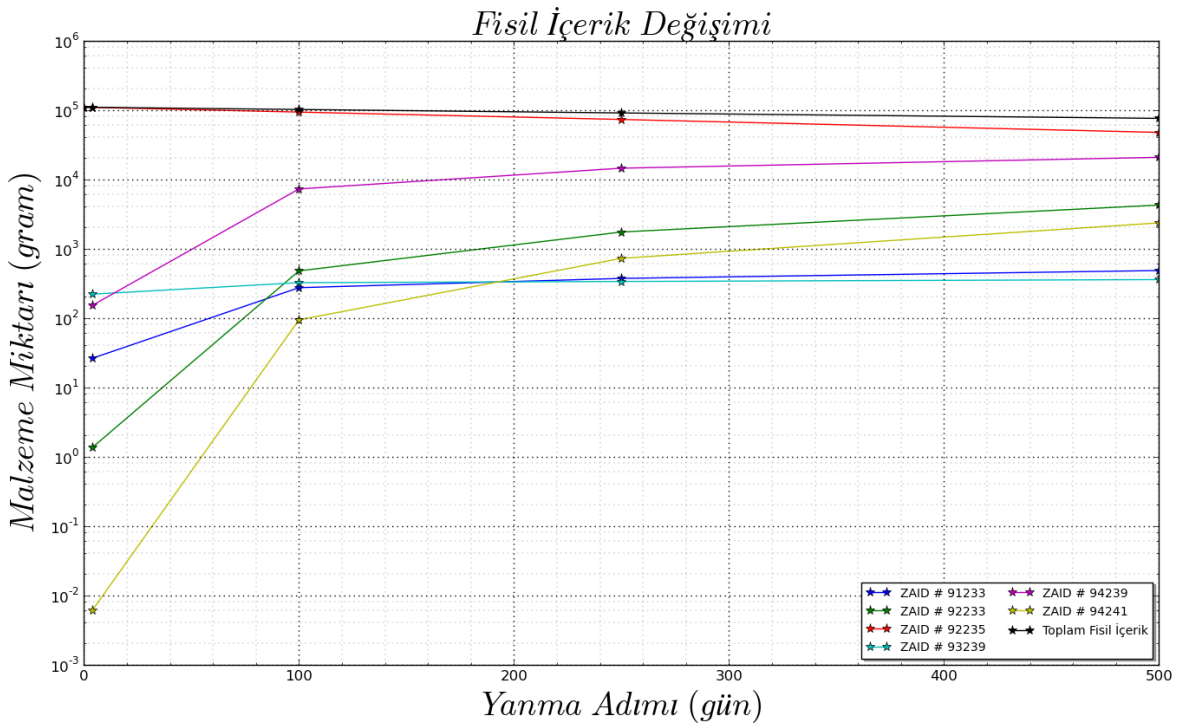
6.1.1. Malzeme Miktarlarındaki Değişiklikler

Şekil 6.2'de her bir yakıt demeti kod numarasının içeriklerindeki ^{235}U 'ün yanma gün sayısına değişimlerinin gösterildiği grafik verilmektedir. Toplam ^{235}U miktarının doğal olarak düştüğü gözlemlenmekle beraber 101 malzeme numaralı merkez yakıt demetinde 1/6'lık kısım modellendiği için fisil içerik en az gibi görülse de 155 malzeme numaralı demetle aynı trendi göstermektedir. 117 numaralı malzemenin düşük görülmesinin sebebi ise ilgili yakıt demetindeki 78 adet çubuğa karşılık gelen kütle değişimini göstermesidir.

Her bir fisil malzeme miktarının, ^{233}Pa ve ^{239}Np miktarlarının tüm sistem üzerinden toplam kütlelerinin yanma adımlarına değişimleri Şekil 6.3'te verilmektedir. Şekil 6.3'te gösterilen malzeme değişimleri ZAD numaralarına göre verilmekte olup son yanma zamanında sistemde oluşan ^{239}Pu 'un yaklaşık 1/40'ı kadar ^{233}U oluşmaktadır.



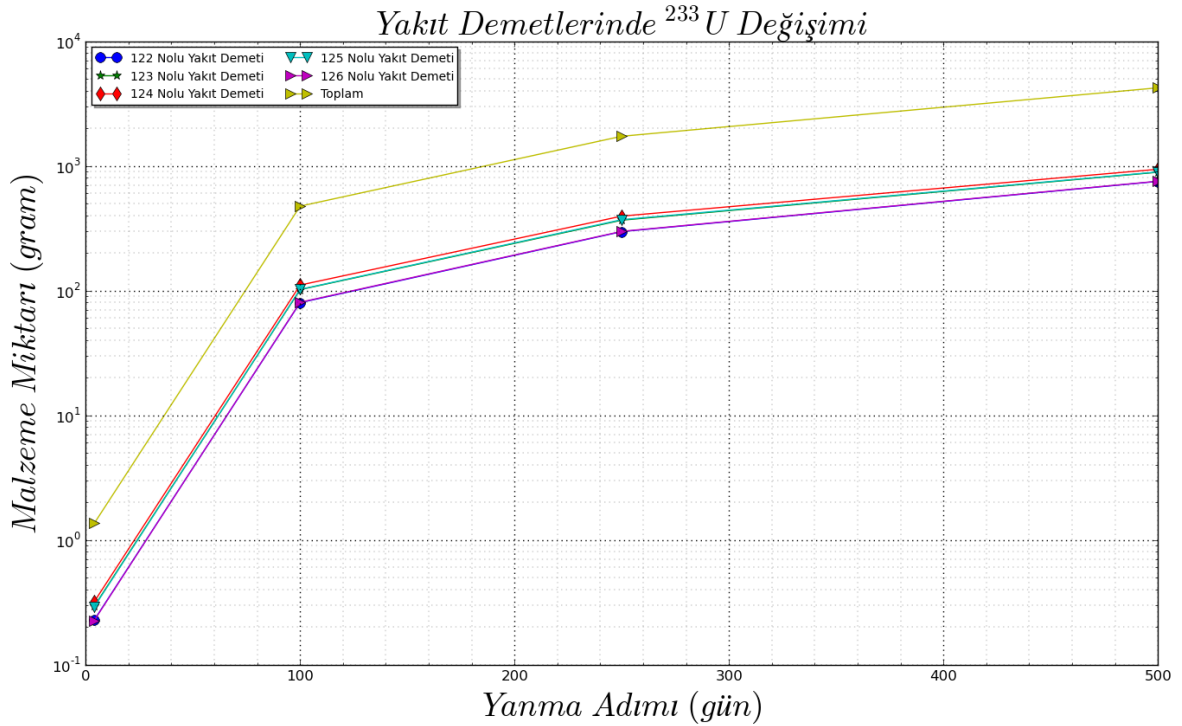
Şekil 6.2. Yanma Adımlarında ²³⁵U Miktarları



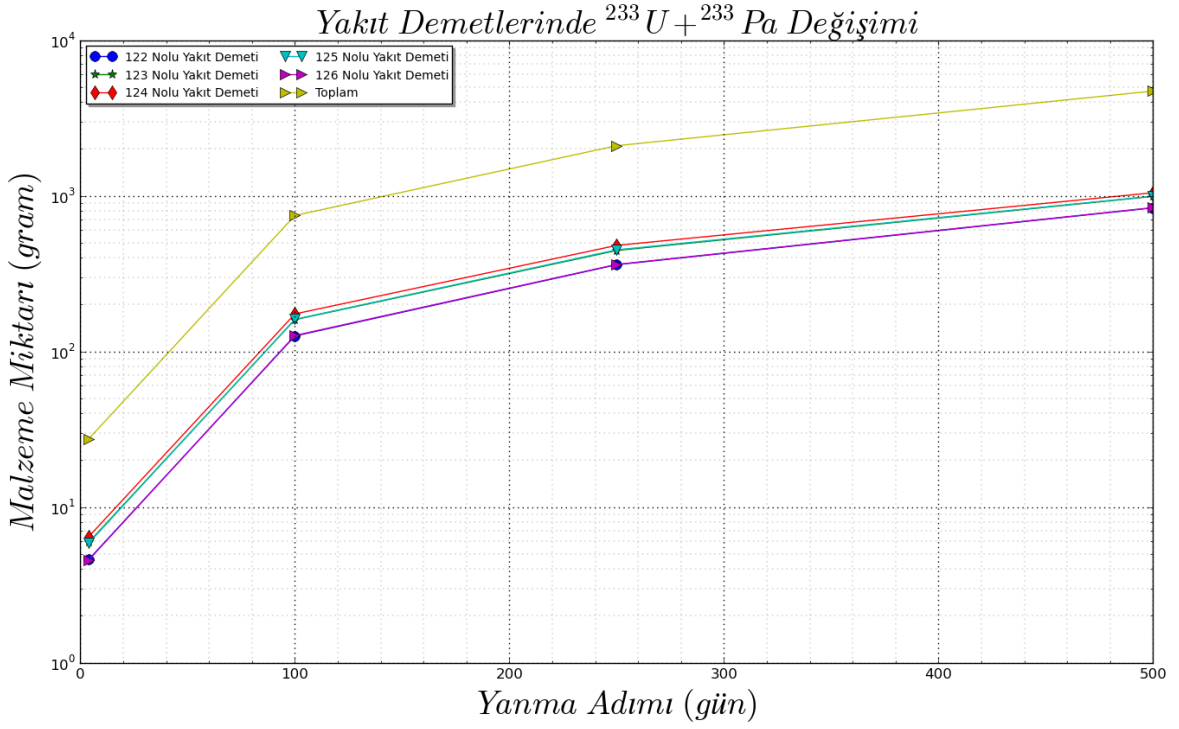
Şekil 6.3. Toplam Fisil Malzeme İçeriğindeki Değişimleri

Şekil 6.4'te ThO₂ örtünün bulunduğu yakıt demetlerinde her bir yanam adımında oluşan kadar ²³³U miktarları verilmektedir. 122 ve 126 ile 123 ve 125 numaralı malzemeleri içeren yakıt demetleri kendi içlerinde buldukları konumlar düşünüldüğünde benzer oranda ²³³U dönüşümü sağladıkları görülmektedir. 124 numaralı malzemeyi içeren yakıt demeti ise kendinden önceki kor halkasında bulunan akı seviyesi nedeniyle en fazla ²³³U dönüşümü sağlanan yakıt demeti konumudur.

ThO₂ yakıt içeren sistemlerde yanma analizleri yapılırken ²³³Pa'ün de ²³³U'e dönüşeceği varsayılarak ²³³Pa'ün de fisil olarak kabul edilmesi öngörüsünden Şekil 6.5'te verilen grafik oluşturulmuştur. Elde edilen veriler ışığında kayda değer miktarda, yaklaşık ²³³U'ün 1/10'u kadar ²³³Pa oluştuğu gözlemlenmiştir. Oluşturulan grafikte de bu değişim gösterilmektedir.



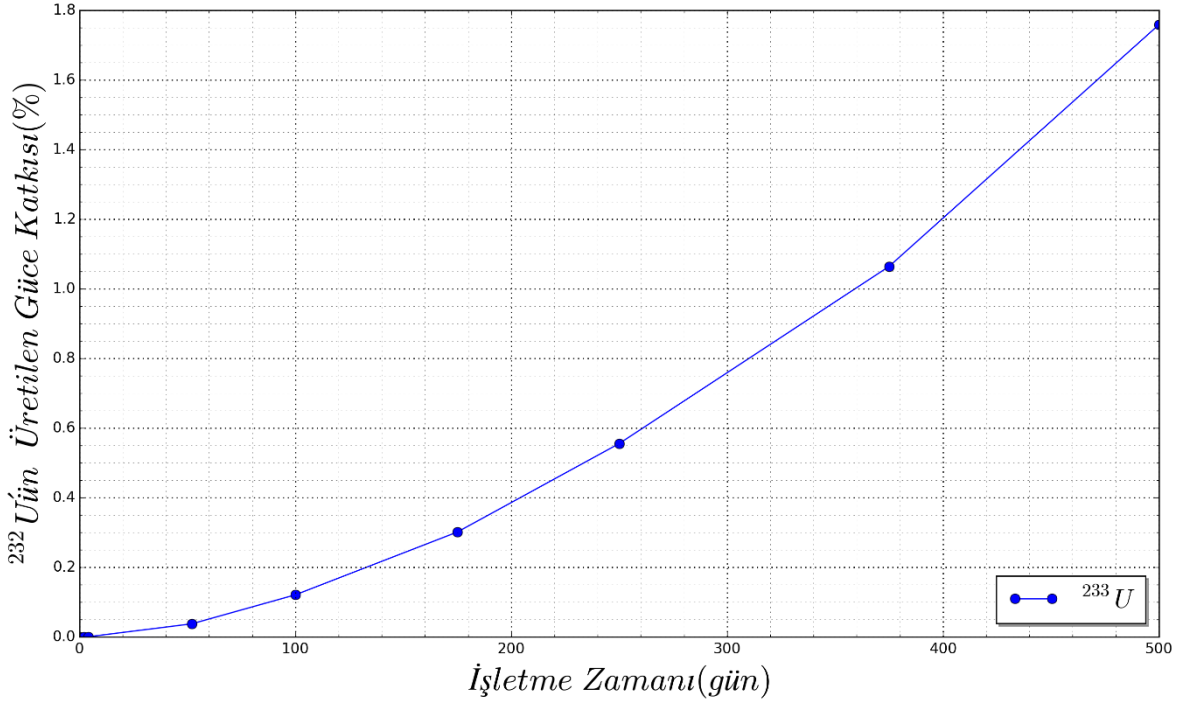
Şekil 6.4. Yakıt Demetlerindeki ²³³U Miktarı



Şekil 6.5. Yakıt Demetlerindeki $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa}$ Miktarı

6.1.2. Sistemde Üretilen ^{233}U 'ün Enerji Katkısı

Fisyon reaktörlerinde açığa çıkan enerjinin büyük bir kısmı ^{238}U 'den oluşan ^{239}Pu 'dan elde edildiği düşünüldüğünde, örtü olarak sarılmış ^{232}Th içeren yakıt demetlerinin toplamında dönüştürülen ^{233}U 'ün toplam üretilen güce katkısı önemli bir parametre haline gelmektedir ve Şekil 6.6'da verilmektedir. Başlangıçta ^{232}Th içeren yakıt demetlerinde ^{233}U 'ün hiç olmadığı düşünüldüğünde, ilk yükleme periyodu sonunda ^{233}U 'den enerji üretim miktarı hesaplanmış, ^{233}U 'den elde edilen enerji toplam enerjinin % 1'i olarak bulunmuştur.



Şekil 6.6. ²³³U'nun Toplam Üretilen Enerjiye Katkısı

6.1.3. Sızıntı Reaktivitesi ρ_L Hesaplama Sonuçları

Bölüm 2.6.4'te sızıntı reaktivitesi hesaplamalarının yapılma aşamaları anlatılmıştı. Bu hesaplama adımları izlenerek, reflektörler ve kor haricindeki yapısal bölümlerin toplam soğurulan nötron reaksiyon oranları ile reflektör yüzeylerinden kaçan toplam nötron sayıları toplamının, fisyon sonucunda oluşan nötron sayısına oranı hesaplanmıştır. Hesaplama sonucunda sistemin sızıntı reaktivitesi, $\rho_L = 0.0133$ olarak hesaplanmıştır.

Sızıntı reaktivitesi hesaplamaları, sonsuz yakıt hücresi ya da sonsuz yakıt demeti modellemelerin ya Fridman ve Kliem'in çalışmasındaki [85] gibi öngörülerek ya da Özdemir vd.'nin çalışmasındaki [18] gibi yakıt yükleme gruplarındaki toplam reaktivitenin, yakıt yükleme grup sayısına bölümünün negatif değeri olarak hesaplanmaktadır. Bu çalışmada gerçekleştirdiğimiz hesaplama yöntemi de yaklaşımsal değerler değil gerçek sonuca yakın değerlerdir.

Ayrıca aynı hesaplama metodu kullanılarak VVER-1000 Kozloduy 5 ilk yükleme örüntüsü ile işlemler tekrarlandığında $\rho_L = 0.033$ değeri elde edilmiştir. Literatürde PWR'lar için Driscoll vd. [86] sızıntı reaktivitesi değerini ~% 4 olarak öngörürken, Yun vd. [87] hesaplamalarında bu değeri % 3 olarak varsaymışlardır. Yapılan hesaplamalar sonucu elde ettiğimiz değerler literatür ile uyumluluk içerisindedir.

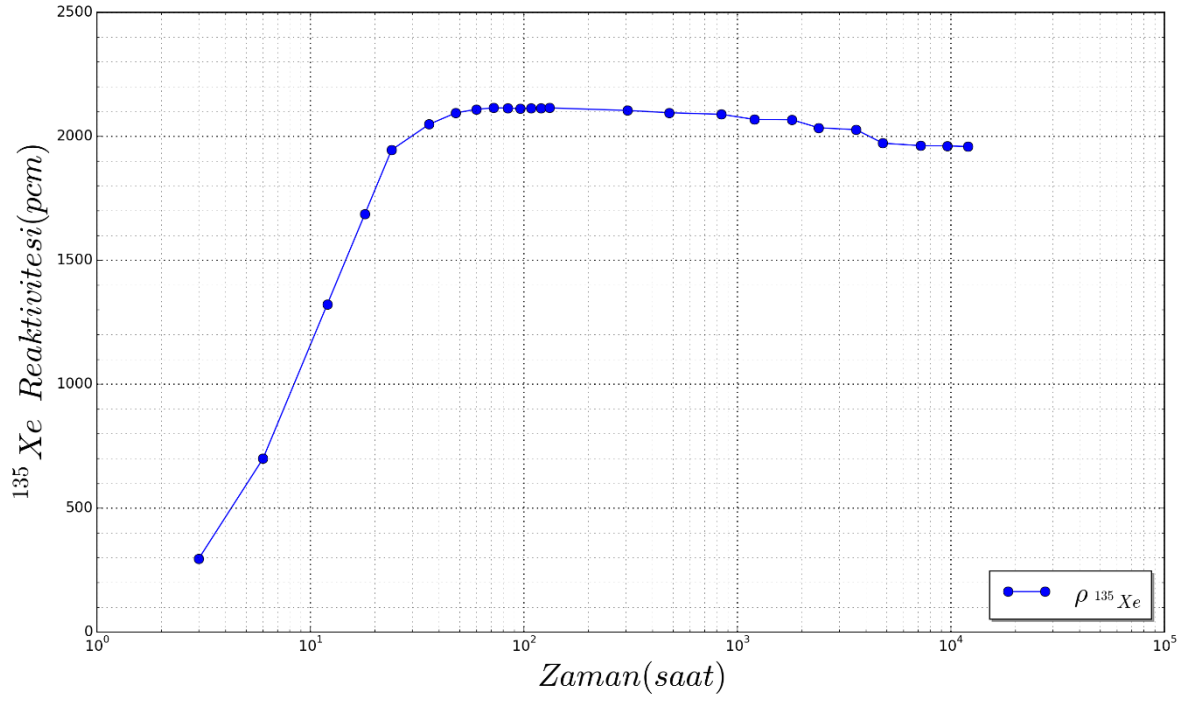
Normalde, 3B kor modeli oluşturulmuş sistemler için sızıntı reaktivitesi hesaplamalarına gerek yoktur çünkü sistem tümüyle modellenmektedir. Sızıntı reaktivitesi, sonsuz yakıt hücresi ya da sonsuz yakıt demeti yanma hesaplamalarında gerekmektedir. Burada hesaplanan sızıntı reaktivitesi değerleri, sonsuz yakıt hücresi ve sonsuz yakıt demeti hesaplamaları için girdi olarak aktarılabilecektir.

6.1.4. ^{135}Xe , ^{149}Sm ve ^{233}Pa Değişimleri

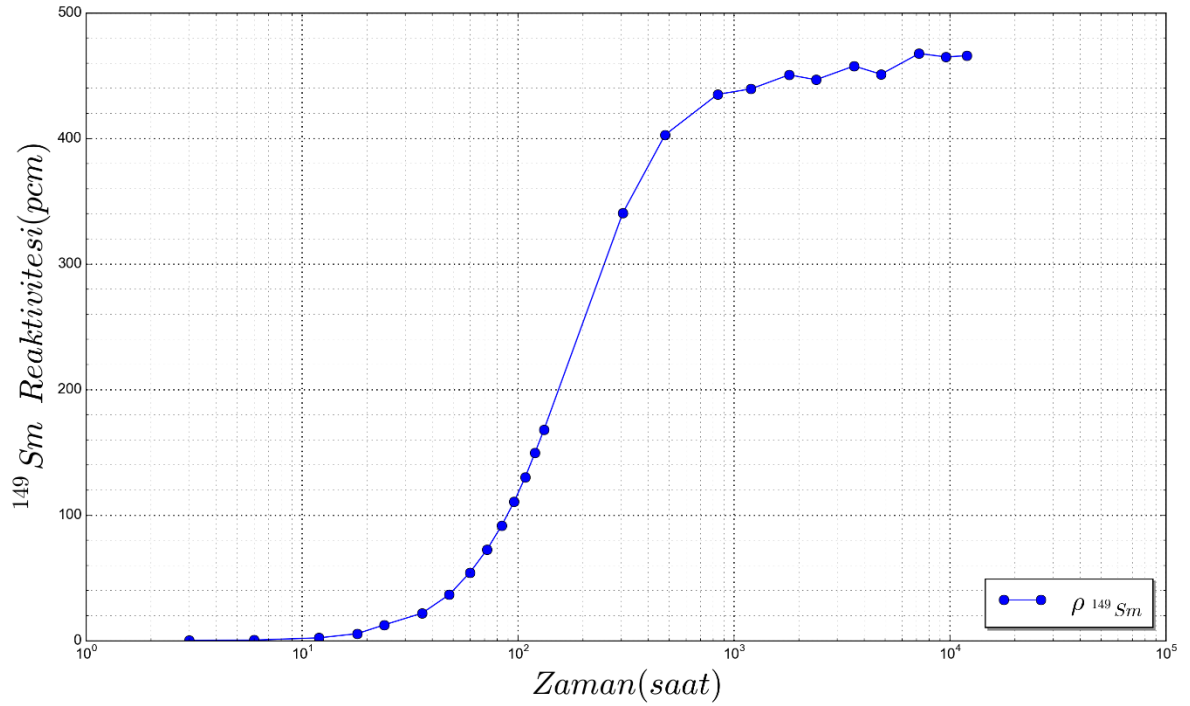
Nükleer reaktörlerin işletilmesi süresince güç değişimleri süresince özellikle yüksek soğurma tesir kesitlerine sahip ^{135}Xe ve ^{149}Sm izotoplarının sistem reaktivitesi üzerinde etkileri incelenmiştir. Normal şartlar altında sıfır sıcak güçten, tam sıcak güç seviyesine geçiş kademeli olarak kontrol çubuklarının kaldırılmaları ile gerçekleşmektedir. Ancak hali hazırda oluşturmuş olan modelde kontrol çubuklarının etkileri modellenmediği için incelemeler tam güç değerinde gerçekleştirilmiştir. Bu değişim etkilerinin incelenmesi amacıyla çok küçük yanma adımlarında koşullar gerçekleştirilmiş, böylece ^{135}Xe ve ^{149}Sm denge konsantrasyonlarına ulaşıncaya kadar reaktivite üzerine etkileri gözlemlenmiştir.

Şekil 6.7 ve Şekil 6.8'de sırasıyla ^{135}Xe ve ^{149}Sm için sistem reaktivitelerine olan negatif katkılarının değişimleri verilmektedir. ^{135}Xe sahip olduğu yüksek soğurma tesir kesitine bağlı olarak denge durumunda 2000 pcm mertebesinde negatif reaktivite katkısı sağlarken; ^{149}Sm için bu değer 470 pcm mertebesinde dir. Bu değerlerin değişimleri ^{135}Xe ve ^{149}Sm izotoplarının sistemdeki miktarlarına bağlı olduğundan Şekil 6.10 ve Şekil 6.11'de bu izotopların sistem içindeki toplam kütle değişimleri de verilmektedir. ^{135}Xe 'un kütle sinin denge durumuna ulaşmasına bağlı olarak sisteme verdiği reaktivite neredeyse aynıdır ancak, ^{149}Sm 'un yakıt içeriğindeki miktarı ile birlikte negatif olarak reaktivite etkisi de artmaktadır. Burada sayısal olarak negatif etkiyi belirleyici olan reaktivite etkisinin ^{135}Xe 'den geldiği düşünülürse, ^{149}Sm 'un etkisinin 50. Gün sonrasında etkisi artmakta sonrasında ise onun etkisinin de sabit kaldığı görülmektedir.

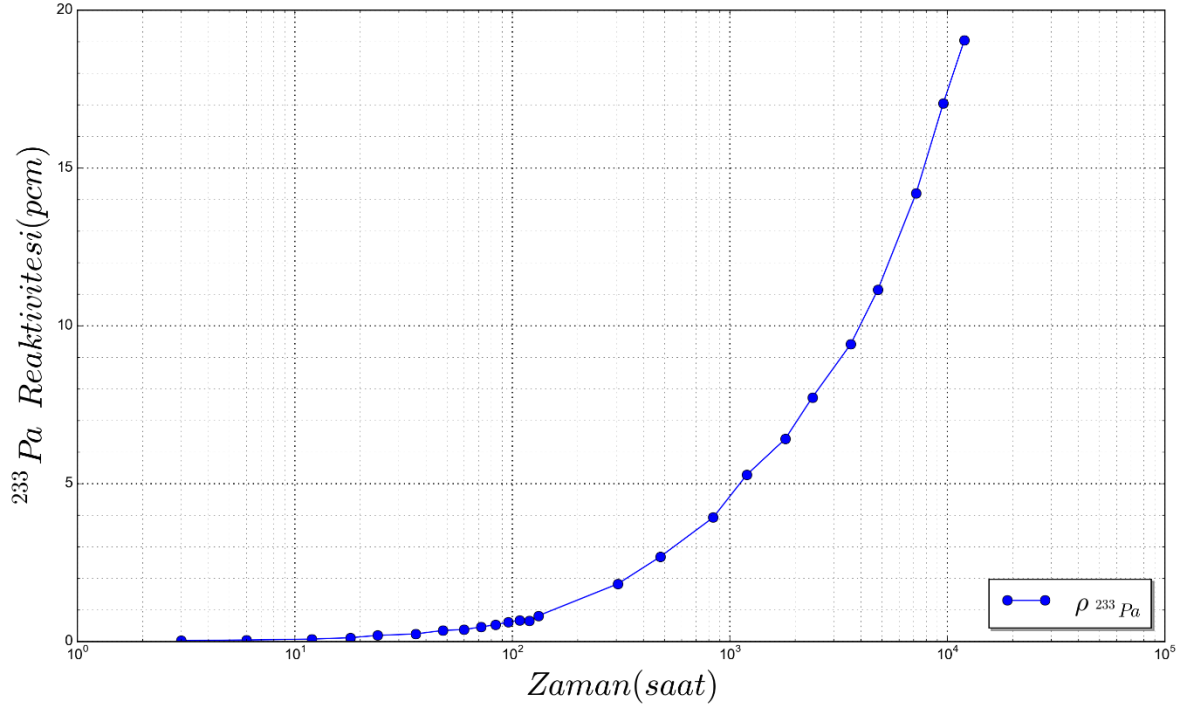
Ayrıca ThO_2 içeren yakıt demetlerinde oluşan ^{233}Pa izotopunun reaktiviteye olan katkısının değişimi Şekil 6.9'da verilmiş olup sistem içinde çok fazla ^{233}Pa bulunmamasına bağlı olarak ^{233}Pa 'ün reaktiviteye 19 pcm mertebesinde negatif bir katkısı olmaktadır. Dolayısıyla ^{233}Pa 'ün sistem reaktivitesine neredeyse hiçbir katkısının olmadığı görülmektedir.



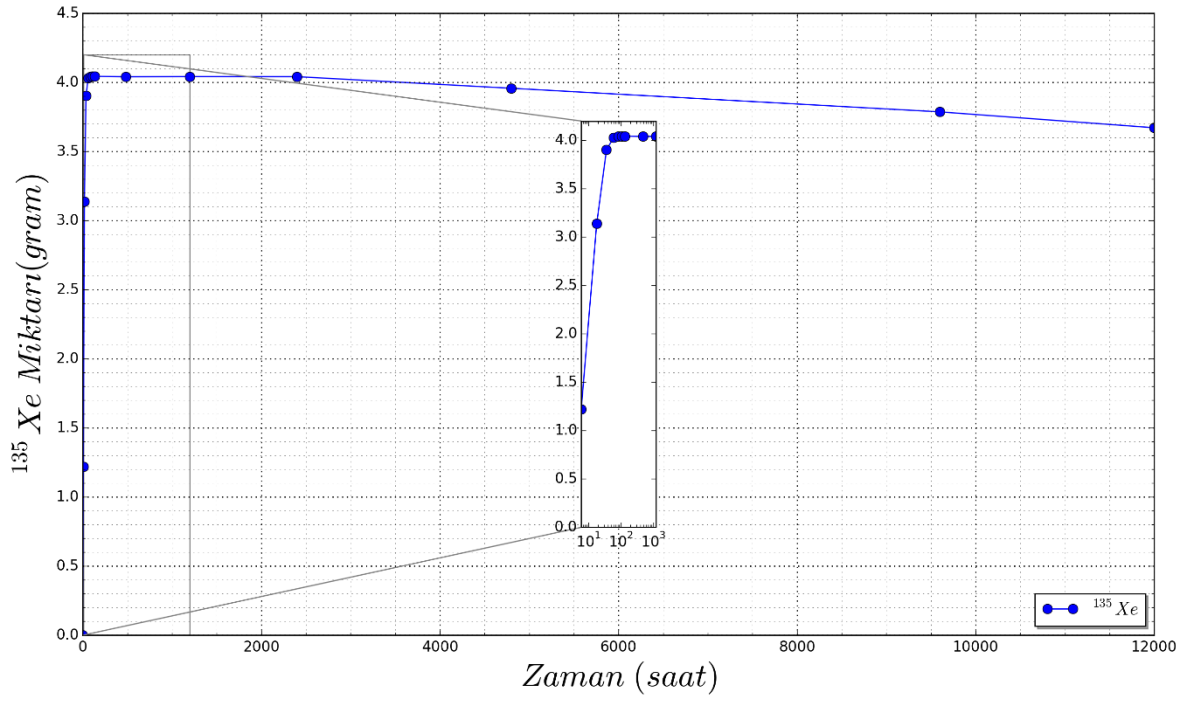
Şekil 6.7. ^{135}Xe Reaktivite Etkisinin Değişimi



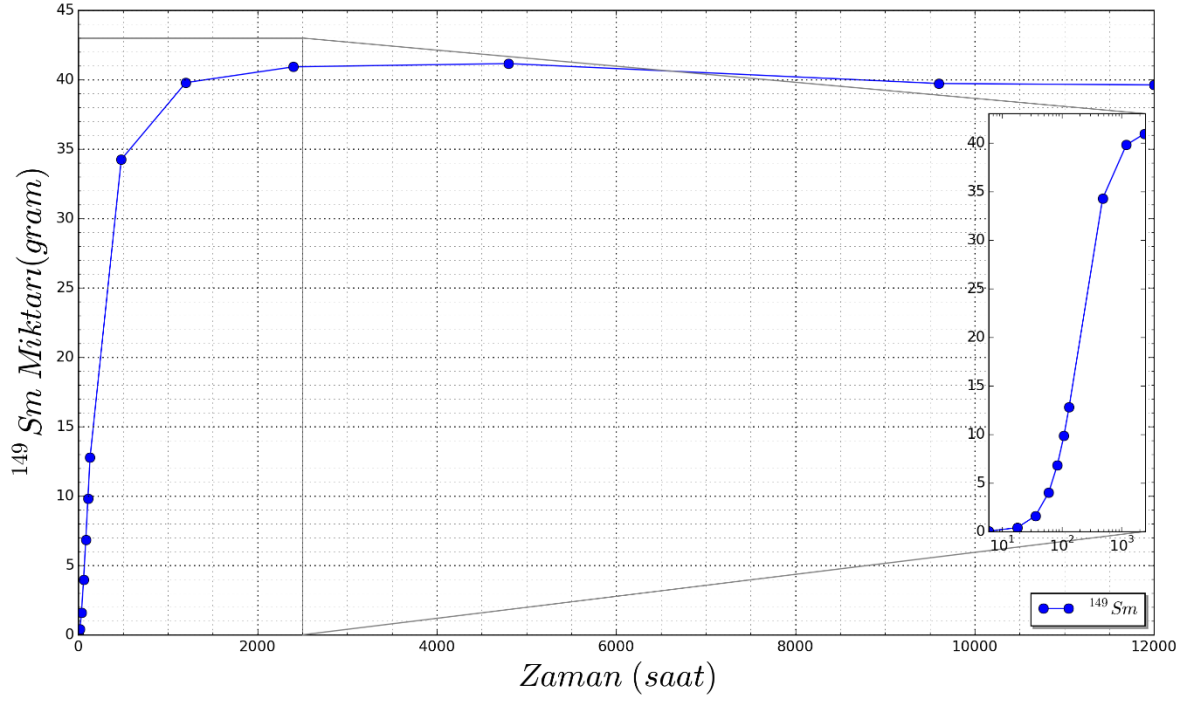
Şekil 6.8. ^{149}Sm Reaktivite Etkisinin Değişimi



Şekil 6.9. ^{233}Pa Reaktivite Etkisinin Değişimi



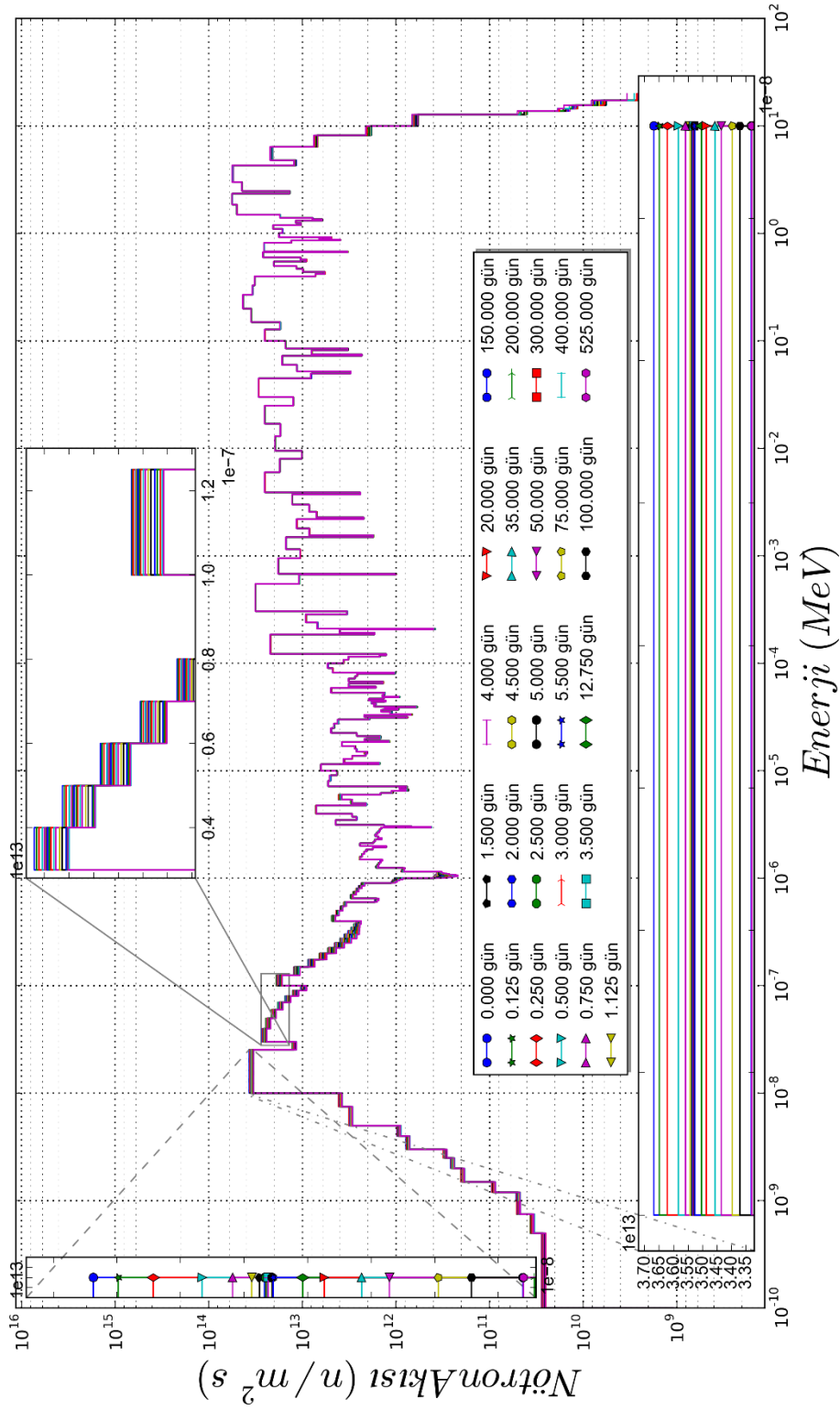
Şekil 6.10. ^{135}Xe Kütle Değişimi



Şekil 6.11. ¹⁴⁹Sm Kütle Değişimi

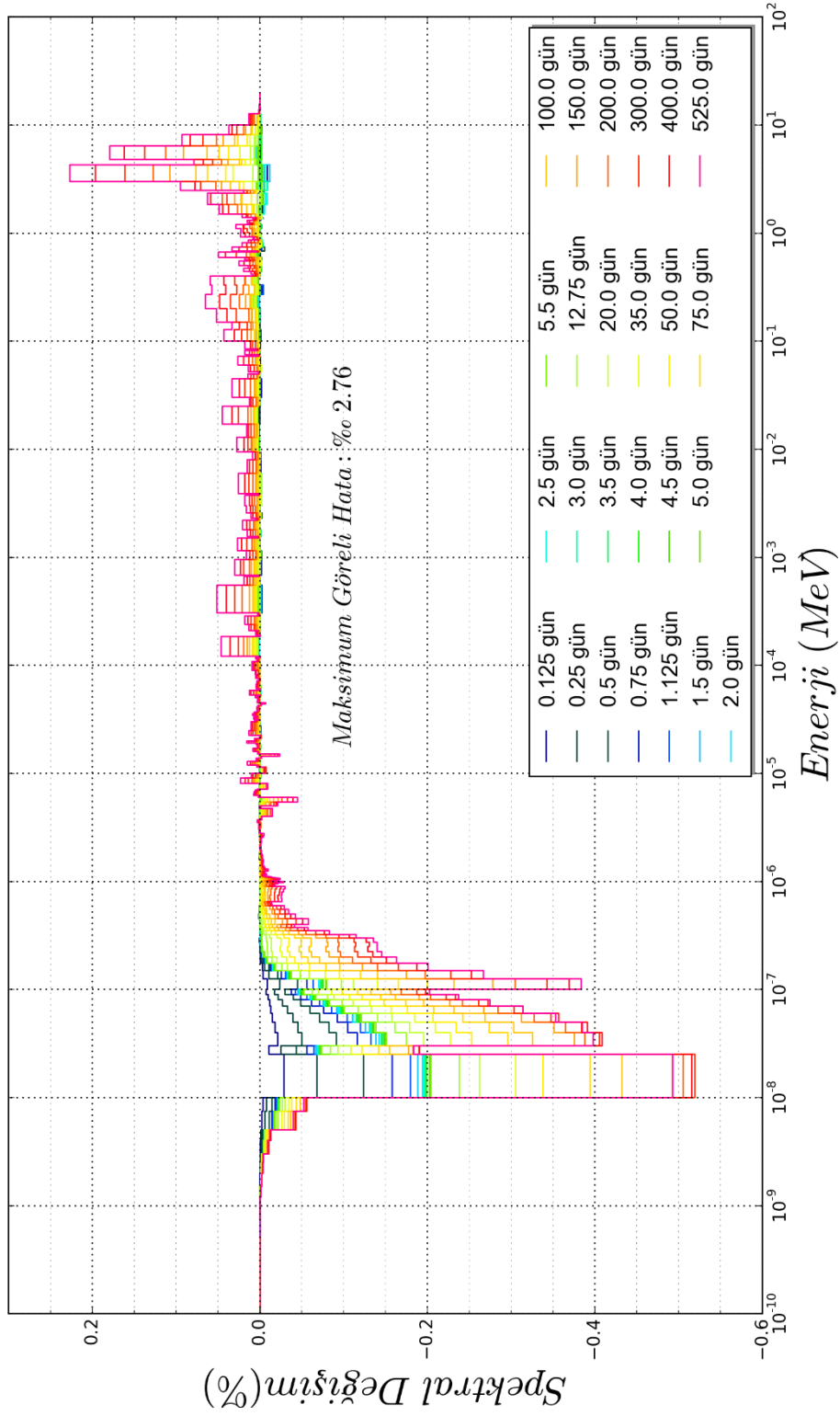
6.1.5. Kor İçindeki Nötron Enerji Spektrumu Değişimi

Gerçekleştirilen bir diğer inceleme de kor içindeki nötron spektrumunun enerji bağımlı olarak değişiminin incelenmesidir. 238 grup enerji bölgesine ayrılan 0-20MeV'luk aralık, her bir yanma adımından elde edilerek Şekil 6.12'de gösterilmektedir.



Şekil 6.12. Nötron Enerji Spektrumu

Şekil 6.12'de veri sayısının çok fazla olmasından dolayı özellikle termal ve epitermal nötron enerji bölgeleri ayrıntılandırılarak yine aynı şekil üzerinde gösterilmektedir. Ayrıca tüm spektrum üzerinden her bir enerji bölgesindeki değişimlerin ilk zaman adımına göre letarjik yüzdesel farkları Şekil 6.13'te gösterilmektedir.



Şekil 6.13. Nötron Enerji Spektrumunun Letarjik Yüzdesele Değişimi

Şekil 6.13'te, yanma adımı gün sayısı arttıkça termal ve epitermal enerji bölgelerinde nötron akısının azaldığı, özellikle termal enerji bölgesinde nötron akısında % 5 civarında azalma gözlemlenmiştir. Bu durum yakıt içeriğinin değişmesine bağlı olarak sistemde yutucu malzemelerin çoğalmasından ve fisyon malzemelerinin azalmasından meydana gelmektedir. Ayrıca hesaplamalarda hata

yayılması değerleri de incelenmiş olup, maksimum görelî hata % 2.76 olarak hesaplanmıştır.

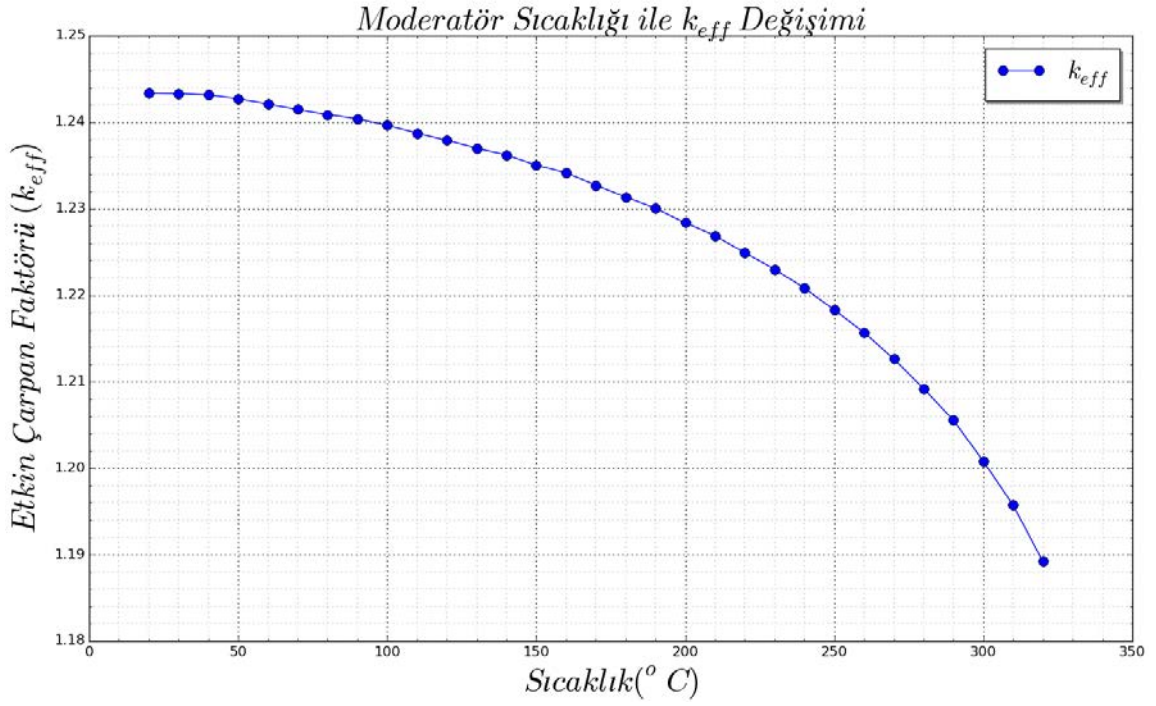
6.1.6. Moderatör Katsayısı Değişimi

Basıncılı su reaktörlerinde moderatör malzemesinin sıvı olmasına bağılı olarak güç seviyesindeki artışın yakıtta Doppler etkisi ile rezonans bölgesinde soğurulma tesir kesitlerinin artmasından kaynaklı meydana gelen negatif reaktivite değişiklikleri, moderatör sıcaklığının artmasıyla oluşan negatif reaktivitenin yanında çok çok küçük kalmaktadır [88]. Yani sistemdeki sıcaklık değişimlerinden meydana gelen değişikliklerden dolayı reaktivitede geri besleme etkileri moderatör yoğunluğu nedeniyle en fazla değişime uğramaktadır.

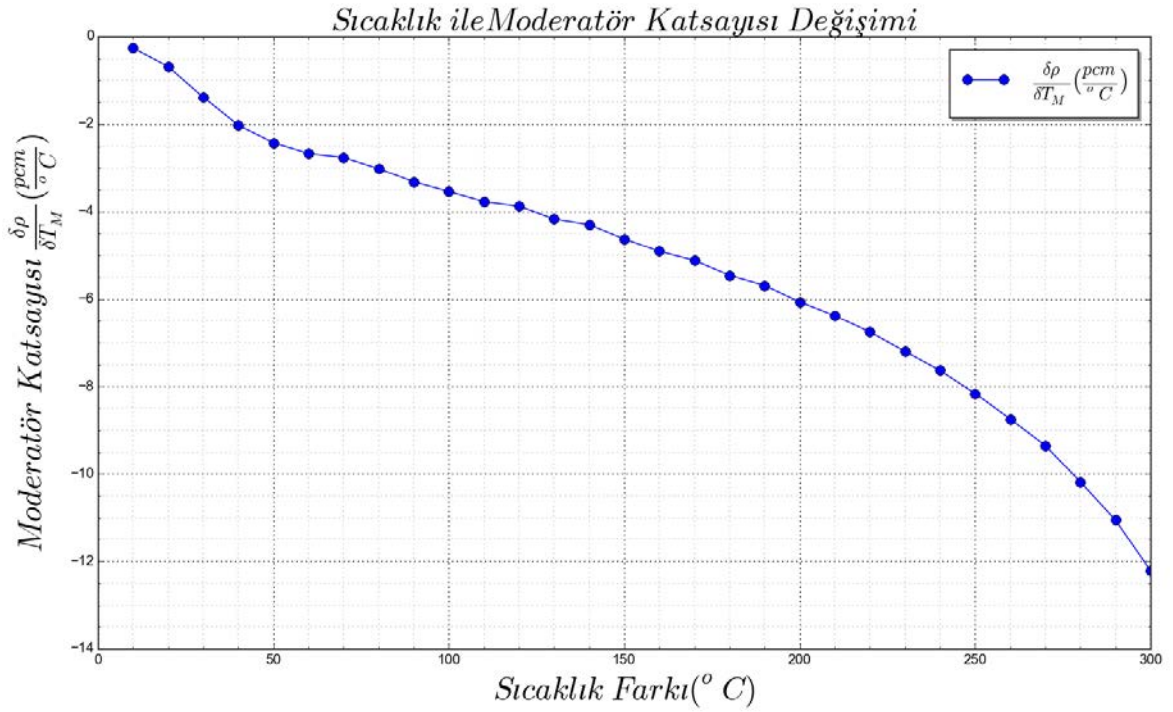
Soğuk sıfır güç durumundan, sıcak sıfır güç durumuna kadar moderatör sıcaklıkları 10°C adımlarda artırılarak, termodinamik tablolardan yoğunluk değerleri ile ilgili sıcaklıktaki nötron veri kütüphaneleri de hazırlanan betikler ile oluşturulup, modellemede kullanılmış ve sistemin etkin çarpan faktörlerindeki değişiklikler kaydedilmiştir.

Etkin çarpan faktörünün moderatör sıcaklığı ve buna bağılı moderatör yoğunluğu ile değişimi Şekil 6.14'te verilmektedir. Şekilde görüldüğü gibi moderatör sıcaklığı 20°C iken $k_{eff} = 1.24337$ olarak belirlenmişken, moderatör sıcaklığı 320°C iken $k_{eff} = 1.18919$ değerine kadar düşmüştür. Bu düşüşteki en büyük etken moderatör yoğunluğuna bağılı atom yoğunluğunda meydana gelen değişimdir.

Şekil 6.15'te soğuk sıfır güçten, sıcak sıfır güce kadar moderatör sıcaklık farkından kaynaklı reaktivite değişimindeki soğuk sıfır güç değerine görelî reaktivite değişimleri verilmiştir. Düşük sıcaklık değişimlerinde nispeten düşük moderatör reaktivite katsayısı (2-6 pcm) varken, yüksek sıcaklık farklarında moderatör reaktivite katsayısının da değişimi yoğunluk değişiminden dolayı hızla (10-12 pcm seviyelerinde) artmaktadır.



Şekil 6.14.Etkin Çarpan Faktörünün Moderatör Sıcaklığı ile Değişimi



Şekil 6.15.Moderatör Katsayısının Moderatör Sıcaklığı Artışı ile Değişimi

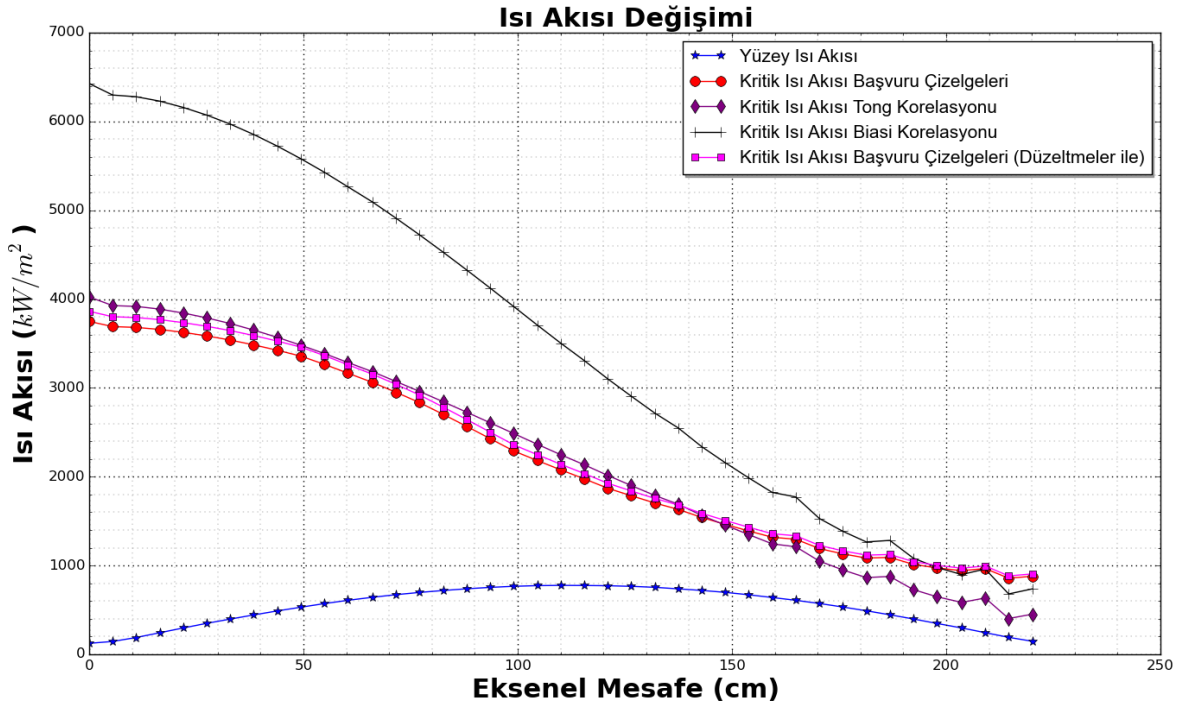
6.2. En Sıcak Kanal için Isıl-Hidrolik Analizlerin Sonuçları

Bölüm 2.6.7'de konumu ve üretmiş olduğu güç değerleri belirlenen reaktör kor bölgesindeki en sıcak kanal için COBRA-TF kodu ile alt kanal analizleri gerçekleştirilmiştir. Alt kanal analizleri ile yakıt kanalından ve yakıt yüzeyinden elde edilen değerler ve kullanılan korelasyonlarla ya da başvuru tablolarından elde edilen ve kanal uzunluğu boyunca değişen kritik ısı akılarının ile birlikte yakıt çubuğu yüzeyindeki ısı akısının değişimleri Şekil 6.16'da verilmiştir.

Biasi ve Tong kritik ısı akısı korelasyonları ile başvuru tablolarında elde edilen ve bu tablolar için düzeltme faktörleri ile işlenerek yeniden elde edilen kritik ısı akılarının gösterildiği Şekil 6.16'da görüldüğü üzere, Tong korelasyonundan ve başvuru tablolarında elde edilen değerler kanal boyunca birbirleri ile uyumlu sonuçlar içerisindedir. 130 cm'den sonra çekirdeksi kaynama başladığı için suyun kuruluşuna bağlı olan Tong korelasyonundan elde edilen kritiklik ısı akısı değerleri çekirdeksi kaynama bölgesi öncesinde başvuru tablolarından daha yüksek tahminler gerçekleştirirken çekirdeksi kaynama bölgesinde daha hızlı azalmalar gözlemlenmektedir.

Başvuru tablolarından elde edilen ve düzeltme faktörleri ile işlenen değerlere bakıldığı zaman ise düzeltme faktörlerinin uygulanması kritik ısı akısı değerlerini daha yukarıda tahmin etmekte bu da reaktörde işletme durumu için daha fazla marj oluşturması anlamına gelmektedir.

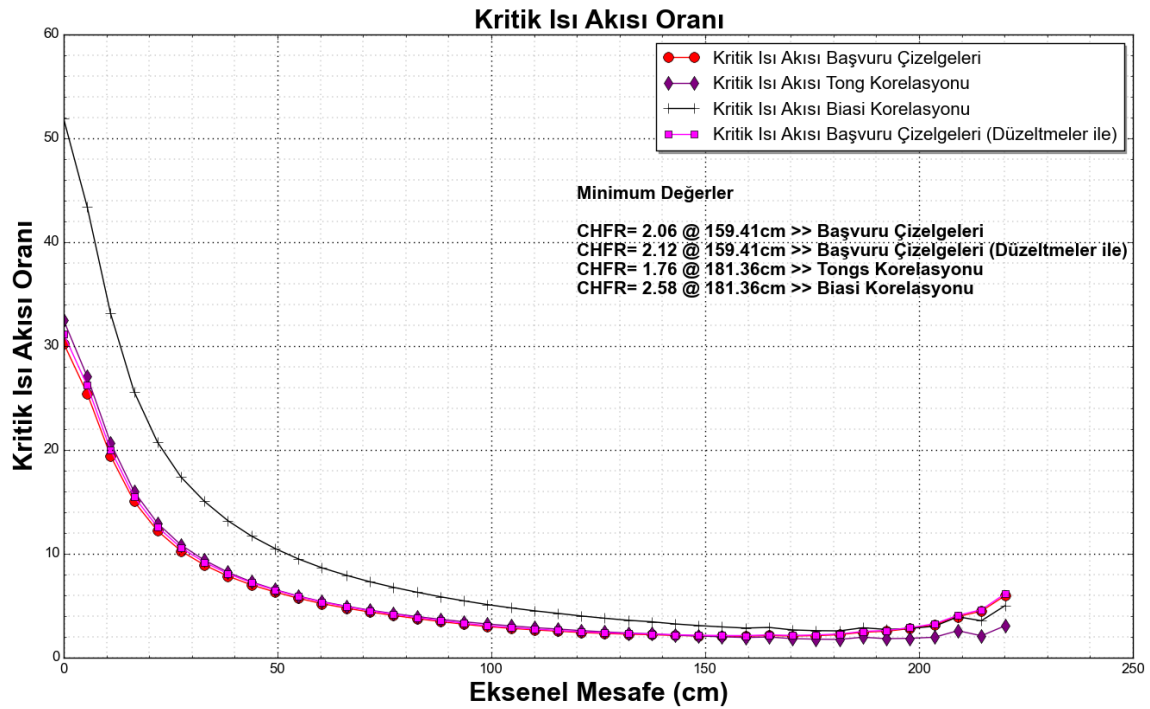
Biasi korelasyonu için ise kritik ısı akısı değerlerin oldukça yüksek tahmin etmektedir.



Şekil 6.16. Isı Akısı ve Kritik Isı Akısı Değişimleri

Şekil 6.16'da gösterilen kritik ısı akısı değerlerinin yüzey ısı akısına oranı olan kritik ısı akısı oranı CHF ve bu oranın minimum değerlerinin yakıt yüzeyi üzerinde hangi konuma karşılık geldiği Şekil 6.17'de gösterilmektedir. Grafikte görüldüğü gibi korelasyonlar ve başvuru tablolarından elde edilen değerler ile en küçük CHF değeri Tong korelasyonu ile 1,76 olarak bulunmuştur. Üçgensel akış kanalları için geliştirilen başvuru tablolarından elde edilen değer 2,06, düzeltmeler uygulandıktan sonra ise 2,12 olarak hesaplanmıştır. Biasi korelasyonun zaten yüksek CHF değerini yüksek tahmin ettiği için en yüksek minimum CHF değeri bu korelasyon ile hesaplanmıştır.

Nükleer reaktör güvenliği açısından bakıldığı durumda ise $CHF = 1,3$ ve üzerindeki değerler güvenli işletme koşulları ve beklenen işletim değişiklikleri olarak değerlendirilmekte ve tasarımlar bu çerçevede gerçekleştirilmektedir.



Şekil 6.17. Isı Kritik Isı Akısı Oranı Değişimleri

Sonuç olarak oluşturulan kor modeli, yükleme örüntüsü ve kor parametreleri ile en sıcak kanalda minimum *CHFR* değerleri güvenlik seviyesinin üzerinde, yani güvenle işletilebilecek sınırlar içinde kalmıştır. Unutulmamalıdır ki basınçlı su reaktörlerinden en sıcak kanalda *CHFR* limit değerleri aşılmadığı sürece kısmi kaynamaya izin verilmektedir.

Bunların yanında en sıcak kanalın etrafındaki kanallar ile birbirleri arasında hem kütle hem de enerji transferi değişimleri yapacağı ve ayrıca Şekil 2.4'ten görülebileceği gibi Şekil 2.25'teki en yüksek güç tepesi değerine sahip çubuğun sol kısımlarında daha fazla su bölgesinin bulunması da göz önünde bulundurulduğunda, *CHFR* değerinin daha da yüksek değerlere çıkacağı ve kaynama bölgesinin daha küçük bir bölgede olacağı öngörülebilir.

6.3. Değerlendirme

Bu tez kapsamında bir nükleer reaktör tasarımı gerçekleştirilmiş, sonucunda elde edilen veriler ışığında sistemin nötronik, yanma ve en sıcak kanalı için ısıl-hidrolik analizler gerçekleştirilmiştir. Birim hücre hesaplamalarından ziyade tüm ve gerçek kor geometrisine benzer bir MCNP6.1.1 modeli oluşturulup, oluşturulan bu modelden nötronik ve yanma analizleri ile reaksiyon-metrik veriler elde edilmiştir. Buna ek olarak tasarlanan reaktör sisteminin en dış halkasının olduğu kısma ThO_2

örtü koyularak sistemde $^{232}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{U}$ dönüşümünün sağlanması amaçlanmıştır. Elde edilen sonuçlar ışığında en son yanma adımı 1/6'lık kor bölgesinde, ^{233}U ve ^{233}Pa 'ün kütleleri sırasıyla 4.222 g ve 480 g bulunmuştur. Reaktör durdurulduktan 27,4 gün sonra tüm ^{233}Pa 'ün dönüştüğü düşünüldüğünde, 4.702 g ^{233}U elde edilmiş olacağı hesaplanabilir.

Başlangıçta 108.900 g olan ^{235}U kütlesi son yanma adımı sonrasında 47.140 g olarak elde edilmiş, toplam tüketilmiş ^{235}U kütlesi ise 61.760 g olarak hesaplanmıştır. Diğer bir açıdan bakıldığında sistemde tüketilen ^{235}U 'in % 7,61'i kadar ^{233}U en son zaman adımı üretilmiş ve bunun yanında tüketilen ^{233}U 'den elde edilen enerji miktarı da %1 olarak hesaplanmıştır.

Yakıt içeriğinde bulunan toplam fisil içerik miktarı (^{233}Pa , ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Np , ^{239}Pu , ^{241}Pu) ise 75.144,5 g olarak hesaplanmıştır. Toplam fisil içerik miktarına bakıldığında ilk yüklenen ^{235}U 'in % 69'u kadar fisil malzeme yakıt kompozisyonunda bulunmaktadır. Bu durum tüketilen fisil malzeme kadar üretim miktarı oluşmadığının bir göstergesidir.

Tez kapsamında geliştirilen MCNP6.1.1 girdi hazırlama ve çıktı değerlendirme programları sistemin analizlerini kolaylaştırmıştır. Girdi hazırlama ve çıktı değerlendirme programlarında, piksel geometrileri için oluşturulan ve küp koordinatlarda yapılan çözümlerinin altıgen dizimli nükleer reaktör kor geometrileri ve birim hücreleri için yeniden düzenlenerek reaktör hesaplamalarında kullanılması da oluşturulan çalışmada özgün bir değer olarak sunulmuştur. Oluşturulan hesaplama sistemi gelecekte geliştirilecek altıgen yapıdaki nükleer reaktör kod sistemleri için önemli bir araç olarak kullanılabilir.

Geliştirilen MCNP6.1.1 girdi hazırlama programı ile sadece bu tez için değil sonrasında altıgen birim hücre yapısına sahip farklı kor geometrileri farklı kor yapıları için kor model yapısı oluşturulmuştur. Bu sayede MCNP6.1.1'den elde edilecek veriler sonucunda örneğin, nötron yansıtıcı malzemenin değişmesiyle sistemde meydana gelebilecek değişiklikler, reaktör kazanı ile öncesinde konumlandırılmış zırh malzemesinin nötron ve gama ışınlarına maruz kalma oranları vs. gibi birçok nötronik ve reaksiyonel parametreler incelenebilir.

VVER-1200 ve VVER-1000 gibi reaktör geometrilerinin kolaylıkla oluşturulup istenilen amaca hizmet edebilecek analizler de kolaylıkla gerçekleştirilebilir.

7. ÇALIŞMANIN DEVAMINDA YAPILABİLECEK ÇALIŞMALAR

Tez çalışmasının tamamlanmasının sonrasında, Th elementinin nükleer reaktörlerde kullanılması ve geliştirilen kod sisteminin kapsamının genişletmesiyle ilgili hedefler belirlenmiştir. Bu hedeflerin gerçekleştirme adımları aşağıda genel hatlarıyla sıralanmaktadır.

ThO₂ örtü kullanılarak gerçekleştirilmiş olan çalışma genişletilerek, kor çevresindeki ThO₂ içeren ikinci hatta üçüncü parti yeni yakıt yüklemesi yapılarak Th→U dönüşüm oranlarının değişim incelemeleri; Th ile farklı reaktör kor yüklemeleri, homojen karışımli yakıt demetleri, makro ve mikro heterojen yakıt yapısında yakıt demetleri oluşturulup kor içinde kullanılmasıyla, yakıt yanma oranları, yakıt envanter değişimleri ve ısı-hidrolik analizler gerçekleştirilecektir.

Bu çalışmada basınçlı su reaktörü olan tasarım yerine kaynar su reaktör yapısı kullanılarak sistemin nötronik yakıt yanma oranları ve ısı-hidrolik analiz aşamaları gerçekleştirilerek Th→U dönüşüm oranlarının incelenmesi hedeflenmektedir.

Kor modifikasyonlarının yapılması ve geliştirilen kod sistemine aşağıdaki eklemeler de yapılarak, bazı 4. Nesil reaktör tipleri için de (SCWR, GCR vb.) yine Th→U dönüşümlerini sağlanmasını amaçlayan çalışmalarında gerçekleştirilmesi de ayrıca hedeflenmektedir.

Daha önce de değinildiği üzere, geliştirilen bu kod sisteminin parametrik ve modüler yapıda olmasından dolayı özellikle kare hücre geometrisine sahip reaktör kor geometrisi için de uygulanabilir duruma getirilecektir.

Eklenecek olan yeni modüller ile sadece kor modellemeleri değil hücresel modellemeler veya istenilen yapıda, istenilen yakıt halkası kadar genişlikte yakıt demetleri ve bu yakıt demetlerinin tam ve kısmi modellemelerini de gerçekleştirilebilecektir.

Kor analizleri tam ya da kısmi kor üzerinden yapıldığı için reaktör kazanı üzerinde oluşabilecek nötron ve gama fluensinden kaynaklanan değerlerin elde edilerek malzeme kötüleşme analizlerinin de gerçekleştirilebilmesi için çetele modülleri eklenecektir.

Kodlar için kullanılacak olan atomik kimlik numaraları Zaid'lerin tamamı sistemle bütünleştirilerek, yakıt, moderatör, zarf, kılavuz ile ölçüm kanalları ve yapısal malzemeler gibi malzeme tanımlarının kullanıcı tarafında tanımlanabilmesi hedeflenmektedir. Örneğin Zircaloy-2, Zircaloy-4 ana malzeme kütüphanelerinde varsayılan olarak tanımlanmasının yanında farklı zarf malzemeleri için girilen malzeme kompozisyonlarına göre yeni malzemeler üretilip izotop içerikleri hem atomik yüzdelerde hem de ağırlıksal yüzdelerde otomatik olarak oluşturulacaktır.

Şu an için ayrı olan NJOY ile veri kütüphaneleri oluşturma betileri modüler hale getirilerek istenilen kütüphanelerin anlık olarak üretilmesi ile analizlerin istenilen sıcaklıklarda gerçekleşmesi kolaylaştırılacaktır. Sıcaklık düzeltilmesi istenmediği takdirde varsayılan kütüphanelerin kullanılması ile girdiler hazırlanabilecektir.

Sıcaklık düzeltmeleri sistem üzerinde tanımlandığında sıcaklık geri beslemelerinin özellikle moderatör yoğunluğu üzerinde etkisi yüksek olduğu için kullanılan sıcaklıktaki moderatör yoğunluğu termodinamik özellik veri tabloları okunmasıyla sisteme direkt eklenebilecektir. Bu durumda soğuk sıfır güç, sıcak sıfır güç ve sıcak tam güç değerlerindeki moderatör geri beslemeleri kolaylıkla incelenebilecektir.

Yine ayrık durumdaki yanma adımları için çıktı ile çetele elde etme betikleri ve bunları işleme betiklerinin modüler hale getirilmesi ve istenilen kor yapısına göre hatasız işlem yapabilme kabiliyeti kazandırılması hedeflenmektedir.

Girilen hatalı parametrik değerleri ya da değerleri sistem üzerinde "try-catch" fonksiyonları ile yakalayarak yanlış işlem yapma adımları ortadan kaldırılacaktır.

Bu çalışmanın ilk bölümlerinde de belirtildiği gibi geliştirilen kod sisteminin OpenMC ve Serpent gibi nötronik analiz yapan kodlar için de girdi hazırlayabilecek duruma getirilebilmesi de hedefler içerisinde yer almaktadır.

En son olarak geliştirilen kod sisteminin başka kullanıcılar tarafından da kullanılabilmesi amacıyla kullanıcı dostu bir arayüz hazırlanması planlanmakta ve sistem bu amaçla geliştirilmeye devam edilecektir.

KAYNAKLAR

- [1] IAEA, *Status of Innovative Small and Medium Sized Reactor Designs 2005*, Vienna, **2006**.
- [2] IAEA, *Status of Small and Medium Sized Reactor Designs*, **2012**.
- [3] Pelowitz, D. B., Fallgren, A. J., Mcmath, G. E., Booth, T. E., Brown, F. B., Bull, J. S., Cox, L. J., Elson, J. S., Durkee, J. W., Fensin, M. L., Forster, R. A., Goorley, J. T., Hendricks, J. S., Hughes, H. G., James, M. R., Johns, R. C., Kiedrowski, B. C., MCNP6 USER'S MANUAL Code Version 6.1.1beta. Los Alamos National Laboratory, 763, **2014**.
- [4] The Python Software Foundation, ., Python 3. <https://www.python.org/>. (March, **2017**).
- [5] Tombakođlu, M., Ergün, Ş., Atak, H., Çelikten, O. Ş., Duman, V., Kayrın, K., Tiftikçi, A., Türkmen, M., Ayhan, H., Aksoy, A. B., Ayanođlu, M., Güler, A., Pınarbaşı, B., Taş, F. B., Bayraktar, B. N., *Nükleer Enerji Raporu*, Fizik Mühendisleri Odası - TMMOB, **2011**.
- [6] Dragunov, Y. G., Denisov, V. P., 60th anniversary of the experimental design office gidropress - Contribution made by the experimental design office gidropress to the development of nuclear power and the atomic energy industry in our country, *Atomic Energy*, 99, 837–843, **2005**.
- [7] X-5 MONTE CARLO TEAM, MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory, LA-UR-03-1987, 836. Los Alamos National Laboratory, **2003**.
- [8] Trelue, H. R., Poston, D., User' s Manual Version 2.0 for MONTEBURNS Version 1.0, LA-UR-99-4999, 836. Los Alamos National Laboratory, **1999**.
- [9] Çelikten, O. Ş., Ergün, Ş., Investigation of Thorium Utilization in a New SMR Core Design, *BgNS TRANSACTIONS Science and Technology Journal*, 21, 33–43, **2016**.
- [10] IAEA, Power Reactor Information System. <https://www.iaea.org/pris/>. (March, **2017**).
- [11] NEA, IAEA, *Uranium 2016 : Resources , Production and Demand*, **2016**.

- [12] Schaffer, M. B., Abundant thorium as an alternative nuclear fuel Important waste disposal and weapon proliferation advantages, *Energy Policy*, 60, 4–12, **2013**.
- [13] Shaposhnik, Y., Shwageraus, E., Elias, E., Shutdown margin for high conversion BWRs operating in Th-233U fuel cycle, *Nuclear Engineering and Design*, 276, 162–177, **2014**.
- [14] Fischer, N. A., *MCNP LWR Core Generator*, LA-UR-12-24008, Berkeley, **2012**.
- [15] Faghihi, F., Mirvakili, S. M., Shut-down margin study for the next generation VVER-1000 reactor including 13x13 hexagonal annular assemblies, *Annals of Nuclear Energy*, 38, 2533–2540, **2011**.
- [16] Yarsky, P., *Core Design and Reactor Physics of a Breed and Burn Gas-cooled Fast Reactor*, Ph. D. Thesis, Massachusetts Institute of Technology, **2005**.
- [17] Ayhan, H., Zabunoğlu, O. H., Determination of dependence of fissile fraction in MOX fuels on spent fuel storage period for different burnup values, *Annals of Nuclear Energy*, 54, 263–266, **2013**.
- [18] Özdemir, L., Acar, B. B., Zabunolu, O. H., Determination of fissile fraction in MOX (mixed U + Pu oxides) fuels for different burnup values, *Annals of Nuclear Energy*, 38, 540–546, **2011**.
- [19] Trelue, H. R., Bathke, C. G., Sadasivan, P., Neutronics and material attractiveness for PWR thorium systems using monte carlo techniques, *Progress in Nuclear Energy*, 53, 698–707, **2011**.
- [20] Ganda, F., Arias, F. J., Vujic, J., Greenspan, E., Self-sustaining thorium boiling water reactors, *Sustainability*, 4, 2472–2497, **2012**.
- [21] Zheng, M., Tian, W., Wei, H., Zhang, D., Wu, Y., Qiu, S., Su, G., Development of a MCNP-ORIGEN burn-up calculation code system and its accuracy assessment, *Annals of Nuclear Energy*, 63, 491–498, **2014**.
- [22] Koreshi, Z. U., Hussain, S. Z., A neutronic pin cell and full-core design analysis of the 4S reactor, *Annals of Nuclear Energy*, 72, 145–150, **2014**.
- [23] Colton, A., Dugal, C., Bromley, B. P., Yan, H., Code-to-code comparisons of

- lattice physics calculations for thorium-augmented and thorium-based fuels in pressure tube heavy water reactors, *Annals of Nuclear Energy*, 103, 194–203, **2017**.
- [24] Şentürk Lüle, S., Özdemir, L., Erdoğan, A., Application of CNUREAS and MCNP5 codes to VVER-1000 MOX Core Computational Benchmark, *Progress in Nuclear Energy*, 85, 454–461, **2015**.
- [25] Shaposhnik, Y., Shwageraus, E., Elias, E., Shutdown margin for high conversion BWRs operating in Th-233U fuel cycle, *Nuclear Engineering and Design*, 276, 162–177, **2014**.
- [26] Fratoni, M., Greenspan, E., Neutronic design of hydride fueled BWRs, *Nuclear Engineering and Design*, 239, 1531–1543, **2009**.
- [27] Espel, F. P., Tippayakul, C., Ivanov, K., Misu, S., MCOR - Monte Carlo depletion code for reference LWR calculations, *Annals of Nuclear Energy*, 38, 731–741, **2011**.
- [28] Liang, C., Ji, W., A Neutronic Feasibility Study of the AP1000 Design Loaded With Fully Ceramic Micro-Encapsulated Fuel, *M&C*, 1, 1522–1533, **2013**.
- [29] Özdemir, L., Çağlak, E., Tezbaşaran, A., Zabunoğlu, O. H., Burnup analysis, natural U requirement and nuclear resource utilization in a combined PWR-CANDU system: Complete coprocessing and DUPIC scenarios, *Progress in Nuclear Energy*, 91, 140–146, **2016**.
- [30] Croff.A.G, A User 's Manual for the ORIGEN Computer Code. 109, **1980**.
- [31] Baldova, D., Fridman, E., Shwageraus, E., High conversion Th-U233 fuel for current generation of PWRs: Part I - Assembly level analysis, *Annals of Nuclear Energy*, 73, 552–559, **2014**.
- [32] Baldova, D., Fridman, E., Shwageraus, E., High conversion Th-U233 fuel for current generation of PWRs: Part II - 3D full core analysis, *Annals of Nuclear Energy*, 73, 560–566, **2014**.
- [33] Baldova, D., Fridman, E., Shwageraus, E., High Conversion Th-U233 fuel for current generation of PWRs: Part III - Fuel availability and utilization considerations, *Annals of Nuclear Energy*, 87, 517–526, **2016**.

- [34] Breza, J., Dařílek, P., Nečas, V., Study of thorium advanced fuel cycle utilization in light water reactor VVER-440, *Annals of Nuclear Energy*, 37, 685–690, **2010**.
- [35] Zhao, X., *Micro Heterogenous Thorium Based Fuel Concepts for Pressurized Water Reactor*, Ph.D. Thesis, Massachusetts Institute of Technology, **2001**.
- [36] Türkmen, M., Zabunoglu, O. H., Use of Th and U in CANDU-6 and ACR-700 on the once-through cycle: Burnup analyses, natural U requirement/saving and nuclear resource utilization, *Journal of Nuclear Materials*, 429, 263–269, **2012**.
- [37] Yang, B., Shi, J., Bi, G., Tang, C., Fuel cycle scheme design and evaluation for thorium-uranium breeding recycle in CANDU reactors, *Annals of Nuclear Energy*, 91, 195–202, **2016**.
- [38] Liu, S., Cai, J., Neutronics assessment of thorium-based fuel assembly in SCWR, *Nuclear Engineering and Design*, 260, 1–10, **2013**.
- [39] Liu, S., Cai, J., Neutronic and thermohydraulic characteristics of a new breeding thorium-uranium mixed SCWR fuel assembly, *Annals of Nuclear Energy*, 62, 429–436, **2013**.
- [40] Huang, J., Ding, M., Analysis of multi-scale spatial separation in a block-type thorium-loaded helium-cooled high-temperature reactor, *Annals of Nuclear Energy*, 101, 89–98, **2017**.
- [41] Shamanin, I., Bedenko, S., Chertkov, Y., Gubaydulín, I., Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design, *Advances in Materials Science and Engineering*, 2015, 184–190, **2015**.
- [42] Heuer, D., Merle-Lucotte, E., Allibert, M., Brovchenko, M., Ghetta, V., Rubiolo, P., Towards the thorium fuel cycle with molten salt fast reactors, *Annals of Nuclear Energy*, 64, 421–429, **2014**.
- [43] Jaradat, S. Q., Alajo, A. B., Studies on the liquid fluoride thorium reactor: Comparative neutronics analysis of MCNP6 code with SRAC95 reactor analysis code based on FUJI-U3-(0), *Nuclear Engineering and Design*, 314, 251–255, **2017**.
- [44] György, H., Czifrus, S., Investigation on the potential use of thorium as fuel

- for the Sodium-cooled Fast Reactor, *Annals of Nuclear Energy*, 103, 238–250, **2017**.
- [45] Алексеев, П. Н., Теплов, П. С., Фролова, М. В., Чибиняев, А. В., Изучение влияния состава топлива на значение пустотного эффекта реактивности для активной зоны реактора ПСКД-600 с быстрым спектром нейтронов, *in* ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, *Конференция Молодых Специалистов*, **2011**, 15.
- [46] Vu, T. M., Kitada, T., Seed and blanket thorium-reprocessed fuel ADS: Multi-cycle approach for higher thorium utilization and TRU transmutation, *Annals of Nuclear Energy*, 75, 438–442, **2015**.
- [47] Sinha, R. K., Kakodkar, A., Design and development of the AHWR-the Indian thorium fuelled innovative nuclear reactor, *Nuclear Engineering and Design*, 236, 683–700, **2006**.
- [48] Dwiddar, M. S., Badawi, A. A., Abou-Gabal, H. H., El-Osery, I. A., Investigation of different scenarios of thorium-uranium fuel distribution in the VVER-1200 first core, *Annals of Nuclear Energy*, 85, 605–612, **2015**.
- [49] Galperin, A., Reichert, P., Radkowsky, A., Thorium Fuel for Light Water Reactors - Proliferation Potential of Nuclear Power Fuel Cycle, *Science & Global Security*, 6, 265–290, **1997**.
- [50] Kasten, P. R., Review of the Radkowsky thorium reactor concept, *Science and Global Security*, 7, 237–269, **1998**.
- [51] Maiorino, J. R., Laranjo, G., Moreira, J. M. L., Rossi, P. C. R., Santos, T. A., Annals of Nuclear Energy Feasibility to convert an advanced PWR from UO₂ to a mixed U / ThO₂ core – Part I: Parametric studies, *Annals of Nuclear Energy*, 102, 47–55, **2017**.
- [52] Zainuddin, N. Z., Parks, G. T., Shwageraus, E., Assembly-level analysis of heterogeneous Th–Pu PWR fuel, *Annals of Nuclear Energy*, 100, 160–168, **2017**.
- [53] Lindley, B. A., Fiorina, C., Franceschini, F., Lahoda, E. J., Parks, G. T., Thorium breeder and burner fuel cycles in reduced-moderation LWRs compared to fast reactors, *Progress in Nuclear Energy*, 77, 107–123, **2014**.

- [54] Lindley, B. A., Franceschini, F., Parks, G. T., The closed thorium-transuranic fuel cycle in reduced-moderation PWRs and BWRs, *Annals of Nuclear Energy*, 63, 241–254, **2014**.
- [55] Lindley, B. A., Parks, G. T., The Spectral Shift Control Reactor as an option for much improved uranium utilisation in single-batch SMRs, *Nuclear Engineering and Design*, 309, 75–83, **2016**.
- [56] MacFarlane, R. E., Kahler, A. C., Methods for Processing ENDF/B-VII with NJOY, *Nuclear Data Sheets*, 111, 2739–2890, **2010**.
- [57] MacFarlane, R. E., Muir, D. W., *The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91*, **1994**.
- [58] Türkmen, M., Çolak, Ü., Ergün, Ş., Effect of burnup on the neutronic parameters of ITU TRIGA Mark II research reactor, *Progress in Nuclear Energy*, 83, 26–34, **2015**.
- [59] El Bakkari, B., El Bardouni, T., Merroun, O., El Younoussi, C., Boulaich, Y., Chakir, E., Development of an MCNP-tally based burnup code and validation through PWR benchmark exercises, *Annals of Nuclear Energy*, 36, 626–633, **2009**.
- [60] BNL, ENDF/B-VII Development Web Page, **2017**.
<https://ndclx4.bnl.gov/gf/project/endl/scmsvn/?action=browse&path=%2Ftrunk%2Fendl%2Fneutrons%2F>. (January, **2017**).
- [61] Chadwick, M. B., Obložinský, P., Herman, M., Greene, N. M., McKnight, R. D., Smith, D. L., Young, P. G., MacFarlane, R. E., Hale, G. M., Frankle, S. C., Kahler, A. C., Kawano, T., Little, R. C., Madland, D. G., Moller, P., Mosteller, R. D., Page, P. R., Talou, P., Trelue, H., White, M. C., Wilson, W. B., Arcilla, R., Dunford, C. L., Mughabghab, S. F., Pritychenko, B., Rochman, D., Sonzogni, A. A., Lubitz, C. R., Trumbull, T. H., Weinman, J. P., Brown, D. A., Cullen, D. E., Heinrichs, D. P., McNabb, D. P., Derrien, H., Dunn, M. E., Larson, N. M., Leal, L. C., Carlson, A. D., Block, R. C., Briggs, J. B., Cheng, E. T., Huria, H. C., Zerkle, M. L., Kozier, K. S., Courcelle, A., Pronyaev, V., van der Marck, S. C., ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology, *Nuclear Data Sheets*, 107, 2931–3060, **2006**.

- [62] Chadwick, M. B., Herman, M., 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**.
- [63] JAEA, Japan Nuclear Data Center, **2017**.
<http://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/update/>. (March, **2017**).
- [64] NEA, *International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP)*, **2013**.
- [65] Sökmen, C. N., Çelikten, O. Ş., Türkmen, M., *Isıl - Nötronik Etkileşimlerin Nükleer Yakıt Elemanlarının Tesir Kesitlerine Etkisi - Proje Raporu - Proje No : 114F375*, Ankara, **2016**.
- [66] IAEA, *In-core fuel management code package validation for WWER*, Vienna, **1995**.
- [67] Ока, Y., *Nuclear Reactor Design*, 1st Ed. Springer, **2010**.
- [68] Григорьевич, Д. Ю., Борисович, Р. С., Ченко, В., Никитович, И., Николаевич, К. С., Васильевич, В. В., Проект активной зоны для РУ АЭС-2006., *in 5-ю международную научно-техническую конференцию “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”*, **2007**, 1–11.
- [69] Lamarsh, J. R., *Introduction to Nuclear Reactor Theory*, 1st Editio. American Nuclear Society, **2002**.
- [70] Aktaş Özülüş, Ö., *Üçgen Dizimli Nükleer Yakıt Demetleri için COBRA-TF Kritik Isı Akısı Modellerinin Değerlendirilmesi*, Yl.Tezi, Hacettepe Üniversitesi, Ankara, **2016**.

- [71] Bobkov, V. P., Efanov, A. D., Pomet'ko, R. S., Smogalev, I. P., A Modified Table for Calculating Critical Heat Fluxes in Assemblies of Triangularly Packed Fuel Rods, *Thermal Engineering*, 58, 317–324, **2011**.
- [72] Koning, A. J., Rochman, D., Kopecky, J., Ch. Sublet, J., Bauge, E., Hilaire, S., Romain, P., Morillon, B., Duarte, H., van der Marck, S., Pomp, S., Sjostrand, H., Forrest, R., Henriksson, H., Cabellos, O., Goriely, S., Leppanen, J., Leeb, H., Plompen, A., Mills, R., TALYS-Based Evaluated Nuclear Data Library, **2016**. https://tendl.web.psi.ch/tendl_2015/tendl2015.html. (March, **2017**).
- [73] NEA, JEFF-3.2 Evaluated Data Library - Neutron Data, **2014**. https://www.oecd-nea.org/dbforms/data/eva/evatapes/jeff_32/. (March, **2017**).
- [74] NEA, Evaluated Nuclear Data Library Descriptions, **2017**. https://www.oecd-nea.org/dbdata/data/nds_eval_libs.htm. (March, **2017**).
- [75] Cullen, D. E., Weisbin, C. R., Exact Doppler Broadening of Tabulated Cross Sections, *Nuclear Science and Engineering*, Volume 60, 199–229, **1976**.
- [76] Avramova, M., *COBRA-TF - A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis Version, Input Manual*. The Pennsylvania State University, **2002**.
- [77] Spring, J. P., *COBRA-TF Analysis Of RBHT Steam Cooling Experiments*, Ph.D. Thesis, The Pennsylvania State University, **2008**.
- [78] Thurgood, M. J., Kelly, J. M., Basehore, K. L., George, T. L., Sozzi, G. L., COBRA-TF: a three-field two-fluid model for reactor safety analysis., in *The National Heat Transfer Conference, 19th, American Society of Mechanical Engineers*, **1980**, 31–39.
- [79] Salko, R. K., Avramova, M. N., COBRA-TF Subchannel Consortium for Advanced Simulation of LWRs Code (CTF) Theory Manual. **2015**.
- [80] Kucukboyaci, V., Sung, Y., Salko, R., CTF Parallelization and Application to PWR Reactor Core Subchannel DNB Analysis, in *Joint International Conference on Mathematics and Computation (M&C), Supercomputing in Nuclear Applications (SNA) and the Monte Carlo (MC) Method*, **2015**, 1–18.
- [81] Ergun, S., *Modeling of Dispersed Flow Film Boiling with Two Flow, Five Field Eulerian-Eulerian Approach and Effects of Spacer Grids on Heat Transfer*,

- Ph.D. Thesis, The Pennsylvania State University, **2006**.
- [82] Patel, A., Red Blob Games. <http://www.redblobgames.com/grids/hexagons/#conversions>. (March, **2017**).
- [83] Goorley, T., Ed., *Criticality Calculations with MCNP5: A Primer*, 2nd ed., 836. Los Alamos National Laboratory, **2004**.
- [84] Frankle, S. C., *A Suite of Criticality Benchmarks for Validating Nuclear Data*, Los Alamos, New Mexico, **1999**.
- [85] Fridman, E., Kliem, S., Pu recycling in a full Th-MOX PWR core. Part I: Steady state analysis, *Nuclear Engineering and Design*, 241, 193–202, **2011**.
- [86] Driscoll, M. J., Downar, T. J., Pilat, E. E., “*The Linear Reactivity Model for Nuclear Fuel Management*.” La Grange Park, Illinois USA: American Nuclear Society, **1990**.
- [87] Yun, D., Kim, T. K., Taiwo, T., *Th/U-233 Multi-recycle in PWRs*, **2010**.
- [88] Duderstadt, J. J., Hamilton, L. J., Nuclear Reactor Analysis, *Mechanical Engineering*, 31. John Wiley & Sons, Inc., 650, **1976**.
- [89] Bird, R. B., Stewart, W. E., Lightfoot, E. N., *Transport Phenomena*, 2. Edition. John Wiley & Sons, Inc., **2002**.
- [90] Thurgood, M. J., Kelly, J. M., Guidotti, T. D., Kohrt, J. ., Crowell, K. R., *COBRA/TRAC, a Thermal-hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessels and Primary Coolant Systems*, Washington, D.C., **1983**.
- [91] Lahey, R. T., Drew, D. A., The Three-Dimensional Time and Volume Averaged Conservation Equations of Two-Phase Flow, in *Advances in Nuclear Science and Technology*, Springer US, **1988**, 1–69.

EKLER

EK.1. Leibnitz İntegral Kuralı [89]

İntegral işaretinin altındaki türevleme olarak da bilinen Leibnitz İntegral formülü, sınırları türevlenebilir bir fonksiyonlar olan belirli bir integral olan Denklem E.1'deki gibi bir fonksiyonu olarak ele alınmış olsun,

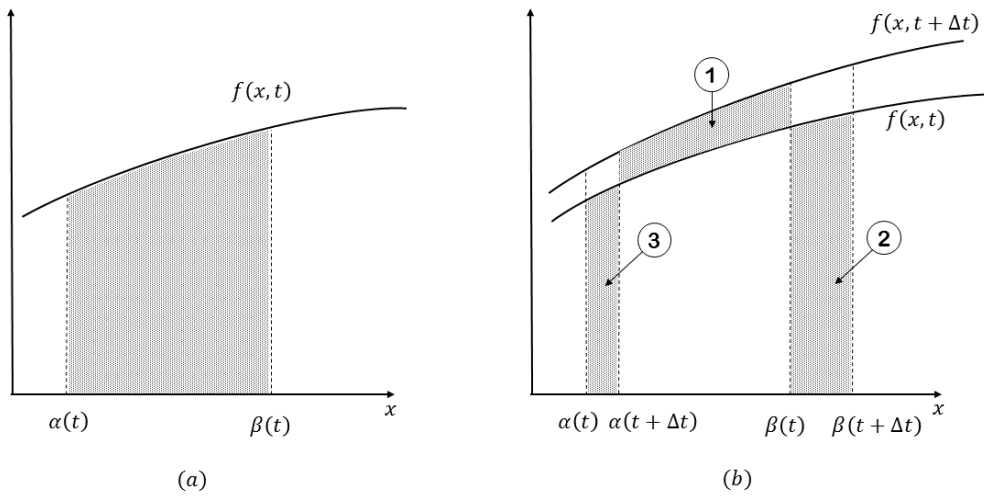
$$I(t) = \int_{\alpha(x)}^{\beta(x)} f(x, t) dx \rightarrow \begin{cases} -\infty < \alpha(x) < \infty \\ -\infty < \beta(x) < \infty \end{cases} \quad \text{E.1}$$

Denklem E.1'deki fonksiyonun x değişkeni üzerinden türevi,

$$\frac{d}{dt} I(t) = \underbrace{\int_{\alpha(t)}^{\beta(t)} \frac{\partial}{\partial t} f(x, t) dx}_1 + \left(\underbrace{f(\beta(t), t) \frac{d}{dx} \beta(t)}_2 - \underbrace{f(\alpha(t), t) \frac{d}{dx} \alpha(x)}_3 \right) \quad \text{E.2}$$

burada 1. terimde integral içindeki türev, kısmi türevdir.

Bir diğer anlatımla Denklem E.1'in, $I(t)$, fiziksel olarak karşılığı Şekil Ek. 1 (a)'da gösterilen fonksiyonun altında kalan alandır. Denklem E.1'in Δt kadar zaman sonrasında oluşacak fonksiyon $I(t + \Delta t)$, Şekil Ek. 1 (b)'de üstte kalan fonksiyonun altında kalan alandır. Eğer bu iki alanın farkı alınır Δt 'ye bölünür ve $\Delta t \rightarrow 0$ 'a limitlenirse Denklem E.3 elde edilir ve bu da aranılan değer kendisine eşittir.



Şekil Ek. 1 Leibnitz İntegral Kuralının Grafiksel Gösterim

Şekil Ek. 1 (b)'de verilen taralı alan numaraları, Denklem E.2'deki numaralandırmalara karşılık gelmektedir.

$$\lim_{\Delta t \rightarrow 0} \frac{I(t + \Delta t) - I(t)}{\Delta t} = \frac{d}{dt} I(t) \quad \text{E.3}$$

Türevlenebilen Bir Hacim İntegrali için Leibnitz Formülü

Varsayalım V , uzayda bir S yüzeyi tarafından kapatılmış hareketli kapalı bir bölge ve v_s de herhangi bir yüzey elemanın hızı olsun. Konum ve zamanın bir skalar fonksiyonu olan $s(x, y, z, t)$ şeklinde verilmiş ise,

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt} \int_V s(x, y, z, t) dV \\ = \int_V \frac{\partial}{\partial t} s(x, y, z, t) dV + \int_S s(x, y, z, t) (\mathbf{v}_s \cdot \mathbf{n}) dS \end{aligned} \quad \text{E.4}$$

burada zaman bağımlı hacim ve yüzey, sırasıyla $V = V(t)$ ve $S = S(t)$, \mathbf{n} 'de yüzey normalini ifade etmektedir. Denklem E.4 ayrıca vektör ve tensörler için de kullanılabilir.

EK.2. Çok-Fazlı Akış Modellemeleri

Bu bölümde COBRA-TF kodu içinde çok-fazlı akış denklemlerinin matematiksel eldeleri hakkında bilgiler verilmiştir.

EK.2.1. İki-Fazlı Akış için Eksiksiz İntegral Denklemleri

Kütle, momentum ve enerji korunum denklemlerinin iki-fazlı akışlar için Leibnitz integral teoremi kullanılarak eksiksiz integral formları Thurgood v.d. [90] tarafından türetilmiştir.

Şekil Ek. 2'de türetmeler için ilgilenilen iki-fazlı hacim yapısı gösterilmektedir. Şekil Ek. 2'de $I(t)$ fazlar arası ara-yüzey sathını ve $V(t)$ ilgilenilen toplam hacmi nitelendirmektedir.

Kütle korunum denklemi:

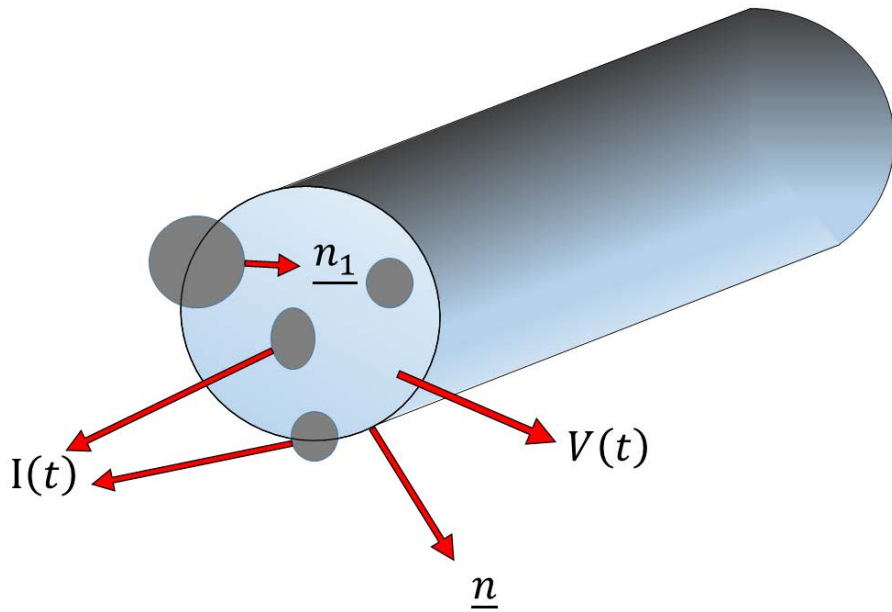
$$\frac{d}{dx} \int_{V(t)} \rho d\underline{x} = 0 \quad \text{E.5}$$

burada \underline{x} konum vektörünü temsil etmektedir.

Denklem E.4'deki Leibnitz integral formülü ve Gauss teoremi kullanıldığında, iki-fazlı bir hacimde kütle korunum denklemi:

$$\int_{V(t)} \frac{\partial \rho}{\partial x} d\underline{x} + \int_{\partial V(t)} \rho (\underline{n} \cdot \underline{U}) dS + \int_{S(t)} (\rho_{1_I} - \rho_{2_I}) (\underline{n}_1 \cdot \underline{U}_I) dS = 0 \quad \text{E.6}$$

burada \underline{U} akışkan hızını, n iki-fazlı hacimsel alanın yüzey normalini, $S(t)$ ise, $V(t)$ hacmi dahilinde kalan $I(t)$ kısmını, ρ ise akışkan yoğunluğu temsil etmektedir.



Şekil Ek. 2 Türetmelerde Kullanılan İki-Fazlı Hacim Yapısı

Akış üzerinde etkiyen tüm kuvvetlerin eşleştirildiği *momentum denklemi*:

$$\frac{d}{dx} \int_{V(t)} \rho \underline{U} d\underline{x} = \int_{V(t)} \rho \underline{f} d\underline{x} + \int_{\partial V(t)} \underline{t} dS + \int_{S(t) I(t)} \underline{\Sigma} dl \quad \text{E.7}$$

bu denklem de \underline{f} gövde kuvvetini, \underline{t} stres vektörünü, $\underline{\Sigma}$ ise yüzey gerilme vektörünü ifade etmektedir. Denklem E.7 için Leibnitz integral formülü uygulandığında:

$$\begin{aligned}
& \int_{V(t)} \frac{\partial}{\partial t} (\rho \underline{U}) d\underline{x} + \int_{\partial V(t)} \underline{n} \cdot (\rho \underline{U} \underline{U}) dS \\
&= \int_{V(t)} \rho \underline{f} d\underline{x} + \int_{\partial V(t)} \underline{t} dS + \int_{S(t)} \underline{\Sigma} dl \\
&+ \int_{S(t)} (\rho_{1_I} \underline{U}_{1_I} - \rho_{2_I} \underline{U}_{2_I}) (\underline{n}_1 \cdot \underline{U}_I) dS
\end{aligned} \tag{E.8}$$

denklemini elde edilmektedir. Son olarak enerji korunum denklemi:

$$\begin{aligned}
& \frac{d}{dt} \int_{V(t)} \rho \left(e + \frac{1}{2} |\underline{U}|^2 \right) d\underline{x} \\
&= \int_{\partial V(t)} -\underline{Q} \cdot \underline{n} dS + \int_{V(t)} \dot{Q} d\underline{x} + \int_{V(t)} \rho (\underline{f} \cdot \underline{U}) d\underline{x} \\
&+ \int_{\partial V(t)} (\underline{t} \cdot \underline{U}) dS + \int_{S(t)} \underline{\Sigma} \cdot \underline{U}_I dl
\end{aligned} \tag{E.9}$$

Denklem E.9'da e özgül içsel enerji, \underline{Q} ısı iletimi akı vektörü ve \dot{Q} hacimsel ısı üretim oranıdır. Benzer bir şekilde Denklem E.9'a de Leibnitz integral formülü uygulanırsa;

$$\begin{aligned}
& \int_{V(t)} \frac{\partial}{\partial x} \left[\rho \left(e + \frac{1}{2} |\underline{U}|^2 \right) \right] d\underline{x} + \int_{\partial V(t)} \underline{n} \cdot \left[\rho \left(e + \frac{1}{2} |\underline{U}|^2 \right) \underline{U} \right] dS \\
&= - \int_{\partial V(t)} \underline{Q} \cdot \underline{n} dS + \int_{V(t)} \dot{Q} d\underline{x} + \int_{V(t)} \rho (\underline{f} \cdot \underline{U}) d\underline{x} \\
&+ \int_{\partial V(t)} \underline{t} \cdot \underline{U} dS + \int_{S(t)} \underline{\Sigma} \cdot \underline{U}_I dl \\
&- \int_{S(t)} \left[\rho_{1_I} \left(e + \frac{1}{2} |\underline{U}|^2 \right)_{1_I} - \rho_{2_I} \left(e + \frac{1}{2} |\underline{U}|^2 \right)_{2_I} \right] (\underline{n}_1 \cdot \underline{U}_I) dS
\end{aligned} \tag{E.10}$$

elde edilir. Yukarıda verilen Denklem E.6, E.8 ve E.10 iki-fazlı akış problemlerinin çözümünde doğrudan kullanılamaz. Onların yerine, fazların ara-yüzeylerinde

meydana gelen etkileşim koşullarını türetmek için kullanılmaktadır. Bu koşullara ara-yüzey sıçrama koşulları denmektedir. Ara-yüzey sıçrama koşulları, kütle, momentum ve ısı transferi benzeri ara-yüzey etkileşim terimleri ile alakalı muhafaza ilişkilerini türetmek için gereklidir.

İki-fazlı akış denklemlerini hesaplamak için ilk olarak tek fazlı akış denklemleri türetilir, sonrasında iki akışkanlı model elde etmek için bu denklemlerin ortalamaları kullanılır. Tek fazlı denklemlerin ortalanmasının sonucunda, sıçrama koşulları, iki akışkan davranışını tasvir etmek için önemli olmaktadır.

EK.2.2. Diferansiyel Tek-Faz Denklemleri

Tek-fazlı akış için diferansiyel denklemler, Denklem E.6, E.8 ve E.10 üzerinde Gauss teoremi uygulanarak türetilmektedir [90].

İlk olarak Denklem E.6 üzerinde teorem uygulandığında:

$$\int_{V(t)} \left[\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla(\rho \underline{U}) \right] d\underline{x} = 0 \quad \text{E.11}$$

denklemini elde edilir. Herhangi rastgele seçilmiş bir hacim olan $V(t)$ ve sürekli bir tümlevlenen ile Denklem E.11'in sıfıra eşit olabilmesi için

$$\left[\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla(\rho \underline{U}) \right] = 0 \quad \text{E.12}$$

olması gerekmektedir. Denklem E.12 her bir faz için geçerlidir.

Her bir faz için diferansiyel momentum denklemini türetilmesi için Denklem E.8 içindeki stres vektörü, stres tensörü cinsinden yeniden yazılmalıdır.

$$\underline{t} = \underline{n} \cdot \underline{T} \quad \text{E.13}$$

burada stres tensörü, basınç ve viskoz kısımları temsil etmektedir.

$$\underline{T} = -P \underline{I} + \underline{\tau} \quad \text{E.14}$$

Denklem E.14'de denklemin sağ kısmında verilen $\underline{\tau}$, viskoz stres tensörüdür.

Denklem E.14, Denklem E.8 içine yerleştirilir ve bu denkleme Gauss teoremi uygulandığı zaman momentum denklemini:

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho \underline{U}) + \nabla \cdot (\rho \underline{U} \underline{U}) = \rho \underline{f} + \nabla P + \nabla \cdot \underline{\tau} \quad \text{E.15}$$

şeklinde ifade edilir. Denklem E.9 kullanılıp, Denklem E.13'te içine yerleştirilirse, fazlar için diferansiyel enerji korunum denklemi, Denklem E.16'daki gibi elde edilir.

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t} \left[\rho \left(e + \frac{1}{2} |\underline{U}|^2 \right) \right] + \nabla \cdot \left[\rho \left(e + \frac{1}{2} |\underline{U}|^2 \right) \underline{U} \right] \\ = -\nabla \cdot \underline{Q} + \dot{Q} - \rho (\underline{f} \cdot \underline{U}) + \nabla \cdot (\underline{T} \cdot \underline{U}) \end{aligned} \quad \text{E.16}$$

Enerji denklemi, momentum denklemi ve \underline{U} vektörel hızının noktasal çarpımından sonra elde edilen denklem, Denklem E.16'dan çıkartılırsa:

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho e) + \nabla \cdot (\rho e \underline{U}) = -\nabla \cdot \underline{Q} + \dot{Q} - P \nabla \cdot \underline{U} + \underline{\tau} : \nabla \underline{U} \quad \text{E.17}$$

denklemi elde edilmektedir. Termal enerji denklemini entalpi cinsinden elde etmek için $h = e + P/\rho$ denklemi kullanılırsa:

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho h) + \nabla \cdot (\rho h \underline{U}) = -\nabla \cdot \underline{Q} + \dot{Q} + \frac{\partial P}{\partial t} + \underline{U} \cdot \nabla P + \underline{\tau} : \nabla \underline{U} \quad \text{E.18}$$

elde edilmektedir ki bu denklem COBRA-TF gibi en-iyi-tahmini gerçekleştiren kodlar için entalpi formülleşirmesi, enerji denklemleri için de en uygun form olarak kullanılmaktadır.

EK.2.3. İlave Denklemler

Kütle, momentum ve enerji denklemlerinin çözümü için yurakıda türetilen denklemler ile yeterli değildir. Bu denklemlerin çözümü için ilave denklemler gerekmektedir. Termodinamik durum eşitliği, iletim vektörü ve stres tensörü esas denklemler tarafından tanımlanmalıdır.

Yoğunluk ve entalpi için termodinamik durum eşitliği basınç ve sıcaklık terimleri cinsinden:

$$\rho = \rho(P, T) \quad \text{E.19}$$

$$h = h(P, T) \quad \text{E.20}$$

şeklinde yazılabilir. Isı iletim denklemini hesaplamak için Fourier yasası kullanılırsa:

$$Q = -k(T) \Delta T \quad \text{E.21}$$

elde edilmektedir. Burada k ısı iletkenliđi, T ise sıcaklıđı temsil etmektedir.

Bir Newton akışkanı için tanımlanan, Denklem E.15 ve E.18'te verilen kesme streslerini tasvir eden stres deviatörü aşağıdaki gibidir.

$$\underline{\underline{\tau}} = \lambda(\nabla \cdot \underline{U}) \underline{I} + \mu [(\nabla \underline{U}) + (\nabla \underline{U})^T] \quad \text{E.22}$$

burada $(\nabla \underline{U})^T$ türbülans terimini, μ viskoziteyi ve λ ikincil viskozite katsayısını tanımlamaktadır.

İki-fazlı akış benzeşimlerinde, tek-faz için türetilen denklemler ortalamalarla ve sıçrama koşullarıyla kullanılmaktadır. Sıçrama koşulları, kuvvet ara-yüzey terimleri kaldırıldığında karışım denklemlerinin yazılmasıyla ortaya çıkmaktadır.

Bir ara-yüzey ile sınırlandırılmış küçük bir malzeme hacmi ve E.6, E.8 ve E.10 denklemlerinin kullanılması ile kütle, momentum ve enerji denklemleri için sıçrama koşulları türetilmiştir.

Kütle denklemi için ara-yüzey sıçrama koşulları:

$$\rho_{1_I}(\underline{U}_{1_I} - \underline{U}_I) \cdot \underline{n}_1 = \rho_{2_I}(\underline{U}_{2_I} - \underline{U}_I) \cdot \underline{n}_1 \quad \text{E.23}$$

şeklinde yazılmaktadır. Ara-yüzeyde kütle korunumu için oluşturulan Denklem E.23 göstermektedir ki bir fazdan ayrılan kütle oranı diğer faza giren kütle oranına eşittir.

Momentum ve enerji denklemlerinin için sıçrama koşullarının türetilmesi, stres tensörleri ve entalpi cinsinden içsel enerjiyi tanımlamak için bir sıçrama koşulu düzenlemesi içermektedir. Ayrıntılı türetmeler, Thurgood v.d. [90] hazırlamış olduğu raporda detaylarıyla verilmektedir.

Basınç üzerinde yüzey gerilimleri ve viskoz katkılarının ihmal edilmesiyle, momentum denklemi için sıçrama koşulları:

$$P_{2_I} - P_{1_I} = m_{1_I}^2 \left(\frac{1}{\rho_{1_I}} - \frac{1}{\rho_{2_I}} \right) \quad \text{E.24}$$

ve termal enerji denklemi için:

$$\begin{aligned}
& \dot{m}_{1I} \left\{ \left[h_{1I} + \frac{1}{2} |\underline{U}_{1I} - \underline{U}_I|^2 - \frac{1}{\rho_{1I}} (\underline{\tau}_{2I} \cdot \underline{n}_1) \cdot \underline{n}_1 \right] \right. \\
& \quad \left. - \left[h_{2I} + \frac{1}{2} |\underline{U}_{2I} - \underline{U}_I|^2 - \frac{1}{\rho_{2I}} (\underline{\tau}_{2I} \cdot \underline{n}_1) \cdot \underline{n}_1 \right] \right\} \\
& \quad - (\underline{Q}_{1I} - \underline{Q}_{2I}) \cdot \underline{n}_1 = 0
\end{aligned} \tag{E.25}$$

şeklinde ifade edilmektedir.

EK.2.4. Zaman Üzerinden Ortalanmış Denklemler

Daha önce değinildiği gibi en-iyi-tahmini yaparak çözüm oluşturan kodlar çok-fazlı akış durumlarında her bir fazın ortalama hareketlerini çözmeyi amaçlamaktadır. Bu ortalama hareketleri tanımlamak için de zaman üzerinden ortalanmış değişkenleri ve denklemleri kullanılmaktadır.

Çok-fazlı akış değişkenlerinin ortalama değerlerini elde etmek amacıyla, parçalı türe ve sahip parçalı sürekli bir fonksiyon olan aşağıdaki ifade kullanılmaktadır.

$$\bar{f}(\underline{x}, t) = \frac{1}{\Delta t} \int_{t-\frac{\Delta t}{2}}^{t+\frac{\Delta t}{2}} f(\underline{x}, t') dt' \tag{E.26}$$

Faz fonksiyonu $\beta_k(\underline{x}, t)$, her bir fazdan ortalama katkıyı ayırt etmek için tanımlanmaktadır.

$$\beta_k(\underline{x}, t) = \begin{cases} 1 & \text{if } \underline{x} \in t \text{ zamanındaki } k - \text{fazı} \\ 0 & \text{t zamanındaki diğer fazlar} \end{cases} \tag{E.27}$$

Yukarıdaki faz fonksiyonu kullanılarak türetilen parçalı sürekli fonksiyon ile tanımlanabilen değişkenler için ortalamalar ve bu değişkenlerin ortalamalarının sonuçları Çizelge Ek. 1'de listelenmektedir.

Sadece faz ara-yüzeyinde tanımlanmış değişkenler, farklı bir yöntem kullanılarak ortalanmıştır. Bu yöntemde, j_{nci} ara-yüzeyden kaynaklanan yüzey alanı yoğunluğu ve toplam yüzey alan yoğunluğu Denklem E.28'de verilmektedir. Burada verilen bir Δt zamanı boyunca tanımlanan konumdan geçen tüm ara-yüzeylerin toplamıdır.

$$\frac{1}{L_S} = \sum_j \frac{1}{L_j} \quad \text{E.28}$$

Ortalama yüzey değişkeni Ψ_I ise,

$$\overline{\Psi_I^S} = L_S \sum_j \frac{\Psi_{Ij}}{L_j} \quad \text{E.29}$$

ifade edilir. Denklem E.29 kullanılarak ortalanmış COBRA-TF ara-yüzey değişkenleri Çizelge Ek. 2'de listelenmiştir.

Çizelge Ek. 1. Zaman Üzerinden Ortalanmış İki-fazlı Akış Değişkenleri

Tanımı	Zaman Üzerinde Ortalanmış Değişken
k fazının ortalama boşluk oranı	$\alpha_k = \overline{\beta_k}$
k fazının ortalama yoğunluğu	$\alpha_k \rho_k = \overline{\beta_k \rho_k}$
k fazının ortalama hızı	$\alpha_k \rho_k \underline{U}_k = \overline{\beta_k \rho_k \underline{U}}$
k fazının stres tensörü	$\alpha_k \underline{T}_k = \overline{\beta_k \underline{T}}$
k fazının stres deviatörü	$\alpha_k \underline{\tau}_k = \overline{\beta_k \underline{\tau}}$
k fazının basıncı	$\alpha_k P_k = \overline{\beta_k P}$
k fazının entalpisi	$\alpha_k \rho_k h_k = \overline{\beta_k \rho_k h}$
k fazının ısı akısı vektörü	$\alpha_k \underline{Q}_k = \overline{\beta_k \underline{Q}}$

Çizelge Ek. 2. Faz Ara-yüzeylerinde Yüzey Üzerinden Ortalanmış Değişkenleri

Tanımı	Zaman Üzerinde Ortalanmış Değişken
k fazının birim ara-yüzey alanındaki kütle miktarı	$\dot{m}_k = \overline{\dot{m}_{kI}^S}$
k fazının birim hacimdeki kütle miktarı	$\Gamma_k = \frac{\dot{m}_k}{L_S}$
k fazının ortalama ara-yüzey hızı	$\dot{m}_k \underline{U}^i = \overline{\dot{m}_{kI} \underline{U}_I^S}$
k fazının ortalama limit hızı	$\dot{m}_k \underline{U}^i = \overline{\dot{m}_{kI} \underline{U}_I^S}$
k fazının ortalama limit stres tensörü	$\underline{T}_k^i = \overline{\underline{T}_{kI}^S}$
k fazının basıncı	$\underline{P}_k^i = \overline{\underline{P}_{kI}^S}$
k fazının stres deviatörü	$\underline{\tau}_k^i = \overline{\underline{\tau}_{kI}^S}$
k fazına ara-yüzey ısı girdisi (birim hacim başına)	$q_{kI}''' = -\frac{1}{L_S} \underline{n}_k \cdot \underline{Q}_{kI}$
k fazının limit entalpisi	$\dot{m}_k h_k^i = \overline{\dot{m}_{kI} h_{kI}^S}$

Çizelge Ek. 1 ve Çizelge Ek. 2'deki ortalama değişkenlere ek olarak, türbülans akılar da tanımlanmalıdır. Thurgood v.d. [90] tarafından kullanılan yöntem kullanılarak, k-fazının türbülanslı tensörü:

$$\alpha_k \underline{T}_k^T = -\overline{\beta_k \rho U' U'} \quad \text{E.30}$$

ve k-fazının türbülanslı ısı akısı:

$$\alpha_k \underline{q}_k^T = -\overline{\beta_k \rho h' U'} \quad \text{E.31}$$

elde edilir. Daha önceden değinildiği üzere, faz denklemleri tek-faz denklemlerinin ortalanmasıyla başlanarak türetilmişti. Zaman üzerinden ortalamalar gerçekleştiği sırada, türevlerin ortalamaları ile alakalı ifadeler için ortalanmış denklemlerin türevlerine ihtiyaç duyulmaktadır. Böyle ifadelerin elde edilmesi için aşağıdaki bağıntılar kullanılmaktadır.

$$\overline{\frac{\partial}{\partial t} (\beta_k \Psi)} = \frac{\partial}{\partial t} \overline{(\beta_k \Psi)} - \frac{1}{\Delta t} \sum_j \frac{1}{v_j} \Psi_{k_l}(\underline{x}, t_j) (\underline{n}_k \cdot \underline{U}_{l_j}) \quad \text{E.32}$$

$$\overline{\nabla (\beta_k \Psi)} = \nabla \overline{(\beta_k \Psi)} - \frac{1}{\Delta t} \sum_j \frac{1}{v_j} [\underline{n}_k \Psi_{k_l}(\underline{x}, t_j)] \quad \text{E.33}$$

burada v_j , Δt zaman periyodu içinde \underline{x} konumundaki j^{nci} ara-yüzeyden geçen kayma hızının normalidir.

Denklem E.32 ve E.33 kullanılarak boşluk oranının türevi aşağıdaki gibi türetilmektedir.

$$\nabla \alpha_k = -\frac{1}{\Delta t} \sum_j \frac{1}{v_j} \underline{n}_k \quad \text{E.34}$$

$$\frac{\partial \alpha_k}{\partial t} = -\frac{1}{\Delta t} \sum_j \frac{1}{v_j} (\underline{n}_k \cdot \underline{U}_{l_j}) \quad \text{E.35}$$

Yukarıda tanımlanan ortalama kuralları için Denklem E.12'nin ortalaması ve Çizelge Ek. 2'de Γ_k tanımlaması ile, k-fazı için kütle korunum denklemi yeniden türetilirse:

$$\underbrace{\frac{\partial}{\partial t}(\alpha_k \rho_k)}_{\substack{k\text{-fazındaki} \\ \text{kütlenin deęişim} \\ \text{oranı}}} + \underbrace{\nabla \cdot (\alpha_k \rho_k \underline{U}_k)}_{\substack{k\text{-fazındaki} \\ \text{kütlenin dışı akış} \\ \text{oranı}}} = \underbrace{\Gamma_k}_{\substack{\text{Dięer fazlardan} \\ k\text{-fazına kütle} \\ \text{deęişim oranı}}}$$
E.36

elde edilmektedir. k-fazının momentum denkleminin elde edilmesi için Denklem E.15'deki eşitliğin ortalamasının alınmasıyla:

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t}(\alpha_k \rho_k \underline{U}_k) + \nabla \cdot (\alpha_k \rho_k \underline{U}_k \underline{U}_k) \\ = \alpha_k \rho_k f_k + \nabla(\alpha_k P_k) + \nabla \cdot \left[\alpha_k \left(\underline{\tau} - \underline{T}_k^i \right) \right] - \underline{M}_k \end{aligned}$$
E.37

$$\underline{M}_k = \underline{M}_k^\Gamma + P_k^i \nabla \alpha_k + \underline{M}_k^d$$
E.38

Denklem E.38'de \underline{M}_k^Γ , faz deęişimden kaynaklı k-fazına eklenen momentumu, $P_k^i \nabla \alpha_k$ ortalama ara-yüzey basıncından kaynaklı k-fazına etkiyen kuvveti ve \underline{M}_k^d aşağıda verilmekte olan sürüklenme kuvvetini ifade etmektedir.

$$\underline{M}_k^d = \frac{1}{\Delta t} \sum_j \frac{1}{v_j} \left\{ \left[P_k^i - P_{I_j} \right] \underline{n}_k + \left(\underline{n}_k \cdot \underline{\tau}_{kI_j} \right) \right\}$$
E.39

Denklem E.37, E.38 ve E.39 bir araya getirildiğinde, oluşan denklemde tüm k-fazındaki ve ara-yüzey arasındaki ortalama basınç farkından kaynaklanan kuvvet terimi $(P_k^i - P_k) \nabla \alpha_k$ 'yı içermektedir. Lahey v.d. [91] tarafından sanal kuvvetler ve kaldırma kuvvetlerini içeren $(P_k^i - P_k) \nabla \alpha_k$ için modeller geliştirmişlerdir.

Ancak, sanal kuvvetlerin ve kaldırma kuvvetlerinin toplamı yitirgen olduğu için, COBRA-TF bu farkın sıfır olduğunu kabul ederek çözümleme yapmaktadır. Ek olarak, COBRA-TF uygulamaları göstermedir ki yerçekimi akış üzerine etkiyen tek kuvvettir. Varsayımlar göz önüne alındığında, ortalama fazik momentum Denklem E.40'daki gibidir.

$$\begin{aligned}
& \underbrace{\frac{\partial}{\partial t} (\alpha_k \rho_k \underline{U}_k)}_{k\text{-fazındaki momentum deęişim oranı}} + \underbrace{\nabla \cdot (\alpha_k \rho_k \underline{U}_k \underline{U}_k)}_{k\text{-fazındaki momentumun dıřarı çıkıř oranı}} \\
& = \underbrace{\alpha_k \rho_k \underline{g}}_{\text{yerçekim kuvveti}} + \underbrace{\alpha_k \nabla P}_{\text{basınç gradyant kuvveti}} + \underbrace{\nabla \cdot \left[\alpha_k \left(\underline{\tau} - \underline{\tau}_k^T \right) \right]}_{\text{vizkos ve türbülanslı kuvvetler}} - \underbrace{\underline{M}_k^\Gamma}_{k\text{-fazına kütle transferinden kaynaklanan momentum deęiřimi}} \\
& + \underbrace{\underline{M}_k^d}_{\text{ara-yüzey sürüklenme kuvveti}}
\end{aligned} \tag{E.40}$$

Ortalama enerji denklemini elde etmek için, birçok varsayımlar ile Denklem E.18 kullanılmaktadır. Başlangıçta, COBRA-TF'de akıř ısı üretilmemiř gibi modellenmektedir. Ek olarak basıncın konumsal ve yayılma türevleri ihmal edilmektedir. Sonuç olarak, Denklem E.18 yukarıdaki varsayımlar ile birlikte yeniden yazacak olursak:

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho h) + \nabla \cdot (\rho h \underline{U}) = -\nabla \cdot \underline{Q} + \frac{\partial P}{\partial t} \tag{E.41}$$

elde edilir. Denklem E.41'in ortalaması alınmıř hali:

$$\frac{\partial}{\partial t} (\alpha_k \rho_k h_k) + \nabla \cdot (\alpha_k \rho_k h_k \underline{U}_k) = -\nabla \cdot \left[\alpha_k \left(\underline{Q}_k + \underline{q}_k^T \right) \right] + \Lambda_k + \alpha_k \frac{\partial P}{\partial t} \tag{E.42}$$

burada Λ_k :

$$\Lambda_k = -\frac{1}{\Delta t} \sum_j \frac{1}{v_j} (\rho_{k_I} h_{k_I})_j (\underline{U}_{k_I} - \underline{U}_j) \cdot \underline{n}_k - \frac{1}{\Delta t} \sum_j \frac{1}{v_j} (\underline{n}_k \cdot \underline{Q}_{k_I})_j \tag{E.43}$$

ortalama k-fazının ara-yüzeydeki enerji katkısını tasvir etmektedir. Çizelge Ek. 1ve Çizelge Ek. 2 kullanılarak Denklem E.43 yeniden yazılırsa:

$$\Lambda_k = \Gamma_k h_k^i - q_{k_I k_I}''' \tag{E.44}$$

ve Denklem E.44, Denklem E.42'nin içine yerleřtirilirse ortalama fazik enerji denklemini, Denklem E.45'teki gibi elde edilir. Denklem E.45'te her bir teriminde tanımları altına belirtilmiřtir.

$$\begin{aligned}
& \underbrace{\frac{\partial}{\partial t} (\alpha_k \rho_k h_k)}_{\text{entalpi deęişim oranı}} + \underbrace{\nabla \cdot (\alpha_k \rho_k h_k \underline{U}_k)}_{\substack{k\text{-fazındaki} \\ \text{enerjinin dışarı} \\ \text{çıkış oranı}}} \\
& = \underbrace{-\nabla \cdot [\alpha_k (\underline{Q}_k + \underline{q}_k^T)]}_{\substack{\text{iletim ve türbülanslı} \\ \text{ısı akısı}}} + \underbrace{\Gamma_k h_k^i}_{\substack{k\text{-fazındaki} \\ \text{kütle deęişiminden} \\ \text{kaynaklı enerji} \\ \text{deęişimi}}} - \underbrace{q_{kI}'''_{kI}}_{\substack{\text{ara-yüzey} \\ \text{ısı transferi}}} \\
& + \underbrace{\alpha_k \frac{\partial P}{\partial t}}_{\text{basınç işi}}
\end{aligned} \tag{E.45}$$

ÖZGEÇMİŞ

Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Osman Şahin ÇELİKTEN

Doğum Yeri / Tarihi : Konya / 1984

Medeni Hali : Bekâr

E-posta : osc@hacettepe.edu.tr

Eğitim Bilgileri

Lisans : HÜ - Nükleer Enerji Mühendisliği (2002-2007) (Bölüm Birincisi)

Yüksek Lisans : HÜ - Nükleer Enerji Mühendisliği (2008-2011)

Doktora : HÜ - Nükleer Enerji Mühendisliği (2011-2017)

Yabancı Dil ve Düzeyleri

İngilizce (İyi)

İş Deneyimi

Araştırma Görevlisi: HÜ - Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü(12/2008)

Ödüller

1. Nükleer Enerji Mühendisliği Bölüm Birinciliği, Hacettepe Üniversitesi, 2007
2. İhsan Doğramacı Üstün Başarı Ödülü, Hacettepe Üniversitesi, 2007
3. Encouragement Award, Bulgarian Nuclear Society, Bulgaristan, 2015
4. TÜBİTAK 2211-C, Öncelikli Alanlarda Tez Çalışması Bursu, 2014-2017

Projelerde Yaptığı Görevler

1. Yeni bir Küçük Ölçekli Modüler Güç Reaktörü SMR için Toryum Kullanımının Araştırılması, Yükseköğretim Kurumları Tarafından Destekli Bilimsel Araştırma Projesi, Yürütücü, , 17/08/2015 -17/11/2015 (ULUSAL)
2. Nükleer Yakıt Elemanı Tesir Kesitlerine Radyal Sıcaklık Dağılımlarının Etkisinin İncelenmesi, Yükseköğretim Kurumları Tarafından Destekli Bilimsel Araştırma Projesi Araştırmacı, , 27/07/2015 -26/04/2016 (ULUSAL)
3. Isıl Nötronik Etkileşimlerin Nükleer Yakıt Elemanlarının Tesir Kesitlerine Etkisi, TÜBİTAK PROJESİ, Araştırmacı, , 01/06/2015 - 12/12/2016 (ULUSAL)

Uluslararası Hakemli Dergilerde Yayımlanan Makaleler

1. Beydoğan Nuri, Konur Gencer, Sarıcı Gülçin, Çelikten Osman Şahin, Türkmen Mehmet, Sökmen Cemal Niyazi (2016). 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 Science and Technology Journal*, 21(1), 25-28
2. Çelikten Osman Şahin, Ergün Şule (2016). Investigation of Thorium Utilization in a New SMR Core Design. *BgNS TRANSACTIONS Science and Technology Journal*, 21(1), 33-43.
3. Atak Haluk, Çelikten Osman Şahin, Tombakoğlu Mehmet (2015). Finite And Infinite System Gamma Ray Buildup Factor Calculations With Detailed Physics. *Applied Radiation and Isotopes*, 105, 11-14., Doi: 10.1016/j.apradiso.2015.07.019

Ulusal Bilimsel Toplantılarda Sunulan ve Bildiri Kitaplarında Basılan Bildiriler

1. Çelikten Osman Şahin, Tezbaşaran Alp, Zabunoğlu Hüseyin Okan (2016). Hafif Su Reaktörlerinde Tek Geçişli Çevrim İçin U ve Th Kullanımında Yanma Oranı Analizi Doğal Uranyum İhtiyacı Ve Nükleer Kaynak Kullanımı Hesabı. XI. Ulusal Nükleer Bilimler ve Teknolojileri Kongresi (12-14 Ekim 2016, Kuşadası)
2. Atak Haluk, Çelikten Osman Şahin, Tombakoğlu Mehmet (2011). PET ve PET CT Uygulamalarında Hasta Vücudunda Soğurulan Fotonların Self Absorption

Zırlama Hesaplarına Olan Etkisinin İncelenmesi. Lümidoz-V Ulusal
Lüminesans ve Dozimetri Kongresi

3. Atak Haluk, Çelikten Osman Şahin, Tombakoğlu Mehmet (2009). Eşyönlü Noktasal Tek Yönlü Düzlemsel ve Çizgisel Kaynaklar için Suda Gama Işını Doz Birikim Etkenlerinin MCNP Yazılımı Kullanılarak Hesaplanması. X. Ulusal Nükleer Bilimler ve Teknolojiler Kongresi



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

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

Tarih: 15/05/2017

Tez Başlığı: KÜÇÜK MODÜLER NÜKLEER REAKTÖRÜN 3-BOYUTLU TASARIMI VE TORYUM KULLANIMI İLE ANALİZİ

Yukarıda başlığı/konusu gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç kısımlarından oluşan toplam 130 sayfalık kısmına ilişkin, 15/05/2017 tarihinde tez danışmanım tarafından *Turnitin* adlı intihal tespit programından aşağıda belirtilen filtrelemeler uygulanarak alınmış olan orijinallik raporuna göre, tezimin benzerlik oranı % 6'dır.

Uygulanan filtrelemeler:

- 1- Kaynakça hariç
- 2- Alıntılar hariç
- 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.

15/05/2017

Adı Soyadı: Osman Şahin ÇELİKTEN
Öğrenci No: N10248389
Anabilim Dalı: Nükleer Enerji Mühendisliği
Programı: Nükleer Enerji Mühendisliği
Statüsü: Y.Lisans Doktora Bütünleşik Dr.

DANIŞMAN ONAYI

UYGUNDUR.

Doç. Dr. Şule ERGÜN