
GAZİ ÜNİVERSİTESİ
Gazi
1926

MONTE CARLO YÖNTEMİYLE VVER-1200 REAKTÖRÜNDE TORYUM İÇERİKLİ ALTERNATİF YAKITLARIN NÖTRONİK PERFORMANSA ETKİSİNİN ARAŞTIRILMASI

Yasin GENÇ

DOKTORA TEZİ

ENERJİ SİSTEMLERİ MÜHENDİSLİĞİ ANA BİLİM DALI

GAZİ ÜNİVERSİTESİ

FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

ARALIK 2020

Yasin GENÇ tarafından hazırlanan "MONTE CARLO YÖNTEMİYLE VVER-1200 REAKTÖRÜNDE TORYUM İÇERİKLİ ALTERNATİF YAKITLARIN NÖTRONİK PERFORMANSA ETKİSİNİN ARAŞTIRILMASI" adlı tez çalışması aşağıdaki jüri tarafından OY BİRLİĞİ ile Gazi Üniversitesi Enerji Sistemleri Mühendisliği Ana Bilim Dalında DOKTORA TEZİ olarak kabul edilmiştir.

Danışman: Prof. Dr. Adem ACIR

Enerji Sistemleri Mühendisliği Ana Bilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum.

……..……..

Başkan: Prof. Dr. Mustafa İLBAŞ

Enerji Sistemleri Mühendisliği Ana Bilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum.

……..……..

Üye: Doç. Dr. İbrahim VARİYENLİ

Enerji Sistemleri Mühendisliği Ana Bilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum.

……..……..

Üye: Dr. Öğr. Üyesi Emre KOÇ

Makine Mühendisliği Ana Bilim Dalı, Başkent Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum.

……..……..

Üye: Dr. Öğr. Üyesi Özgür EROL

Makine Mühendisliği Ana Bilim Dalı, Başkent Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum.

……..……..

Tez Savunma Tarihi: 30/12/2020

Jüri tarafından kabul edilen bu çalışmanın Doktora Tezi olması için gerekli şartları yerine getirdiğini onaylıyorum.

……..…….

Prof. Dr. Cevriye GENCER
Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

ETİK BEYAN

Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Tez Yazım Kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmasında;

- Tez içinde sunduğum verileri, bilgileri ve dokümanları akademik ve etik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi,
- Tüm bilgi, belge, değerlendirme ve sonuçları bilimsel etik ve ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu,
- Tez çalışmasında yararlandığım eserlerin tümüne uygun atıfta bulunarak kaynak gösterdiğimi,
- Kullanılan verilerde herhangi bir değişiklik yapmadığımı,
- Bu tezde sunduğum çalışmanın özgün olduğunu,

bildirir, aksi bir durumda aleyhime doğabilecek tüm hak kayıplarını kabullendiğimi beyan ederim.

Yasin GENÇ
30/12/2020

MONTE CARLO YÖNTEMİYLE VVER-1200 REAKTÖRÜNDE TORYUM İÇERİKLİ ALTERNATİF YAKITLARIN NÖTRONİK PERFORMANSA ETKİSİNİN ARAŞTIRILMASI

(Doktora Tezi)

Yasin GENÇ

GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

Aralık 2020

ÖZET

Gelişen teknoloji sayesinde nükleer güç santrallerinde nükleer atıkların ve uranyuma olan bağımlılığın azaltılması ile yakıt maliyetlerinin düşürülmesi yönünde yoğun çalışmalar yapılmaktadır. Dünyada bilinen uranyum rezervlerinin sınırlı olması, nükleer güç santrallerinde yaygın olarak kullanılan uranyum dioksit yakıtların alternatiflerinin araştırılmasına neden olmuştur. Toryum kaynaklarının uranyum kaynaklarından çok daha fazla olduğu göz önüne alındığında toryum tabanlı yakıtlarla ilgili çalışmalar önemini giderek artırmaktadır. Bu çalışmada VVER-1200 reaktörünün homojen ve heterojen yakıt düzenine sahip bir yakıt demeti için düşük zenginlikli uranyum ile toryum (UO_2+ThO_2), reaktör sınıfı plütonyum ile toryum ($rgPuO_2$ + ThO_2), silah sınıfı plütonyum ile toryum ($wgPuO_2$ + ThO_2) yakıtı kullanımının nötronik performans üzerine etkileri ve yakıt yanma oranlarına bağlı olarak yakıt bileşimi değişimleri ile reaktör güvenliği açısından önem arz eden güvenlik parametreleri incelenmiştir. Bu çalışmadan elde edilen bulgular dikkate alındığında, toryum tabanlı yakıtların kullanımıyla ^{235}U kullanımının asgari düzeye indirilebileceği ve ^{235}U'e olan bağımlılığın azaltılabileceği, plütonyum tabanlı yakıtların kullanımı ile VVER-1200 güç reaktörünün yakıt geometrisinde herhangi bir değişiklik yapmadan benzer işletme koşulları altında daha yüksek yanma oranlarına ya da işletme sürelerine sahip olabileceği ve böylelikle yakıt çevrimi maliyetlerini düşürebileceği değerlendirilmektedir. Toryum tabanlı plütonyum yakıtlar, geleneksel toryum tabanlı uranyum yakıtlarla karşılaştırıldığında çok daha yüksek toryum ve plütonyum tüketim oranlarına sahip oldukları belirlenmiştir. Bu yüzden hafif su reaktörlerinde tasarımında önemli bir değişiklik yapılmaksızın kullanılma imkânından dolayı umut vadeden bir yakıt karışımı olarak karşımıza çıkmaktadır.

Bilim Kodu	:	92805
Anahtar Kelimeler	:	VVER-1200, MCNP, plütonyum, toryum, nötronik analiz
Sayfa Adedi	:	130
Danışman	:	Prof. Dr. Adem ACIR

INVESTIGATION OF EFFECTS OF ALTERNATIVE THORIUM BASED FUEL ON NEUTRONIC PERFORMANCE IN VVER-1200 REACTORS WITH MONTE CARLO METHODS

(Ph. D. Thesis)

Yasin GENÇ

GAZİ UNIVERSITY

GRADUATE SCHOOL OF NATURAL AND APPLIED SCIENCES

December 2020

ABSTRACT

Thanks to the developing technology, an immense amount of studies is carried out to reduce nuclear wastes, dependency on uranium and reduction of fuel costs in nuclear power plants. The fact that known uranium reserves are limited lead to find alternatives to uranium dioxide fuel, today commonly used fuel in nuclear reactors. Given that thorium sources are much more than uranium sources, studies on thorium-based fuels become increasingly important. In this study, the effects of using low enriched uranium and thorium mixture (UO_2+ThO_2), reactor grade plutonium and thorium mixture ($rgPuO_2$ + ThO_2), weapon grade plutonium and thorium mixture ($rgPuO_2$ + ThO_2) in a VVER-1200 fuel assembly on neutronic performance, changing of fuel composition according to burnup rates and some safety parameters related to safe and secure operation of reactor were investigated. Considering the findings obtained from this study, it is evaluated that the use of ^{235}U can be minimized by the utilization of thorium-based fuels and the dependence on ^{235}U can be decreased. With the use of plutonium-based fuels, VVER-1200 power reactor can have higher burnup rates or operating times under similar operating conditions without any change in the fuel lattice geometry, thereby fuel cycle costs can be reduced. Thorium-based plutonium fuels have been found to have much higher thorium and plutonium consumption rates compared to traditional thorium-based uranium fuels. Therefore, it emerges as a promising fuel mixture due to its possibility to be used in light water reactors without any significant changes in its design.

Science Code	:	92805
Key Words	:	VVER-1200, MCNP, plutonium, thorium, neutronic analysis
Page Number	:	130
Supervisor	:	Prof. Dr. Adem ACIR

TEŞEKKÜR

Çalışmalarımın her bir aşamasında değerli yardım ve katkılarıyla beni yönlendiren danışmanım Prof. Dr. Adem ACIR ve yine kıymetli tecrübelerinden faydalandığım Gazi Üniversitesi Enerji Sistemleri Mühendisliği Bölümü öğretim üyelerine, çalışmalarım boyunca beni cesaretlendirdikleri, sabır ve anlayış gösterdikleri için sevgili eşim Sultan'a, bu süreçte dünyaya gelen ve oyun vaktinden çalarak çalışmama devam etmeme müsaade ettiği için biricik kızım Zeynep'e ve maddi ve manevi desteklerini hiçbir zaman esirgemedikleri ve hep yanımda oldukları için GENÇ ailesinin her bir üyesine ayrı ayrı teşekkürlerimi sunarım.

Değerli vakitlerini ayırarak tezimi değerlendiren ve gerekli düzeltmeleri yapmamı sağlayan sayın jüri üyeleri Prof. Dr. Mustafa İLBAŞ, Doç. Dr. İbrahim VARİYENLİ, Dr. Öğr. Üyesi Emre KOÇ ve Dr. Öğr. Üyesi Özgür EROL'a teşekkür ederim.

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖZET iv

ABSTRACT v

TEŞEKKÜR vi

İÇİNDEKİLER vii

ÇİZELGELERİN LİSTESİ ix

ŞEKİLLERİN LİSTESİ xi

SİMGELER VE KISALTMALAR xiv

1. GİRİŞ 1

2. VVER TİPİ NÜKLEER GÜÇ SANTRALİ HAKKINDA BİLGİLER .. 5

2.1. VVER'in Tarihçesi 6

2.2. VVER Tasarımı 8

2.3. VVER Reaktör Basınç Kabı 10

2.4. Reaktör Koru ve Yakıt Demeti 11

2.5. VVER-1000 Reaktörünün Tasarım Parametreleri 15

2.6. VVER-1200 Tipi Reaktörler ve Teknik Özellikleri 17

3. İLGİLİ ARAŞTIRMALAR 23

4. YÖNTEM 39

4.1. Termal-Hidrolik ve Nötronik Eş Zamanlı Analiz 39

4.2. Nötronik Model - Transport Hesabı 43

4.2.1. MCNP kodu 45

4.2.2. MONTEBURNS kodu 46

4.2.3. ORIGEN2 kodu 48

Sayfa

4.3. Güç Yoğunluk Dağılımının Hesaplanması 49

4.3.1. Güç yoğunluğunun hesaplanması için alternatif seçenek 52

4.3.2. Güç yoğunluğu dağılımının hesaplanması 53

5. VVER MODELİNİN HAZIRLANMASI ve REFERANS PROBLEM DEĞERLERİ İLE DOĞRULANMASI 55

5.1. Referans Reaktör Modeli 56

5.1.1. Etkin çoğaltma faktörü (k_{eff}) değişimi 59

5.1.2. Güç tepesi değeri dağılımı 59

5.1.3. Nötronik analiz sonuçları 64

6. TORYUMUN YAKIT KATKI MADDESİ OLARAK NÜKLEER GÜÇ REAKTÖRÜNDE KULLANIMI 73

6.1. VVER-1200 Yakıt Demeti Modeli Tanımı 76

6.2. Etkin Çoğaltma Faktörünün Zamanla Değişimi 79

6.3. Bağıl Güç Yoğunluğu Dağılımı 89

6.4. Yanma Analizleri ve İzotop Değişimleri 95

6.5. Güvenlik Parametreleri Analizi 108

7. SONUÇ VE ÖNERİLER 119

7.1. Gelecek Çalışmalar için Öneriler 121

KAYNAKLAR 123

ÖZGEÇMİŞ 129

ÇİZELGELERİN LİSTESİ

Çizelge **Sayfa**

Çizelge 2.1. VVER reaktörlerinin temel tasarım parametreleri 8

Çizelge 2.2. Temel reaktör kor parametreleri 13

Çizelge 2.3. VVER-1000 reaktörünün tasarım parametreleri 15

Çizelge 2.4. VVER-1200 reaktörünün tasarım parametreleri 20

Çizelge 5.1. VVER-1000 genel karakteristik özellikleri 56

Çizelge 5.2. Hesaplanan etkin çoğaltma faktörü değerlerin diğer çalışmalar ile karşılaştırılması 59

Çizelge 6.1. VVER-1200 genel karakteristik özellikleri 77

Çizelge 6.2. İşletme durum parametreleri 79

Çizelge 6.3. Homojen bir şekilde dağılmış (UO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri 80

Çizelge 6.4. Homojen bir şekilde dağılmış (rgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri 81

Çizelge 6.5. Homojen bir şekilde dağılmış (wgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri 82

Çizelge 6.6. Heterojen dizilime sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri 83

Çizelge 6.7. Heterojen bir dizilime sahip (rgPuO_2+ThO_2) ve (wgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri 84

Çizelge 6.8. (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında minör aktinit üretim miktarları 107

Çizelge 6.9. (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında minör aktinit üretim miktarları 108

Çizelge 6.10. Homojen dağılıma sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı 110

Çizelge 6.11. Heterojen dağılıma sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı 110

Çizelge **Sayfa**

Çizelge 6.12. Homojen dağılıma sahip ($PuO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı 111

Çizelge 6.13. Heterojen dağılıma sahip ($PuO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı 111

Çizelge 6.14. Homojen dağılıma sahip ($UO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için Doppler katsayısı 112

Çizelge 6.15. Heterojen dağılıma sahip ($UO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için Doppler katsayısı 113

Çizelge 6.16. Homojen dağılıma sahip ($PuO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için Doppler katsayısı 113

Çizelge 6.17. Heterojen dağılıma sahip ($PuO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için Doppler katsayısı 114

Çizelge 6.18. Homojen dağılıma sahip yakıt bileşimleri için gecikmeli nötron oranı .. 115

Çizelge 6.19. Heterojen dağılıma sahip yakıt bileşimleri için gecikmeli nötron oranı.. 115

Çizelge 6.20. Homojen dağılıma sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri 117

Çizelge 6.21. Heterojen dağılıma sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri 117

Çizelge 6.22. Homojen dağılıma sahip (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri 117

Çizelge 6.23. Heterojen dağılıma sahip (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri 118

ŞEKİLLERİN LİSTESİ

Şekil **Sayfa**

Şekil 2.1. Bir VVER tipi nükleer güç santralinin şematik gösterimi 9

Şekil 2.2. Reaktör basınç kabının genel bir görünümü 10

Şekil 2.3. VVER koru yakıt düzeni 11

Şekil 2.4. Tipik bir VVER-1000 yakıt demeti içerisinde yakıt hücreleri ile ölçüm ve kontrol elemanlarının yerleşimi ve yakıt demetinin genel görünüşü 12

Şekil 2.5. Kontrol çubuğu kümelerinin VVER-1000 koru içerisinde konumları 14

Şekil 2.6. VVER-1200 birincil döngü ve ana bileşenleri 18

Şekil 2.7. VVER-1000'de kullanılan TVS-2 isimli ve VVER-1200'de kullanılan TVS-2006 isimli yakıt tasarımı 19

Şekil 2.8. VVER-1200 reaktör korunda kontrol çubukları kümesinin yerleşimi 20

Şekil 4.1. Termal-hidrolik hesaplamaların birbiriyle olan ilişkisi 40

Şekil 4.2. Nötronun madde ile etkileşimi ve nötron tesir kesiti 42

Şekil 4.3. Monteburns kodunun MCNP ve ORIGEN2 ile etkileşimi 47

Şekil 5.1. YD1 (Homojen %3,7 LEU), YD2 (%2, %3, %4,2 Pu), YD3 (Homojen %3,7 LEU ve %3,6 LEU ile %4 Gd_2O_3) ve YD4 (%2, %3, %4,2 Pu ve %3,6 LEU ile %4 Gd_2O_3) yakıt demeti düzenleri 58

Şekil 5.2. Yakıt demeti 1 için bağıl güç yoğunluk değeri ve diğer kodlar ile sapma yüzdelerinin karşılaştırılması 60

Şekil 5.3. Yakıt demeti 2 için bağıl güç yoğunluk değeri ve diğer kodlar ile sapma yüzdelerinin karşılaştırılması 61

Şekil 5.4. Yakıt demeti 3 için bağıl güç yoğunluk değeri ve diğer kodlar ile sapma yüzdelerinin karşılaştırılması 62

Şekil 5.5. Yakıt demeti 4 için bağıl güç yoğunluk değeri ve diğer kodlar ile sapma yüzdelerinin karşılaştırılması 63

Şekil 5.6. YD1yakıt düzeni ve YD2 yakıt düzeni için etkin çoğaltma faktörü – yanma oranı ilişkisi 65

Şekil 5.7. YD3 düzeninde U-235 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 66

Şekil **Sayfa**

Şekil 5.8. YD3 düzeninde U-236 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 66

Şekil 5.9. YD3 düzeninde U-238 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 67

Şekil 5.10. YD3 düzeninde Pu-239 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki..... 67

Şekil 5.11. YD3 düzeninde Pu-240 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki..... 67

Şekil 5.12. YD3 düzeninde Pu-241 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki..... 68

Şekil 5.13. YD3 düzeninde Pu-242 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki..... 68

Şekil 5.14. YD3 düzeninde Gd-155 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 68

Şekil 5.15. YD3 düzeninde Gd-157 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 69

Şekil 5.16. YD4 düzeninde U-235 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 69

Şekil 5.17. YD4 düzeninde U-236 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 69

Şekil 5.18. YD4 düzeninde U-238 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 70

Şekil 5.19. YD4 düzeninde Pu-239 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki..... 70

Şekil 5.20. YD4 düzeninde Pu-240 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki..... 70

Şekil 5.21. YD4 düzeninde Pu-241 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki..... 71

Şekil 5.22. YD4 düzeninde Pu-242 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki..... 71

Şekil 5.23. YD4 düzeninde Gd-155 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 71

Şekil 5.24. YD4 yakıt düzeninde Gd-157 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki 72

Şekil 6.1. Homojen, 1 dış halkalı heterojen, 2 halkalı heterojen ve 3 dış halkalı heterojen yakıt demeti düzeni 77

Şekil 6.2. Homojen bir şekilde dağılmış (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında zamana bağlı etkin çoğaltma faktörünün değişimi 85

Şekil 6.3. Heterojen dizilime sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında zamana bağlı olarak etkin çoğaltma faktörünün değişimi 86

Şekil 6.4. Homojen dağılımlı (rgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında zamana bağlı olarak etkin çoğaltma faktörünün değişimi 87

Şekil 6.5. Homojen dağılımlı (wgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında zamana bağlı olarak etkin çoğaltma faktörünün değişimi 88

Şekil **Sayfa**

Şekil 6.6. Heterojen dizilime sahip ($rgPuO_2+ThO_2$) ve ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında zamana bağlı olarak faktörünün etkin çoğaltma değişimi 89

Şekil 6.7. Homojen bir şekilde dağılmış (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımları..... 90

Şekil 6.8. Heterojen bir şekilde dağılmış (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımı..... 91

Şekil 6.9. Homojen bir şekilde dağılmış (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımı..... 92

Şekil 6.10. Heterojen bir şekilde dağılmış ($rgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımı..... 93

Şekil 6.11. Heterojen bir şekilde dağılmış ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımı..... 94

Şekil 6.12. Homojen bir şekilde dağılmış (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Uranyum izotopları, Th-232, Pa-233, U-233 ve Pu izotoplarının değişimleri..... 96

Şekil 6.13. Heterojen dizilime sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için D12 işletme koşullarında Uranyum izotopları, Th-232, Pa-233, U-233 ve Pu izotoplarının değişimleri..... 99

Şekil 6.14. Homojen bir şekilde dağılmış ($rgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Th-232, Pa-233, U-233, U-235, U-238 ve Plütonyum izotopların değişimleri..... 101

Şekil 6.15. Homojen bir şekilde dağılmış ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Th-232, Pa-233, U-233, U-235, U-238 ve Plütonyum izotopların değişimleri..... 102

Şekil 6.16. Heterojen bir dizilime sahip ($rgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Th-232, Pa-233, U-233, U-234, U-235 ve Plütonyum izotopların değişimleri..... 103

Şekil 6.17. Heterojen bir dizilime sahip ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Th-232, Pa-233, U-233, U-235, U-238 ve Plütonyum izotopların değişimleri..... 105

SİMGELER VE KISALTMALAR

Bu çalışmada kullanılmış simgeler ve kısaltmalar, açıklamaları ile birlikte aşağıda sunulmuştur.

Simgeler	**Açıklamalar**
C	Normalleştirme sabiti
cm	Santimetre
D	İşletme Durumu
$\boldsymbol{E}$	Enerji
F	Fahrenheit
g	Gram
k	Çoğaltma faktörü
$\mathbf{k_{eff}}$	Etkin çoğaltma faktörü
kg	Kilogram
$\mathbf{k_p}$	Prompt neutron
m	Metre
mm	Milimetre
MPa	Megapascal
MW	Megawatt
MWd/kgU	Megawatt day/kilogram-U
N	Atom yoğunluğu **(**atom/cm^3**)**
$\boldsymbol{N_{EL}}$	Yakıt elemanlarının sayısı
P	Termal gücü
pcm	Per cent mille
ppm	Parts per million
R	Reaksiyon miktarını
$\boldsymbol{r}$	Konum
$\boldsymbol{t}$	Zaman
V	Hacim
$\boldsymbol{\alpha_B}$	Bor katsayısı

Simgeler	Açıklamalar
α_c	Moderatör sıcaklık katsayısı
α_f	Doppler katsayısı
β_{eff}	Etkin gecikmeli nötron oranı
Σ	Makroskopik tesir kesiti (cm^{-1})
Σ_t	Toplam makroskopik tesir kesiti
σ	Mikroskobik tesir kesiti (cm^{-2})
ψ	Nötron açısal akı
φ	Nötron spektrumu
Φ	Toplam nötron akısı ($cm^{-2}s^{-1}$)
Ω	Açısal yön

Kısaltmalar	Açıklamalar
BWR	Boiling Water Reactor
CANDU	CANada Deuterium-Uranium reactor
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
LEU	Low Enriched Uranium
LWR	Light Water Reactor
MCNP	Monte Carlo N-Particle Transport Code
MOX	Mixed Oxide Fuel
MTC	Moderator Temperature Coefficient
NEA	Nuclear Energy Agency
NGS	Nükleer Güç Santrali
PWR	Pressurized Water Reactor
rgPu	Reactor Grade Plutonium
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactors
wgPu	Weapon Grade Plutonium
YD	Yakıt Demeti

1. GİRİŞ

Birçok gelişmiş ülkede olduğu gibi gelişmekte olan ülkeler için de enerji sektörü büyük önem arz etmektedir. Küresel ekonomi içerisinde enerji sektörünün hayati öneme sahip olduğu gözlemlenmektedir. Gelişmekte olan ülkelerin ekonomilerinin hızlı büyümesi, gelişen endüstrisi, artan nüfusu ve kentleşme oranı ve benzeri diğer gelişmeler nedeniyle tüketilen enerji miktarı hızla artmış ve bu eğilimin gelecekte giderek artan bir şekilde devam etmesi beklenmektedir [1]. Elektrik enerjisi yüksek kentleşme oranına sahip uluslar ve gelişen teknolojiler açısından günümüzde vazgeçilmez bir kaynaktır. Kişi başına elektrik tüketimi, bir ülkenin gelişmişlik düzeyini gösteren parametreler arasında halen önemli bir değerlendirme unsuru olarak yerini korumaktadır [2].

Günümüzde çok çeşitli enerji kaynakları bulunmasına rağmen, tüm enerji kaynaklarından aynı düzeyde yararlanılamamaktadır. Farklı türdeki enerji kaynaklarının çeşitli avantaj ve dezavantajları olmakla birlikte kaynakların kullanım düzeylerini genellikle işletme şartları belirlemektedir. Bugün dünyanın ihtiyaç duyduğu enerji miktarını karşılayan enerji üretim tesisleri; fosil yakıtları kullanarak elektrik enerjisi üreten termik santrallar, belirli bir yükseklikte depolanan suyun potansiyel enerjisini elektrik enerjisine dönüştüren hidroelektrik santralları ve bir nükleer reaktör korunda gerçekleşen fisyon reaksiyonları sonucunda ortaya çıkan ısı enerjisinden elektrik üreten nükleer enerji santrallarıdır. Bilindiği gibi kömür, petrol ve doğalgaz gibi fosil yakıtlar aynı zamanda ulaştırma faaliyetleri ve konutların ısıtılmasında da ana kaynak olarak kullanılmakta ve bu ihtiyaçların karşılanması için fosil yakıtlar öncellikli olarak tercih edilmektedir. Fosil yakıtların yanmasıyla atmosfere salınan sera gazlarının miktarında artış olmasına rağmen bu eğilimin 21. yüzyılda da devam edeceği düşünülmektedir [1, 2]. Fosil yakıtların yanı sıra, hâlihazırdaki hemen kullanılabilir kaynaklar arasında hidroelektrik santralları da yer almaktadır. Ancak, bu santrallar sadece koşulların uygun olduğu bölgelerde kurulabilmektedir.

Bir diğer kullanılabilir enerji kaynağı olan nükleer enerji, elektrik üretimi için aynı zamanda en kullanışlı enerji kaynağı olarak da düşünülebilir. Nükleer enerji santrallarının koşullarını, coğrafi koşullar ve bol su kaynaklarına yakınlık belirlemektedir. Nükleer santralların günümüzde tercih edilmesindeki en önemli unsurlardan birisi, kapasite faktörü, emre amadelik, yüksek rekabet gücü ve ileri teknolojilerin kullanımıdır. Teknolojik açıdan

bakıldığında, nükleer güç santralları gelişmiş teknoloji ürünleri olmakla birlikte nükleer teknolojiler uzay teknolojisi ve hidrojen teknolojisi gibi ileri teknoloji dallarının geliştirilmesi için bir ön koşul olarak karşımıza çıkmaktadır. Nükleer reaktör teknolojisi, 1950'lerde sivil amaçlarla nükleer güç santrallerinin işletmeye alınmasından bu yana sürekli gelişmektedir. Günümüzde teknolojide yaşanan gelişmelere göre nükleer güç santralleri dört ayrı nesilde incelemek uygun olmaktadır. Her neslin önceki nesline kıyasla performans, maliyet veya güvenlik açısından önemli teknik ilerlemelere sahiptir [3].

I. Nesil nükleer güç santralleri (NGS), 1950'ler ve 1960'larda sivil amaçlı nükleer santrallerin prototipleri ve ilk güç reaktörlerini ifade etmekte ve bu reaktörler ticari olarak şebekeye verilmek üzere elektrik üretiminin gerçekleştiği ilk santral türlerindendir [4]. II. Nesil NGS, ekonomik ve güvenilir olacak şekilde tasarlanmış bir ticari termal reaktör sınıfını ifade etmektedir. Dünya çapında birçok örneğe sahip en yaygın II. Nesil reaktörler, hafif su reaktörlerdir (LWR'ler). Basınçlı su reaktörleri (PWR) ve kaynar su reaktörleri (BWR) hafif su reaktörleri olarak adlandırılmaktadır. Basınçlı su reaktörleri hem Batı tarzı tasarımları hem de Sovyetler Birliği tarafından tasarlanan VVER (Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactors) tasarımlarını içermektedir. Bu reaktörlerin çoğunun ortak bir özelliği, otomatik olarak başlatılan ve elektrik gerektiren veya mekanik işlemleri içeren aktif güvenlik sistemlerine sahip olmasıdır. Birçok durumda bu sistemler reaktör operatörleri tarafından da elle başlatılabilmektedir. II. Nesil reaktörlerin çoğu, genellikle 40 yıllık çalışma ömrü gereklerine göre tasarlanmıştır. Bu nesil sistemler 1960'ların sonlarından 1990'ların sonlarına kadar hizmet verdi ve dünyada 400'den fazla ticari PWR ve BWR reaktörlerin büyük bir kısmını oluşturmaktadır. Bununla birlikte, birçok II. Nesil reaktörün ömrü 50 veya 60 yıla uzatılmıştır ve 80 yıla kadar ikinci bir ömür uzatma da birçok durumda ekonomik olabilmektedir [3].

III. Nesil tasarımlar, geliştirilmiş performans ve uzatılmış ömürleri ve bunlara ek olarak korda meydana gelebilecek reaktörü aşırı zorlayıcı olaylara müdahale için daha uygun karakteristikler sunması ile II. Nesil mevcut hafif ve ağır su reaktörlerinin evrim geçirmiş halleridir. Daha belirgin olarak III. Nesil ve III+. Nesil reaktör tasarımlarının özellikleri şöyle sıralanmaktadır [5-8]:

- Daha basit ve sağlam tasarım sayesinde reaktörün işletilmesi kolaylaşmakta ve işletime ile ilgili aksaklıklara karşı daha fazla savunma yapabilme olanağı,

- Aktif kontrol gerektirmeyen ve doğal olaylara dayanan pasif güvenlik özelliklerinin daha fazla kullanımı,
- Kor erimesini de içeren kazaların meydana gelme olasılığının azalması,
- Kor erimesi kazalarında, bu kazaların çevreye ve halka etkisini önemli ölçüde azaltmak için yeni hafifletici önlemleri bünyesinde barındırması,
- Büyük bir uçağın çarpmasına karşı direnç mekanizmasının olması,
- Lisanslama, yapım süresini ve sermaye maliyetini azaltan standart tasarıma sahip olması,
- Yakıt ikmali için ihtiyaç duyulan zaman aralığının daha uzun olması ve yüksek oranda emre amadelik (availability) sağlaması,
- Yakıt kullanımının artırmak ve üretilen atık miktarını azaltmak için yüksek yanma değerlerine ulaşılabilmesine imkân vermesi,
- Tasarımsal olarak 60 yıl gibi daha uzun bir kullanım ömrüne sahip olması.

Üçüncü (3.) nesil ve Üç artı (3+) nesil nükleer güç santralları olarak adlandırılan mevcut teknoloji göz önüne alındığında, bu santrallar derinliğine savunma adı verilen ilke çerçevesinde azami düzeyde nükleer güvenliğe sahiptir. Bu yüzden nükleer enerji santralları pek çok ülke tarafından yıllardır inşa edilmekte ve işletilmektedir.

Türkiye Cumhuriyeti Devleti'nin 2023 vizyonu, ülkeyi dünyanın en iyi ilk 10 ekonomisi arasında yer almayı ve bulunduğu coğrafyada bölgesel bir güç olmayı ve Doğu ile Batı arasında bir "enerji koridoru" konumunun avantajından da faydalanmayı arzulamaktadır. Bu bağlamda gelişmekte olan ekonomisi ve sanayisiyle artan enerji ihtiyacını nükleer enerjiden karşılamak, bu sayede enerjide dışa bağımlılığını azaltmak ve enerji üretiminde kullanılan kaynakların çeşitliliğin sağlanmasıyla enerji talebinin güvenilir ve sürdürülebilir bir biçimde karşılanmasını sağlamak amacıyla son yıllarda Mersin-Akkuyu, Sinop-İnceburun ve Kırklareli-İğneada bölgelerinde nükleer santrallerin kurulması planlanmakta ve bu doğrultuda çalışmalar halen devam etmektedir.

Bu çalışmadaki amaç, öncelikle ülkemizde kurulmakta olan VVER-1200 NGS için öngörülen standart yakıt yükleme düzeni (UO_2) için nötronik ve yanma analizlerinin yapılması, daha sonrasında buradan elde edilecek edinimler vasıtasıyla farklı yakıt bileşenleri (MOX, LEU, $(U+Th)O_2$) ve yakıt yükleme düzenleri için nötronik analizler tekrarlanacaktır. Elde edilecek sonuçlar nötron ekonomisi ve yanma ürünleri açısından

değerlendirilecektir. Ayrıca yeni yakıt demeti düzeni ve yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı, Doppler katsayısı ve benzeri reaktör güvenliği açısından önem arz eden güvenlik parametreleri incelenmiştir.

2. VVER TİPİ NÜKLEER GÜÇ SANTRALİ HAKKINDA BİLGİLER

VVER tipi nükleer güç santrali (NGS), Sovyetler Birliği tarafından geliştirilen ve dünya üzerinde çeşitli bölgelerde faaliyetlerine devam eden basınçlı su reaktörüdür. VVER terimi, Водо-водяной энергетический реактор (Latin harfleriyle Voda-Vodyanoi Energetichesky Reaktor şeklinde yazılmaktadır.) Rusça kelime grubunun baş harflerini temsil etmektedir. Bu kelime grubu ise su ile soğutulan ve su ile yavaşlatılan enerji reaktörü anlamına gelmektedir. 1960'lardan bu yana toplam 67 adet VVER reaktörü inşa edilmiştir. İlk VVER ünitesi 1964 yılında Rusya'nın Voronezh bölgesindeki Novovoronezh nükleer santralinde devreye alınmış ve o zamandan beri bu santral yeni VVER tasarımlarının test merkezi olmuştur. İnşa edilen ilk ünite V-210, ikinci ünite V-365 olarak adlandırılmış ve burada yer alan sayılar reaktörün elektrik çıkış gücüne karşılık gelmektedir [9, 13].

VVER reaktörlerinin güvenlik felsefesi üretildiği ilk günden bu yana yavaş yavaş iyileştirilmiştir. Yeni nesil reaktörler için sunulan yenilikçi çözümler ve mevcut reaktörlerdeki gelişmeler VVER reaktörlerinin güvenlik seviyesinin arttırılmasında itici bir güç olmuştur. VVER reaktörleri doğumundan itibaren sonraki nesilleri için de genel özelliklerini tayin edecek bir dizi temel mühendislik çözümü ile karakterize edilebilmektedir. Bu özellikler aşağıda sıralanmıştır [10]:

- Yakıt demetlerini altıgen şekli,
- Yekpare dövme çelikten yapılmış reaktör basınç kabı,
- Yatay buhar üreteçleri,
- Prefabrik elemanların taşınmasını sağlayan modüler yapı,
- Reaktör basınç kabının üst kısmına konumlandırılmış kontrol ve koruma sistemleri,
- Zarf malzemesi olarak Zirkonyum-Niyobyum alaşımı,
- Reaktör basınç kabı malzemesi olarak yüksek dayanımlı karbon alaşımlı çelik,
- Buhar üretecinin ısı eşanjörü tüplerinde östenitik paslanmaz çelik (korozyon ve yüksek ısıya dayanımlı çelik grubu) kullanılmıştır.

2.1. VVER'in Tarihçesi

V-365'in tasarımı ile eşzamanlı olarak başlatılan bir dizi nükleer santralin inşası için geleneksel tasarım özelliklerine sahip VVER-440'ın gelişimi, prototip ünitesinin başarıyla devreye alınması ve işletilmesi sonucu hız kazanmıştır. Santralin elektrik çıkış gücündeki artış birincil soğutma çevriminde yapılan değişiklikler sonucunda elde edilen verim artışı sayesinde sağlanmıştır. Model V-179 olarak ismiyle tasarlanan ilk VVER-440 reaktörleri, sırasıyla 1971 ve 1972 yılında Novovoronezh NGS'nin 3. ve 4. ünitelerinde devreye alındı. 1973 yılına kadar V-230 ismiyle ikinci VVER-440 reaktörü geliştirilmiştir. V-179 ile karşılaştırıldığında görülen ana gelişme, nötron soğurabilen boronun soğutma suyuna eklenmesiyle mekanik kontrol çubuklarının sayısı 73'ten 37'ye düşürülmesi olmuştur. 1973'ten 1982'ye kadar bu tasarımdan toplamda on dört adet inşa edilmiştir. V-179 ve V-230 tasarımlarına standart VVER-440 reaktörlerinin ilk nesli olarak sınıflandırılmaktadır. Daha sonra yapılan iyileştirmeler ile yenilenen ve V-213 model ismini alan VVER-440 reaktörü ise bu reaktör türünün ikinci nesli olarak anılmaktadır. Bu serinin iki ünitesi, sırasıyla 1977 ve 1980 yıllarında Finlandiya'da Loviisa NGS'nde inşa edilmiştir. Loviisa NGS'nin tasarımında ABD'nin standartları ve normları göz önüne alınmıştır ve daha sonra tüm VVER nükleer güç santralleri, II. nesil basınçlı su reaktörleri (PWR) için zorunlu kılınan Batı tarzı güvenlik ilkelerinin koşullarını karşılamak üzere tasarlanmıştır. VVER-440 tasarımındaki büyük güvenlik marjları da bu ünitelerin zamanla emniyetli bir biçimde revize edilebilmesinin temelini oluşturmuştur [9].

1966 yılında 1000 MW elektrik çıkış gücüne sahip VVER reaktörlerinin geliştirilmesine başlanmıştır. İlk VVER-1000 pilot reaktörü V-187 model ismiyle 1980 yılında Novovoronezh nükleer santralinin 5. ünitesi olarak hizmete girmiştir. Önceki VVER reaktörlerinin tasarım, imalat ve işletiminden edinilen deneyimler, ön gerilimli beton koruma binası gibi yeni güvenlik tedbirlerinin uygulanması ve temel tasarım özelliklerinin modernizasyonuna neden olmuştur. Tasarımın temel amacı, nükleer santral inşasının ekonomisi ve verimliliğini arttırmak ve talep edilen asgari güvenlik şartlarını sağlamaktı. Daha sonra yapılan diğer tasarımsal değişiklikler VVER rektörlerinin V-302 ve V-338 modeli olarak isimlendirilmiştir. Bu modellerin tasarımları 1976-1987 yılları arasında gerçekleştirilmiştir ve toplamda dört ünite inşa edilmiştir. V-320 adı verilen standart VVER-1000 serisi tasarımı 1980'lerin başında tamamlandı. Bu standart seriden 1985-2011 yılları arasında Rusya, Ukrayna, Bulgaristan ve Çekya'da toplam 23 ünite kurulmuştur. Önceki

VVER reaktörlerinde yapılan tüm değişiklik ve iyileştirmeleri içermekle birlikte yeni tasarım sismik hareketler nedeniyle meydana gelebilecek olumsuz olaylara karşı santralin güvenliğini temin etmek için bazı gelişmeler ile birlikte gelmiştir [9].

Modernize edilmiş standart VVER 1000 reaktörünün ana özelliği, ceketsiz yakıt demetlerinin sayısının 151'den 163'e çıkarılması ve kontrol çubuğu sayısının 109'dan 61'e düşürülmesidir. Burada belirtilen versiyondan 28 adet inşa edilmiş olup bu tür VVER-1000 ünitelerinin tümü II. nesil nükleer reaktörler olarak sınıflandırılmaktadır. Tasarım temelli kazaların önlenmesine ve sonuçlarının hafifletilmesine karşı güvenlik geliştirmeleri, V-392 tipi yeni bir VVER 1000 tasarımında uygulandı. VVER-1000'in bir sonraki özelleştirilmiş versiyonu olan V-428 / AES-91, Çin Halk Cumhuriyeti ile İşbirliğine Dair Hükümetlerarası Anlaşma uyarınca hazırlanmıştır. Bu özelleştirilmiş tasarım Tianwan NGS'nin 1. ve 2. üniteleri olarak inşa edildi ve 2007 yılında devreye alındı. Reaktör tesisinin ana ekipmanı V-392 tasarımına dayanmaktadır, ancak tasarımda VVER 1000 reaktörlerinin işletiminden elde edilen deneyimler ile Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı tarafından güvenliğin geliştirilmesi amacıyla yayımlanan kılavuzlar dikkate alınmıştır. Tainwan AES-91 üniteleri bünyesinde reaktör koru veya yakıt erimesini tutan koruyucu kaba sahip dünyadaki ilk reaktör olma özelliğine sahiptir. V-392'nin en son özelleştirilmiş versiyonu, Hindistan Kudankulam NGS'nin 1. ve 2. üniteleri olarak inşa edilen V-412 isimli tasarımdır. Birinci ünite 2013 yılında faaliyete geçerken 2. ünite halen yapım aşamasındadır. V-392, V-428 ve V-412 olarak sınıflandırılan tasarımlar, III. nesil reaktörler olarak sınıflandırılmaktadır. VVER-1000 tasarımları yalnızca artan üretim kapasitesi açısından değil, aynı zamanda birçok güvenlik yeniliğini de bünyesinde barındırdığı için bir dönüm noktasıdır. VVER-1000 yaygın olarak tercih edilen nükleer santral türlerinden olup, bugün dünya üzerinde 31 adet ünite çalışmaktadır [9].

VVER-1200 reaktörleri, VVER-1000 nükleer güç reaktörlerinin AES-91/AES-92 modelinin daha da geliştirilmiş halidir. Bu yeni reaktörün geliştirilmesinin temel nedenini, Tianwan ve Kudankulam'daki nükleer santrallerin inşasından elde edilen deneyimler oluşturmaktadır. AES-2006 reaktörün performans özelliklerini iyileştirmek için reaktörün ısıl gücü 3200 MW ve 60 yıl hizmet ömrü ile tasarlanmış ve bunlara ek olarak reaktör 3+ nesil nükleer güç santralleri arasında sınıflandırılmakta olup tüm uluslararası güvenlik gereksinimlerini karşılamaktadır [11]. VVER-1200'ün ana özelliklerinden biri, reaktör tesisi düzenine yansıyan basit tasarımıdır. İlk altı AES-2006 ünitesi şu anda Rusya'da yapım aşamasındadır.

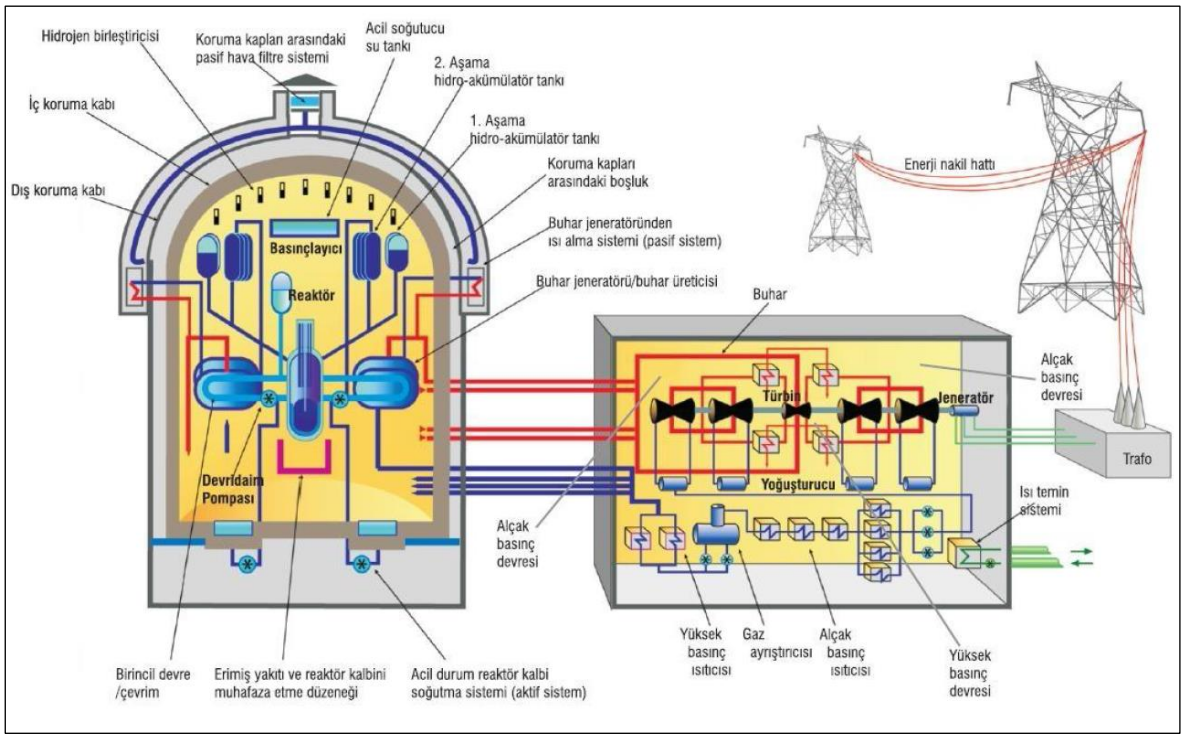
Ayrıca, VVER-1200 reaktörlerinin inşaat sözleşmeleri Türkiye ve Belarus'la imzalanmış ve Türkiye'de dört ünite, Belarus'ta iki ünite için kurulum hazırlıkları devam etmektedir [9].

Çizelge 2.1. VVER reaktörlerinin temel tasarım parametreleri [9]

VVER reaktör modelleri	210	365	440	1000	1200
Isıl gücü (MW)	760	1325	1375	3000	3200
Verimlilik (%)	27,6	27,6	32	33	35
Birincil çevrimin basıncı (MPa)	9,8	10,3	12,3	15,7	16,2
İkincil çevrimin basıncı (MPa)	2,8	2,8	4,3	5,9	7
Soğutucu giriş sıcaklığı (^oC)	250	250	269	289	298,6
Soğutucu çıkış sıcaklığı (^oC)	269	275	300	319	329,7
Reaktör koru çapı (m)	2,9	2,9	2,9	3,1	3,1
Reaktör kor yüksekliği (m)	2,5	2,5	2,5	3,5	3,75
Yakıt zenginliği U-235 (% ağırlıkça)	2	3	3,5	3,3-4,4	4,71-4,85
Maksimum ortalama yakıt demeti yanma oranı (MWd/kgU)	13	27	28,6	40	60

2.2. VVER Tasarımı

Bir nükleer güç santrali, uranyum elementinin kontrollü bir şekilde zincirleme fisyon tepkimelerine sokulması sonucunda açığa çıkan ısı enerjisini, elektrik üretimi için kullanan bir tesistir. NGS'nin temel tasarımı (iki çevrimli bir VVER yani bir Su-Su-Enerji Reaktörü), Şekil 2.1'de tipik bir hali için şematik gösterim sunulmuştur. Reaktör ve birincil çevrimin bileşenleri, koruma kabının içinde bulunmaktadır ve buradaki emici havalandırma sistemleri basıncı atmosferik basıncın altında tutularak reaktör içerisinde meydana gelebilecek olası bir kirliliğin kontrolsüz bir şekilde dışarı salımına ve bu kirliliğin santral çevresine yayılmasına engel olmaktadır.



Şekil 2.1. Bir VVER tipi nükleer güç santralinin şematik gösterimi [12]

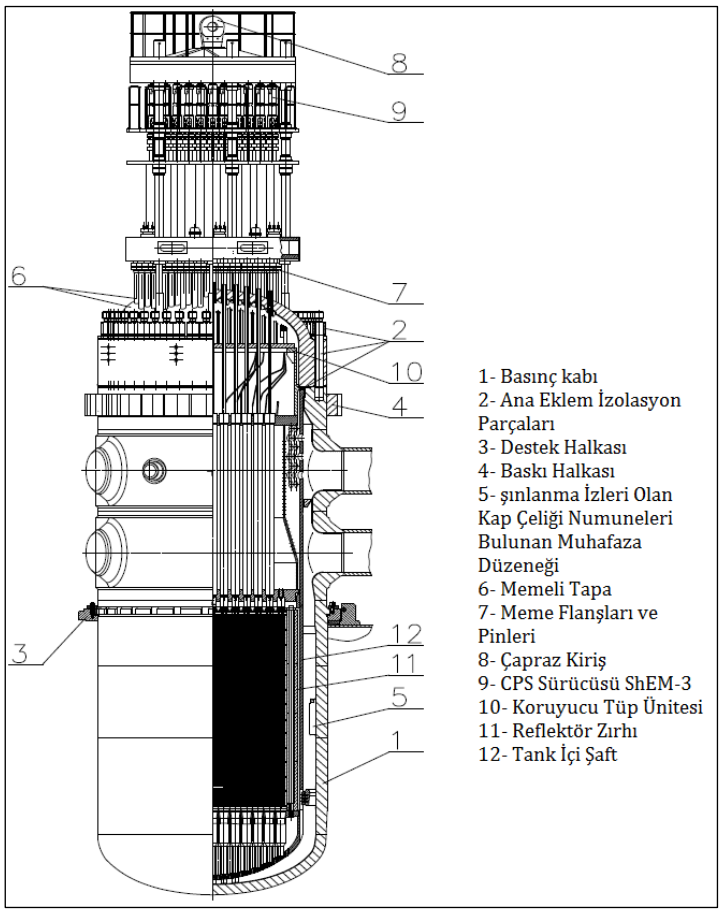
Şekil 2.1'den de görülebileceği üzere, yakıt reaktörün kalbinde yer almaktadır. Fisyon reaksiyonları esnasında açığa çıkan ısı enerjisi, soğutucu bir akışkan vasıtasıyla reaktör korundan çekilmektedir. Soğutucu akışkan olarak kullanılan su, yakıt elemanları arasındaki akış alanı üzerinde aşağıdan yukarı doğru hareket ederek, açığa çıkan ısıyı kordan uzaklaştırmaktadır. Isıyı çekmekte kullanılan su, aynı zamanda "moderatör" ya da fisyon reaksiyonları sonucunda ortaya çıkan hızlı nötronların yavaşlatılması amacıyla "yavaşlatıcı" olarak da kullanılmaktadır. Her ne kadar yakıt ısı kaynağı olarak kullanıldıktan sonra radyoaktif yan ürünler üretilse de yakıtın zarf malzemesi sayesinde bu fisyon ürünleri yakıt çubuğu içerisinde tutulmakta ve kapalı bir sistem için belirlenen katı kurallardan taviz verilmeden uygulanması neticesinde soğutucuya radyoaktivite geçişi söz konusu olmamaktadır.

Isı enerjisi, daha sonra ikincil çevrimdeki ısı aktarım sistemleri vasıtasıyla buhar üretiminde kullanılmaktadır. Reaktör korundan geçerken soğutucu su, buhar üreteci olarak adlandırılan ısı değiştirgecinin borularından geçmekte ve üretecin içinde hareket ederken ikincil çevrim içindeki su ısınmakta ve ısınan su daha sonra buhara dönüşmektedir. Üretilen ve kurutulan buhar türbine yönlendirilir. Türbin kanatlarına çarpan kuru buhar sayesinde türbinin bağlı olduğu mil dönmeye başlar ve milin bağlı olduğu elektrik jeneratörü sayesinde ısı enerjisi

mekanik enerjiye dönüştürülür. Mekanik enerjiyi elektriğe çeviren elektrik jeneratörleri türbinlerin sonuna monte edilmektedir [15].

2.3. VVER Reaktör Basınç Kabı

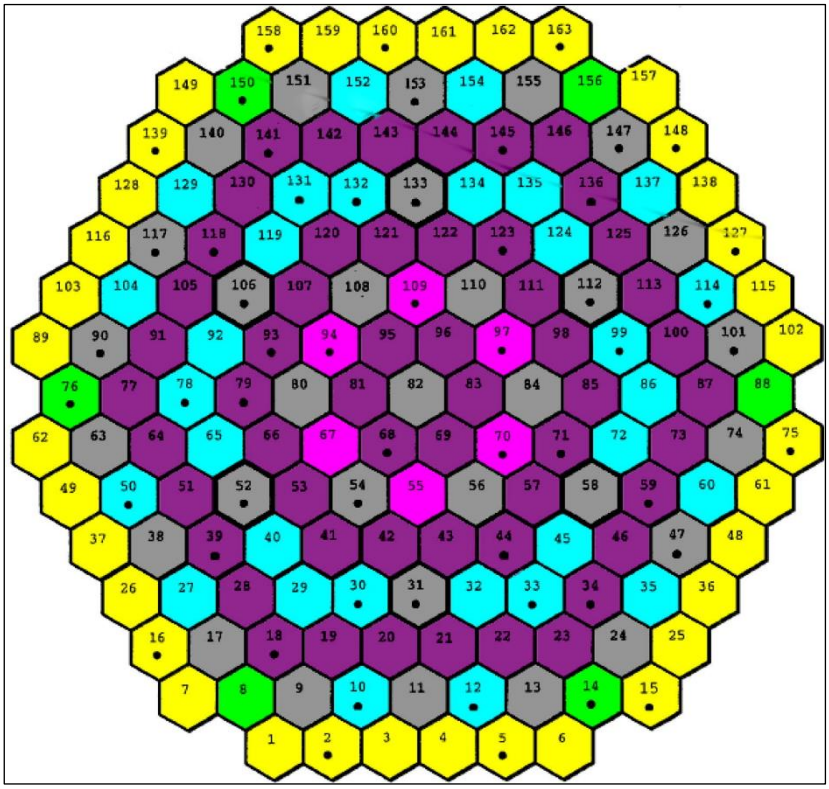
Reaktör kabı, silindirik yapıda ve yüksek basınca dayanabilecek şekilde yüksek mukavemetli alaşım çelikten imal edilmiş dikey kapaklı bir basınç kabıdır. Kabın iç yüzeyi korozyon önleyici malzemeler ile kaplanmıştır. Reaktör kontrol ve koruma sistemleri, kor içi ölçüm sistemi ve yakıt elemanları reaktör kabında muhafaza edilmektedir (bk. Şekil 2.2). Reaktör kabında, yakıt demetleriyle birlikte kontrol çubuklarının yer aldığı aktif kor yer almaktadır. VVER tipi bir reaktör 163 yakıt demetinden oluşmakta ve her bir yakıt demeti, 312 adet yakıt çubuğu, 18 adet kontrol çubuğu ve 1 adet kılavuz tüpten oluşmaktadır. Reaktör biriminin üst tarafında kontrol çubukları ve ilgili diğer birimleri yer almaktadır. Reaktör basınç kabını dışarıdan gelebilecek herhangi bir tehdide karşı ön gerilimli beton bir bariyere yer verilmiştir [16].



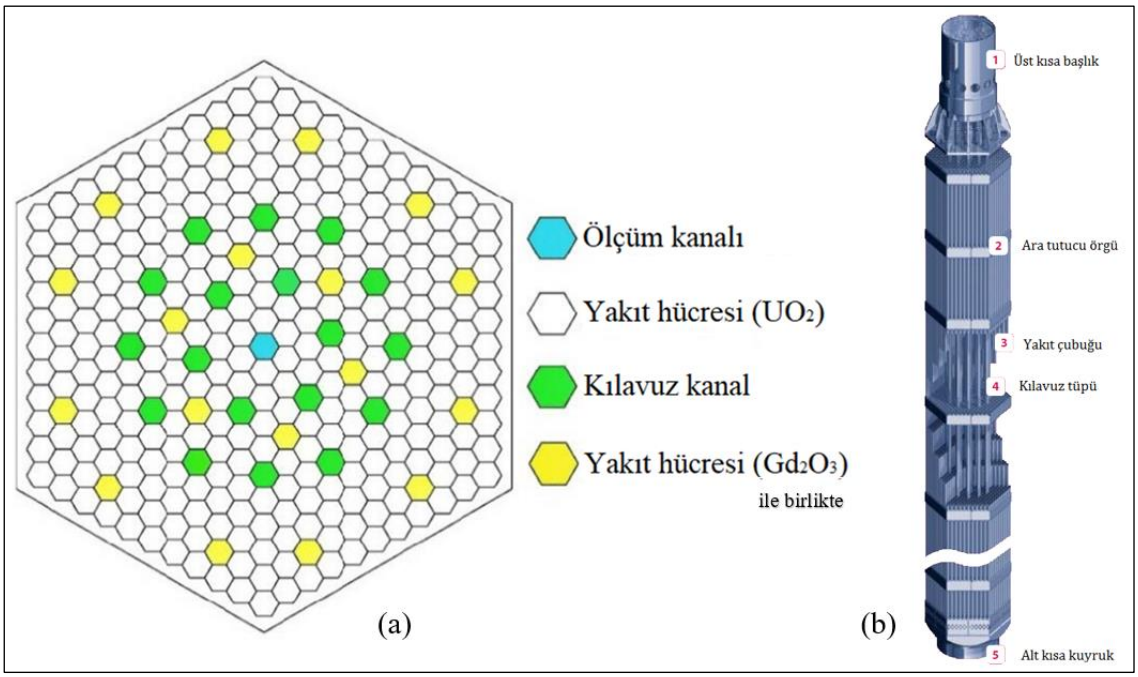
Şekil 2.2. Reaktör basınç kabının genel bir görünümü [17]

2.4. Reaktör Koru ve Yakıt Demeti

VVER yakıtı altıgen bir yapıda olup bu altıgen yapılar bir araya gelerek yakıt demetlerini oluşturmaktadır. Yakıt demeti yapısının korunması ve reaktör kor tasarımının güvenliğini temin etmek için aralama ızgaraları kullanılmaktadır. Hem moderatör hem de soğutucu olarak kullanılan hafif su, 14 m yüksekliğinde, 4 m çapında ve çok yüksek bir basınçtaki reaktör kabından (bkz. Şekil 2.2) geçmektedir. Reaktör koru Şekil 2.3'ten de görüldüğü üzere toplam 211 adet yakıt demetini içermektedir ancak bunların 163 adeti yakıt demetleri iken geriye kalan 48 tanesi ise reflektör demetleridir. Yakıt demetleri tasarım açısından birbirinin aynısıdır fakat yakıt zenginliği bakımından farklılık gösterebilmektedir. Eksenel olarak, toplam 355 cm aktif çekirdek yüksekliğine sahip yakıt demeti 35,5 cm yüksekliğinde 10 katmana bölünmüştür. Yakıt demetlerinin eksenel olarak hem üst hem de alt kısmında reflektörler bulunmakta ve reflektörlerin kalınlığı 23,6 cm'dir. Radyal olarak, kor her biri bir yakıt demeti düzeneğine karşılık gelen 23,6 cm'lik aralık ile altıgen demet hücrelere ve aynı boyutta bir radyal reflektöre bölünmüştür [18].



Şekil 2.3. VVER koru yakıt düzeni [19]



Şekil 2.4. Tipik bir VVER-1000 yakıt demeti içerisinde yakıt hücreleri ile ölçüm ve kontrol elemanlarının yerleşimi ve yakıt demetinin genel görünüşü [20]

VVER-1000 reaktörünün yakıt demeti Şekil 2.4'te görüldüğü üzere altıgen bir yapıdadır ve her bir yakıt demeti 312 adet yakıt çubuğunun bir araya gelmesiyle oluşmaktadır. VVER-1000 reaktörlerinde kullanılan yakıtın zenginliği ağırlıkça %3,7 ila %4,4 arasında değişebilmektedir. Reaktörün kontrolünde kullanılan kontrol çubuklarını barındıran yakıt demetlerinde ise ayrıca 18 adet kılavuz kanalı ve yakıt demetinin merkezinde 1 adet ölçüm kanalı yer almaktadır. Bu kanallar ayrıca yakıt çubukları arasında doğru mesafeyi temin eden hücresel ızgarayı desteklemek için de kullanışlıdır. Yakıt demeti başlığı ve alt ızgara kılavuz boruları tutmaktadır. Ölçüm kanalında nötron ve sıcaklık kontrol sensörleri bulunmaktadır.

Yakıt demetlerinin fiziksel özellikleri ve güvenliği arttırmak için, bazı yakıt çubukları ağırlıkça %4,0 oranında gadolinyum oksit (Gd_2O_3) içeren peletlerle doldurulmaktadır. Yakıt demetinin tasarımı [bkz. Şekil 2.4] şu bileşenlerden oluşmaktadır: üst kısa başlık, yakıt çubukları, kılavuz tüpleri, alt kısa kuyruk. Başlık, kor içerisinde yakıt tertibatını bir arada tutmak için gerekli olan sıkıştırma kuvvetini sağlar. Kuyruk, korun alt kısmı ile reaktör kor varilinin birbirine bağlanmasını sağlamakta ve yakıt çubuklarına soğutma suyu temini için bir kılavuzluk görevi yapmaktadır.

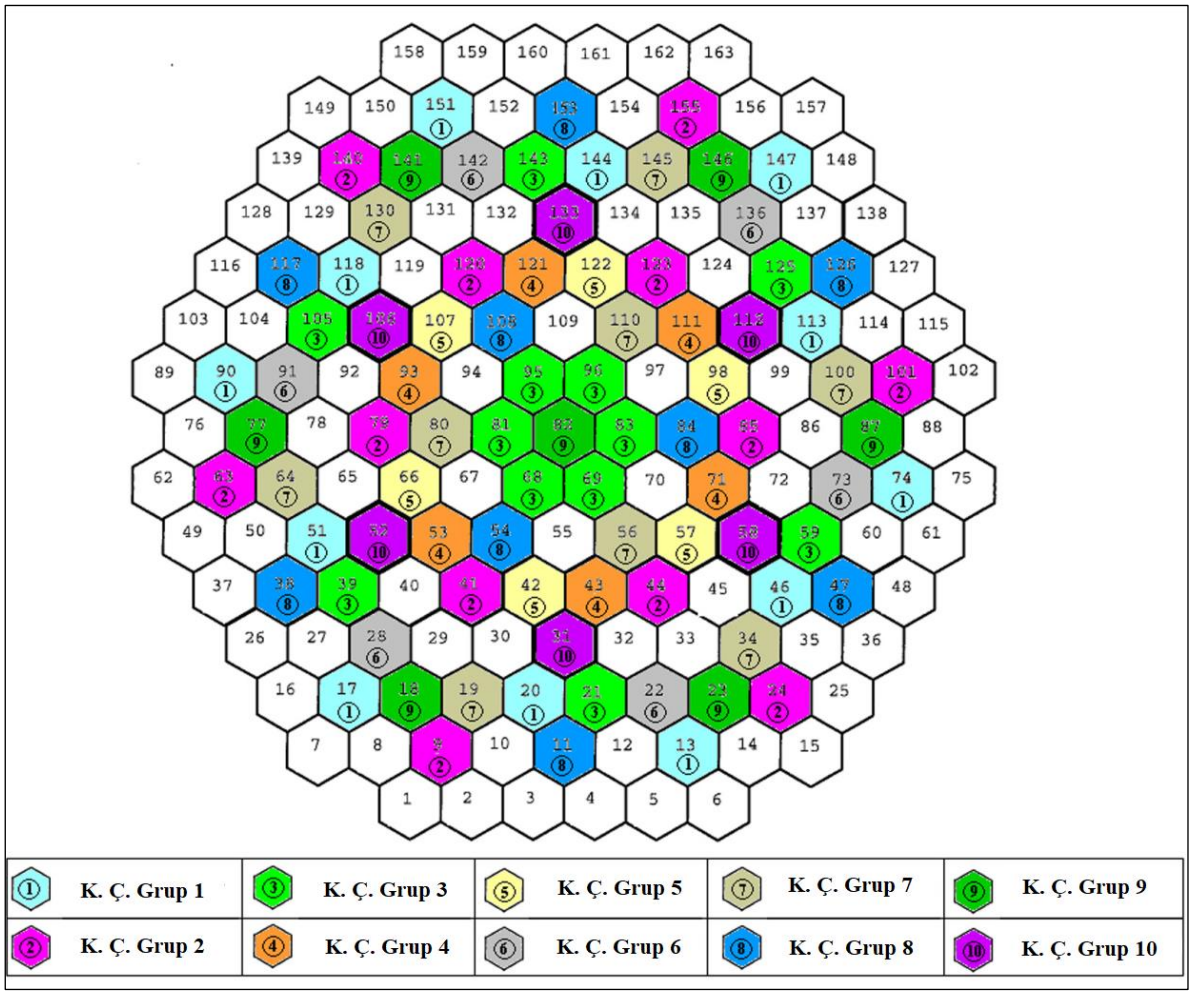
Hem standart yakıt çubukları hem de gadolinyum yakıt çubuklarını içeren yakıt demetleri, 312 adet yakıt çubuğu bünyesinde barındıran altıgen bir iskeletten oluşmaktadır [21]. Bu iskelet, kılavuz kanalları ve aralık ızgaralarından oluşur. Ayrıca bu yapı yakıt demetleri ile yakıt çubuklarına hizmet ömrü boyunca mukavemet, tasarlanan geometrik yapının ve yakıt çubukları arasındaki mesafenin korunmasına imkân tanımaktadır. Yakıt çubuklarının yanı sıra, yakıt düzeneğinde çok sayıda yapısal eleman bulunur: kapak, arka parça, aralama ızgaraları ve bazı durumlarda- bir örtü borusu. Yakıt yükleme ve boşaltma işlemleri sırasında yakıt demetlerini kavramak için bir kapak tasarlanmıştır ve arka parça, yakıt demetlerinin reaktöre yerleştirilmesini ve yakıt çubuklarına soğutucunun ulaşabilmesi için kanal sağlar. VVER reaktörünün yakıtı, yaklaşık 9 mm yüksekliğinde ve 7,7 mm çapında silindirik peletlere sıkıştırılmış olan uranyum dioksittir (UO_2). Peletlerin iç kısımda, gaz halindeki fizyon ürünlerin birikmesine olanak tanıyan, basıncı ve aynı zamanda yakıt sıcaklığını düşüren, 1,4 mm'lik bir delik bulunmaktadır. Kaplama, fisyon ürünlerinin ve diğer radyoaktif maddelerin soğutucu suya karışmasını önlemektedir. Peletlerin yüksek işletme sıcaklıklarında ısıl genleşmesi için yeterli alan bulunsun diye peletler ile zarf malzemesi arasında 0,08 mm'lik bir boşluk vardır. Diğer parametreler [Çizelge 2.2] 'de gösterilmektedir [18].

Çizelge 2.2. Temel reaktör kor parametreleri [18]

Parametre	Değer
Azami yakıt zenginliği	%4,4
Uranyum Dioksit miktarı	80 t
Ortalama özgül güç	110 kW/l
Güç yoğunluğu	107 W/cm^3
Azami doğrusal ısı akısı	448 W/cm
Asgari DNBR	1,73

VVER-1000 / V320 reaktörü, on gruba ayrılan 61 kontrol tertibatı ile donatılmıştır. Kısmi uzunluktaki kontrol çubuklarından oluşan grup 10 hariç diğer kontrol çubukları tam uzunluklu kontrol çubuklarından oluşmaktadır. Kısmi uzunluktaki kontrol çubuklarının sadece alt yarısında nötron emici maddeler bulunur ve bunlar ksenon salınımlarını bastırmak için kullanılırlar. Tam uzunluktaki kontrol çubukları, aktif çekirdek bölgesinin çoğunu kapsayan bir uzunlukta güçlü nötron emici içermektedir. Radyal düzenlemeye ek olarak, reaktörün içine giren kontrol çubuğunun santimetre cinsinden konumu, alt yansıtıcının tabanından verilmektedir. Emici uzunluğa denk gelen toplam kontrol düzeneği uzunluğu 371

cm'dir. Alt kontrol düzeneği emici kenarının alt reflektörün tabanına göre konumu, tamamen yerleştirilmiş bir kontrol düzeneği için 23,6 cm ve tamamen çekilmiş bir kontrol düzeneği için 378,6 cm'dir. Burada "Tamamen çekilmiş" ifadesi, aktif reaktör koru içerisinden kontrol çubuklarının tamamıyla çıkarıldığı anlamına gelir. Kontrol çubukları, tepeden reaktöre yerleştirilmektedir.



Şekil 2.5. Kontrol çubuğu kümelerinin VVER-1000 koru içerisinde konumları [22]

Kontrol çubuğu kümesi düzeneği, 18 adet emme elemanından, tutma kafasından ve ayrı bir askı aparatının yaylarından oluşur. Emici eleman, dış çapı $8{,}2.10^{-3}$ m ve duvar kalınlığı $0{,}5.10^{-3}$ m olan emici malzeme ile doldurulmuş ve kaynak ile kapatılmış bir tüptür. Emici malzeme olarak bor karbür (B_4C) ve disprosyum titanat ($Dy_2O_3TiO_2$) kullanılır. Emici elemanın alt kısmında yer alan disprosyum titanat, kontrol çubuğu demetleri kümesinin hizmet ömrünün uzatılmasını sağlamaktadır [18].

2.5. VVER-1000 Reaktörünün Tasarım Parametreleri

Bir tür VVER-1000 reaktörü olan Kalinin NGS'nin 1. ünitesinin tasarım parametreleri Çizelge 2.3'te listelenmektedir [23]**.** VVER-1000 reaktörünün altıgen kor geometrisi Şekil 2.3'te ve koru meydana getiren yakıt demetleri ile ölçüm kanalları ile kılavuz kanalının konumları Şekil 2.4'te gösterilmektedir. Reaktörün kontrolünü sağlayan kontrol çubukları kümelerinin kor içerisindeki konumları ve kontrol grup numaraları Şekil 2.5'te verilmiştir.

Çizelge 2.3. VVER-1000 reaktörünün tasarım parametreleri [16]

Reaktör Koru	Termal Güç	3.000 MW
	Elektriksel Güç	1.000 MW
	Özgül Güç Yoğunluğu	108 W/cm^3
Soğutucu	Kor Giriş Basıncı	15,8 MPa
	Net akış hızı	84.800 m^3/sa
	Sıcak Konum ve Tam Güçte Giriş Sıcaklığı	288 ^{o}C
	Sıcak Konum ve Tam Güçte Ortalama Kor Çıkış Sıcaklığı	317 ^{o}C
	Sıcak Konum ve Tam Güçte Ortalama Zarf Sıcaklığı	320 ^{o}C
	Sıcak Konum ve Tam Güçte Ortalama Yakıt Sıcaklığı	727 ^{o}C
Kor	Toplam Yükleme	79.500 kg UO2
	Geometri	Şekil 2.3
	İlk Yüklemede Kullanılan Yakıt Demeti Grubu Sayısı	4
	Her Bir Gruptaki Yakıt Demetlerinin Sayısı	79, 42, 36, 6
	Yakıt Demetlerinin Zenginliği	%2, %3, %3,3, Şekillendirilmiş %3,3 (78 yakıt çubuğu %2, 234 yakıt çubuğu %3,3)
	Yakıt Demetlerinin Yükleme Konumları	Şekil 2.3
	Etkin Kor Yarıçapı	158 cm
	Kontrol Demetlerinin Konumları	Şekil 2.5
	Sistemin Kontrolü ve Kapatılması için Kullanılan Kontrol Demetleri ya da Kontrol Çubuklarının Grup Sayısı	10
Yansıtıcı	Su Sıcaklığı	286 ^{o}C – 288 ^{o}C
	Su Basıncı	1581,284 N/cm^2
	Kor Potası Malzemesi (Termal Kalkan)	08X18H10T

Çizelge 2.3. (devam) VVER-1000 reaktörünün tasarım parametreleri

Yakıt Demeti	İki Yakıt Demeti Merkezleri Arası Uzaklık	23,6 cm
	İki Yakıt Demeti Arası Boşluk	0,2 cm
	Kabuk Bulunmamakta	
	Yakıt Zenginliği	%3,7 – %4,4 zenginlikli
	Yakıt Çubuğu Sayısı	312
	İki Yıllık Yakıt Çevrimi Boyunca Her Bir Yakıt Demetindeki Toplam UO_2 Kütlesi	486,7 kg
	İki Yakıt Elemanı Merkezleri Arası Uzaklık	1,275 cm
Aralama Izgaraları	Malzeme	12X18H10T Paslanmaz Çelik (Fe-%69,88, C-%0,12, Cr-%18,5, Ni-%10,5, Ti-%1)
	Yoğunluğu	7,85 g/cm^3
	Aralama Izgaralarının Sayısı	10
	Bir Aralama Izgarasının Kütlesi	654 g
	Yakıt bölgesindeki ızgaraların sayısı	14
Ölçüm Kanalı	Malzeme	Zirkonyum Alaşımı (Zr-%98,97, Nb- %1, Hf-%0,03)
	Yoğunluğu	6,55 g/cm^3
	Dış Yarıçapı	0,56 cm
	Kalınlığı	0,08 cm
	Konumu	2.18
	Yakıt Demeti içerisindeki konumu	Şekil 2.4
Kontrol Çubukları ve Kılavuz Kanalları	Malzeme	Paslanmaz Çelik (Fe-%69,88, C-%0,12, Cr-%18,5, Ni-%10,5, Ti-%1)
	Yakıt Demetindeki Kılavuz Kanal Sayısı	18
	Dış Yarıçapı / Kalınlığı	0,63 cm / 0,08 cm
Yakıt Çubuğu	Zarf Malzemesi	Zirkonyum Alaşımı (Zr-%98,97, Nb- %1 Hf-%0,03)
	Yoğunluğu	6,515 g/cm^3
	Dış Yarıçapı	0,455 cm

Çizelge 2.3. (devam) VVER-1000 reaktörünün tasarım parametreleri

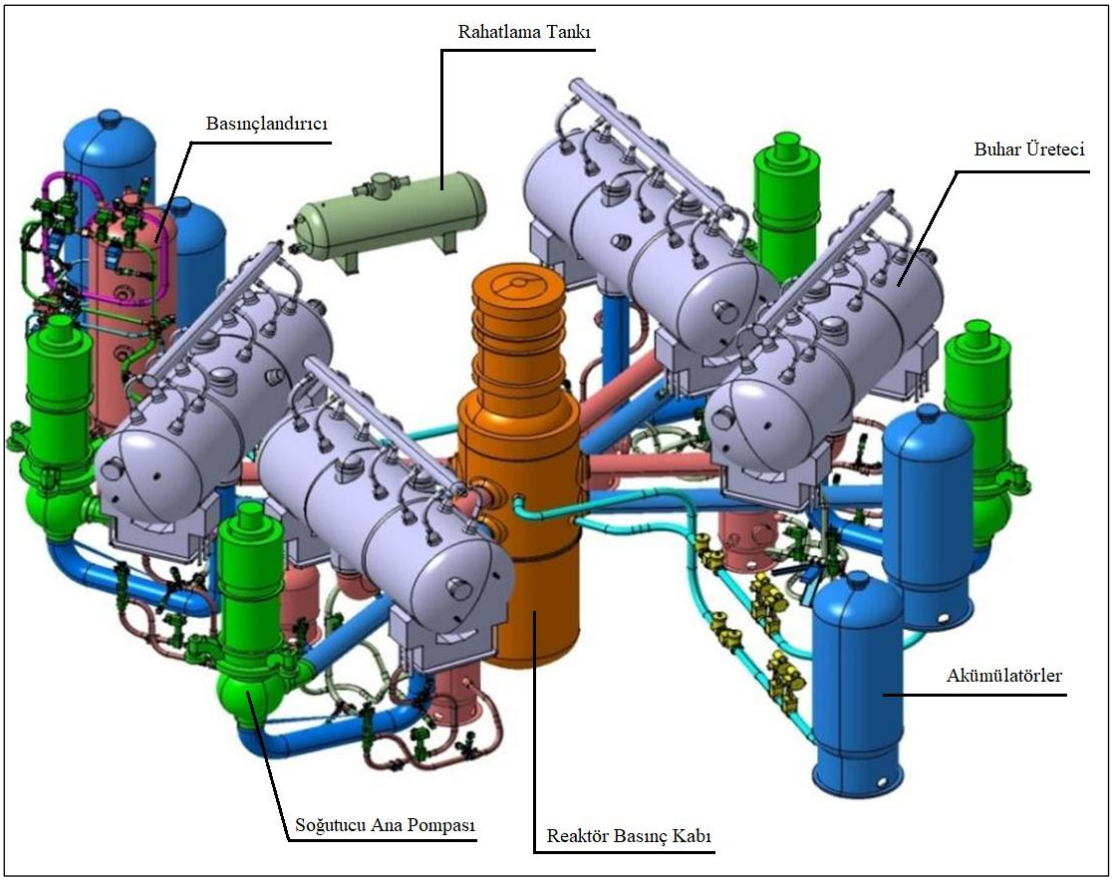
	İç Yarıçapı	0,386 cm
	Yakıt Malzemesi	UO_2
	Teorik Yoğunluğu	10,2 – 10,4 g/cm^3
	Merkezdeki boşluğun yarıçapı	0,07 cm
	Yakıt Çubuğu içerisindeki UO_2 Yüksekliği	353 cm
	(Soğuk Durum/Tam güç)	(383/356,7 cm)
	Dış Yarıçapı	0,38 cm
	Başlangıçtaki He Basıncı	29,24 N/cm^2
	Yakıt Çubuğundaki UO_2 Miktarı	1056 g
Kontrol Çubukları	Zarf İç Çapı	0,7 cm
	Zarf Kalınlığı	0,06 cm
	Zarf Malzemesi	Paslanmaz Çelik (Fe-%69,88, C-%0,12, Cr-%18,5, Ni-%10,5, Ti-%1)
	Yutucu Çapı	0,7 cm
	Yutucu Malzemesi	B_4C
	Yutucu Yoğunluğu	1,8 g/cm^3
Yanabilen Yutucu Çubuklar	Zarf İç Çapı	0,772 cm
	Zarf Kalınlığı	0,069 cm
	Zarf Malzemesi	Zirkonyum Alaşımı (Zr-%98,97, Nb- %1, Hf-%0,03)
	Yutucu Çapı	0,772 cm
	Yutucu Malzemesi	^{10}B- %0,2496 ^{11}B- %1,011 Al – %91,738 Fe – %0,1918 Ni – %1,915 Cr – %2,9796 Zr – %1,915
	Kor yoğunluğu	1,8 g/cm^3

2.6. VVER-1200 Tipi Reaktörler ve Teknik Özellikleri

VVER-1200 modeli, hâlihazırda yıllardır işletilen VVER-1000 modeli temel alınarak tesisin performansı ve güvenliği artırılarak geliştirilen bir modeldir. Bu model gelişmiş 3. nesil ya da 3 (+) nesil nükleer santral olarak anılmaktadır. 3 (+) nesil reaktörlerin tasarımları, sistem arızası durumunda kazaları yönetebilmek ve kazaların olası etkilerini azaltmak için aktif ve

hiçbir aktif kontrol veya operasyonel müdahale gerektirmeyen pasif güvenlik önlemlerini bünyesinde barındırmaktadır. Pasif güvenlik önlemleri, yerçekimi, doğal konveksiyon gibi temel fizik kanunlarına göre çalışan ve otomatik olarak başlatılan sistem ya da sistemler bütünü olabilmektedir [24].

En son onaylanan tasarım modeli olan VVER-1000 esas alınarak geliştirildiğinden, orijinal tasarım ve yeni VVER-1200 tasarımları arasında birçok ortak özellikler ile farklılıklar bulunmaktadır. VVER-1200 reaktör karakteristiğini belirleyen ana unsurlar reaktör korunda yapılan iyileştirmelerden kaynaklanmaktadır.

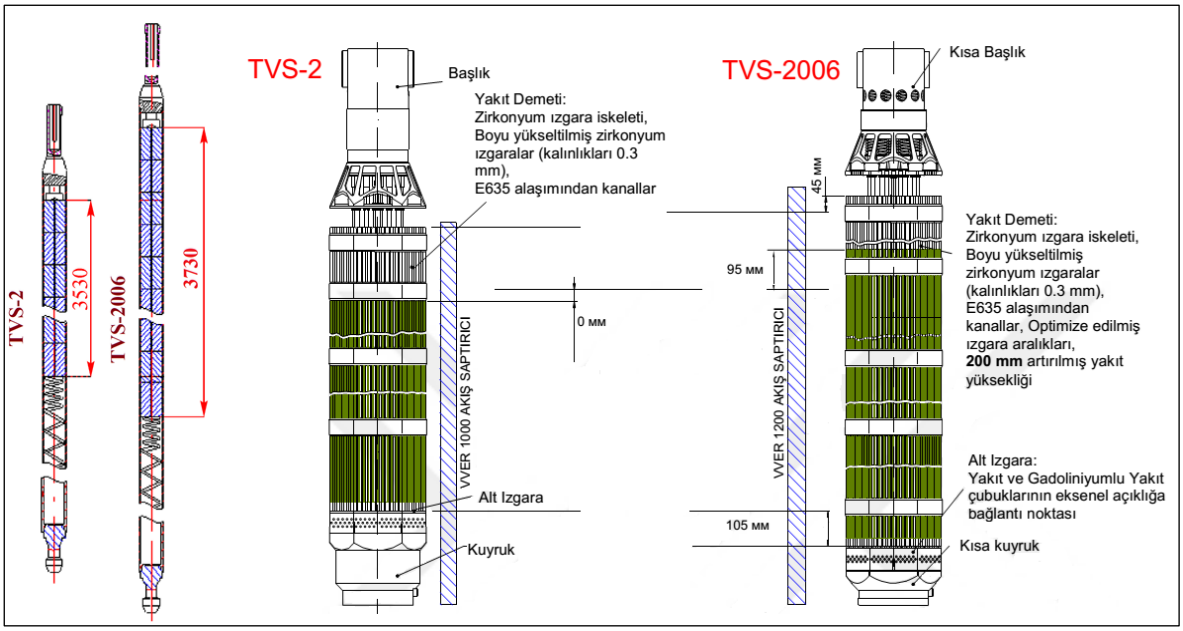


Şekil 2.6. VVER-1200 birincil döngü ve ana bileşenleri [16]

VVER-1200 reaktör tasarımında reaktör basınç kazanının yüksekliği 10,897 metreden 11,185 metreye, iç çapı 4,15 m'den 4,25 m'ye ve cidar kalınlığı 19,25 cm'den 19,75 cm'ye çıkarılarak reaktör kazanının duvarında radyasyonun etkisinde önemli bir azalma sağlanmaktadır. Böylelikle reaktör kazanının ağırlığı 323 tona çıkmıştır. Yeni tasarımda yatay buhar üreteçlerinin sayıları değiştirilmemiş fakat 13,82 m uzunluğundaki kaynaklı

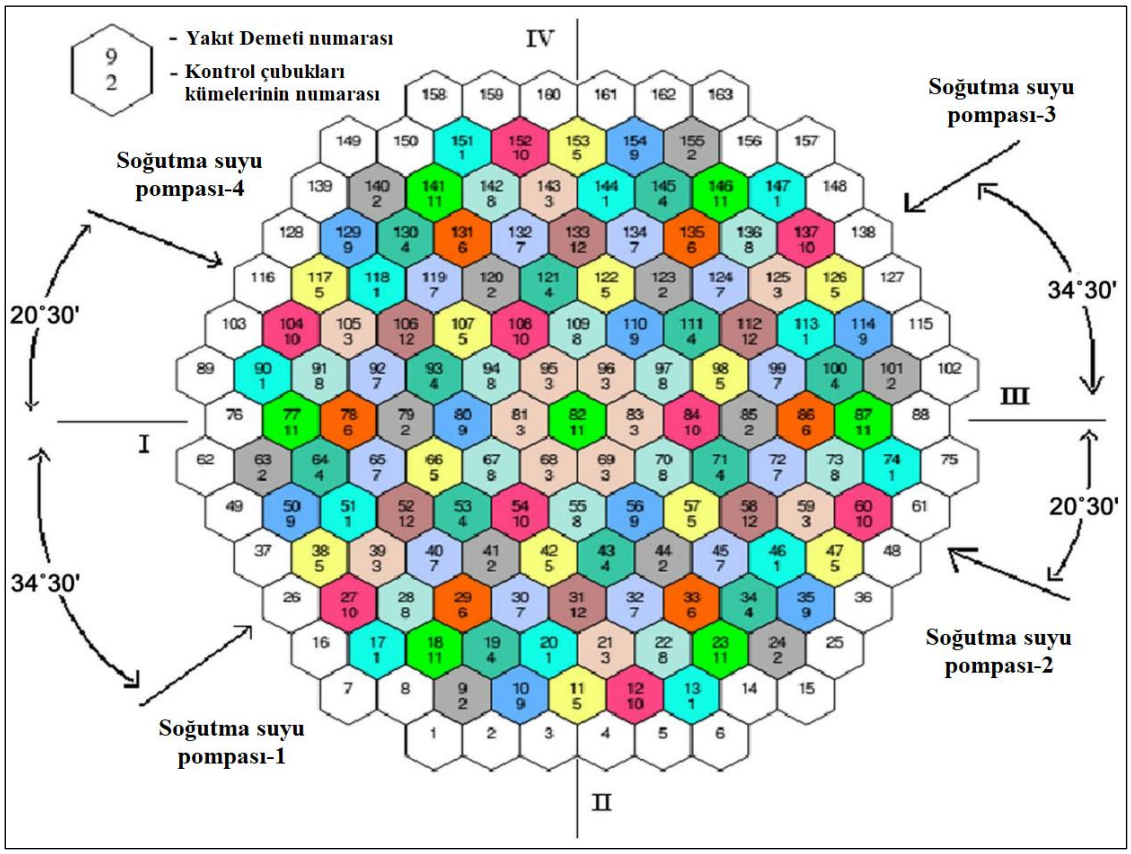
silindirik kabın iç çapı 4,2 m'ye büyütülerek daha fazla ısının çekilmesine olanak sağlanmıştır [25].

VVER-1200'lerin yakıt demetleri tasarım açısından incelendiğinde VVER-1000 modelinde kullanılan benzer bir yaklaşım benimsenmiştir. Her iki yakıt demeti Şekil 2.7'de görüldüğü üzere sert kaynaklı bir çerçeveye bağlı üst başlık, alt kuyruk ve yakıt demetleri yığınından müteşekkil olmaktadır. Ancak reaktör korundaki toplam yakıt demeti sayısı sabit kalırken yakıt çubuklarının yükseklikleri 353 cm'den 373 cm'ye çıkarılmış ve böylece reaktörde üretilen gücün artışı sağlanmıştır.



Şekil 2.7. VVER-1000'de kullanılan TVS-2 isimli ve VVER-1200'de kullanılan TVS-2006 isimli yakıt tasarımı [26, 63]

VVER-1000 ve VVER-1200 modelleri arasındaki en büyük farklardan biri, kullanılan kontrol çubukları kümelerinin düzenleme sisteminde gerçekleştirilmiştir. VVER-1000 tasarımında 10 gruba bölünmüş 61 adet kontrol çubukları kullanılırken VVER-1200 tasarımında ise 12 gruba ayrılmış toplam 121 adet kontrol çubuğu ile reaktörün kontrolü sağlanmıştır. VVER-1200 reaktör korunda kontrol çubukları kümelerinin konumları Şekil 2.8'de gösterilmektedir. Ayrıca, nötron yutucu malzeme olarak VVER-1000 tasarımında sadece bor karbür (B_4C) kullanılırken VVER-1200 tasarımında hem B_4C hem de $Dy_2O_3TiO_2$ kullanılmaktadır [26].



Şekil 2.8. VVER-1200 reaktör korunda kontrol çubukları kümesinin yerleşimi [25]

Çizelge 2.4. VVER-1200 reaktörünün tasarım parametreleri [16]

Reaktör Koru	Termal Güç	3.200 MW
	Elektriksel Güç, Brüt Elektriksel Güç, Net	1.170 MW 1.082 MW
	Özgül Güç Yoğunluğu Net Verim	108,5 W/cm^3 %33,9
Soğutucu	Kor Giriş Basıncı Tasarım Basıncı	16,2 MPa 17,64 MPa
	Net akış hızı	86.000 m^3/sa
	Sıcak Konum ve Tam Güçte Giriş Sıcaklığı	298,6 ºC
	Sıcak Konum ve Tam Güçte Ortalama Kor Çıkış Sıcaklığı	329,7 ºC
Kor	Yakıt Demetlerinin Yükleme Konumları	Şekil 2.3
	Etkin Kor Çapı	316 cm
	Kontrol Demetlerinin Konumları	Şekil 2.8
	Sistemin Kontrolü ve Kapatılması için Kullanılan Kontrol Kümelerinin Sayısı	12

Çizelge 2.4. (devam) VVER-1200 reaktörünün tasarım parametreleri

Yakıt Demeti	İki Yakıt Demeti Merkezleri Arası Uzaklık	23,6 cm
	İki Yakıt Demeti Arası Boşluk	0,2 cm
	Yakıt Çubuğu Sayısı	312
	İki Yakıt Elemanı Merkezleri Arası Uzaklık	1,275 cm
	Kılavuz Kanalı Sayısı	18
	Ölçüm Kanalı Sayısı	1
Yakıt Çubuğu	Zarf Malzemesi	Zirkonyum Alaşımı (Zr-%98,97, Nb- %1 Hf-%0,03)
	Yoğunluğu	6,515 g/cm^3
	Dış Yarıçapı	0,455 cm
	İç Yarıçapı	0,3864 cm
	Yakıt Malzemesi	UO_2, UO_2+Gd_2O_3
	Yakıtın Yoğunluğu	10,4 – 10,7 g/cm^3
	Merkezdeki boşluğun yarıçapı	0,075 cm
	Yakıt Çubuğu içerisindeki UO_2 Yüksekliği	375 cm
Kontrol Çubukları	Yutucu Malzemesi	B_4C + $Dy_2O_3TiO_2$

3. İLGİLİ ARAŞTIRMALAR

Rahmani ve ark. [22] tarafından yapılan çalışmada, VVER-1000 tipi Buşehr nükleer güç santralinin gerçek geometrik ölçüleri dikkate alınarak termal-nötronik parametrelerindeki değişikliklerinin yanı sıra fisyon ürünleri ve yakıtı oluşturan izotopların konsantrasyonlarını ilk devreye alma ve birinci çevrim süresince incelemiştir. Zamana bağlı hücre hesaplamaları yapmak ve yakıt bileşenlerinin konsantrasyonunu belirlemek için WIMSD5-B, etkin çoğaltma faktörü ve reaktörün ısıl güç dağılımını bulmak için CITATION LDI2 ve reaktör korundaki sıcaklık dağılımını doğru bir şekilde hesaplamak için WERL bilgisayar kodu kullanılmıştır. Buşehr nükleer güç santralinin negatif sıcaklık geri beslemelerin üstesinden gelmek ya da ilk güvenlik temini testlerini yapmak için gerekli koşulları sağlamak için tasarlanmadığını, bundan ziyade, temel olarak, birinci çevrim sırasında radyal güç zirve faktörü (radial power peaking factor) dağılımının düzleşmesini arttırmak için tasarlandığını sonucuna varılmıştır. Çalışmada yapılan modellemenin sonuçları ile VVER-1000 reaktörün nihai güvenlik analizi raporu arasındaki karşılaştırma, bu makalede sunulan sonuçların tatmin edici derecede doğru olduğunu göstermiştir.

Arshi ve diğerleri [27], kararlı durumdaki tipik bir VVER-1000 reaktörünün COBRA-EN kodu kullanılarak termal-hidrolik analizi yapılmıştır. Analiz için gerekli olan güç dağılımı, nötronik hesaplamalar yapan WIMS-D4 ve CITATION kodları aracılığıyla, maksimum ve ortalama yakıt sıcaklığı, entalpi, boşluk oranı, soğutucu sıcaklığı ve yoğunluğu, soğutucu kütle akış hızı ve basınç düşüşü EPRI modeli kullanılarak yapılmıştır. Nötronik hesaplamaları temel alarak en çok değer atfeden kanalın termal hidrolik analizi (sıcaklığı, entalpisi, kritik ısı akısı ve minimum kabarcıklı kaynamadan ayrılma oranı (MDNBR) hesaplanmıştır. Elde edilen sonuçlar reaktörün nihai güvenlik analizi raporu ile analitik çözümlerden elde edilen veriler ile karşılaştırılmış ve birbirleriyle iyi bir uyum içerisinde olduğu gözlenmiştir. COBRA-EN kodunun değiştirilmiş bu versiyonunun, VVER reaktörlerinin gelecekteki alt kanal analiz çalışmalarında ve ayrıca zamana bağlı analizi için iyi bir hesaplama aracı olarak kullanılabileceği önerilmektedir.

Nyalunga ve arkadaşları [28] son yıllarda Güney Afrika'nın, ekonomi ve sosyal altyapısının gelişmesi ve büyümesi nedeniyle, artan enerji talebini karşılamak için, daha fazla kömür santrali kurulumuna ve yenilenebilir ve nükleer enerji kullanımına yöneldiğine

değinmektedir. Güney Afrika hükümeti elektrik şebekesine yaklaşık 9,6 GW enerji üretebilen VVER tipi nükleer güç santralini eklemeyi planlamakta olup aynı zamanda bir dereceye kadar nükleer santralin üretim ve işletmenin yerli imkânlar ile yapılması ve reaktörün kritikliği, yanma analizi, reaktörün zırhlanması ve kaza analizi konularında uzmanlaşmayı hedeflemektedir. Bu nedenle açık literatürden elde edilen verilere dayanarak ilk döngü başlangıcında ve soğuk sıfır güç durumu için VVER-1000 reaktörünün nötronik analizi yapılmıştır. Girdi dosyası NWURCS kodu kullanılarak hazırlanmış ve nötronik analizler MCNP6 yazılımı ile gerçekleştirilmiştir. Daha sonra, kritik bor konsantrasyonunun hesaplanarak kritik reaktör durumunun elde edilmesiyle birlikte kontrol çubuğu değeri ve reaktivite katsayıları hesaplanmıştır. Elde edilen sonuçların kabul edilebilir sınırlar içinde olduğunu gözlenmiştir.

Louis [29] tarafından yapılan çalışmada, farklı çalışma koşullarında farklı yanma durumları için VVER-1000 yakıt demetlerindeki güç dağılımı MCNPX kodunu kullanarak incelenmiştir. Çalışmada hesaplamalı denektaşı probleminde tarif edilen düşük zenginlikteki uranyum (LEU) ve karışık oksit yakıt (MOX) demetleri için elde edilen bulgular sunulmuştur. ENDF / B-VII.1 (ENDF71x) kütüphanesini kullanan Monte Carlo kodu MCNPX (sürüm MCNPX 2.7.0) kodu vasıtasıyla etkin çoğaltma faktörü (k_{inf}) ve yanma oranına göre fisyon oranının dağılımı hesaplanmıştır. Üç farklı yanma oranında (0, 20 ve 40 MWd / kgHM) yakıtın tükenme hesaplamaları için dört farklı hesaplama durumu işletme ve soğuk koşullarında gerçekleştirilmiştir. Elde edilen sonuçlar denektaşı probleminin sonuçları ile kıyaslanmış ve bütün sonuçların mükemmel bir uyum içerisinde olduğu gözlenmiştir. MCNPX kodundan elde edilen sonuçlar LEU ve MOX yakıt demetleri ile yüklenen VVER için referans sonuç olarak kullanılabileceği belirtilmektedir.

Dwiddar ve arkadaşları [30] tarafından normal işletme koşullarında VVER-1200 nükleer santralinin ilk kor yüklemesinde toryumun yakıt olarak eklenmesinin nötronik değerler üzerine etkisi incelenmiştir. Karışık toryum uranyum yakıtı ve toryum battaniye yakıtı olmak üzere iki farklı desen için hesaplama ve karşılaştırmalar yapılmıştır. VVER-1200 reaktör koru MCNPX kodu kullanılarak simüle edilmiş ve etkin çoğaltma faktörü ve yakıtın yanmasına bağlı olarak yakıt döngü uzunluğu hesaplanmıştır. Yüklenen toryum miktarına ek olarak, toryum yakıt demetlerinin reaktör korundaki konumu etkin çoğaltma faktörü ve dolayısıyla yakıt çevrim uzunluğunun belirlenmesinde önemli rolünün olduğunu

belirlenmiştir. Toryumun yerleştirilmesi gereken en iyi konumun reaktör korunun çevresi olduğu sonucuna varılmıştır.

Bu çalışmada temel alınan probleme ilişkin beş farklı kurumdan uzmanlar katılmış ve elde edilen altı farklı çözüm Nükleer Enerji Ajansı (NEA) tarafından derlenmiş ve rapora dökülmüştür. MCU ve TVS-M kodlarını kullanan Rus Araştırma Merkezi "Kurchatov Enstitüsü" (RRC-KI), WIMS8A kodunu kullanan Belgonucléaire, HELIOS kodunu kullanan ABD'den Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı (ORNL), MCNP4B yazılımını kullanan Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) ve MULTICELL kodunu kullanan KFKI Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü analiz çalışmasına katılanlar arasında yer almaktadır. Katılımcılar tarafından kullanılan veri kütüphaneleri, ENDF / B-VI, JEF-2.2 ve MCU ve TVS-M kodları ile kullanılan tesir kesit verilerinin bir derlemesi olan MCUDAT-2.1'i içermektedir. Raporda her bir yakıt elemanı için fisyon oranı dağılım hesaplamaları yapılmış ve UGD ve MOXGD yakıt düzenleri için sapma sırasıyla %2'yi ve %3'ü aşmayan sapma değerleri gözlemlenmiştir [31].

Mercatali vd. [32] tarafından VVER-1000 basınçlı su reaktörünün yakıt demetinin 1/6'sı için SERPENT ve SCALE kodları ile modern nükleer veri kütüphaneleri kullanılarak göreli güç dağılımı değerleri hesaplanmış ve elde edilen sonuçlar birbirleri arasında kıyaslama yapılmıştır. Etkin çoğaltma faktörü hesabında kodlar arasında gözlemlenen en büyük sapma değeri %1'in altında iken göreli güç dağılımında maksimum sapmanın %4,2'yi bulduğu ortaya konmuştur.

Gordienko vd. [33] AER VVER-1000-ETE için nötron transport hesaplamalarını sonlu farklar yönteminden faydalanarak çözmek yerine onlara karşılık gelen düğüm denklemlerini ele alan BIPR-8 bilgisayar programını kullanarak gerçekleştirmiştir. Hesaplamada tam kor geometrisi dikkate alınmış, her bir yakıt hücresi için güç dağılımı hesabı yapılmış ve elde edilen sonuçlar MCNP sonuçları ile karşılaştırılmıştır. Tam kor çalışmalarında sapma değeri %1,37'yi geçmez iken tüm yakıt elemanı tek tek değerlendirildiğinde en yüksek göreli hata değeri %5,1 olarak hesaplanmıştır.

Thilagam vd. [34] NEA tarafından referans olarak gösterilen düşük zenginlikte uranyum ve karma yakıt düzenine sahip bir VVER-1000'in her bir yakıt hücresi için nötronik davranışı tahmin etmeyi hedeflemiştir. Bu amaçla Bhabha Nükleer Araştırma Merkezi (BARC)

tarafından WIMS-D formatında 172 enerji gruplu "JEFF31GX" tesir kesiti kütüphanesini kullanan ve hücre temelli hesap yapabilen EXCEL kodu geliştirilmiş ve hesaplamalarda kullanılmıştır. Hesaplamalardan elde edilen sonuçlar NEA raporunda sunulan sonuçlarla karşılaştırılmıştır. Fisyon oranı dağılımları incelendiğinde Gadolinyum içermeyen yakıt hücrelerinde referans problemin sonuçlarından %2 oranında saptığı ancak Gadolinyum ihtiva eden hem düşük zenginlikteki hem de karma yakıt düzenine sahip yakıt hücrelerinde ise bu sapma oranın %5 mertebesine çıktığı belirtilmiştir.

Abuqudaira ve Stogov [35], çarpışma olasılıkları yöntemini esas alan GETERA kodunu NEA raporunda yer alan referans probleminin farklı çalışma koşulları altında nötronik analizini gerçekleştirmek için kullanmıştır. BNAB-93 nükleer veri kütüphanesini kullanan GETERA kodundan elde edilen sonuçlar NEA raporunda sunulan sonuçların ortalaması ile kıyaslanmıştır. Hesaplanan etkin çoğaltma faktörünün referans alınan sonuçlardan göreli sapmasının %0,7'den düşük olduğu bildirilmiştir. Ayrıca yanma analizleri 40 MWd/kgHM'ye kadar gerçekleştirilmiştir. Uranyum-Gadolinyum Oksit'ten (UGD) ve Plütonyum-Gadolinyum Oksit'ten (MOXGD) olarak adlandırılan yakıt demetleri için çoğaltma faktörü, ortalama izotop bileşimi, çeşitli reaktivite etkileri ile izotopların eksenel yönde değişimi gibi parametreler irdelenmiştir. Elde edilen sonuçlar NEA raporunda yer alanlar sonuçlar ile çok iyi bir uyum sağladığı aktarılmıştır.

Galahom [36] VVER 1200 korunda kullanılan homojen ve Tohum-Battaniye yakıt demeti (Seed-Blanket) de denen ve yakıt demetinin etrafının battaniye gibi farklı nükleer malzemelerin sarıldığı heterojen yakıt demeti düzeni için nötronik analizler ENDF / B-VII.0 veri kütüphanesine sahip MCNPX 2.7 kodu vasıtasıyla gerçekleştirmiştir. Battaniye bölgesinde doğurgan bir malzeme olarak Toryum-232 ve tohum bölgesinde farklı fisil malzemeler kullanılarak homojen yakıt düzeni yerine heterojen yakıt demeti düzeni kullanıldığında elde edilebilecek olası avantajlarını incelenmiştir. Dört farklı yakıt bileşeni için eksenel güç dağılımı her iki yakıt demeti düzeni için gerçekleştirilmiş ve güç dağılımı homojen yakıt demeti düzeninde daha düz olduğu gözlenmiştir. Ayrıca yanma analizlerinin sonuçları kıyaslandığında geleneksel yakıt düzenine sahip yakıt demetinin yanma değeri 36 GWd/T'a kadar iken yüksek doğurgan kabiliyetinden dolayı heterojen yakıtla donatılan yakıt demetinin yanma değerinin 60 GWd/T'a ulaşabildiği belirtilmiştir. Yapılan çalışmada, doğurgan malzeme olarak Th-232 kullanıldığında radyoaktif atık miktarında önemli bir azalmanın olduğunu belirtmiştir.

Khan ve arkadaşları [37] tarafından hesaplamalı denektaşı probleminde tarif edilen düşük zenginlikteki uranyum (UGD) ve karışık oksit yakıt (MOXGD) demetleri için VISWAM kod sistemini kullanarak nötronik analizler gerçekleştirilmiştir. VISWAM kodunda uygulanan kafes analizi yöntemi, 1 Boyutlu (1B) çoklu grup transport ve 2 Boyutlu (2B) az gruplu difüzyon teorisinin bir bileşimine dayanmaktadır. Yakın zamanda 2B çarpışma olasılığına (CP) dayalı arayüz akım yöntemini geliştirildi ve VISWAM koduna da dâhil edilmiştir. Mevcut VISWAM kodu, altıgen geometride P2 Legendre polinomlarına kadar açısal akı genişlemesini dikkate almaktadır. Bu çalışmada, denektaşı probleminde bulunan iki farklı yakıt demeti modeli VISWAM kodu kullanarak analizler yapılmış, farklı akı anizotropilerinin denektaşı probleminin sonuçları üzerindeki etkisini incelenmiş ve denektaşı probleminin sonuçları ile karşılaştırılmaktadır. Fisyon yoğunluğu dağılımı incelendiğinde denektaşı probleminin sonuçları ile oldukça uyumlu neticeler elde edildiği belirtilmiş ve UGD yakıt demeti düzeni için maksimum göreli sapma değeri %2,03 iken MOXGD yakıt demeti düzeni için %-2,71 olarak hesaplanmıştır.

Louis ve Amin [38] tarafından yapılan çalışmada, VVER-1000 için UGD ve MOXGD yakıt demeti düzeni için nötronik analizler bir tür Monte Carlo kodu olan MCNPX 2.7 ile gerçekleştirilmiştir. Yanma değerlerine göre etkin çoğaltma faktörü ile fisyon ürünlerinin yoğunluğu ve çeşitli reaktivite etkilerine göre değişimi irdelenmiş ve MCU-REA kodu ile NEA denektaşı probleminde yer alan diğer kodların sonuçları karşılaştırılmıştır. Yanma değerlerine karşılık gelen etkin çoğaltma faktörü değerleri MCNPX kodundan elde edilen sonuçlarla iyi bir uyum göstermiştir. Yanma değerleri irdelendiğinde, özellikle düşük yanma değerlerinde yakıt demeti ortalama izotop içeriği her iki yakıt demeti için de denektaşı probleminde sonuçları sunulan diğer kodların ortalamaları ve MCU kodundan elde edilen sonuçlar arasında mükemmel bir vardır. Yüksek yanma değerlerinde ise bazı izotoplar için referans değerlerden sapmalar bir miktar artmıştır ancak çoğu durumda elde edilen sonuçlar arasında iyi bir uyum gözlenmiştir. Reaktivite etkilerinin karşılaştırılmasında çok iyi bir uyum gözlenmekle birlikte her iki yakıt demeti için reaktivite etkileriyle ilgili sapma değeri yaklaşık olarak aynı olduğu belirtilmiştir.

Khrais ve diğerleri [39] tarafından yapılan çalışmada, düşük zenginlikteki uranyum ve 12 adet Uranyum Dioksit ve %4 oranında yanabilen bir zehir olan Gd_2O_3 ihtiva eden yakıt çubukları (UGD) ile yüklenen VVER-1000 nükleer reaktörünün yakıt demetinin nötronik analizleri Serpent 2 kodu ve ENDFb.6.8 ve ENDFb.7 veri kütüphaneleri kullanılarak

gerçekleştirilmiştir. Ayrıca, bu çalışmada UGD yakıt çubuklarının çoklu radyal katmanlara bölünmesinin reaktivite, izotop üretimi ve radyal yanma dağılımı üzerine etkileri de irdelenmiştir. Elde edilen sonuçlar çeşitli Monte Carlo ve deterministik kodların sonuçları ile kıyaslanmıştır. Serpent 2 kodu ile birlikte özellikle ENDFb.6.8 veri kütüphanesi kullanıldığında, NEA denektaşı probleminde yer alan sonuçların ortalama değeri ile iyi bir uyum gösterdiği görülmüştür.

Naymushin ve diğerleri [40] tarafından gerçekleştirilen çalışmada VVER tipi reaktörde toryum bazlı yakıt bileşiminin kullanılma ihtimali ve olası faydaları araştırılmıştır. Çalışmada geleneksel uranyum dioksit yakıt ile toryum dioksit, karışık toryum ve plütonyum dioksit yakıt bileşimi arasındaki farklar ortaya konulmaya çalışılmıştır. Yapılan hesaplamalar karışık toryum ve plütonyum dioksit yakıt bileşiminin kullanılmasının reaktör çekirdeğinin fiziksel ve ekonomik özelliklerinin iyileştirilmesine katkı sağladığı göstermiştir. Ayrıca, araştırılan yakıt bileşimi yanma değerleri üzerinde olumlu etkileri olmakta ve bu da yakıt çevrim süresinin uzamasını sağlamaktadır. Diğer taraftan, toryumun alternatif yakıt olarak kullanılması ile birlikte geleneksel uranyum dioksit yakıta göre sistemde bulunan fisil izotop miktarını arttırdığından saf uranyum dioksit kullanılması durumunda elde edilen yanma değerinden daha iyi sonuçlar elde edilebildiği gösterilmiştir. Reaktör sınıfı plütonyum ile toryum dioksit karışımının yanma değeri, geleneksel yakıta göre yaklaşık 1,7 kat daha fazla olduğu hesaplanmıştır. Oksitlere kıyasla önemli ölçüde daha yüksek yoğunluğa sahip uranyum ve toryum karbürleri ve nitrürleri kullanıldığında daha iyi sonuçların elde edilebileceği ve bunun da ilk yükleme için daha az zenginleştirilmiş uranyum ve daha az hacimsel plütonyum içeriğinin kullanılmasını olanaklı kılacağı belirtilmiştir.

Korkmaz ve arkadaşları [41], $^{232}Th/^{233}U$ yakıtlarını yakmak için tasarlanan VVER-1000 reaktör kor sisteminin nötronik davranışını ve yanma analizini Monte Carlo yöntemleri kullanarak simüle edilmiştir. VVER tipi reaktörün koru yapılanması ve yanma değerlerine göre nötron akı dağılım simülasyonları SERPENT kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Reaktörün 360 günlük çalışma süresi boyunca beş farklı toryum içeriğine sahip yakıt bileşeni (^{232}Th'nin kütlece oranı sırasıyla 0,05, 0,1, 0,2, 0,3, 0,4 artırılırken aynı oranda ^{238}U'in miktarı azaltılmıştır.) için ^{232}Th, ^{233}U, ^{238}U, ^{237}Np, ^{239}Pu, ^{241}Am ve ^{244}Cm izotoplarının kütlece değişimleri, kor içerisindeki akı dağılımı ile sistemin kritikliği yanma oranına bağlı olarak gözlenmiştir.

Galahom [42] tarafından yapılan çalışmada nükleer güç reaktörlerinin atıklarından ayrıştırılan veya nükleer savaş başlığından çıkarılan Plütonyum izotoplarının tekrar güç reaktörlerinde yakıt olarak kullanılma imkânı araştırılmıştır. MCNPX 2.7 kodu kullanılarak geleneksel yakıt demeti düzeni ile Battaniye- Tohum (BT) diye tabir edilen yakıt demeti düzeni için nötronik analizler gerçekleştirilmiştir. Geleneksel yakıt demetinin yakıt çubukları uranyum dioksit (UO_2) içerirken BT yakıt demetinin battaniye bölgesinde Toryum Dioksit (ThO_2) ve tohum bölgesinde reaktör sınıfı plütonyum (rgPu) ya da silah derecesinde plütonyum (wgPu) formunda Plütonyum izotopları içeren yakıttan oluşmaktadır. Tohum bölgesinde kullanılan plütonyum optimum konsantrasyonunun araştırılması için beş farklı yakıt düzeni modeli ele alınmış ve çoğaltma faktörü değerleri elde edilerek geleneksel yakıt düzeninden elde edilen değerler ile karşılaştırılmıştır. Th-232'nin battaniye bölgesinde fisil bir malzeme olarak kullanılması, daha fazla Pu üremesini önlemekte ve daha uzun bir yakıt yanma değeri elde edilmesini sağlamaktadır. Bu nedenle, çalışmada önerilen BT yakıt düzeni geleneksel yakıt düzenine göre daha uzun süre kritik olarak kalabilmekte ve yüksek yanma değerlerine ulaşılabilmektedir. Ayrıca, önerilen model santralin güvenlik parametrelerini sağlarken Pu-238 üretimini azalttığından nükleer silahlanma riskini de azaltmaktadır.

Şentürk ve arkadaşları [43] tarafından gerçekleştirilen çalışmada, araştırma ve güç reaktörlerin hem nötronik hem de termal hidrolik hesaplamalarını yapmak üzere CNUREAS kod paketi geliştirilmiş ve Türkiye'nin altıgen yakıt demetleri kullanan VVER tipi reaktöre sahip olacağı dikkate alınarak altıgen geometrilerin modellemesini içerecek şekilde değiştirilmiştir. Geliştirilen yeni sürüm, NEA tarafından referans olarak gösterilen karma yakıt düzenine sahip bir VVER-1000'in referans sonuçları ve MCNP5 kullanılarak test edilmiştir. CNUREAS kodundan elde edilen etkin çoğaltma faktörü sonuçlarının, "Karşılaştırma Ortalaması" ve kıyaslamada kullanılan diğer deterministik kodlar ile karşılaştırıldığında maksimum sapma, kıyaslama ortalamasında %1,2 ve deterministik kodla %0,7 olduğu görülmüştür. Ayrıca, elde edilen sonuçlar Monte Carlo kod sonuçları ile kıyaslandığında ise maksimum sapma %1,5'tir. Yakıt demetlerinde meydana gelen fisyon reaksiyon hızı gibi daha ayrıntılı sonuçlar incelendiğinde farklılıklar ortaya çıktığı belirtilmiştir. Maksimum sapma deterministik kod ile %13, "Kıyaslama ortalaması" ile %14 ve Monte Carlo kodları ile %20'dir. Bunun nedeni, CNUREAS'ta kullanılan genel tesir kesiti kütüphanesi ve WIMS'de uygulanan silindirik modelleme yaklaşımıdır. Benzer sonuç, MCNP5 için de geçerli olduğu belirtilmiştir. Etkin çoğaltma faktörü hesaplamaları kor

geometrisinin genel bir sonucu olduğundan tesir kesiti kütüphanelerinin etkisi o kadar belirgin değildir.

Popova [44] tarafından yapılan çalışmada, VVER-1000 reaktör korunda yer alan her bir yakıt hücresine denk gelen güç dağılımını da içerecek şekilde kritiklik hesaplamaları yapılmıştır. Nötronik hesaplamalar Monte Carlo yöntemlerini kullanan MCNP4B ve KENO-VI kodları aracılığıyla gerçekleştirilmiştir. Bu kodlar noktasal sürekli enerjili ENDF/B-VI ve 44 gruplu ENDF/B-V verileri olmak üzere iki farklı nötron tesir kütüphaneleri kullanmaktadır. Elde edilen sonuçlar birbirleri ile kıyaslandığında kodların sonuçları arasında ortalama fark yaklaşık %3 civarında olduğu gözlenmiştir. Kodların sonuçları birbirleri ile uyumlu olmakla birlikte her iki kodun da VVER reaktörlerinin analizlerinde kullanılabileceğini ortaya koymuştur.

Dwiddar ve arkadaşları [45] tarafından yapılan çalışmada, VVER-1000 reaktör korunda yer alan yakıt demeti ve kontrol çubukları kümelerinin tasarımında yapılan değişiklikler ile yeni nominal güç değerine sahip VVER-1200 modeline nasıl evirildiği adım adım araştırılıştır. Hem VVER-1000 hem de VVER-1200 reaktör korlarının yanma değerlerine göre etkin çoğaltma faktörü ile çevrim süresi simülasyonları MCNPX kodu kullanılarak yapılmıştır. VVER-1000 reaktörünün gerçek boyutlarıyla yapılan simülasyonları doğrulandıktan sonra, yeni VVER-1200 tasarımıyla ilgili sonuçlar çevrim süresinin uzunluğunun 22 aya veya bakım süresi ve yakıt ikmali süresi göz önüne alındığında 24 aya kadar uzatılabileceğini göstermektedir. Ayrıca, yeni kontrol çubukları kümesinin kontrol sistemi, kora yerleştirilen yakıtın doğasını daha fazla yansıtabilecek nitelikte olduğu belirtilmiştir. Bu durum ise MOX yakıtın alternatif yakıt olarak kullanılabilmesine olanak sağlamaktadır.

Hadad ve arkadaşı [46] tarafından yapılan çalışmada, MCNP4C ve ORIGEN2 kodları ile ilk yüklemesi yapılan Bushehr Nükleer Santrali (VVER-1000)'in nötronik analizleri gerçekleştirilmiş ve elde edilen sonuçlar PSAR (Ön Güvenlik Değerlendirme Raporu)'daki değerler ile karşılaştırılmıştır. Kullanılan kodlardan elde edilen zamana göre yakıt bileşenleri PSAR'da sunulan sonuçlar ile iyi bir uyum içerisinde olduğu gözlenmiştir.

Demin ve diğerleri [47] tarafından yapılan çalışmada, tipik bir Rus TVEL yakıt demeti yerine Westinghouse tarafından önerilen yeni yakıt demeti tasarımının suda çözünebilen borik asit çözeltisi, yakıt sıcaklığı ve benzeri çeşitli çalışma koşullarda kullanımının yakıtın

yönetimi ve depolanması açısından irdelenmiştir. Yeni yakıt demetinin toplam yakıt hacmi temel alınan TVEL modeline göre daha fazla olmasına rağmen etkin çoğaltma faktörü değerinin daha az olduğu gözlenmiştir. Bunun nedeninin ise yeni yakıtta daha düşük zenginlikte yakıt kullanımından kaynaklandığı belirtilmiştir. Diğer taraftan, önerilen yeni model her ne kadar daha az yakıt içerse de her iki modelde de etkin çoğaltma faktörü değerlerinin dördüncü yanma yılında aynı değere ulaştığı gözlenmiştir.

Uzun [48] tarafından yapılan çalışmada; bir tür basınçlı su reaktörü olan VVER-1000'in nötronik ve termal hidrolik analizi gerçekleştirilmiştir. Nötronik hesaplamalar MCNP-ORIGEN2.2 ve MONTEBURNS kodları yardımıyla gerçekleştirilmiştir. %3,7 zenginlikteki UO2 yakıt olarak seçilmiş ve zamana göre reaktörün kritikliği, yanma oranları ile yakıt bileşenlerinin değişimi irdelenmiştir. Buna ek olarak termal hidrolik hesaplamalar COBRA kodu yardımıyla gerçekleştirilmiş olup kanal boyunca gerçekleşen basınç düşmesi, kütlesel akı değişimi, entalpi değişimi ve yakıt çubuklarında oluşan sıcaklık değerleri hesaplanmıştır. Elde edilen tüm bulgular ayrıntılı bir şekilde sunulmuştur.

Saadatian-derakhshandeh ve arkadaşları [49] tarafından yapılan çalışmada, VVER-1000 reaktörünün kontrol çubuklarının reaktivite değeri DRAGON4 ve DONJON4 bilgisayar kodlarına vasıtasıyla hesaplanmaya çalışılmıştır. Kontrol çubuğun tekil ve toplu değeri, bu kodları birleştiren ve kritik borik asit konsantrasyonunu hesaplayan yardımcı bir bilgisayar programı ile elde edilmiştir. Çalışma sonunda elde edilen sonuçlar santralin FSAR (Nihai Güvenlik Değerlendirme Raporu) ve daha önce WIMS-D4 / CITATION kodları yardımıyla yapılan çalışmanın sonuçları ile karşılaştırılmıştır. Önerilen yöntemden elde edilen sonuçların doğruluğu, bu verilere dayanılarak doğrulanmıştır. Bu yöntem kontrol çubuklarının değerini daha doğru tahmin etmiş ve reaktör fiziğini belirleyen parametrelerin etkili ve doğru bir şekilde hesaplama yeteneğine sahip olduğunu ortaya koymuştur.

Galahom [50] tarafından gerçekleştirilen çalışmada, içeriğinde toryum bulunan beş farklı yakıt türüyle yüklenen VVER-1200 tertibatının nötronik özelliklerini irdelenmiştir. Bu yakıtların nötronik özellikleri MCNPX kodu yardımıyla elde edilmiş ve geleneksel uranyum dioksit yakıtının nötronik özellikleri ile karşılaştırılmıştır. Bu çalışma uzun ömürlü aktinitlerin üretimini azaltmak, plütonyum bileşeninden kurtulmak ve moderatör sıcaklık katsayısı, Doppler katsayısı ve etkin gecikmiş nötronlar gibi nötronik güvenlik parametrelerinin kabul edilebilir değerlerini korurken yakıt döngüsü ekonomisini

iyileştirmek hedeflenmiştir. Toryum bazlı yakıtın uranyum dioksit yakıttan daha negatif bir Doppler katsayısına sahip olduğu gözlenmiştir. Toryumun doğurgan bir malzeme olarak kullanılması, uzun ömürlü aktinitlerin üretimini azalttığı bildirilmiştir. Toryum-plütonyum bazlı yakıtların kullanılması ile uranyum dioksit yakıtından kaynaklanan reaktör sınıfı plütonyum stokunun en aza indirgenebileceği belirtilmiştir.

Safarzadeh ve arkadaşları [51] tarafından yapılan çalışmada, bir VVER-1000 reaktörünün birincil soğutma çevriminde nanoparçacıkların kullanımının termal-hidrolik ve nötronik karakteristikleri üzerine etkileri araştırılmıştır. Nano parçacıklar içeren korun bütünleşik analizi, DRAGON, DONJON ve kütle, momentum ve enerji denklemlerini çözen termal hidrolik model kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Uygulanan bu yaklaşımın sonuçları santralin nihai güvenlik değerlendirme raporunun sonuçları ile karşılaştırılarak doğrulanmıştır. Kritik borik asit değeri, bağıl güç dağılımı, basınç düşüşü ile yakıt, zarf ve soğutucunun sıcaklığı su ve Al_2O_3 nano akışkan için dikkate alınmıştır. Düşük hacimli nanoparçacıkların kullanımı saf su ile karşılaştırıldığında ısı transferini arttırırken kritik borik asit konsantrasyonu üzerinde yaklaşık %3'e kadar ve bağıl güç dağılımında ise en fazla %2 civarında minimum bir etkiye neden olduğu belirlenmiştir.

Tran ve arkadaşları [20] tarafından VVER-1000 yakıt demetinin aşırı reaktivitesi ve yakıt elemanı güç tepesi değerlerini kontrol etmek için Gd_2O_3 parçacıklarının kullanımının nötronik açıdan uygulanabilirliği araştırılmıştır. Sayısal hesaplamalar, Monte Carlo nötron transport kodu olan MVP ve JENDL-3.3 kütüphanesi kullanılarak VVER-1000 reaktör çekirdeğinin düşük zenginlikte UO_2 yakıt ile yüklenen yakıt demeti için gerçekleştirilmiştir. Aynı miktarda Gd_2O_3'nun UO2 yakıt çubuğunda toz halinde kullanılmak yerine 60 μm çapındaki Gd_2O_3 parçacıklar halinde yüklendiğinde yeni yakıt demetinin nötronik özellikleri geleneksel tasarıma benzer sonuçlar elde edilmiştir. Gd_2O_3 parçacıkları bulunan yakıt çubuğunda güç yoğunluğu, yanmanın başlangıcında yaklaşık %11 artmakta iken güç tepe noktasında hafif bir azalmaya ve biraz daha düz güç dağıtımına yol açtığı belirtilmiştir. Ayrıca 12 Gd_2O_3 içeren yakıt çubuğu yerine toplamda aynı miktarda Gd_2O_3 miktarına ve 300 μm parçacık çapına sahip 18 yakıt çubuğu seçilmiş ve güç tepesi değeri üzerine etkisi incelenmiştir. Reaktivite eğrisi referansınkine benzer şekilde elde edilirken, yanmanın başlangıcındaki yakıt çubuğu güç tepesi değeri yaklaşık %5 azaldığı bildirilmiştir.

Romanenko ve diğerleri [52] tarafından yapılan çalışmada, VVER-1000 yakıt demetinin her bir yakıt elamanı için termal hidrolik ve nötronik analizleri gerçekleştirilmiş ve elde edilen bulgular çalışmada sunulmuştur. Termal hidrolik analizler en iyi tahmin yapabilen ATHLET kodu yardımıyla yapılırken nötronik analizler ise MCU kodu vasıtasıyla gerçekleştirilmiştir. Elde edilen sonuçlara göre, VVER-1000 reaktörün tam korunun modellenmesine karşın sıcaklık ve güç dağılımının çok az değiştiği gözlenmiştir. Ayrıca, çalışmada kullanılan bu model, doğrulama amaçlı çeşitli kodlarla hesaplamaları karşılaştırmak için bir test görevi olarak kullanılabileceğini ortaya koymuştur.

Bahdanovich ve arkadaşları [53] tarafından yapılan çalışmada, VVER-1000 reaktörünün termal hidrolik ve nötronik eş zamanlı analizleri ATHLET ve MCU kodları kullanılarak için test ortamı oluşturmuştur. Model VVER-1000 yakıt demetlerinin TVS-2M geometrine göre oluşturulmuştur. Ayrıntılı yinelemeli şema oluşturulmuş, MCU tarafından hesaplamaların doğruluğu için gerekli kriterler belirlenmiştir. Güç dağıtımı, yakıt sıcaklığı, zarf sıcaklığı, soğutucu sıcaklığı ve yoğunluk dağılımı gibi beklenen hesaplama sonuçları, yinelemeli şema sonlandırma parametresi tarafından belirlenen kriterleri karşılaması ve mevcut santralin VVER-1000 reaktörlü gerçek özellikleri ile karşılaştırılması gerektiği belirtilmiştir.

Hadad ve diğerleri [54] tarafından gerçekleştirilen çalışmada, soğutucu akışkan olarak nanoparçacık/su kullanımının VVER-1000 reaktör korunda meydana getirebileceği nötronik değişimler irdelenmiştir. Santralin temel güvenlik parametrelerini etkileyen sudaki nanoparçacıkların türü ve hacimsel oranının optimizasyonu yapılan çalışmada hedeflenmiş ve reaktivite değişikliği, radyal ve eksenel lokal zirve faktörleri (LPPF) ve yakıt zarfında nanoparçacık birikmesinin etkileri araştırılmıştır. Isı transfer özellikleri yönünden kapsamlı bir şekilde incelenen Alüminyum oksit, Alüminyum, Bakır oksit, Bakır ve Zirkonya nanoparçacıkları ele alınmıştır. Düşük konsantrasyonda (0,001 hacimsel oranda) Alüminyum oksit'in normal çalışma koşullarında optimum nanoparçacık olduğunu gözlenmiştir. Maksimum radyal ve eksenel lokal zirve faktörleri düşük hacimli oranlarda olmak kaydıyla nano akışkanın türüne bağlı olmadığı belirtilmiştir. Yakıt zarfında biriken nanoparçacıkların kalınlığının artmasıyla, akı ve etkin çoğaltma faktörü değerleri olumsuz etkilenmektedir. Ancak Al_2O_3 nano parçacıkların kullanımında düşüş oranının en az olduğu gözlenmiştir.

Oleynik [55] tarafından gerçekleştirilen çalışmada, VVER-440 ve VVER-1000 reaktörlerinin tam kor modellemesi MCU kodu yardımıyla yapılmıştır. Etkin çoğaltma faktörü, yakıt demeti ve her bir yakıt hücresi için fisyon oranı dağılımı hesaplanmış ve MCNP'den elde edilen sonuçlar ile kıyaslanmıştır. VVER-1000'in karşılaştırmalı sonuçları irdelendiğinde her iki kodla elde edilen bulgular ile iyi bir uyum içerisinde olduğu gözlenmiştir. VVER-440 için MCU kodu ile elde edilen etkin çoğaltma faktörünün MCNP'den elde edilen sonuçtan %0,5 daha düşük olduğu gözlenmiştir. Bunun da Gd içeren yakıt hücrelerdeki fisyon oranlarının farkından kaynaklandığı değerlendirilmiştir. Yine de elde edilen hesaplama sonuçlarının, tasarım kodları için bir referans çözüm olarak kullanılabileceği belirtilmiştir.

Venturini [18] tarafından yapılan çalışmada, VVER-1000 reaktörünün nötronik ve yanma analizleri hem Monte Carlo hem de deterministik kodlar aracılığıyla çeşitli yönlerden kapsamlı bir biçimde incelenmiştir. NEA tarafından referans olarak gösterilen düşük zenginlikte uranyum ve karma yakıt düzenine sahip bir VVER-1000 reaktörü için analizler SERPENT ve SCALE kodları ile birlikte ENDF/B-VII ve JEFF3.1 nükleer veri kütüphanesi kullanılarak yapılmıştır. Çalışmada elde edilen reaktivite değerleri, her bir yakıt hücresindeki fisyon oranları ve nüklid dağılımları açık literatürde sunulan diğer çalışmaların sonuçları ile karşılaştırılmış ve genellikle iyi bir uyum içerisinde olduğu gözlenmiştir.

Krýsl ve diğerleri [56] tarafından yapılan çalışmada, VVER-1000'in aktif bölgesinin yapısı ve radyal yönde en yakın alanı detaylı olarak ele alan MIDICORE modeli ile nötronik analizler gerçekleştirilmiştir. Bu model Monte Carlo hesaplamaların sonuçlarıyla karşılaştırılarak doğrulanmıştır. Farklı Monte Carlo veri kütüphanelerinin etkisi araştırılmış ve farklı verilerin kütüphaneler güç dağıtımı üzerinde yaklaşık %1'lik hataya neden olduğu bulunmuştur. Ayrıca makro kod sonuçları referans hesaplamayla karşılaştırıldığında en fazla farkın %1,5-2,0 arasında olmasının beklendiği bildirilmiştir. Bu bağlamda MIDICORE sonuçlarından elde edilen tüm yakıt hücreleri için güç dağılımı referans Monte Carlo sonuçları ile iyi uyum içerisinde olduğu ve maksimum göreli hatanın %2'yi aşmayacağı bildirilmiştir. Buna ek olarak, reflektör yakınında göreli hata %5 dolaylarına kadar yükselebildiği ancak hala elde edilen sonuçların kabul edilebilir sınırlar dahilinde olduğu belirtilmiştir.

Tiep ve diğerleri [57] tarafından yapılan çalışmada, deterministik kodlardan SRAC ve Monte Carlo yöntemlerini kullanan MCNP5 kodlarını kullanarak VVER MOX kor için referans problemi ile VVER-1000/V392 modeli için nötronik hesaplamalar gerçekleştirilmiştir. Farklı nükleer veri kütüphanelerinin kullanılarak her yakıt demetindeki güç dağılımı, etkin çoğaltma faktörü değerleri hesaplanmış ve kodlardan elde edilen sonuçların birbirleriyle iyi bir uyum içerisinde olduğu belirtilmiştir. Buna ek olarak, VVER-1000/V392 modelinin iki farklı çalışma durumu için her iki koddan elde edilen etkin çoğaltma faktörü ile güç dağılımı ve Doppler katsayısı hesaplanmıştır. SRAC kodunun sonuçları ile MCNP5 sonuçları karşılaştırıldığında 440-600 pcm arasında bir fark olduğu gözlenmiştir. Bu farkın ise kullanılan farklı veri kütüphanelerden kaynaklanabileceği belirtilmiştir.

Ghaemi ve arkadaşları [58] tarafından yapılan çalışmada, VVER reaktörleri için geliştirilen TVS-2M olarak adlandırılan yakıt demetlerinin bazı nötronik ve termal hidrolik analizleri gerçekleştirilmiş ve elde edilen bulgular basınçlı su reaktörlerinin temel kor tasarım sınırları standartları ile karşılaştırılmıştır. Bu gadolinyum oksit ihtiva eden yeni yakıt demeti ve yanabilir zehir içermeyen kor SARCS yazılımı ile modellenmiş ve zamana göre tam kor koşulları PARCS kodu ile simüle edilmiştir. Bunlara ek olarak, WIMS-D5 kodu, TVS-2M ve TVS yakıt demetlerinin kararlı durumlarının analizi için kullanılmıştır. Önerilen yeni yakıt demetinin yanma analizleri sonucu, yakıt çevriminin ilk çevrim uzunluğunu 45,6 gün (1,18 MWd/KgU'a karşılık gelmekte) arttırdığı bildirilmiştir. Ayrıca, MDNBR, maksimum yakıt ve zarf sıcaklığı (radyal ve eksenel yönde) gibi termal hidrolik açıdan temel tasarım sınırlarının en önemli parametreler hesaplanmıştır. TVS-2M yakıt demetleri ile yüklenen kor üzerinde yapılan araştırmalar birçok temel tasarım limitleri dahilinde olduğu ve yeni kor yapısının gelecekteki VVER reaktörlerinde kullanılabileceği bildirilmiştir.

Novák [59] tarafından gerçekleştirilen çalışmada, bir tür VVER reaktörü olan Temelin nükleer güç santralinin yakıt çevrimi üzerine araştırmalar yapmıştır. VVANTAGE-6 yakıtlı ilk yakıt çevriminin analizleri SERPENT ve SCALE kodları kullanılarak yapılmıştır. Her iki koddan elde edilen homojenize grup tesir kesit verileri karşılaştırılmıştır. SERPENT kodu ile yapılan hesaplamalar ayrıca NESTLE koduyla tam kor analizlerin yapılabilmesi için nükleer veri üretmek amacıyla kullanılmaktadır. Çalışmada elde edilen bulgular etraflıca tartışılmış ve MCNP koduyla yapılan analizlerden elde edilen sonuçlar ve Temelin nükleer güç santralinin gerçek verileri ile karşılaştırılmıştır.

Lazarenko ve diğerleri [60] tarafından gerçekleştirilen çalışmada, VVER-1000 reaktörünün reaktivite eşdeğerleri ile güç yoğunluğu dağılımlarını hesaplamak için çeşitli analitik yöntemlerin doğruluğu irdelenmiştir. Kararlı durum ve tek bir yakıt demeti dikkate alınarak deterministik kodlardan APOLLO2, CASMO-4, TVS-M kodları ve hassas Monte Carlo yöntemlerini kullanan MCUREA ile CONKEMO kodları yardımıyla yanma analizleri gerçekleştirilmiştir. Elde edilen sonuçların detaylıca verildiği çalışmada, uranyum dioksit yakıt için etkin çoğaltma faktöründeki sapmanın %1'i ve karma yakıt düzeni için ise %2'yi aşmadığı belirtilmiştir. Başlangıçta Xe/Sm miktarının dengeye ulaşıncaya kadar geçen süre hariç olmak üzere 30 MWd/kg yanma değerine kadar yanma değerlerindeki fark %0,6 mertebesine kadar çıktığı bildirilmiştir. Hesaplamalarda kullanılan kodlar birbirleriyle tatmin edici bir düzeyde uyum içerisinde olduğu ve VVER-1000 reaktörlerinin nötronik hesaplamalarında kullanılabileceğini göstermiştir.

Lötsch ve arkadaşları [61] tarafından yapılan çalışmada, TVSA yakıt demetleri ile yüklenen VVER-1000 reaktörünün yanma analizleri DYN3D kodu ve ilgili veri kütüphanesi ile gerçekleştirilerek reaktörün nötronik analizleri için önerilen kod ve veri kütüphanesi paketinin uygulanabilirliği irdelenmiştir. Farklı kuruluşlar tarafından yapılan hesaplamaların sonuçları ile önerilen paket program tarafından hesaplanan sonuçlarla karşılaştırılmıştır. Yapılan analizlerden elde edilen bulgular daha önce hesaplanan sonuçlar ile uyum içerisinde olduğu ancak ölçülen değerler ile istenilen düzeyde olmadığı gözlenmiştir. Bu nedenle, hesaplamaların kalitesini artırmak ve veri kütüphaneleri ve modellerinin geliştirilmesi için daha fazla ipuçları elde edebilmek için daha fazla araştırma yapılmasının gerektiği belirtilmiştir.

Hadad ve arkadaşı [62] tarafından yapılan çalışmada, ana soğutucu akışkan ve moderatör olarak nano akışkanın kullanıldığı bir VVER-1000 reaktörünün termal hidrolik ve nötronik analizleri eş zamanlı olarak gerçekleştirilmiştir. Aynı reaktör korunda nötron moderatörü olarak veya soğutucu içerisinde çözünebilen zehir borik asit yerine makul hacim oranlarına sahip nano akışkan ile değiştirilmesinin olabilirliği araştırılmıştır. Nötronik modelleme, %1,2'ye kadar düşük gümüş ve gümüş oksitlerin reaktör çekirdek döngüsünün başlangıcında çekirdek kritikliğini garanti edebileceğini göstermiştir. Hafif su reaktörleri, negatif sıcaklık reaktivite katsayısı nedeniyle doğal olarak güvenlidir yine de yapılan nötronik analiz, gümüş oksit nano akışkanın, -2,00e-4 ($/^{o}K) olan sıcaklık katsayısı -1,1e-4 ($/^{o}K) değerine sahip baz soğutma sıvısına kıyasla garanti ettiğini göstermiştir. Bu nedenle, güvenlik açısından,

reaktör, su / borik asit sıvısına kıyasla en yüksek negatif moderatör sıcaklık reaktivite katsayısı değerine sahip gümüş oksit nano akışkan kullanımının daha güvenli olduğu belirtilmiştir.

Mozafari ve arkadaşları [21] tarafından yapılan çalışmada, içten ve dıştan soğutulan halka şeklindeki bir yakıtın nötronik özellikler üzerine etkileri araştırılmış ve MCNP5 kodu yardımıyla tipik bir VVER-1000 reaktörüne uyarlanmıştır. VVER reaktör koru için en iyi konfigürasyon ve boyutları tespit edebilmek için optimizasyon çalışması yapılmıştır. Ayrıca, seçilen halka şeklindeki durumlar için nötronik hesaplamaları kullanarak yakıt demetleri için güç tepesi değerleri ile en sıcak halka şeklindeki yakıt çubuklarında gözlemlenen ısı akısı ve buradan elde edilen sonuçlara istinaden bu sıcak halka şeklindeki yakıt çubukları için MDNBR hesaplanmıştır. Hesaplamalar, dairesel yakıt çubuklarının katı yakıtla karşılaştırıldığında iç ve dış yüzeylerde MDNBR üzerinde yeterli bir marj bulunduğunu göstermiştir.

4. YÖNTEM

Nükleer reaktörlerin eş zamanlı termal hidrolik ve nötronik karakteristiklerini belirlemek için yapılan araştırmalar nükleer mühendislik alanının dinamik bir araştırma konusunu oluşturmaktadır. Nükleer güç reaktörlerinin tasarımı ve işletilmesinde en önemli hususlardan biri, tesiste gerçekleşen temel fiziksel olayların benzeşimi için çeşitli hesaplama modellerinin geliştirilmesidir. Reaktör dinamiğini karakterize eden iki temel bileşen bulunmaktadır. Bunların ilki, reaktör çekirdeğindeki nötron dengesini simüle eden bir nötronik modül, ikincisi ise yakıttan soğutucuya ısı transferini ve reaktör korunda gerçekleşen çeşitli buharlaşma ve yoğunlaşma süreçlerini simüle eden bir termal-hidrolik modüldür. Bu tür hesaplama yöntemleri elektrik üreten nükleer santraller için oldukça karmaşık olabilmektedir.

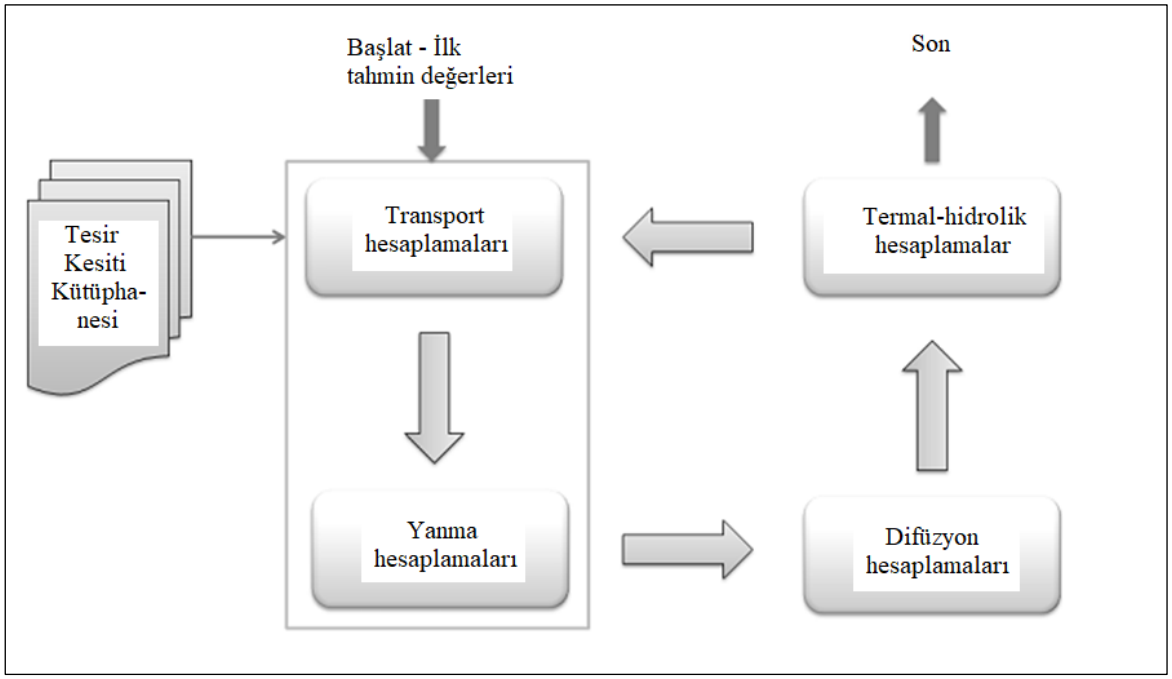
4.1. Termal-Hidrolik ve Nötronik Eş Zamanlı Analiz

Yakıt demetinin tasarımı, bir nükleer reaktör tasarımının temel bileşenlerinden biri olmakla birlikte aynı zamanda yakıt ve zarf malzemesi için azami sıcaklık değerleri gibi tasarım ve işletim sınırlarını da belirlemektedir. Hem tasarım hem de güvenlik bakış açısından bakıldığında, bu sıcaklık sınırlarına uyulması gerekmektedir. Bu nedenle, normal çalışma koşullar altında çalışan bir reaktörün tasarımının önemli bir unsuru olan yakıt ve zarf malzemesi üzerinde oluşabilecek maksimum sıcaklıkları belirlemek için termal hidrolik hesaplamalar yapılmalıdır. Yakıt demetlerinin ve yakıt demetinin her bir elemanının ısı akısı profilleri, her bir termal-hidrolik analiz için önemli bir girdidir. Bir reaktör korunun içindeki ve özellikle her yakıt demetlerindeki güç dağılımı, reaktör fiziği teorileri veya nötronik hesaplamalar yoluyla belirlenmektedir.

Reaktör fiziği, kor içindeki nötron akı dağılımını belirlemek amacıyla bir nükleer reaktör içindeki madde ile nötron etkileşimlerinin incelenmesiyle ilgilidir. Bu akı dağılımı daha sonra, azami sıcaklık sınırlarına uyarak yakıtın ve yakıt bütünlüğünü koruyan zarfın tüm normal çalışma koşullarında mekanik bütünlüğünü korumasını sağlamak amacıyla yapılacak termal-hidrolik hesaplamalar için temel olmaktadır. Öte yandan, nötronik hesaplamalar için soğutucunun sıcaklık ve yoğunluğunun yanı sıra, yakıt sıcaklığı ve yoğunluğu ile ilgili girdiler de gereklidir. Bu nedenle, bir reaktör çekirdeğinin termal-hidrolik ve nötronik

yönleri arasındaki bağımlılık nedeniyle, termal-hidrolik ve nötronik hesaplamalar birleştirilerek eş zamanlı olarak yapılmaktadır.

Termal-hidrolik ve nötronik hesaplamaların eş zamanlı yapılması, yapılan nötronik hesaplamalar ve termal-hidrolik hesaplamalar arasında veri alışverişini gerektirmektedir. Şekil 4.1'de görüldüğü gibi, termal-hidrolik ve nötronik birleştirilerek eş zamanlı yapılması, bir hesaplamanın çıktısının, yakınsama sağlanıncaya kadar diğer hesaplamaya girdi olarak kullanıldığı bir yineleme işlemidir. Bu bağlamda, termal hidrolik analizden hesaplanan yakıt, soğutucu suyu ve moderatörün sıcaklıkları ve/veya yoğunlukları, nötron transport hesaplamalarında girdi olarak kullanılır, buradan elde edilen sonuçlar difüzyon hesaplamalarında girdi olarak kullanılır. Bu işlem hem nötronik hem de termal-hidrolik hesaplamaların ilgili parametreleri yakınsayana kadar tekrar etmektedir.



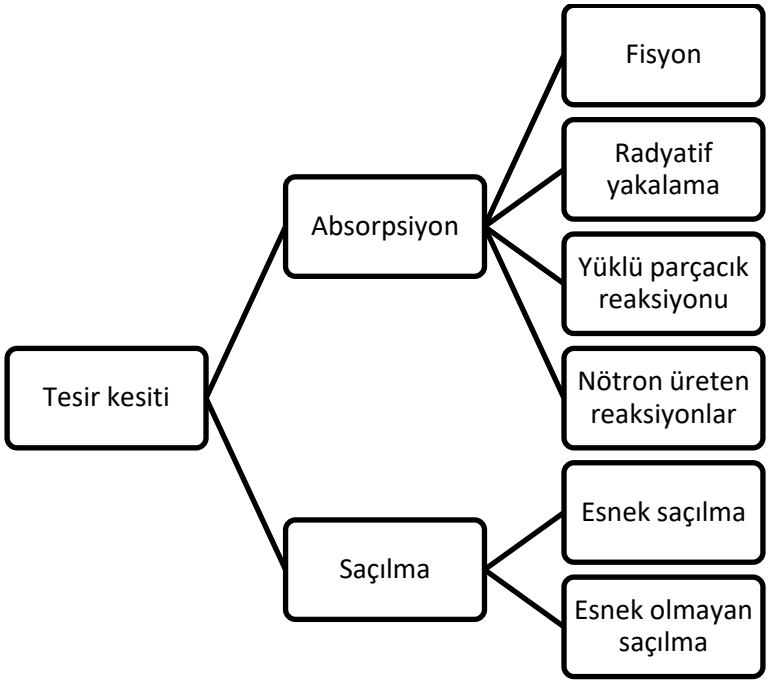
Şekil 4.1. Termal-hidrolik hesaplamaların birbiriyle olan ilişkisi [4]

Transport hesaplamaları, tüm konumlar, her türlü hareket yönü ve tüm enerjiler için açısal akıyı belirlemek için nötron transport denklemini çözmektedir. Transport denklemi, nötron akısını üçü konum, ikisi yön, enerji ve zamana bağlı olmak üzere toplam yedi değişkene bağlı olarak çözülmektedir. Birim hücrenin açısal akısını ve nötronik özelliklerini çözmek için birim hücreyi oluşturan bileşenlerin malzemeleri geometri ile ilişkilendirilir ve bileşenleri oluşturan malzemelerin nötronik özellikleri bir tesir kesiti kütüphanelerinden elde

edilir. Bu nedenle, birim hücrenin geometrisi ve birim hücrenin her bir bileşeni ile ilişkili malzemeler transport hesaplamalarına gerekli olan girdilerdir. Transport hesaplaması, sürekli enerji spektrumunun çok sayıda enerji grubuna (örneğin 69 enerji grubu) ayrılmasını gerektirir. Yakıt çubukları, zarf malzemesi ve soğutucunun nötronik özellikleri ve akı seviyeleri, ayrıklaştırılmış enerji gruplarının bir fonksiyonu olarak transport denkleminin çözümlerinden elde edilmektedir. Birim hücresinin nötronik özellikleri her bir yanma adımı için hesaplanır. Daha sonra bu nötronik özellikler, bir dizi enerji grubuna (örneğin, 2, 4 veya 10 gruba) ayrıştırılır ve sonunda birim hücresinin geometrisi üzerinde homojenleştirilir. Bu homojenleştirilmiş özellikler difüzyon hesaplamasında reaktörün yapı bloğunu oluşturmaktadır.

Difüzyon hesaplaması, reaktör korundaki güç dağılımını belirlemek için çok gruplu difüzyon denklemlerini çözmektedir. Nötronik ve termal-hidrolik hesaplamalar arasındaki geri besleme döngüsünü tamamlamak için, güç profili termal-hidrolik hesaplamalarında bir girdi olarak kullanılır. Genel olarak, bir termal-hidrolik kod, soğutucunun sıcaklığının sabit olduğunu varsayarak yakıt, zarf malzemesi ve soğutucunun yoğunlukları ile sıcaklıklarını hesaplamaktadır. Hesaplanan en son yoğunluklar ve sıcaklıklar, transport hesaplamalarında yer alan girdileri güncellemek için kullanılır. Bu işlem hem nötronik hem de termal-hidrolik parametreler yakınsayana kadar tekrar etmektedir.

Birim hücrenin bileşenlerinin nötron kesitleri, bir nükleer kesit kütüphanesinden alınır. Bu tesir kesitleri, bir nötronun bir malzeme ya da hedef bir çekirdek ile mikroskobik bir seviyede etkileşimi sonucu oluşabilecek farklı sonuçların olasılığını temsil etmektedir. Bir nötron bir atomun çekirdeğiyle çarpıştığında, nötron ya önceki yönünden sapar ya da soğrulur. Sonunda, çekirdeklerle birkaç ardışık saçılma reaksiyonundan sonra, nötron soğrulmaktadır. Şekil 4.2'de gösterildiği gibi, bir nötron elastik veya elastik olmayan bir saçılmaya maruz kalabilir. Bununla birlikte, nötron absorbe edildiğinde, şu neticeler meydana gelebilmektedir: Radyatif yakalama, yüklü parçacık reaksiyonları, nötron üreten reaksiyon ve fisyon.



Şekil 4.2. Nötronun madde ile etkileşimi ve nötron tesir kesiti [15]

Mikroskobik tesir kesiti, bir hedef çekirdek ile belirli enerjiye sahip bir nötronun etkileşerek bir nükleer reaksiyon yapma olasılığını göstermek için kullanılan bir terminolojidir. Mikroskobik tesir kesitin tanımından görülebileceği gibi, bir nüklidin mikroskobik tesir kesiti nötron enerjisine bağlıdır. Mikroskobik tesir kesiti, daha düşük bir dereceye kadar, hedef nüklidin sıcaklığına ve hedef nüklid ile nötron arasındaki bağıl açıya bağlıdır. Mikroskobik tesir kesiti ayrıca, belirli bir enerjiye sahip olan bir nötronun bir hedef çekirdek ile belirli bir etkileşime girme olasılığı olarak da yorumlanabilir [64].

Elde edilen mikroskobik tesir kesitler daha sonra malzemenin makroskobik tesir kesitlerini hesaplamak için kullanılır. Atom yoğunluğu N (atom/cm^3) olan bir hedef malzeme göz önüne alındığında, nötronun hedef ile etkileşime girme olasılığı, nötronun mikroskopik tesir kesiti ve hedef malzemenin atom yoğunluğu ile ifade edilebilir. Bu ilişki makroskobik tesir kesiti olarak tanımlanmaktadır, mikroskobik tesir kesiti ile atom yoğunluğunun çarpılmasıyla hesaplanmaktadır, $\Sigma = \sigma N$. Burada Σ makroskopik tesir kesitini temsil etmekle birlikte birimi cm^{-1}; σ mikroskobik tesir kesitidir ve birimi cm^{-2}; N, hedef materyaldeki atomlarının yoğunluğunu ifade eder ve birimi atom/cm^3'tür. Dolayısıyla, makroskopik tesir kesitinin tersi, bir nötronun hedef içindeki nüklitler ile herhangi bir etkileşime girmeden bir hedef içerisinde gidebileceği mesafeyi temsil etmektedir [15].

4.2. Nötronik Model - Transport Hesabı

Transport teorisi, nötronlar, ışık fotonları veya gama ışınları dâhil olmak üzere parçacıkların taşınımının matematiksel olarak ifade edildiği teoremdir. Bu teori, gaz dinamiği, araç trafiği ve nükleer reaktörlerde nötronların dağılımı gibi sorunlara çözüm bulabilmek için birçok bilim dalında kullanılmaktadır [65]. Transport teorisinin reaktör tasarımında kullanımının asıl amacı, reaktör gücü ile ilişkilendirilebilen nötronların reaktör içerisindeki dağılımını belirlemektedir. Reaktör tasarımı açısından bakıldığında, tüm normal çalışma koşullarında yakıt ve zarf sıcaklıkları belirli bir değerin altında tutulmalıdır. Bu tasarım sınırını sağlamak için yakıt ve zarf malzemesi üzerindeki sıcaklıklar reaktör koru ve yakıt demetlerindeki güç dağılımına göre hesaplanmaktadır.

Nötronların bir nükleer reaktör içinde taşınması, Boltzmann denklemi olarak da bilinen nötron transport denklemi tarafından ifade edilmektedir. Transport denkleminin karmaşıklığı, nötronların doğasından kaynaklanmaktadır. Nötronlar, enerjilerine bağlı olarak farklı hızlarda ve farklı yönlerde hareket edebilmekte ve belirli bir bölgedeki nötronların yığılımı diğer yönlerdekinden farklı olabilmektedir. Buna ek olarak, nötronların sayısı da zamanın bir fonksiyonu olarak değişmektedir. Bu nedenle, transport denkleminde nötron dağılımı konum, yön, enerji ve zamanın bir fonksiyonu olarak tanımlanmalıdır.

Nötron transport denklemini çözmenin nihai amacı, nötron yığılımını belirli bir yer ve yönde tespit etmektir. Bir nötron yığılımının yöne bağımlılığı sadece konumuna bağlı değil, aynı zamanda yakıt bileşimi, zarf malzemesi, soğutucu akışkan ve moderatör gibi reaktör korunu oluşturan malzemelerin nötronik özelliklerine de bağlıdır. Koru oluşturan malzemelerin nötronik özellikleri, nötronların madde ile etkileşim mekanizmaları ve nötronların saçılması ile belirlenmektedir. Nötron etkileşimleri açısından bakıldığında, malzemelerin nötronik özellikleri, nötronların absorpsiyon, fisyon veya saçılma olasılığını belirler. Nötronların kendiliğinden saçılması, malzemelerin özelliklerini etkilemektedir öyle ki nötronların istenilen yönlerde saçılmasını sağlayabilmektedir. Bu nedenle, nötronun açısal yoğunluğu ve kor malzemelerin özellikleri, nötron transport denkleminin iki ana terimidir.

Nötron açısal akısının belirlenmesi, nötron transport denkleminin çözümünü gerektirir. Ancak, yedi değişkenden kaynaklanan karmaşıklık nedeniyle nötron transport denkleminin kesin çözümünü analitik olarak bulmak mümkün değildir. Sonuç olarak, nötron transport

denkleminin çözümünü bulabilmek için çeşitli teknikler geliştirilmiştir. Bu teknikler iki ana kategoride sınıflandırılabilir: 1) deterministik ve 2) stokastik teknikler. Deterministik teknikler çarpışma olasılığı, küresel harmonikler, ayrık koordinatlar ve karakteristikler yöntemini içerirken, Monte Carlo yöntemi stokastik bir tekniktir.

Sayısal yöntemin seçimi, bir nötron yığılımının konum ve açıya göre dağılımı hakkında belirlenmesi gereken bilgilerin derecesine bağlıdır. Bu seçenek aynı zamanda malzemelerin geometrik konfigürasyonunu modellemek için kullanılan yaklaşımlara ve bunların özelliklerine de bağlıdır. Sayısal bir yöntem seçerken göz önünde bulundurulan tüm bilimsel faktörlere rağmen, bilgisayar kodlarının kullanılabilirliği, sayısal bir yöntem seçiminde önemli bir rol oynamaktadır. Bununla birlikte, seçilen bir sayısal yönteme bağlı olarak transport denkleminin çözümü, seçilen sayısal yöntemin uygulanmasına en uygun olan bir transport denklemi biçimi kullanılarak belirlenir. Transport denklemi üç şekilde gösterilebilir: 1) integral diferansiyel, 2) integral ve 3) yüzey integral formları. Transport denkleminin integral diferansiyel formu Eşitlik (4.1)'de gösterilmiştir [4, 66].

$$\frac{1}{\nu}\frac{\partial \Psi(r,E,\Omega,t)}{\partial t} + \Omega.\nabla\psi(r,E,\Omega,t) + \Sigma_t(r,E)\psi(r,E,\Omega,t) = \int_{\acute{E}} d\acute{E} \int_{\acute{\Omega}} d\acute{\Omega}\, \Sigma_s\big(\acute{E} \to E, \acute{\Omega} \to \Omega\big)\psi\big(r,\acute{E},\acute{\Omega},t\big) + S\big(r,E,\acute{\Omega},t\big) \quad (4.1)$$

Nötron transport denkleminin sol tarafındaki terimler, nötron kayıplarına neden olan etkileşim mekanizmalarını temsil ederken, denklemin sağ tarafındaki terimler nötron kazanımlarına yol açan etkileşim mekanizmalarını ifade etmektedir. Eşitlik 4.1'in sol tarafında yer alan ilk terim, nötron açısal akısının ($\Psi(r, E, \Omega, t)$) zamana göre değişimini göstermektedir. Açısal akı, nötron açısal yoğunluğunun ve nötron hızının çarpımına eşittir. Nötron açısal yoğunluğu, $N(r, \acute{E}, \Omega, t)$, belirli bir yerde ve yönde nötronların popülasyonu olarak tanımlanır. Eşitlik 4.1'in sol tarafında yer alan ikinci terim nötron açısal akısının belirli bir doğrultudaki değişimini, üçüncü terimde ise r konumu, E enerji, Ω yönü ve t zamanındaki nötron etkileşim yoğunluğunu temsil etmektedir. $\Sigma_t(E)$ tüm nötron etkileşimleri için toplam nötron makroskobik tesir kesitini ifade eder. Makroskopik tesir kesiti, nötron mikroskobik tesir kesiti ile malzemedeki atom yoğunluğunun çarpımına eşittir. Mikroskobik tesir kesiti, malzemeye ve etkileşime giren nötronunun enerjisine bağlı olarak değişmektedir.

Eşitlik 4.1'in sağ tarafında yer alan ilk terim, nötronların $\acute{E}$ enerji grubundan E enerji grubuna saçılmasını, ikinci terim ise nötron kaynağını temsil etmektedir. Bir fisyon reaktörü için bu terim, fisyon reaksiyonlarını temsil eden terimlerle değiştirilebilir ve ayrıca reaktörde soğrulan ya da reaktörden kaçan nötronlar nedeniyle yaşanan kayıplar ile nötronların belirli bir enerji grubuna saçılması veya fisyon reaksiyonları nedeniyle üretilen nötronlar arasındaki denge k-etkin öz değerleri kullanılarak belirlenebilmektedir [4, 65].

4.2.1. MCNP kodu

"A General Monte Carlo N-Particle Transport Code" (MCNP), Monte Carlo tekniğini kullanan bir parçacık transport kodudur. Monte Carlo tekniği, bir sistemdeki parçacıkların her birinin davranışlarının bilgisayar simülasyonları yoluyla elde edildiği istatistiksel bir yöntemdir. MCNP kodu; herhangi bir yaklaşıma ihtiyaç duymadan mevcut nötronun madde ile etkileşimleri hakkındaki bilgileri kullanarak basitçe modelleme yapabilmesi ve oldukça doğru sonuçlar elde edilebilme potansiyeli sayesinde literatürde çok çeşitli nükleer santral türlerinin nötronik performans analizlerinde yaygın olarak kullanılmaktadır [69, 72].

MCNP kodu, her bir parçacık için olasılık dağılımlarından rasgele örnekler alınmasına dayanarak istatistik geçmişi oluşturur. Bu dağılımlar, partikülün ömrünün her anında maruz kaldığı etkileşimin tipini, parçacığın dağılması halinde ortaya çıkan enerjiyi, geometri kısıtlamaları nedeniyle sistemden "ayrılan" partikül sayısını ve eğer nötron fisyon reaksiyonlarına uğruyorsa üretilen nötron sayısını belirlemek için hesaplamalarda kullanılır. Partikülün belirli bir şekilde davranma olasılığı (saçılma, absorbsiyon, parçalanma), partikülün etkileşime gireceği malzemenin/malzemelerin tesir kesiti değerlerinden elde edilebilir. Bu nedenle bir Monte Carlo kodu, bir sistemin çeşitli bölgelerindeki farklı parçacık türlerinin akısını belirlemek için çok sayıda parçacığın ömrü boyunca meydana gelen olaylar serisini modelleyebilir. Bu akılar daha sonra sistem için çok çeşitli bilgilerin (reaksiyon hızları, ısıtma hızları, dozlar, vb.) hesaplanabilmesi için kullanılabilir. Buna ek olarak, bir sistem için etkin çoğaltma faktörünün (k_{eff}) değeri (sistemde belirli bir zamandaki nötron sayısının önceki nesilde bulunan nötron sayısına oranı) MCNP kullanılarak hesaplanabilir [67].

MCNP koduyla hesaplama, kullanıcıların çalışılması planlanan problem ile ilgili çeşitli bilgileri içeren bir girdi dosyasını hazırlaması gerekmektedir. Bu girdi dosyasında aşağıda belirtilen hususlar yer almalıdır [68, 69, 72]:

- Geometri ile ilgili bilgiler
- Malzemelerin tanımlanması ve tesir kesiti kütüphanesinin seçilmesi
- Nötron, foton ya da elektron kaynaklarının belirtilmesi ve konumlandırılması
- Koddan istenilen cevaplar için uygun çetelenin (tally) seçimi
- Çözümün verimini artırmak için kullanılacak varyans indirgeme teknikleri

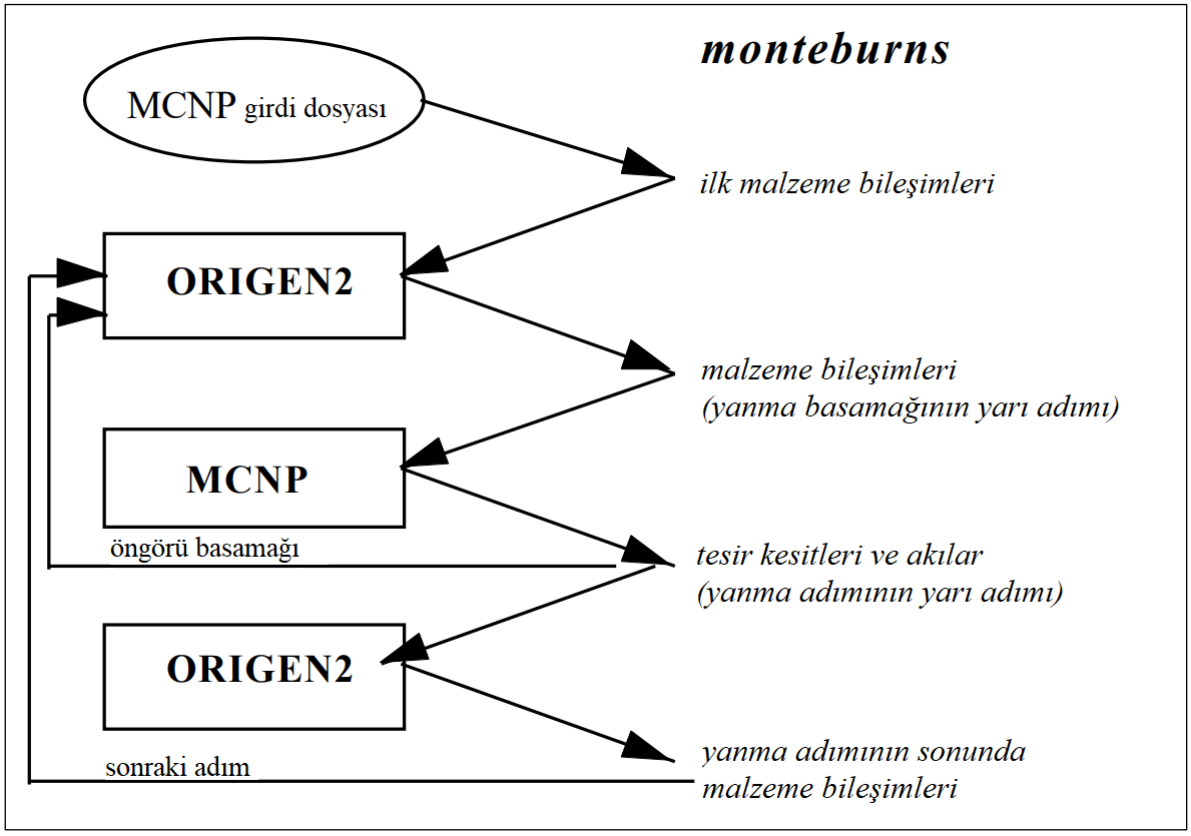
4.2.2. MONTEBURNS kodu

Hesaplama gücü arttıkça yanma hesaplamaları için Monte Carlo yöntemlerini kullanmak daha pratik hale gelebilmektedir. Monteburns radyoaktif bozunma ve yanma kodu ORIGEN2 ile Monte Carlo transport kodu MCNP'yi birbirlerine bağlayan tam otomatik bir araçtır. Monteburns, çeşitli malzemelerin eklenmesi/çıkarılması, farklı güç dağılımları ve çeşitli zaman aralıklarına bağlı olarak çok sayıda kritiklik ve yanma sonuçları üretilir. Program, kullanıcı tarafından belirtilen sistem geometrisini, ilk malzeme bileşimlerini, eklenme/çıkarılma özelliklerini ve koda özgü diğer parametreleri işlemektedir. Kod çalışırken MCNP, ORIGEN2 ve diğer hesaplamalardan elde edilen çeşitli sonuçları çıktı dosyasında sunulmaktadır. Monteburns kodunun temel işlevi, yanma hesaplamaları için gerek duyulan bir gruplu tesir kesiti ve akı değerlerini MCNP'den elde ederek ORIGEN2'ye aktarmak ve daha sonra ortaya çıkan malzeme bileşimlerini (ışınlama ve/veya bozunumdan sonra) ORIGEN2'den tekrarlanan döngüsel bir şekilde MCNP'ye aktarmaktır. Kodun temel gereksinimi, çalışan bir MCNP veri girişi dosyasına ve diğer giriş parametrelerine sahip olunmasıdır; ORIGEN2 ve diğer hesaplamalar ile ilgili tüm etkileşim Monteburns kodu tarafından gerçekleştirilmektedir [71].

MCNP ve ORIGEN2'nin Monteburns aracılığıyla etkileşime girmesinin birincil yolu MCNP'den elde edilen ve yanma hesaplamaları için gerek duyulan bir gruplu mikroskobik tesir kesitleri ve akı değerlerinin ORIGEN2'ye sağlanmasıdır. ORIGEN2 ve MCNP çalıştırıldıktan sonra, her bir yanma basamağı için hesaplanan sonuçlar çıktı dosyasına yazılır ve ORIGEN2'den elde edilen izotopik bileşimler, bir sonraki yanma basamağı için yeni bir MCNP girdi dosyası oluşturmak için kullanılır. Bu MCNP girdi dosyası, analiz

edilen her materyalin kompozisyonunu ve yoğunluğunu içermektedir. Yanma hesaplamalarının doğruluğunu arttırmak için, ORIGEN2'nin belirtilen yanma basamağının yarısına kadar sürdüğü bir "öngörü" basamağı kullanılır. Bir gruplu tesir kesitleri daha sonra yanma adımının orta noktası için MCNP aracılığıyla hesaplanır. Bu, orta noktadaki sistemin izotoplarının, izotopların tüm yanma basamağı boyunca makul bir yaklaşım olduğu varsaymaktadır (Aslında sadece nötron akısı enerji spektrumunun yanma basamağının tamamını temsil etmesi önemlidir). Kullanıcı bu varsayımın farkında olmalı ve sonuç olarak yanma aralıklarının çok uzun olmamasına dikkat etmelidir.

Monteburns bir nötron akı spektrumunu ve bir çıktı dosyasında her bir öngörü ve dış yanma basamağı için mevcut olan birkaç izotopun ağırlığını; öngörü ile gerçek yanma adımı arasında büyük bir fark varsa, o zaman daha kısa bir yanma süresi dikkate alınmalıdır. Öngörü adımı yürütüldükten sonra, ORIGEN2 yeni bir gruplu tesir kesitleri ile yeniden hesaplanmaktadır. Şekil 4.3, Monteburns'ın MCNP ve ORIGEN2 ile nasıl etkileşime girdiğini göstermektedir [67, 68, 71].



Şekil 4.3. Monteburns kodunun MCNP ve ORIGEN2 ile etkileşimi [71]

4.2.3. ORIGEN2 kodu

ORIGEN2, Oak Ridge Ulusal Laboratuarı'nda (ORNL) geliştirilen tek gruplu bir tükenme ve radyoaktif bozunma hesaplamaları yapabilen bir bilgisayar kodudur. CASMO-4 gibi karmaşık nötron transport denklemlerini çözmek yerine, ORIGEN2 çeşitli nükleer malzeme karakteristiklerini (radyoaktif maddelerin oluşumu, bozulması ve işlenmesi gibi) dikkate alarak nispeten sofistike olmayan tek gruplu bir nötronik hesaplamasını kolay bir şekilde yapmaktadır. ORIGEN2 kullanımının temel amacı, nükleer malzemelerin kütlesi ve bileşimini, termal güç, fisyon oranı, nötron soğrulma oranı ve benzeri özellikleri hesaplamaktır [70].

ORIGEN2 kodunun yanma hesaplamaları yapabilmesi için kullanıcı tarafından aşağıda verilen bilgilerin girdi dosyasında sunulması gerekmektedir [68]:

- Başlangıçta malzemenin bileşimi
- Başlangıçta belirtilen malzemelerin miktarı
- Her bir izotop için ayrı ayrı tek-grup mikroskobik tesir kesitleri
- Malzeme eklenme ve çıkarılma oranları
- Işınlama süresi
- Işınlanma gücü ve akısı

ORIGEN2, sabit katsayılı birleştirilmiş, doğrusal, birinci mertebeden, büyük bir adi diferansiyel denklem sistemini çözmek için bir eksponansiyel (köşegenleştirme) matris yöntemi kullanmaktadır. Genel olarak nüklid miktarının zamanın bir fonksiyonu olarak değişme hızı, homojen olmayan birinci dereceden adi diferansiyel denklem ile şu şekilde tarif edilmektedir:

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^{N} l_{ij}\lambda_j X_j + \phi \sum_{k=1}^{N} f_{ik}\sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi\sigma_i + r_i)\, X_i + F_i, \qquad i = 1, \ \dots \ , N \tag{4.2}$$

$X_i =$ Nüklid i'nin atom yoğunluğu,

N = Nüklid sayısı,

$l_{ij} =$ Nüklid i oluşumuna neden olan nüklid j'nin radyoaktif parçalanma bölüngüsü,

λ_j = Bozunma sabiti,

ϕ = Konum ve enerji ortalamalı nötron akısı,

f_{ik} = Nüklid i oluşumuna yol açan nüklid k'nın nötron soğurma bölüngüsü,

σ_k = Spekrum ortalamalı nüklid k'nın nötron soğurma tesir kesiti,

r_i = Sistemden nüklid i'nin çıkarılma hızı,

F = Nüklid i'nin eklenme hızı.

Her bir nüklid için bu denklem aynı formda yazıldığından N adet nüklid dikkate alındığında N tane denklem sistemi elde edilmektedir. Bu denklem sisteminin ORIGEN 2 ile eşzamanlı olarak çözülmesiyle her bir zaman adımı sonunda her bir nüklidin miktarı bulunabilmektedir.

4.3. Güç Yoğunluk Dağılımının Hesaplanması

Bir nükleer fisyon reaksiyonunda salınan enerji, çeşitli reaksiyon ürünlerinden kaynaklanmaktadır. Fisyon enerjisinin çoğu, fisyon ürünlerinin kinetik enerjisi olarak görünür ve esasen fisyonun meydana geldiği noktada depolanır. Geri kazanılabilir fisyon enerjisinin yaklaşık %97'si doğrudan fisil materyale biriktirilir [65]. Güç yoğunluğu dağılımı hesaplamasında güç yoğunluğunun fisyon yoğunluğu ile orantılı olduğunu varsayılacaktır. Başka bir deyişle, tüm geri kazanılabilir fisyon enerjisinin fisyonun meydana geldiği noktada depolandığını varsaydığımız anlamına gelmektedir. Ayrıca sıcaklık geri besleme etkisinin olmadığını ve sistemde yalnızca bir tane bölünebilir izotop olduğunu varsayılacaktır. Birim zamanda birim hacim başına bölünebilir malzemede biriken enerji olarak tanımlanan güç yoğunluğu,

$$p(r) = \int_0^\infty w_f(E,r)\Sigma_f(E,r)\varphi(E,r)dE \tag{4.3}$$

Burada Σ_f ve φ sırasıyla makroskopik fisyon tesir kesitini ve nötron spektrumunu belirtmektedir. Nötron spektrumu $\varphi(E,r)$ aşağıdaki gibi normalleştirilebilir:

$$\int_0^\infty \varphi(E,r)dE = \Phi(r) \tag{4.4}$$

Burada $\Phi(r)$ $cm^{-2}s^{-1}$ cinsinden toplam nötron akısını ifade etmektedir. Benzer bir durum MCNP'nin F4 çetelesi için de geçerlidir:

$$\int_0^\infty \varphi_{F4}(E,r)dE = \Phi_{F4}(r) \tag{4.5}$$

Eşitlik (4.3), fisyon sisteminde radyal konumundaki termal güç yoğunluğunu temsil etmektedir. Dolayısıyla fisyon sistemi tarafından üretilen toplam güç, $\Sigma_f \neq 0$ olduğu durumda güç yoğunluğunun toplam hacim üzerinden integraline eşittir.

$$p(r) = \int_{V,\Sigma_f \neq 0} d^3r \int_0^\infty w_f(E,r)\Sigma_f(E,r)\varphi(E,r)dE \tag{4.6}$$

Fisil malzemenin w_f ve yoğunluğunun enerjiye ve fisil sistemdeki pozisyonuna bağlı olmadığını varsayarak, Eşitlik (4.3) şu şekilde yazılabilir:

$$p(r) = w_f N \int_0^\infty \sigma_f(E,r)\varphi(E,r)dE \tag{4.7}$$

Burada N, fisil malzemenin atom yoğunluğunu ve σ_f mikroskobik toplam fisyon tesir kesitini ifade etmektedir. MCNP'de F4 hücre akısı çetelesi, $\Phi_{F4}(r)$ örneklenen hücrenin hacmi üzerinden ortalama olarak hesaplanır. Bu nedenle, belirli bir hücrede fisyon yoğunluğunu hesaplandığı zaman, ΔV_i (i reaktörün tüm uzamsal hücreleri üzerinden hesaplar), Eşitlik (4.7) 'deki integralden konum bağımlılığını göz ardı edilebilir ve aşağıdaki eşitlik elde edilebilir:

$$p(r) = w_f N \int_0^\infty \sigma_f(E)\varphi(E)dE\,, \qquad r \in \Delta V_i \tag{4.8}$$

İntegral, herhangi bir ΔV_i formunun miktarını hesaplamak için kullanılan çetele çarpan (FM) kartı yardımıyla kolaylıkla hesaplanabilir.

$$F_R = C \int_{E_{min}}^{E_{max}} \sigma_R(E)\varphi_{F4}(E)dE \tag{4.9}$$

Burada C sabiti normalleştirme için kullanılabilecek herhangi bir sayısal değer, $\sigma_R(E)$ MCNP tesir kesiti kütüphanesinden R reaksiyonu için alınan mikroskobik tesir kesitini,

E_{min} ve E_{max} sistemdeki minimum ve maksimum nötron enerjisini (sırasıyla 0 ve 20 MeV) belirtmektedir. F_R MCNP tarafından hesaplanan ve MCNP'nin çıktı dosyasında bulunabilen R reaksiyonunun miktarıdır.

Herhangi bir sayıda ENDF veya özel reaksiyon, MCNP kesit kütüphanelerinde mevcut olduğu sürece bir çarpan olarak kullanılabilir. Eğer C sabiti negatif olarak girilmişse (sadece tip 4 için), çetelesi oluşturulan hücrenin atom yoğunluğu C'nin mutlak değeri ile çarpılır ve elde edilen değer C yerine geçmektedir. Bu nedenle, güç yoğunluğunu hesaplamak için F4 çetelesi ile, mikroskobik toplam fisyon tesir kesiti çetele çarpanı -6 kullanılmakta ve elde edilen sonuç istenen fisyon nötron kaynağı (güç) seviyesine veya toplam nötron atım gücüne göre normalleştirilmektedir. Eşitlik (4.8) ve Eşitlik (4.9) kullanılarak ölçeklendirme faktörü aşağıdaki gibi hesaplanabilmektedir:

$$p(r) = \frac{P\bar{\nu}M}{\boxed{w_f}} \boxed{w_f} N \int_{E_{min}}^{E_{max}} \sigma_f(E)\varphi_{F4}(E)dE\,, \qquad r \in \Delta V_i \tag{4.10}$$

Güç yoğunluğunun w_f'den bağımsız olduğu dikkatlerden kaçmamalıdır. Sonunda güç yoğunluğunu şu şekilde yazabiliriz:

$$p(r) = P\bar{\nu}NMF_f, \qquad r \in \Delta V_i \tag{4.11}$$

$p(r)$'nin her bir ΔV_i hacmi içinde sabit olduğundan r'nin bir fonksiyonu olduğuna dikkat edilmelidir. Eğer "pürüzsüz" $p(r)$ dağılımı elde etmek istiyorsak, tüm ΔV_i olabildiğince küçük olmalıdır. Eşitlik 4.10'daki σ_f örneklenen materyalin bir atomuna normalize edilmiş makroskopik toplam fisyon tesir kesiti olduğuna dikkat edilmelidir. Bu nedenle, örneklenen malzemenin fisil ya da fisil olmayan malzeme (örneğin, UO_2, UCO, UZrH, UO_2 + PuO_2, vb.) içermesi durumunda, Eşitlik 4.10'daki integral basit bir şekilde örneklenen materyalin atom yoğunluğu ile çarpılabilir. Şayet örneklenen malzeme birkaç farklı çekirdeğin bir karılımı ise sadece fisil malzemenin atom yoğunluğu dikkate alınmalıdır. Örneklenen malzeme birkaç fisil izotop içeriyorsa, mikroskopik toplam fisyon tesir kesiti σ_f tüm fisil izotoplar üzerinden atom oranlarına göre ağırlıklı ortalama alınarak hesaplanır. Aynı durum $\bar{\nu}$ için de geçerlidir.

4.3.1. Güç yoğunluğunun hesaplanması için alternatif seçenek

Güç yoğunluğunun hesaplanması için daha basit alternatif bir seçenek vardır ancak bu alternatif seçeneğin bazı sınırlamaları vardır. Bu seçenek özellikle tek tek hücrelerdeki veya yakıt öğelerindeki güç yoğunluğunu hesaplamak istenildiğinde kullanışlıdır. İlk önce fisyon yoğunluğunu ("atom başına" normalleştirerek) hesaplanır, yani bölünebilir malzeme içeren her bir hücrede F_f hesaplar ve aşağıdaki eşitlik elde edilir:

$$\left(F_f\right)_i = \left(\int_{E_{min}}^{E_{max}} \Phi(E)\sigma_f(E)dE_{\ i}\right) \tag{4.12}$$

Burada i hücre indeksini göstermektedir. Bir hücrede üretilen güç, o hücredeki fisyon sayısı ile doğru orantılı olduğu için, i hücresinde üretilen P_i gücü fisil sistemin termal gücü P ile i hücresinde meydana gelen nispi fisyon sayısını çarparak hesaplanabilmektedir. i hücresindeki fisyonların nispi sayısı, i hücresindeki fisyon yoğunluğunun ürünleriyle ve i hücresinin hacmiyle orantılı olduğundan aşağıdaki eşitlik yazılabilir:

$$P_i = \frac{(F_f)_i V_i}{\Sigma_i (F_f)_i V_i} P \tag{4.13}$$

Güç yoğunluğu tanımını birim hacim başına üretilen güç olarak kullanarak, i hücresindeki güç yoğunluğunu elde edilebilir:

$$p_i = \frac{(F_f)_i}{\Sigma_i (F_f)_i V_i} P \tag{4.14}$$

Bu fisyon yoğunluğu hesaplama prosedürünün ana sınırlamaları, her bir hücrenin tam olarak hacminin bilinmesi ve daha önce tarif edilen seçenekte gerekmeyen fisil malzeme içeren tüm hücrelerin örneklenmesi gerektiğidir. V_i yakıt elementi içerisinde yakıt hacmi olabildiği gibi yakıt malzemesi içermeyen herhangi bir malzeme içeren bir hacim de olabilmektedir. Yine de her iki durumda da p_i bu hacimdeki ortalama güç yoğunluğuna karşılık gelmektedir.

4.3.2. Güç yoğunluğu dağılımının hesaplanması

Güç yoğunluğu dağılımını hesaplamanın en kolay yolu, birleştirilmiş çetele kartı olan FMESHn'i kullanmak olabilir (şu an için sadece tip 4 çetelelerine izin verilmektedir). FMESH kartı, kullanıcı tarafından problem geometrisi üzerine birleştirilmiş bir çetele örgüsü tanımlanmasına olanak sağlar. Aksi belirtilmediği takdirde örgü çetele, bir örgü hücre üzerinden ortalama parçacık akısının kat ettiği ortalama iz uzunluğunu tahmini olarak hesaplar. Eğer fisyon için örgü çetele ile çetele çarpan kartını kullanılır ve sonuçlar uygun güç seviyesine ölçeklendirilirse, istenilen güç yoğunluğu dağılımı elde edilebilir. Birleştirilmiş çetele kartı ile birlikte çetele çarpan kartı kullanıldığı zaman malzeme numarasının 0 olarak ayarlanması önerilmektedir. Bu, parçacığın içinde hareket ettiği malzemenin reaksiyon tesir kesitlerinin kullanılmasına olanak sağlamaktadır. Bu sayede, parçacığının hangi malzeme içinde hareket ettiğinin endişelenmesine gerek kalmaz. FMESH kartı, akı dağılımlarını, güç tepesi değerleri vb. parametreleri hesaplamak için de oldukça güçlü ve kullanışlı bir yöntemdir. Çok yoğun bir ağ kullanarak, yerel güç tepelerini ve su kanalları yakınındaki güç yoğunluğunun dağılımı kolaylıkla hesaplanabilmektedir. Deterministik yöntemlerle de su kanalları yakınındaki güç yoğunluğunun dağılımının bulunması imkânsız değildir ancak bu oldukça zordur.

Nötron akısı F4: N çetelesi ve nötron akısının dağılımı ise FMESH4: N yardımıyla tek tek kaydedilmiştir. Bu nedenle, kritik bir sistemin kararlı durumdaki termal gücüne ulaşmak için normalleştirmiş F4 çetelesini birim zaman başına aşağıdaki ölçeklendirme kullanılmalıdır [77]

$$S = \frac{P[W]\bar{\nu}[\frac{nötron}{fisyon}]}{\left(1{,}6022.10^{-13}\frac{J}{MeV}\right)200[\frac{MeV}{fisyon}]}\frac{1}{k_{eff}} \tag{4.15}$$

Son olarak, çekirdeğin güç dağılımını elde etmek için F7: N çetelesi kullanılabilir. Her bir yakıt elemanındaki gücün normalizasyon katsayısı olarak yukarıda verilen eşitlikten bulunabilir ve güç belirlenebilir [77].

$$P_i[watt] = PF7_i[\frac{watt}{gram}]xSx1{,}6022x10^{-13}[\frac{J}{MeV}]xm[gram] \tag{4.16}$$

Çekirdekteki toplam güç, her bir yakıt demetindeki ortalama gücü elde etmek için aşağıda verilen eşitlikler ile belirlenebilir:

$$P_{toplam} = \sum_i P_i \tag{4.17}$$

$$P_{yakıt_ort} = \frac{P_{toplam}}{N} \tag{4.18}$$

Güç dağılımı, güç tepeleri değerleriyle daha iyi açıklanmaktadır. VVER reaktörünün ayrıntılı MCNP modeli, üç güç tepesi değerinin hesaplanmasında kullanılmıştır. Bunlar sıcak çubuk için güç tepesi değeri $f_{sç}$, eksenel güç tepesi değeri f_z ve radyal güç tepesi değeri f_R'dir. Bir yakıt elemanı tarafından salınan maksimum güç, ayrıca termal-hidrolik analizde parametre olarak kullanılan eksenel ve radyal tepe değerlerini belirlediğinden bu üç faktör reaktörün kararlı bir şekilde işletilmesi için önemlidir. Sıcak çubuk için güç tepesi değeri f_{HR}, bir yakıt çubuğu $P_{yç}$ tarafından serbest bırakılan maksimum güç ile çekirdekte üretilen ortalama güç P_{kor} arasındaki oran olarak tanımlanır.

$$f_{sç} = \frac{(P_{yç})max}{P_{kor}} \tag{4.19}$$

$$P_{kor} = \frac{P}{N_{EL}} \tag{4.20}$$

Burada P korun toplam gücünü, N_{EL} koru oluşturan yakıt elemanlarının sayısını ifade etmektedir. Eksenel güç tepesi değeri, maksimum p(z) değerini yakıt elementindeki ortalama P_z eksenel güç yoğunluğuna oranı olarak tanımlanmaktadır.

$$f_z = \frac{p(z)max}{P_z} \tag{4.21}$$

Radyal güç tepesi değeri f_R, maksimum p(z) değerini korun ortalama P_z eksenel güç yoğunluğuna oranı olarak tanımlanmaktadır. Kor içerisindeki güç dağılımını elde edebilmek için, her yakıt hacminden salınan güç, F7 çetelesi kullanılarak hesaplanmıştır.

5. VVER MODELİNİN HAZIRLANMASI ve REFERANS PROBLEM DEĞERLERİ İLE DOĞRULANMASI

Deneysel verilerin eksikliği ve nükleer teknolojide kullanılan bilgilerin genellikle ticari kaygılar nedeniyle paylaşılması istenmemektedir. Bu nedenle güç santrallerinin nötronik performans analizlerini yapmak isteyen araştırmacılara öncülük etmesi için çeşitli nükleer güç santrallerin referans problemleri yayınlanmaktadır. Bu referans problemleri ile kullanılması planlanan bilgisayar programları ile nükleer veri kütüphanelerinin uygunluğu ve doğruluğunun test edilmesi mümkün olabilmektedir [76].

Nükleer Enerji Ajansı (NEA) Nükleer Bilim Komitesi, reaktör fiziğindeki gelişmeler ve eğilimleri, yakıt performansı ve silah imalatı için uygun plütonyumun karışık oksit yakıt olarak yakıt döngüsünde kullanılması ile ilgili konularını inceleyen bir Uzmanlar Grubu'na sahiptir. Grubun hedefleri, NEA üyesi ülkelere termal reaktörler (PWR, BWR, VVER-1000 ve CANDU) ve hızlı reaktörlerde (BN-600) silah derecesinde plütonyumun kullanımı ile ilgili kor düzenlemesi ve yakıt çevrimi konularında güncel bilgi ve fikir birliği sağlamaktır. Reaktör kor fiziği, yakıt performansı ve güvenilirliği, termal su reaktörlerinin ve hızlı reaktörlerin silah derecesinde plütonyumun standart yakıt çevrimlerinde imha edilmesi ve bu hususta esnekliği araştırma konuları içerisindedir. Uzmanlar Grubu farklı nükleer güç santrali türleri için çeşitli kıyaslama çalışmaları gerçekleştirmekte ve elde edilen sonuçları raporlayarak üye ülkelerin kullanımına sunmaktadır. Bu bağlamda bir tür basınçlı su reaktörü olan VVER-1000'in nötronik performans analizleri çeşitli teknikler kullanan bilgisayar yazılımları aracılığıyla yapılmış ve elde edilen sonuçlar birbirleri arasında karşılaştırılmıştır.

Bu çalışmaya da temel teşkil eden problemin nötronik analizlerini yapmak üzere beş farklı kurumdan uzmanlar katılmış ve elde edilen altı farklı çözüm NEA tarafından derlenmiş ve rapora dökülmüştür. Analiz çalışmasına katılan kurumlar arasında, MCU ve TVS-M kodlarını kullanan Rus Araştırma Merkezi "Kurchatov Enstitüsü" (RRC-KI), WIMS8A kodunu kullanan Belgonucléaire, HELIOS kodunu kullanan ABD'den Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı (ORNL), MCNP4B yazılımını kullanan Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) ve MULTICELL kodunu kullanan KFKI Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü yer almaktadır. Katılımcılar tarafından kullanılan veri kütüphaneleri, ENDF / B-

VI, JEF-2.2 ve MCU ve TVS-M kodları ile kullanılan tesir kesit verilerinin bir derlemesi olan MCUDAT-2.1'i içermektedir.

Bu bölümde VVER-1000'in nötronik performans analizleri Monte Carlo teknikleri kullanılarak yapılmış ve elde edilen sonuçlar Nükleer Enerji Ajansı tarafından hazırlanan raporda yer alan referans problemin sonuçları ile karşılaştırılmıştır. Nötronik hesaplamalar düşük zenginlikteki uranyum (LEU) ve karışık oksit (MOX) yakıt düzenine sahip VVER-1000 yakıt demeti için MCNP yazılımı aracılığıyla gerçekleştirilmiştir. MCNP kodunda sunulan F7 çetele kartı kullanılarak, her bir yakıt hücresindeki enerji birikim değerleri ve bağıl güç dağılımları elde edilmiş ve bu değerler referans problemin sonuçları ile karşılaştırılmıştır.

5.1. Referans Reaktör Modeli

VVER bir tür basınçlı su reaktörü olup geleneksel ticari basınçlı su reaktörü ile bazı benzerlikleri ve farklılıkları vardır. VVER'i muadillerinden ayıran en temel özelliklerin başında yakıt demetinin tasarımı ve reaktör kor geometrisi gelmektedir. Bu çalışmada incelenen VVER yakıt demetinin ana özellikleri Çizelge 1'de sunulmakta ve burada sunulan verilere göre geometri oluşturulmuştur.

Çizelge 5.1. VVER-1000 genel karakteristik özellikleri

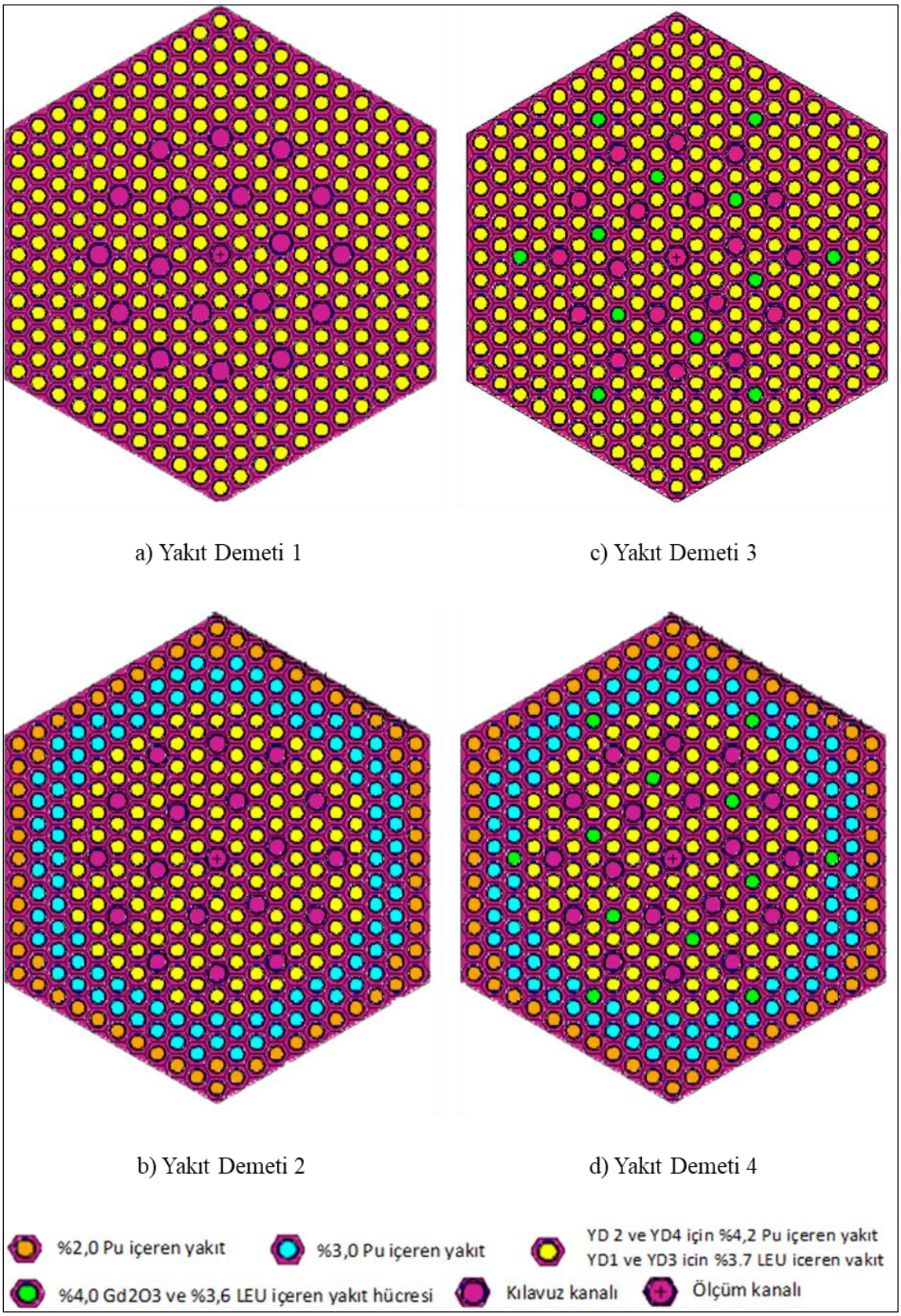
Yakıt Demeti	
Örgü türü (lattice type)	Altıgen
Kordaki yakıt demeti sayısı	163
Yakıt demetleri arasındaki mesafe	23,6
Her bir yakıt demetine yüklenen yakıt çubuğu sayısı	312
Yakıt Çubuğu	
Yakıt peletinin dış çapı (mm)	7,57
Zarf malzemesinin iç çapı (mm)	7,73
Zarf malzemesinin dış çapı (mm)	9,1
Yakıt peletinin malzemesi	LEU, MOX, UGD, MOXGD
Zarf malzemesi	%98,97 Zr, %1 Nb, %0,03 Hf

Çizelge 5.1. (devam) VVER-1000 genel karakteristik özellikleri

Yakıt çubukları arasındaki mesafe (mm)	12,75
Kılavuz tüpü	
Her bir yakıt demetinde yer alan kılavuz tüpü sayısı	18
İç çapı / Dış çapı (mm)	10,9 / 12,6 mm

Referans problem birebir aynı boyutlara sahip dört farklı yakıt demeti düzenini ele almaktadır. Bunlardan ilki ticari nükleer santrallerde yaygın olarak kullanılan ve ağırlıkça %3,7 oranında uranyum içeren düşük zenginlikteki Uranyum Dioksit (UO_2) kullanan yakıt demetidir. Bu yakıt demeti Yakıt Demeti 1 (YD1) olarak isimlendirilmiştir. Bir diğeri ise uranyum ve plütonyumdan karışımından oluşan karışık oksit yakıt düzenine sahip yakıt demetidir. Bu yakıt demeti Yakıt Demeti 1 (YD2) olarak adlandırılmakla birlikte üç farklı plütonyum oranına sahip yakıt çubuklarından meydana gelmiştir. En dıştaki yakıt çubuğu halkası ağırlıkça %2 ve iç iki halka ise %3 oranında fisil plütonyum içeriğine sahiptir. Ağırlıkça %4,2 oranına sahip yakıt çubukları merkez bölgelerde yer almakta ve plütonyum miktarı merkezde en yüksek seviyeye ulaşmaktadır. Diğer iki yakıt düzeni YD1 ve YD2 ile benzer tasarım yapısına sahip olmakla birlikte sadece 12 adet yakıt çubuğu, bünyesinde yanabilen yutucu Gadolinyum Oksit (Gd_2O_3) bulunan yakıt çubukları ile değiştirilmiştir. Bu çubuklar ağırlıkça %4 oranında Gadolinyum Oksit ve %3,6 zenginlikte Uranyum Dioksit ihtiva etmektedir. Bünyesinde yanabilen yutucu yakıt çubuğu barındıran ve YD1 düzenine sahip yeni demet yapısı Yakıt Demeti 3 (YD3) olarak adlandırılmış ve benzer bir yaklaşımla karışık yakıt düzenine ve yanabilen yutucuya sahip yakıt demeti Yakıt Demeti 4 (YD4) olarak tanımlanmıştır. Bu çalışmada Şekil 5.1'de belirtilen dört farklı yakıt demeti düzeni için MCNP girdi dosyaları oluşturulmuş ve ENDF66 nükleer veri kütüphanesi kullanılarak reaktörün nötron ekonomisi irdelenmiştir.

Nötronik hesaplamalarda yakıt sıcaklığı 1027 K ve soğutucu sıcaklığı ile diğer tüm bileşenlerin sıcaklığı 575 K ve soğutucu içerisinde 600 ppm'lik bor konsantrasyonu eklenerek soğutucu sıcaklık katsayısının negatif olmasını sağlanmak suretiyle gerçekleştirilmiştir. Ayrıca yakıt bünyesinde yanabilen zehir (Ksenon ve Samaryum) konsantrasyonunun bulunmadığı varsayılmıştır.



Şekil 5.1. YD1 (Homojen %3,7 LEU), YD2 (%2, %3, %4,2 Pu), YD3 (Homojen %3,7 LEU ve %3,6 LEU ile %4 Gd_2O_3) ve YD4 (%2, %3, %4,2 Pu ve %3,6 LEU ile %4 Gd_2O_3) yakıt demeti düzenleri

5.1.1. Etkin çoğaltma faktörü (k_{eff}) değişimi

Bu çalışmada, önceki bölümde anlatıldığı üzere dört farklı yakıt demeti düzeni için kritiklik değeri hesaplanmış ve elde edilen sonuçlar Çizelge 5.2'de sunulmaktadır. Referans hesaplama kodlarının ortalaması dikkate alınarak ortalamadan sapma YD1, YD2, YD3 ve YD4 için sırasıyla %1,89, %2,78, %2,55 ve %2,91 olduğu gözlenmektedir. Referans problemde yer alan hesaplama programları kendi aralarında kıyaslama yapıldığında farklı çalışma koşulları ve yanma değerlerinde hesaplanan etkin çoğaltma faktörü arasındaki maksimum sapma değerinin %2,5 civarında olduğu belirtilmiştir. Bu çalışmada elde edilen sonuçların sapma değeri ile kıyaslandığında hesaplanan k_{eff} değerlerinin açık literatürde bulunan kodlar ile uyum içerisinde olduğu görülmektedir.

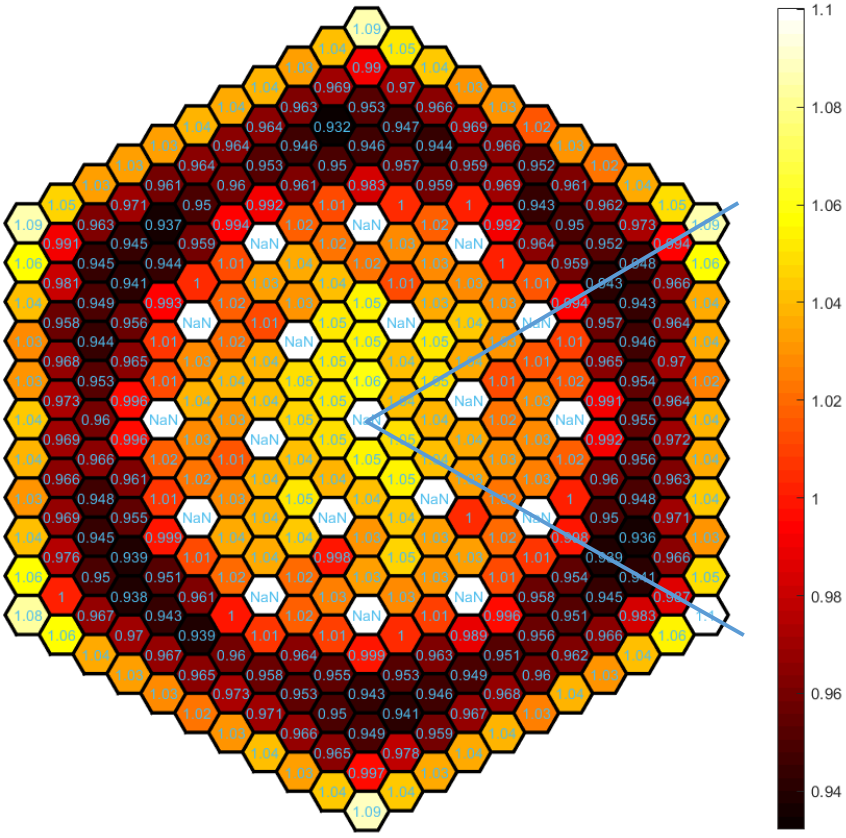
Çizelge 5.2. Hesaplanan etkin çoğaltma faktörü değerlerin diğer çalışmalar ile karşılaştırılması

	Bu çalışma	APOLLO-2	TVS-M	MCU-REA	CONKEMO	COSMO-4	KENO	MCNP4-B
YD1	1,31404	1,2939	1,2858	1,2865	1,2944	1,2843	1,2911	1,2918
YD2	1,28164	1,2481	1,2501	1,2426	1,2429	1,2523	1,2453	1,2478
YD3	1,20840	1,1804	1,1774	1,1757	1,1786		1,1783	1,1800
YD4	1,22478	1,1918	1,1949	1,1877	1,1845		1,1896	1,1922

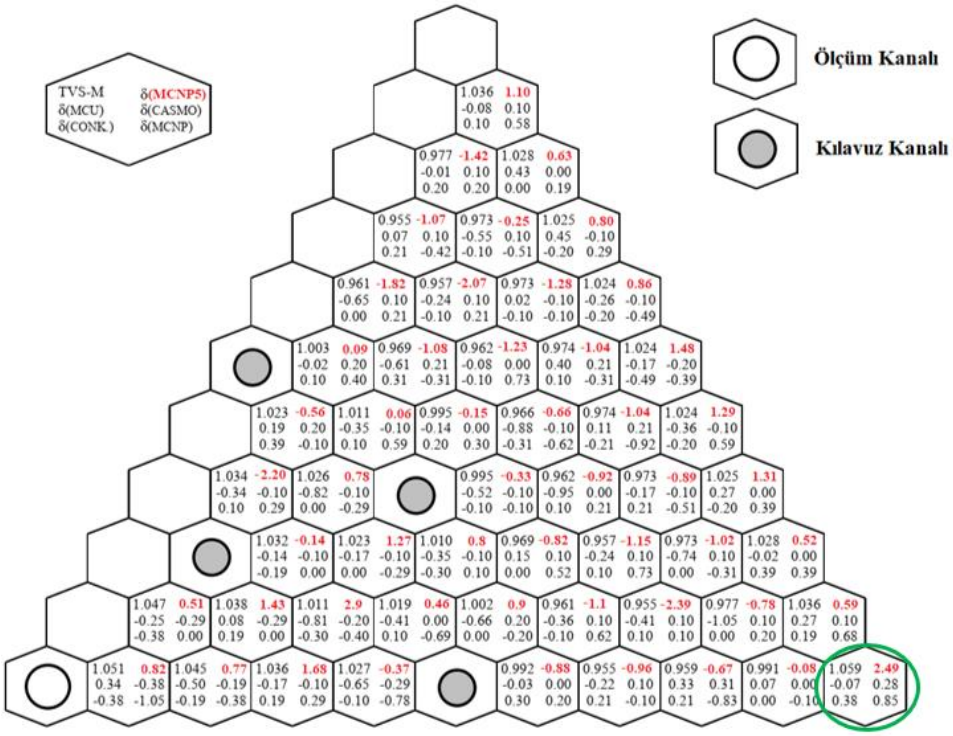
5.1.2. Güç tepesi değeri dağılımı

Kor içerisindeki güç dağılımını elde edebilmek için, her bir yakıt hacminde depolanan enerji miktarı, F7 çetelesi kullanılabilir [77]. Güç dağılımı, güç tepesi değerleriyle daha iyi açıklanmaktadır. Güç tepesi değeri ise lokal güç üretim değerlerinin ortalama güç üretim değerlerine bölünmesi ile bulunabilir.

Burada değinilen bilgiler yardımıyla her bir yakıt demeti düzeni için MCNP model ve girdileri hazırlanarak nötronik analizler gerçekleştirilmiştir. Elde edilen göreli güç tepesi değerleri referans problemin sonuçları ile kıyaslanmış ve görselleştirilmiştir. Şekil 5.2 – 5'te yapılan hesaplama ile elde edilen sonuçlar ve diğer kodların sonuçları ile karşılaştırılması sunulmaktadır.

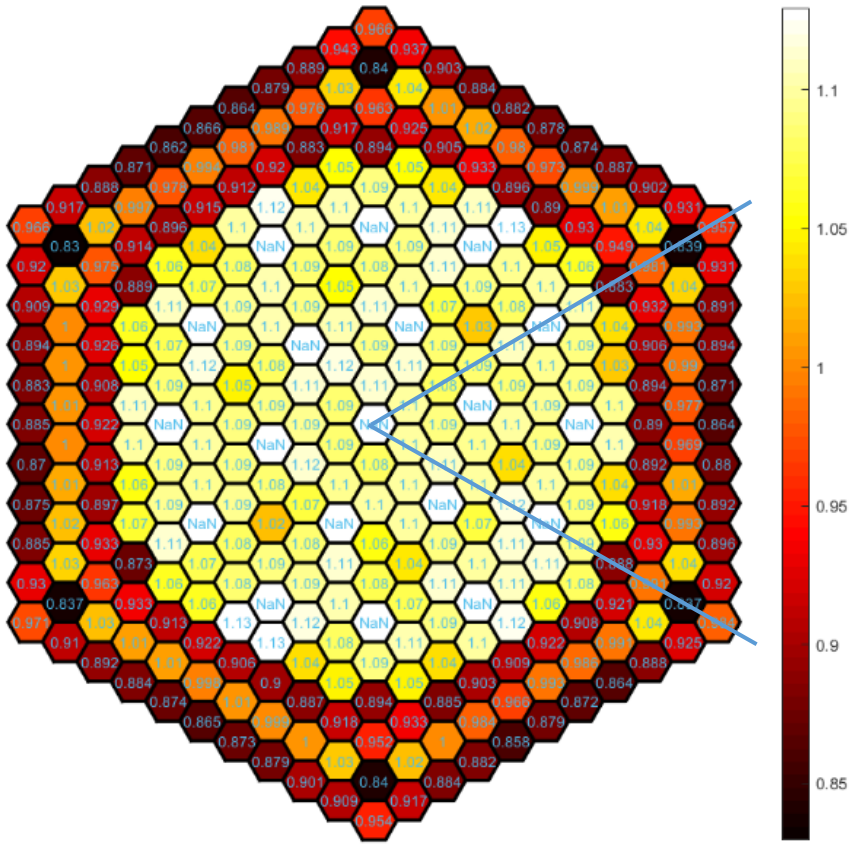


(a)

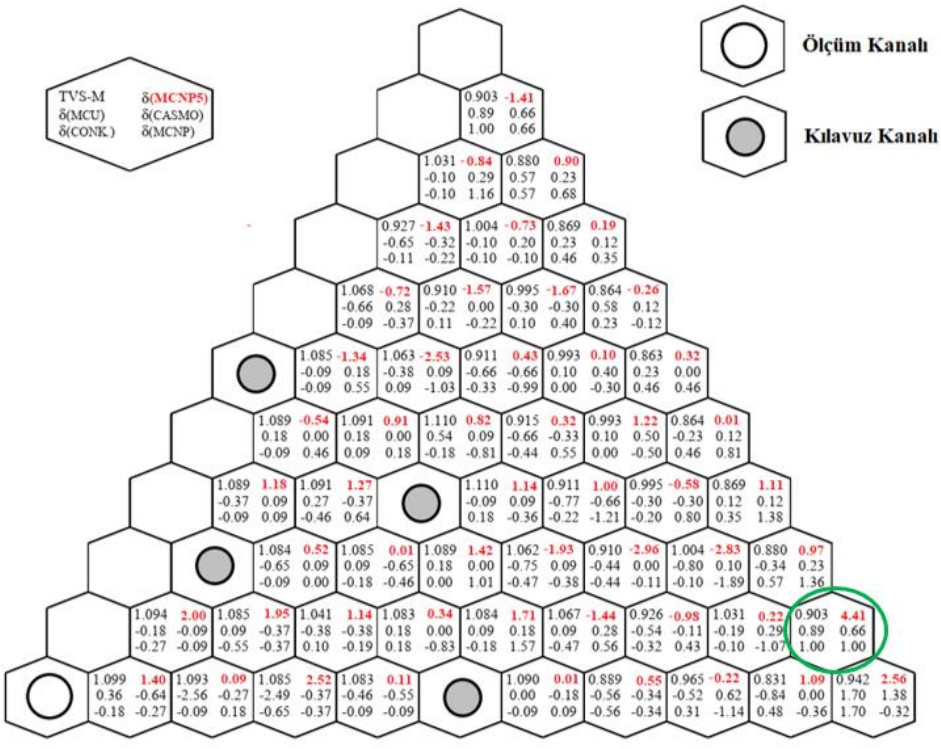


(b)

Şekil 5.2. Yakıt demeti 1 için bağıl güç yoğunluk değeri ve diğer kodlar ile sapma yüzdelerinin karşılaştırılması

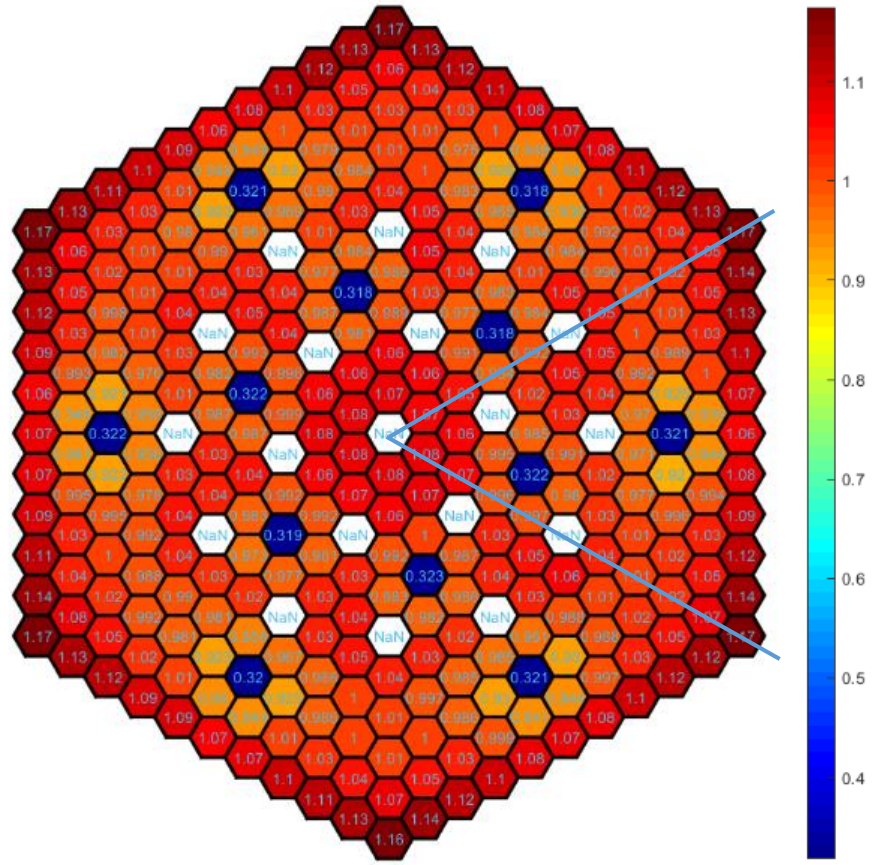


(a)

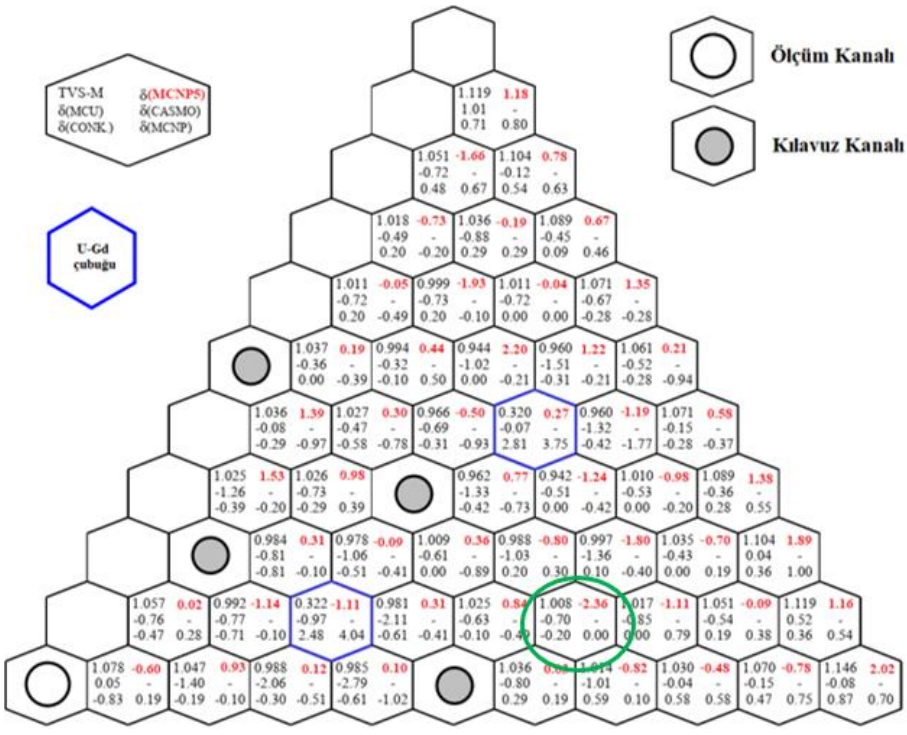


(b)

Şekil 5.3. Yakıt demeti 2 için bağıl güç yoğunluk değeri ve diğer kodlar ile sapma yüzdelerinin karşılaştırılması

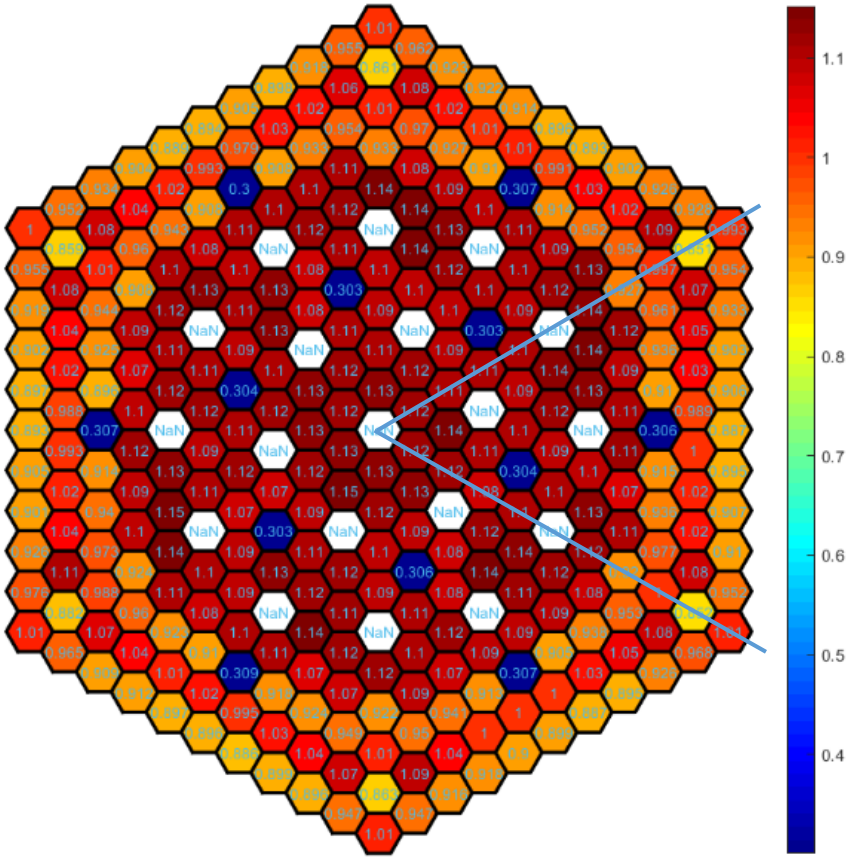


(a)

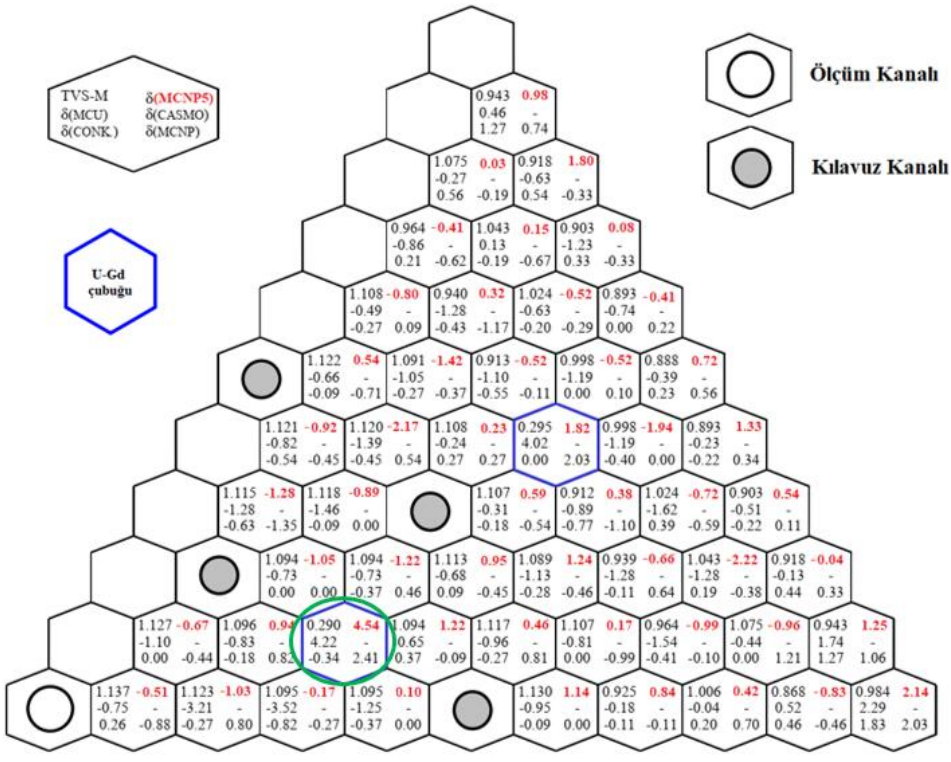


(b)

Şekil 5.4. Yakıt demeti 3 için bağıl güç yoğunluk değeri ve diğer kodlar ile sapma yüzdelerinin karşılaştırılması



(a)



(b)

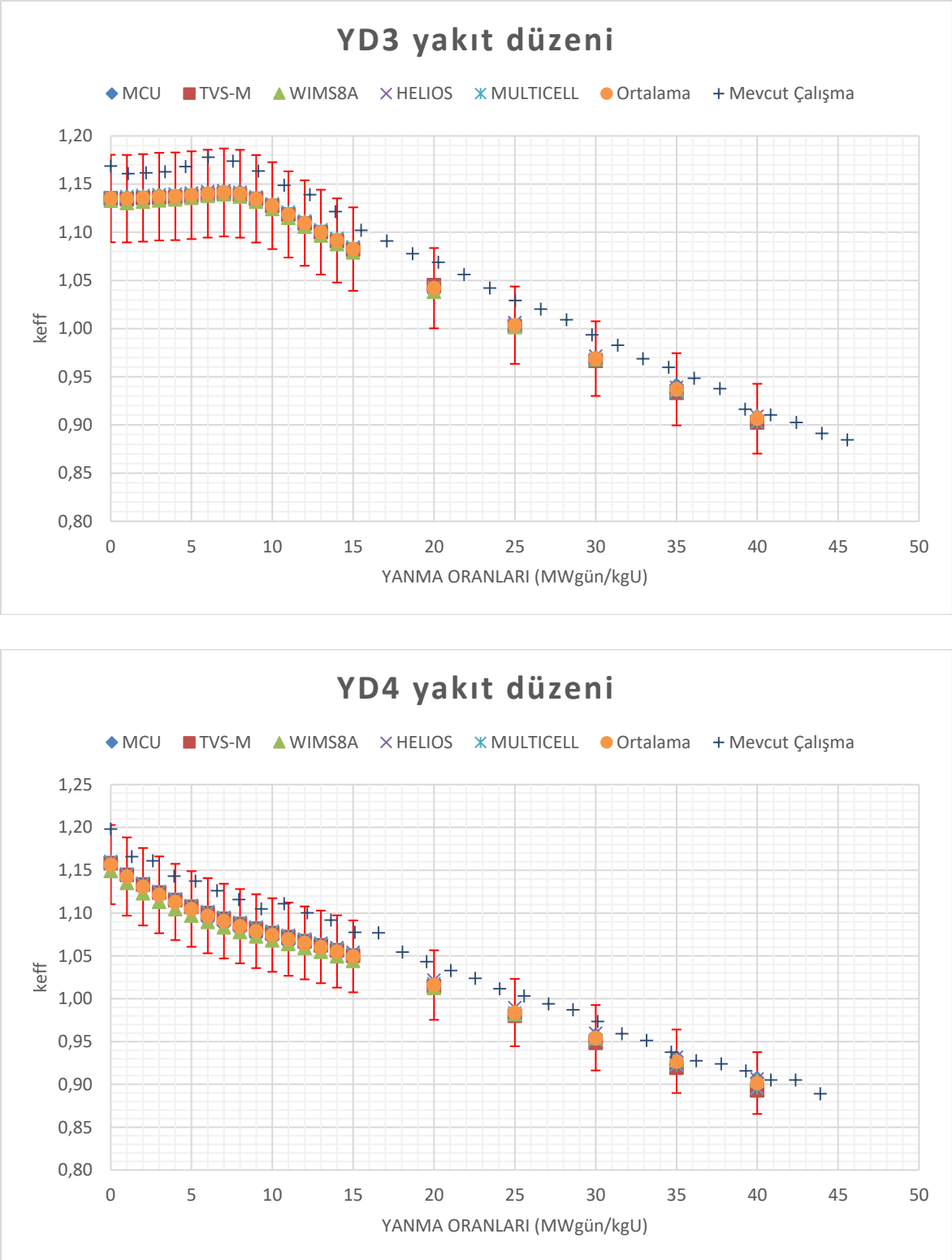
Şekil 5.5. Yakıt demeti 4 için bağıl güç yoğunluk değeri ve diğer kodlar ile sapma yüzdelerinin karşılaştırılması

Şekil 5.2 – Şekil 5.5'te modellenen dört farklı yakıt içeriği ve düzenine sahip yakıt demetleri üzerinde oluşan güç yoğunluğu değerleri ile dağılımları ve aynı çalışma için literatürde sunulan sonuçlar ile karşılaştırılmıştır. Bu çalışma kapsamında elde edilen sonuçlar TVS-M kodundan elde edilen sonuçlar ile kıyaslanmış ve her bir yakıt demeti düzeni için mutlak değerce hesaplanan en yüksek sapma değerine sahip yakıt hücresi yeşil halka ile işaretlenmiştir. Bu çalışmada bulunan güç yoğunluk dağılım değerleri TVS-M kodu sonuçları ile karşılaştırıldığında, en yüksek göreli sapma değerleri sırasıyla YD1 için %2,49, YD2 için %4,41, YD3 için %-2,36 ve YD4 için %4,54 olarak hesaplanmıştır. En yüksek sapma değerleri yakıt demetlerinin farklı yakıt hücrelerinde gözlense de bu çalışmada elde edilen güç yoğunluğu değerlerinin literatürdeki benzer çalışmalardan elde edilen sonuçlar ile uyum içerisinde olduğu ve gözlemlenen bu sapma değerleri kabul edilebilir sınırlar dâhilinde kaldığı gözlenmiştir.

Çalışmada görülen bu sapmalar, referans problemde yakıt demetinin 1/6'sı için hesaplama yapılırken bu çalışmada gerçek boyutlardaki tam yakıt demeti için hesaplama yapılmasından ve kullanılan nükleer veri kütüphanesinin farklı olmasından ve güncel veri kütüphanelerinin kullanılması ile bu sapmaların azaltılabileceği değerlendirilmektedir.

5.1.3. Nötronik analiz sonuçları

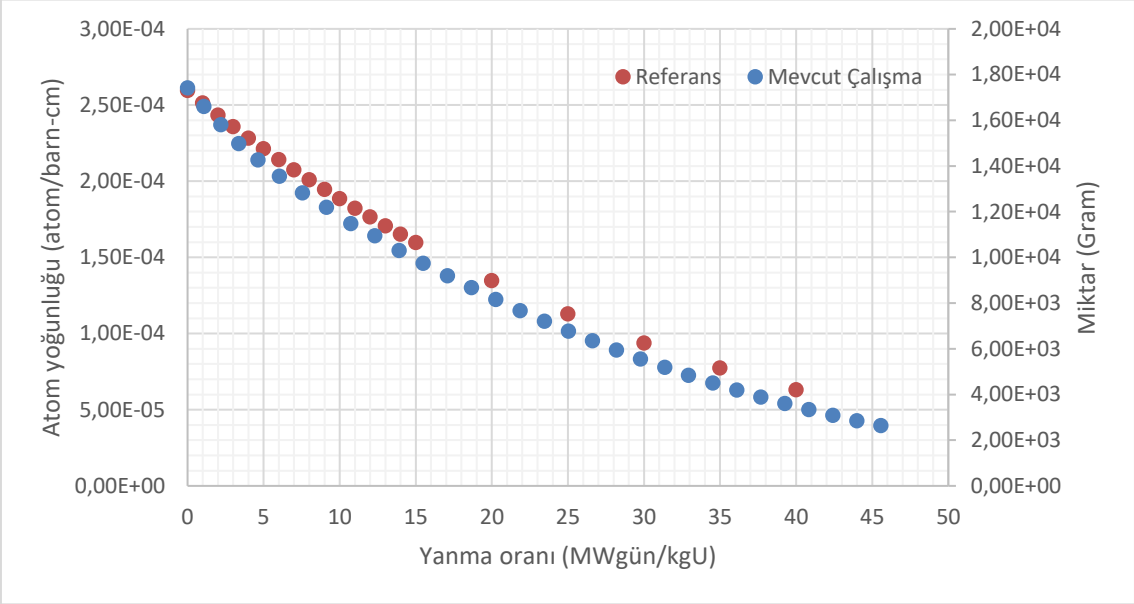
Nükleer güç reaktörlerinde güç üretiminin temel şartı fisyon reaksiyonlarının sürekliliğinin sağlanmasıdır. Bunun için etkin çoğaltma faktörünün (k_{eff}) "1" değerinin üzerinde olması ya da reaktivite değerinin pozitif olması gerekmektedir. Nötronik hesaplamalar Çizelge 5.1'de geometrik özellikleri ile malzeme bilgisi verilen VVER-1000 nükleer güç reaktörünün YD3 (UGD) ve YD4 (MOXGD) yakıt demeti düzeni için gerçekleştirilmiştir. Elde edilen bulgular açık literatürde sunulan 5 farklı nötronik kodun sonucu ve bu sonuçların ortalaması ile karşılaştırılmıştır. YD3 ve YD4 yakıt düzenleri için, etkin çoğaltma faktörü (k_{eff}) değerleri ile yanma oranları arasındaki ilişki Şekil 5.6'da gösterilmiştir. Şekil 5.6'da kırmızı renkle gösterilen hata çubukları, 5 farklı koddan elde edilen değerlerin ortalamasından %4'lük sapmanın alt ve üst sınırlarını ifade etmektedir.



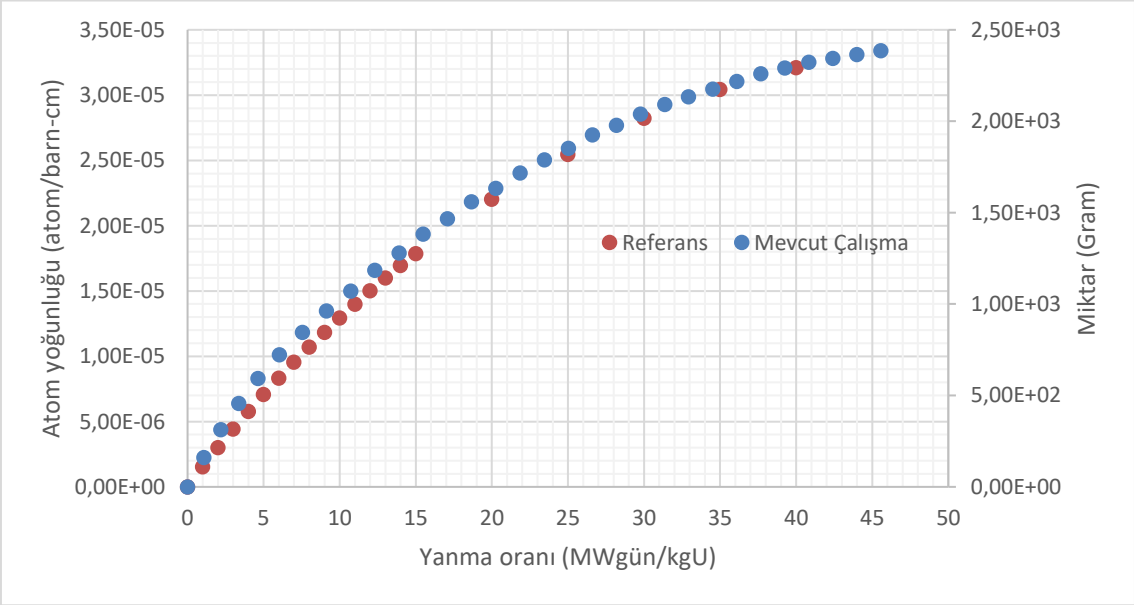
Şekil 5.6. YD1 yakıt düzeni ve YD2 yakıt düzeni için etkin çoğaltma faktörü – yanma oranı ilişkisi

YD3 yakıt düzeninde bulunan gadolinyumun yanması etkin çoğaltma faktörü değeri üzerinde bir miktar artışa neden olmuş ancak gadolinyumun tükenmesiyle birlikte k_{eff} değerinin hızla azaldığı gözlenmiştir. YD4 yakıt düzeninde gadolinyumun daha yavaş

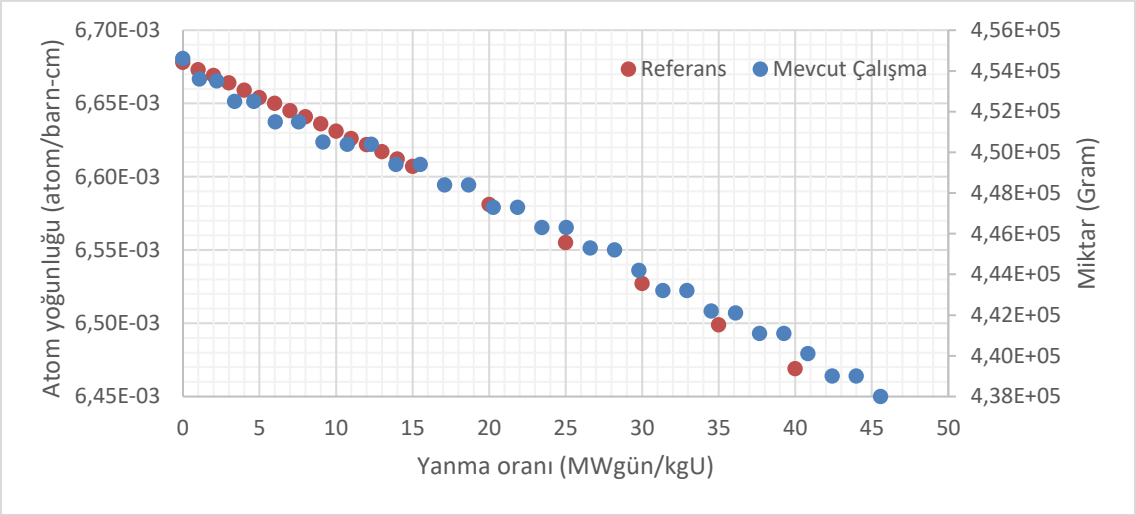
yanması neticesinde k_{eff} değerlerinde herhangi bir artış gözlenmemiş aksine yanma ile birlikte bu değerin yavaş yavaş azaldığı görülmüştür. Bu çalışmada kullanılan MCNP ve MONTEBURNS kodlarından elde edilen sonuçlar literatürdeki benzer çalışmalarla karşılaştırıldığında genel olarak literatürde sunulan değerlere göre daha yüksek olduğu görülmüştür. Yine de Şekil 5.6'dan da görüleceği üzere her bir yanma oranı değerine karşılık gelen k_{eff} değeri ile [Ref 21]'da verilen ortalama k_{eff} değerleri ile uyum içerisinde olduğu ve ortalama değerlerden sapmanın ise %4'ün altında kaldığı gözlenmiştir.



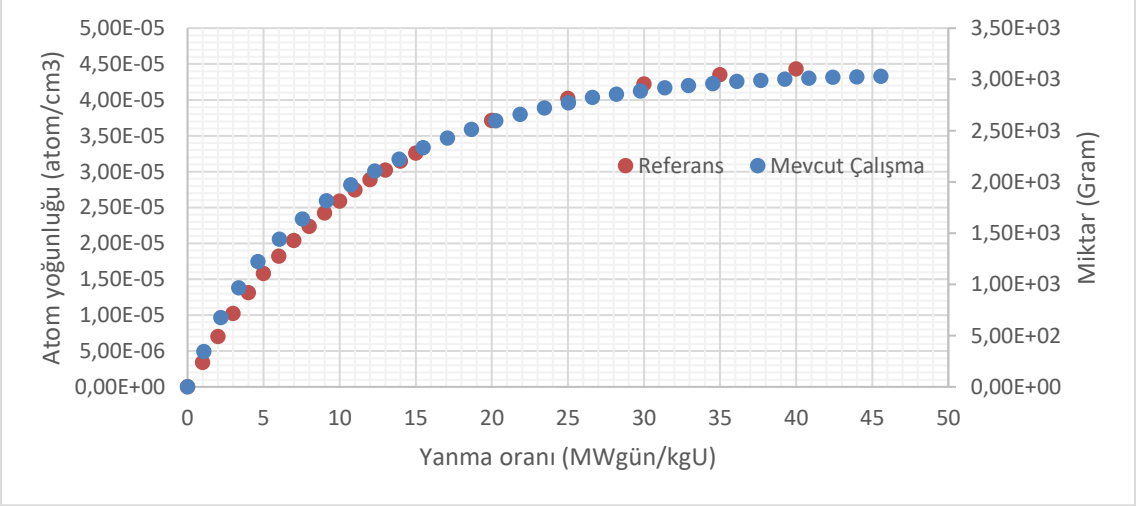
Şekil 5.7. YD3 düzeninde U-235 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



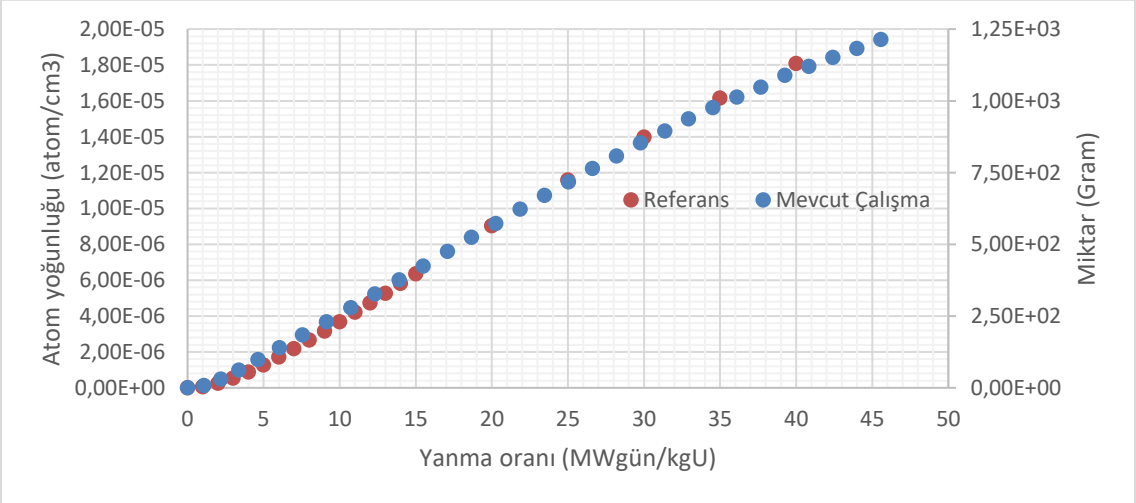
Şekil 5.8. YD3 düzeninde U-236 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



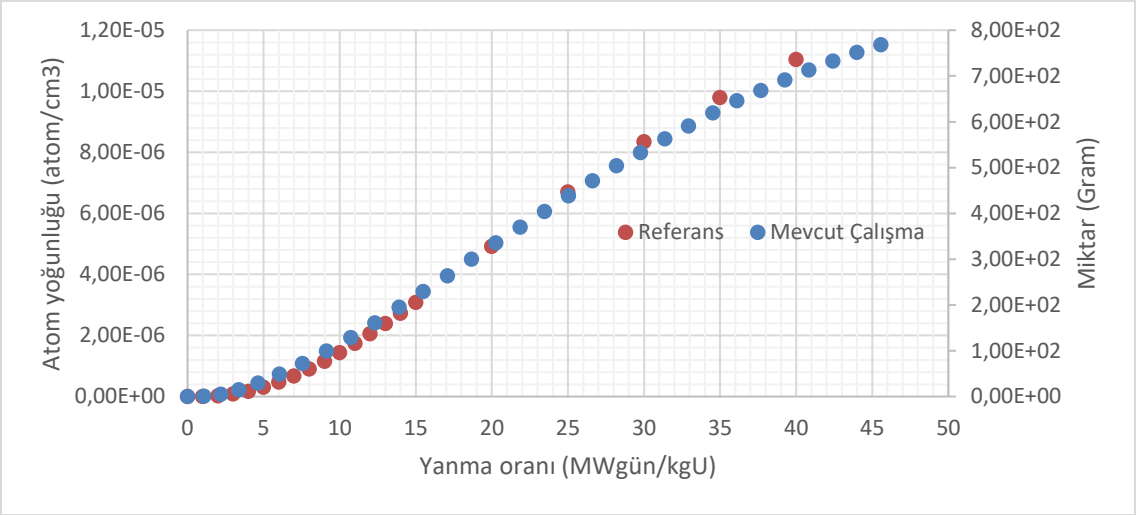
Şekil 5.9. YD3 düzeninde U-238 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



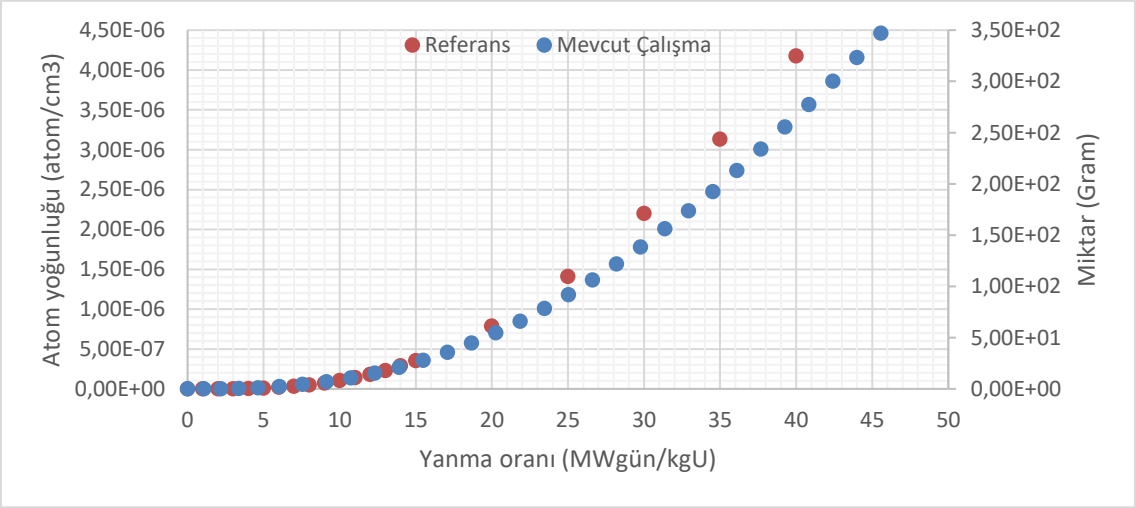
Şekil 5.10. YD3 düzeninde Pu-239 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



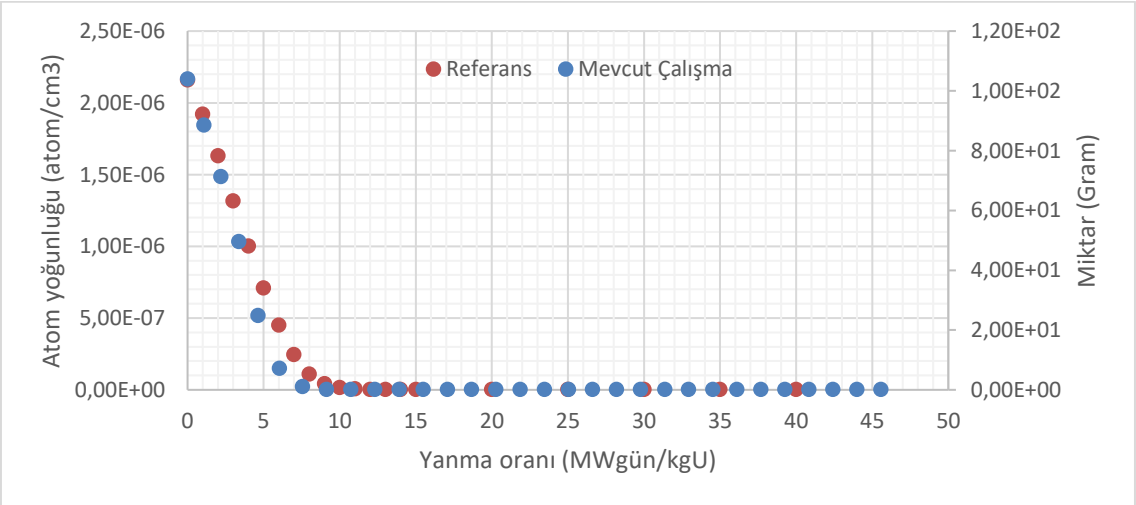
Şekil 5.11. YD3 düzeninde Pu-240 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



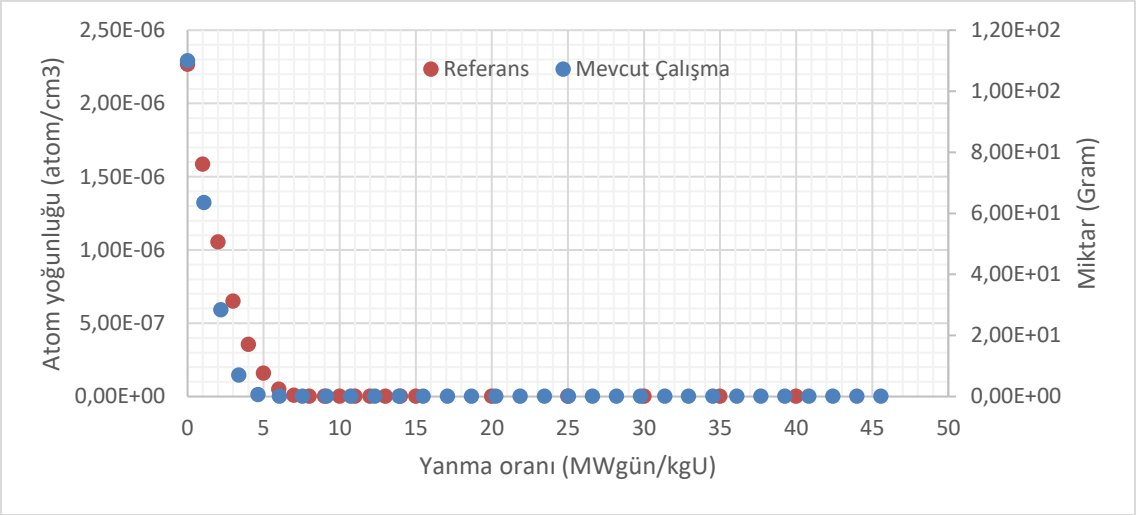
Şekil 5.12. YD3 düzeninde Pu-241 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



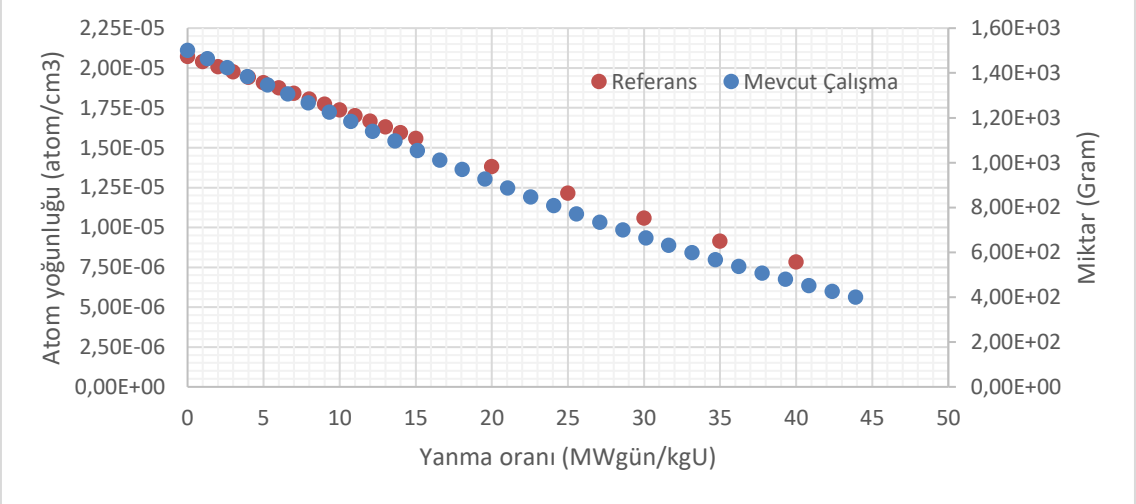
Şekil 5.13. YD3 düzeninde Pu-242 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



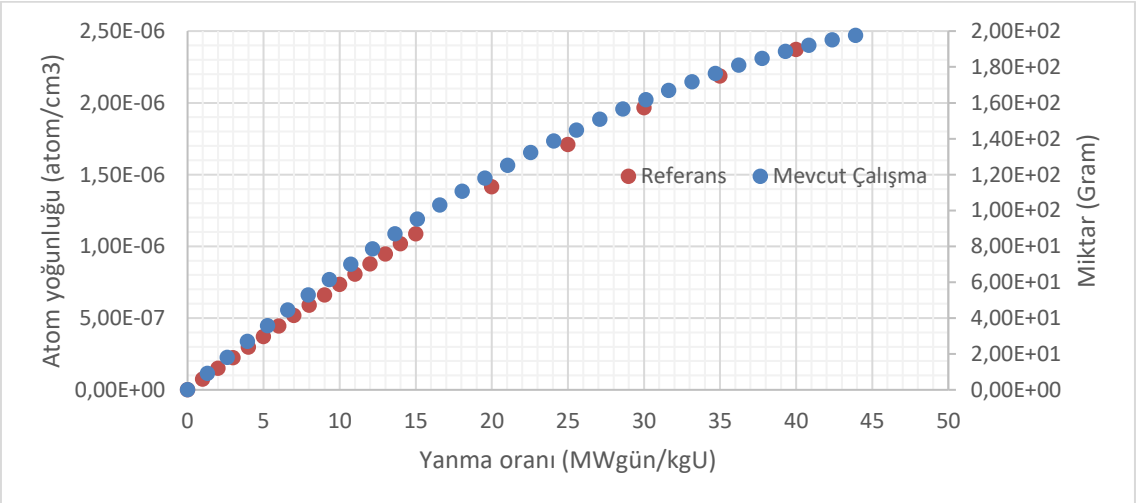
Şekil 5.14. YD3 düzeninde Gd-155 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



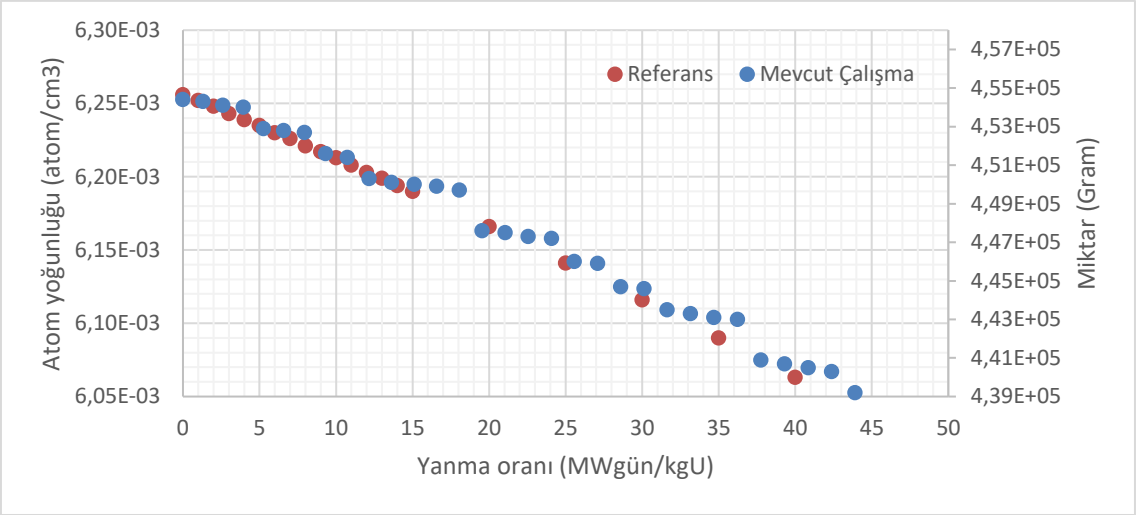
Şekil 5.15. YD3 düzeninde Gd-157 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



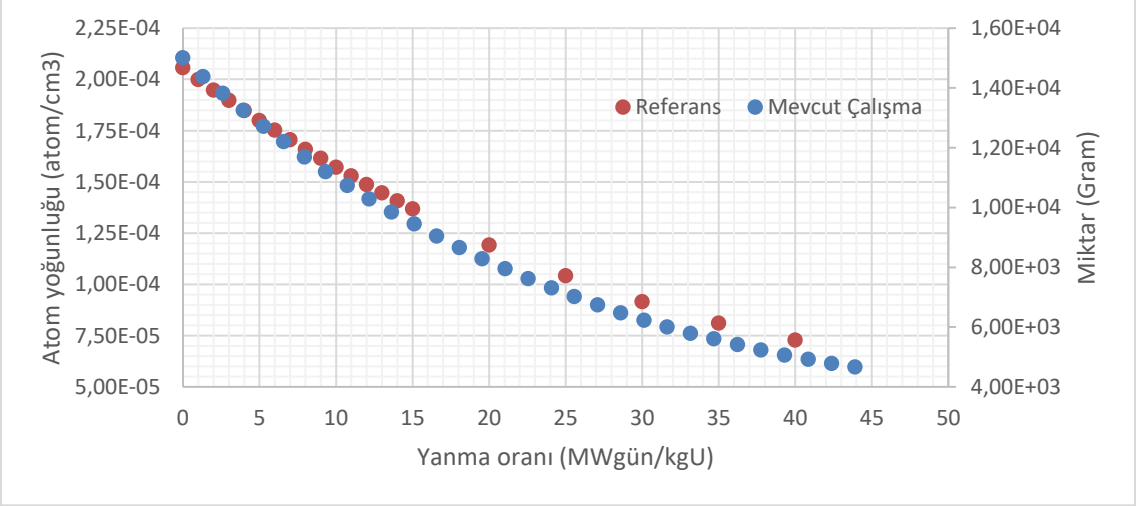
Şekil 5.16. YD4 düzeninde U-235 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



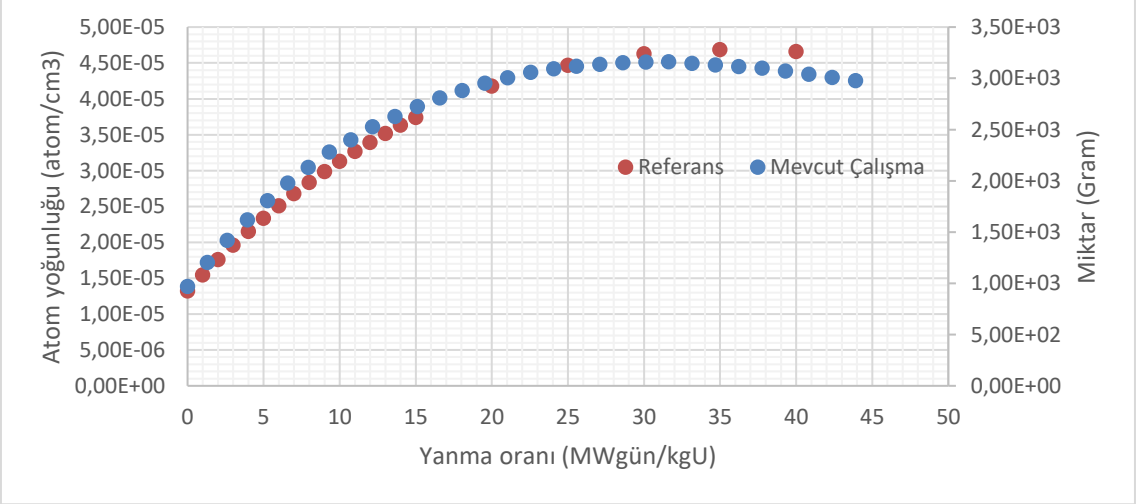
Şekil 5.17. YD4 düzeninde U-236 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



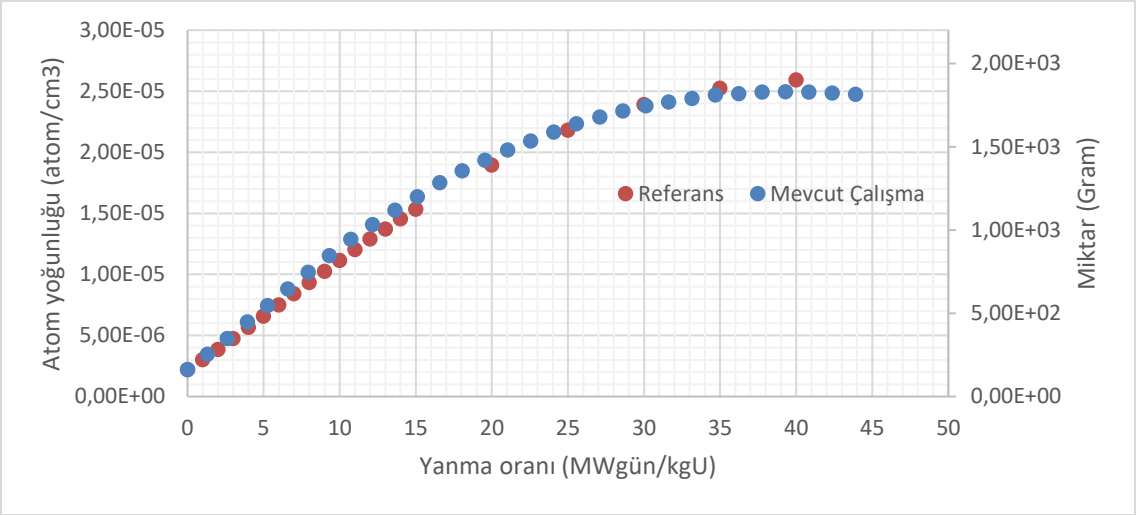
Şekil 5.18. YD4 düzeninde U-238 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



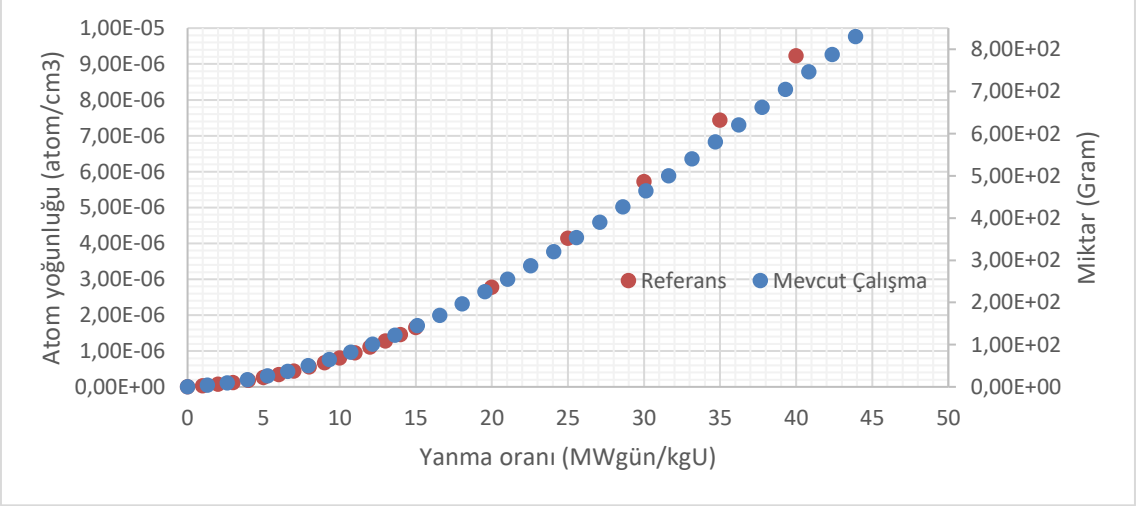
Şekil 5.19. YD4 düzeninde Pu-239 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



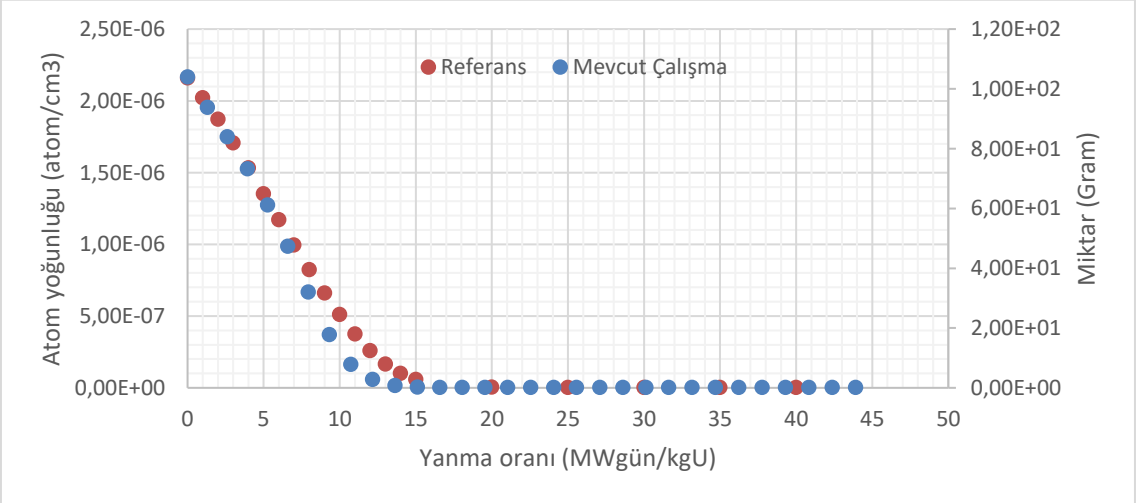
Şekil 5.20. YD4 düzeninde Pu-240 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



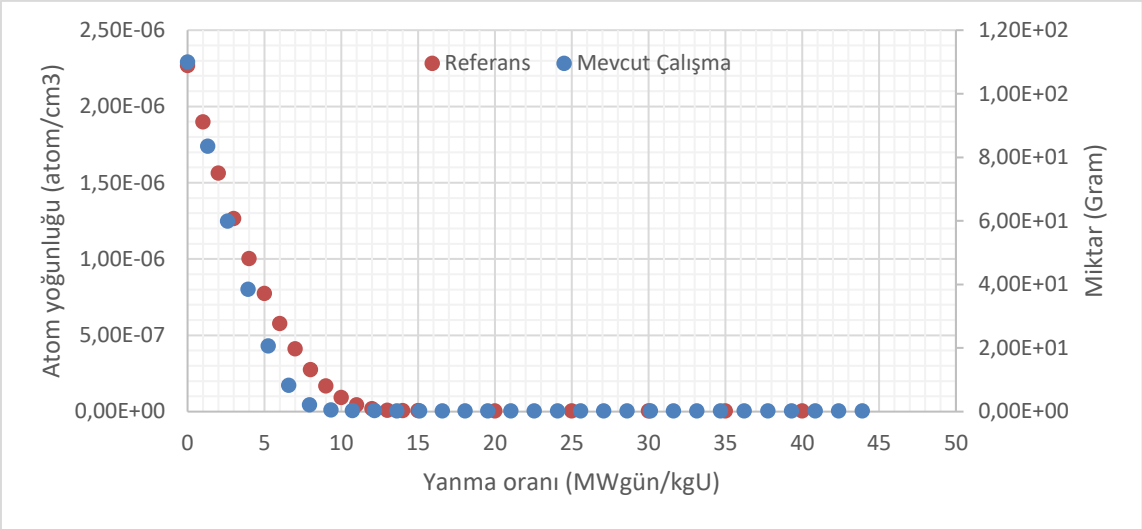
Şekil 5.21. YD4 düzeninde Pu-241 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



Şekil 5.22. YD4 düzeninde Pu-242 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



Şekil 5.23. YD4 düzeninde Gd-155 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki



Şekil 5.24. YD4 yakıt düzeninde Gd-157 miktarı ile yanma oranı arasındaki ilişki

Yanma oranına göre yakıt demeti ortalamalı izotopik bileşimler (U-235, U-236, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Gd-155 ve Gd-157) ve bu çalışmada elde edilen çıktılar Şekil 5.7 – Şekil 5.24'te sunulmaktadır. Buralardan da görüleceği üzere bu çalışmada elde edilen sonuçlar ile referans alınan çalışmanın sonuçları arasında iyi bir uyumun olduğu gözlenmektedir. Uranyum izotoplarında uyumun çok iyi olduğu ancak yanma oranının artmasıyla plütonyum izotoplarında bazı farklılıkların olduğu gözlenmiştir. Gadolinyum izotoplarında ise tutarsızlığın daha fazla olduğu görülmüştür. Bu durumun temel nedeni çok düşük izotop yoğunluklarıyla hesaplama yaparken kullanılan algoritmalardan kaynaklanan sayısal hataları ile açıklanabileceği düşünülmektedir.

6. TORYUMUN YAKIT KATKI MADDESİ OLARAK NÜKLEER GÜÇ REAKTÖRÜNDE KULLANIMI

Gelişen teknoloji sayesinde nükleer güç santrallerinde uranyuma olan bağımlılığın ve nükleer atıkların azaltılması, yakıt maliyetlerinin düşürülmesi için alternatif yakıt arayışları ile ilgili yoğun çalışmalar yapılmaktadır. Nükleer güç santrallerinin ana yakıt bileşeni olan uranyumun bilinen rezervlerinin sınırlı olması bu kısıtlı rezervin etkin kullanımı için yapılan çalışmaları değerli kılmaktadır.

Dünya çapında toryum kaynaklarının uranyum kaynaklarından üç kat daha fazla olması toryum tabanlı yakıtlar üzerine olan ilgiyi daha da artırmıştır [78]. Esasen, toryumun nükleer güç reaktörlerinde yakıt olarak kullanımı ile ilgili yapılan araştırmalar, uranyum ve plütonyumun bir arada kullanmak maksadıyla başlatılan çalışmalarla aynı zamanlara denk gelmektedir. 1950'lerin ortalarından 1970'lerin ortalarına kadar nükleer enerjiye öncülük eden yıllarda, uranyum rezervlerini korumak için dünya çapında toryum yakıtları ve yakıt çevrimleri geliştirilmesine büyük ilgi vardı. Ancak toryum içerikli yakıtlar ilk başlarda yeterli ilgiyi görmemiştir.

Yine de son zamanlarda nükleer silahlanma karşıtı politikalar, daha uzun süreli yakıt çevrimi, daha yüksek yanma değerleri, gelişmiş atık formunun karakteristiği, plütonyum stoklarının azaltılması ve üretilen fisil malzemenin doğduğu yerde kullanımı toryum bazlı yakıtlara ve yakıt döngülerine olan ilginin yeniden artmasına neden olmuştur. Toryum yakıtları ve yakıt çevrimleri aşağıdaki fayda ve zorluklara sahiptir [73]:

Faydaları

- Toryum, uranyumdan 3 ila 4 kat daha fazladır, doğada birçok ülkede kolayca ulaşılabilir bir kaynak olarak yaygın olarak dağılmıştır ve şu ana kadar ticari olarak kullanılmamıştır. Toryum yakıtları bu nedenle uranyum yakıtlarının yanında tamamlayıcı bir öğe olarak kullanılabilmekte ve nükleer enerjinin uzun vadeli sürdürülebilirliğine olanak sağlar.
- Toryum yakıt döngüsü, düşük radyotoksisite atığı ile uzun vadeli nükleer enerji üretmenin cazip bir yoludur. Ayrıca, toryum silah sınıfı plütonyum (wgPu) veya sivil plütonyum ile birlikte yakıt olarak kullanılabilir.

- ^{232}Th'un termal nötronlar için soğurma tesir kesiti (7,4 barn), ^{238}U (2,7 barn)'inkinin neredeyse üç katıdır. Dolayısıyla ^{232}Th'dan ^{233}U'a dönüşüm ^{238}U'dan ^{239}Pu'a dönüşüm daha fazla olabilmektedir. Bu nedenle toryum, termal reaktörlerde ^{238}U'dan daha iyi bir fertil bir malzemedir, ancak toryum hızlı reaktörde fertil bir malzeme olarak tükenmiş uranyumdan daha düşüktür.
- 'Fisil' ^{233}U çekirdekleri için, absorbe edilen (η olarak temsil edilen) nötron başına serbest bırakılan nötron sayısı, ^{235}U ve ^{239}Pu'dan farklı olarak çok çeşitli termal nötron spektrumu üzerinde 2'den fazladır. Bu nedenle, üretimin sadece hızlı nötron spektrumları ile elde edilebildiği ^{238}U – ^{239}Pu döngüsünün aksine, ^{232}Th – ^{233}U yakıt döngüsü hızlı, epitermal veya termal spektrumlarla çalışabilir.
- Toryum dioksit kimyasal olarak daha kararlıdır ve uranyum dioksitten daha yüksek radyasyon direncine sahiptir. ThO_2 esaslı yakıtlar için fisyon ürünü salım oranı, UO_2'ninkinden çok daha düşüktür. ThO_2, UO_2'ye kıyasla daha yüksek termal iletkenlik ve daha düşük termal genleşme katsayısı nedeniyle uygun termofiziksel özelliklere sahiptir. Dolayısıyla, ThO_2 esaslı yakıtların UO_2 ve UO_2 esaslı karışık oksitten daha iyi performans göstermesi beklenmektedir.
- ThO_2 nispeten eylemsizdir ve U_3O_8 ve UO_3 ile kolayca oksitlenen UO_2'den farklı olarak oksitlenmez. Bu nedenle, kullanılmış ThO_2 bazlı yakıtın uzun süreli ara depolama ve kalıcı bertaraf işlemi oksidasyon sorunu olmadan daha kolay yapılabilmektedir.
- Th bazlı yakıtlar ve yakıt çevrimleri, ^{232}Th, ^{233}Pa ve ^{233}U ile (n, 2n) reaksiyonlar yoluyla ^{232}U oluşumuna bağlı olarak özünde nükleer silahlanma direncine sahiptir. ^{232}U'nun yarı ömrü sadece 73,6 yıldır ve bir radyonüklidin radyoaktif bozunması sonucu ortaya çıkan ürün "bozunma ürünleri" çok kısa yarı ömre sahiptir ve ^{212}Bi ve ^{208}Tl gibi bazıları güçlü gama radyasyonları yayar. Benzer bir bakış açısıyla, ^{232}U, barışçıl olmayan amaçlarla çoğalmasını önlemek için oldukça zenginleştirilmiş uranyum (HEU) ve silah sınıfı plütonyumun (wgPu) çekici bir taşıyıcısı olarak kullanılabilir.
- wgPu veya sivil Pu'yi "tek geçişli (açık)" çevrimde yakmak için, (Th, Pu)O_2 yakıtında plütonyum üretilmediği için (U, Pu)O_2 ile kıyaslandığında daha çekicidir. Açık çevrim sununda oluşan kullanılmış yakıtta yer alan ^{232}U silahlanmaya karşı direnç sağlamaktadır.
- ^{232}Th – ^{233}U yakıt döngüsünde, ^{238}U – ^{239}Pu yakıt döngüsüne kıyasla çok daha az miktarda plütonyum ve uzun ömürlü Minör Aktinitler (Np, Am ve Cm) oluşur, böylece kullanılmış yakıttaki radyotoksisiteyi en aza indirir. Bununla birlikte, ^{232}Th-^{233}U yakıt döngüsünün

sonunda, uzun süreli radyolojik etkiye sahip olabilecek ^{231}Pa, ^{229}Th ve ^{230}U gibi diğer radyonüklitler vardır.

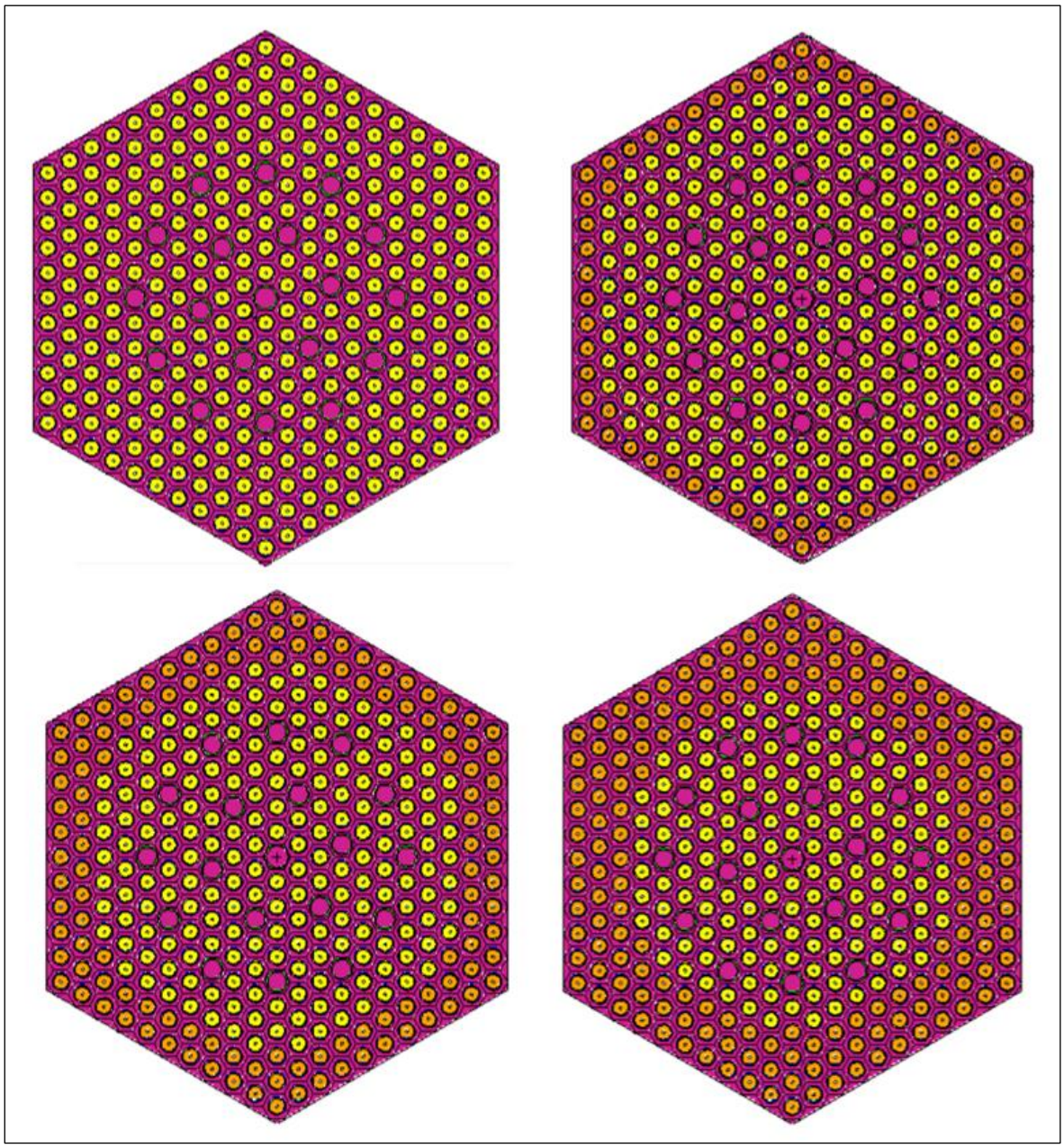
Zorluklar

- ThO_2'nin erime sıcaklığı (3350 ^oC) UO_2 (2800 ^oC)'ye göre çok daha yüksektir. Bu nedenle, yüksek yoğunluklu ThO_2 ve ThO_2 bazlı karışık oksit yakıtlar üretmek için çok daha yüksek bir sinterleme sıcaklığı (>2000 ^oC) gereklidir. Düşük sıcaklıkta istenen pelet yoğunluğunun elde edilmesi için "sinterleme yardımcısının" (CaO, MgO, Nb_2O_5, vb.) karıştırılması gerekmektedir.
- ThO_2 ve ThO_2 bazlı karışık oksit yakıtlar kimyasal olarak nispeten kararlıdır ve UO_2 ve $(U,Pu)O_2$ yakıtlarından farklı olarak konsantre nitrik asit içinde kolayca çözünmezler. Yeniden işleme tesislerinde paslanmaz çelik ekipman ve boruların korozyonuna neden olan az miktarda HF konsantrasyonlu HNO_3 eklenmesi önemlidir. Alüminyum nitrat ilavesi ile korozyon problemi hafifletilebilir. ThO_2 bazlı yakıtlar için yaklaşık 393 K'de kaynayan THOREX çözeltisi [13 M HNO3 + 0.05 M HF + 0.1 M Al $(NO_3)_3$] ve uzun çözünme süresi gereklidir.
- Işınlanmış Th veya Th bazlı yakıtlar, 73,7 yıllık bir yarılanma ömrü ile ^{212}Bi ve ^{208}Tl gibi çok kısa yarılanma ömrüne ve güçlü gama yayan bozunma ürünlerine sahip önemli miktarda ^{232}U içermektedir. Kullanılmış Th bazlı yakıt veya kullanılmış yakıttan ayrıştırılan ^{233}U'un depolanması ile önemli miktarda radyasyon dozu birikmektedir.
- ^{232}Th'un ^{233}U'a dönüşüm zincirinde, uranyum yakıt döngüsünde ^{239}Np (2,35 gün) ile karşılaştırıldığında nispeten daha uzun bir yarı ömre (~ 27 gün) sahip bir ara ürün olarak ^{233}Pa oluşmakta ve böylece ^{233}Pa'un ^{233}U'a bozunmasını tamamlamak için en az bir yıllık bir soğutma süresine ihtiyaç duymaktadır. Normalde Pa, THOREX sürecinde uzun süreli radyolojik etkiye sahip olabilecek fisyon ürünü atığına aktarılmaktadır. Toryum ve ^{233}U'un ayrıştırılması için çözücü ekstraksiyon işleminden önce Pa'nın kullanılmış yakıt çözeltisinden ayırmak önemlidir.
- Uranyum, plütonyum ve toryumun kullanılmış $(Th, Pu)O_2$ yakıttan ayrıştırılması işlemi uygulanabilir olmasına rağmen halan gelişim aşamasındadır. Toryum yakıtları ve toryum yakıt çevrimleri ile ilgili bilgi ve deneyim, UO_2 ve $(U, Pu)O_2$ yakıtlarına kıyasla çok sınırlıdır ve ticari kullanımına yönelik büyük yatırımlar yapmadan önce toryum yakıtları ve yakıt çevrimleri hakkında bilgi ve deneyimlerin artırılması gerekmektedir.

Çalışmanın bu bölümünde, VVER-1200 reaktörünün homojen ve heterojen yakıt düzenine sahip bir yakıt demeti için MCNP ile Monteburns nükleer kodları kullanılarak düşük zenginlikli uranyum ile toryum ($(U+Th)O_2$), reaktör sınıfı plütonyum ile toryum ($(rgPu + Th)O_2$), silah sınıfı plütonyum ile toryum ($(wgPu + Th)O_2$,) yakıtı kullanımının bağı güç yoğunluğu dağılımı ve nötronik performans üzerine etkileri ile yakıt yanma oranlarına bağlı olarak yakıt bileşimi değişimleri araştırılmıştır. Ayrıca her bir yakıt bileşimi için zamana göre etkin çoğaltma faktörü, yakıt yanma oranları ve yakıt içerisinde yer alan önemli izotopların değişimleri irdelenmiş ve referans olarak seçilen geleneksel UO_2 ve MOX yakıt kullanımının sonuçları ile karşılaştırılmıştır.

6.1. VVER-1200 Yakıt Demeti Modeli Tanımı

3+. nesil hafif su reaktörlerinden olan VVER-1200 modeli, hâlihazırda uzun yıllardır işletilen VVER-1000 modeli esas alınarak geliştirildiğinden VVER-1200 ile VVER-1000 modelleri tasarım açısından birbirlerinin aynısıdır. VVER-1200 reaktörünün yakıt demeti VVER-1000 reaktörünün yakıt demetinde olduğu gibi altıgen bir yapıdadır ve her bir yakıt demeti birebir aynı boyutlara sahip 312 adet yakıt çubuğu, 18 adet kılavuz tüpü ve merkezde yer alan bir ölçüm kanalının bir araya gelmesinden meydana gelmektedir. Ancak yakıt demeti düzeyinde aralarındaki tek fark yakıt çubuğu yüksekliğinin 3,53 m'den 3,73'e çıkarılmasıdır. Bu nedenle önceki bölümde yer alan referans problemde bulunmayan 1,5 cm çapındaki boşluk yakıt çubuğunun merkezinde tanımlanmış ve yakıt çubuğunun uzunluğu 373 cm'ye çıkarılmıştır. Yakıt demetinin diğer geometrik özellikleri ile malzeme bilgisi Çizelge 6.1'de verilmiştir. Burada sunulan veriler kullanılarak Şekil 6.1'de görüldüğü üzere VVER-1200 nükleer güç santralinin çeşitli yakıt dizilimlerine sahip yakıt demetleri MCNP nükleer kodu aracılığıyla modellenmiştir.



Şekil 6.1. Homojen, 1 dış halkalı heterojen, 2 halkalı heterojen ve 3 dış halkalı heterojen yakıt demeti düzeni

Çizelge 6.1. VVER-1200 genel karakteristik özellikleri

Yakıt Demeti	
Örgü türü (lattice type)	Altıgen
Kordaki yakıt demeti sayısı	163
Yakıt demetleri arasındaki mesafe	23,6
Her bir yakıt demetine yüklenen yakıt çubuğu sayısı	312
Yakıt Çubuğu	
Merkezdeki boşluğun çapı (mm)	1,5
Yakıt peletinin dış çapı (mm)	7,57

Çizelge 6.1. (devam) VVER-1200 genel karakteristik özellikleri

Zarf malzemesinin iç çapı (mm)	7,73
Zarf malzemesinin dış çapı (mm)	9,1
Zarf malzemesi	%98,97 Zr, %1 Nb, %0,03 Hf
Yakıt çubukları arasındaki mesafe (mm)	12,75
Kılavuz tüpü	
Her bir yakıt demetinde yer alan kılavuz tüpü sayısı/ Ölçüm kanalı sayısı	18 / 1
İç çapı / Dış çapı (mm)	10,9 / 12,6 mm

Yakıt malzemesi olarak %3,7 zenginlikli UO_2 ile ağırlıkça %5 ila %30 arasında %5'lik artan oranlarda ThO_2 içeren karışık oksit bileşimi ve ağırlıkça %3 ila %15 arasında değişen PuO_2 oranlarına sahip yakıt bileşimleri seçilmiştir. Ayrıca çalışmada, 33 GWd/MTU yanma değerine sahip bir basınçlı su reaktörüne ait kullanılmış yakıtın içerisinde yer alan tipik plütonyum bileşimi kullanılmıştır. Reaktör sınıfı plütonyum ile toryum $((rgPu + Th)O_2)$ karışımında yer alan ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu ve ^{242}Pu bileşenlerinin ağırlıkça oranı sırasıyla, %1,8, %59,0, %23,0, %12,2 ve %4,0'dır. Silah sınıfı plütonyum ile toryum $((wgPu + Th)O_2)$ karışımında yer alan ^{239}Pu ve ^{240}Pu bileşenlerinin ağırlıkça oranı sırasıyla, %94,0 ve %6,0'dır. Toryum tabanlı karışık yakıtların plütonyum içerikleri herhangi bir optimizasyon çalışması yapılmadan standart uranyum esaslı yakıtlarda elde edilen yakıt yanma oranlarına ulaşabilecek şekilde belirlenmiştir. Reaktör sınıfı plütonyum içeren toryum yakıtı karışımında ağırlıkça %7,5, silah sınıfı plütonyum içeren toryum yakıt karışımda ağırlıkça %5 plütonyum içeriği bulunmaktadır. Toryum kullanımının etkilerini karşılaştırabilmek için geleneksel reaktör yakıtlarından %3,7 zenginlikli UO_2 ve bünyesinde ağırlıkça %4,2 PuO_2 ve geri kalan kısmı %3,7 zenginlikli UO_2 içeren karışık oksit için nötronik hesaplamalar yapılmıştır.

Nötronik hesaplamalar için yakıt sıcaklığı, soğutucu akışkanın sıcaklığı ile diğer tüm bileşenlerin sıcaklığı ve ayrıca soğutucu bünyesinde bor (B) ve yakıt içerisinde Ksenon (Xe) ve Samaryum (Sm) konsantrasyonunun bulunup ya da bulunmadığı gibi çeşitli işletme koşullarını kapsayan MCNP modelleri oluşturulmuştur. Reaktörün çeşitli çalışma şartlarında güvenle işletilebilmesi için moderatör sıcaklık katsayısı, yakıt sıcaklığı reaktivite katsayısı (Doppler katsayısı) ve gecikmeli nötron oranı gibi güvenlik parametreleri irdelenmiştir. Bu çalışma kapsamında ele alınan işletme koşulları ile ilgili bilgiler Çizelge 6.2'de

sunulmaktadır. Değişen yakıt dizilimi ve bileşiminin yanma analizleri ise D12 işletme şartlarında incelenmiştir.

Çizelge 6.2. İşletme durum parametreleri

Durum	Yakıt sıcaklığı (K)	Yakıt olmayan bölgelerin sıcaklığı (K)	Soğutucu akışkan yoğunluğu (g/cm^3)	Boron konsantrasyonu (ppm)	^{135}Xe ve ^{149}Sm konsantrasyonu
D1	1027	575	0,7235	600	Denge durumunda
D2	1027	575	0,7235	600	0
D3	800	575	0,7235	600	0
D4	575	575	0,7235	600	0
D5	473	473	0,8750	600	0
D6	300	300	1,0030	600	0
D7	1500	575	0,7235	600	0
D8	2000	575	0,2000	600	0
D9	1027	575	0,7235	0	Denge durumunda
D10	1027	575	0,7235	0	0
D11	800	575	0,7235	0	0
D12	575	575	0,7235	0	0
D13	473	473	0,8750	0	0
D14	300	300	1,0030	0	0
D15	1500	575	0,7235	0	0
D16	2000	575	0,2000	0	0

6.2. Etkin Çoğaltma Faktörünün Zamanla Değişimi

Nükleer güç reaktörlerinde enerji üretiminin ana bileşeni olan fisyon reaksiyonlarının kararlı bir biçimde kendi kendini sürdürebilmesi için reaksiyonu başlatan bir nötrondan reaksiyon sonunda başka bir çekirdeğin fisyona uğramasına neden olacak en az bir nötronun üretilmesi elzemdir. Bu nedenle, bir nötronun etkileşimi esnasında olası tüm olayları etkin bir şekilde tanımlayan etkin çoğaltma faktörü ya da diğer adıyla kritiklik değeri (k_{eff}) oldukça önemlidir. Etkin çoğaltma faktörü "1" değerinin üzerinde olduğu müddetçe reaktör süper kritik durumdadır ve güç reaktörlerinde kontrol çubukları ile suda çözünebilen ve nötron soğurabilen bor yardımıyla güç üretimi kontrollü bir şekilde gerçekleştirilmektedir.

Reaktörde üretilen güç nötron akısında değişikliklerden etkilendiği gibi etkin çoğaltma faktöründen de doğrudan etkilenmektedir. Bu nedenle etkin çoğaltma faktörünün reaktör tasarımına ve yakıt içeriğine ne derece bağlı olduğu hakkında daha fazla bilgi sahibi olmak gerekmektedir. Etkin çoğaltma faktörü değerini üretilen nötronlar ile reaktörde soğurulan ya

da reaktörden kaçan nötronların arasındaki denge belirlemektedir. Bu yüzden Çizelge 6.2'de verilen işletme şartlarında incelenen yakıtlar için k_{eff} değerleri üretilmiştir.

Çizelge 6.3'te homojen dağılıma sahip geleneksel %3,7 zenginlikli UO_2 yakıtının (Mod0) Çizelge 6.2'de verilen işletme durumlarında etkin çoğaltma faktörü değeri verilmiştir. Çizelgeden görüleceği üzere en yüksek k_{eff} değeri, soğutucu bünyesinde borun bulunmadığı D14 durumunda gerçekleşmiştir. Soğutucu içerisine nötron yutucu borun eklenmesiyle k_{eff} değerlerinde belirgin düşüş görülmekte ve her ne kadar en yüksek k_{eff} değerinin D6 (düşük soğutucu sıcaklığı) durumunda elde edileceği beklense de k_{eff} değerinin çok küçük bir farkla D5 durumunda gerçekleşmiştir. En düşük k_{eff} değerleri ise yakıt sıcaklığının aşırı yüksek olduğu D8 ve D16 durumlarında oluştuğu görülmüştür.

Çizelge 6.3. Homojen bir şekilde dağılmış (UO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri

	Mod0	Mod1	Mod2	Mod3	Mod4	Mod5	Mod6
D1	1,26582	1,22302	1,19056	1,15983	1,12915	1,09610	1,06318
D2	1,31510	1,27307	1,24010	1,21104	1,18048	1,14920	1,11670
D3	1,31517	1,27293	1,24087	1,21007	1,18139	1,14948	1,11740
D4	1,31637	1,27193	1,24055	1,21077	1,18016	1,14854	1,11762
D5	1,32371	1,28199	1,25005	1,21878	1,18855	1,15626	1,12302
D6	1,32351	1,28369	1,25094	1,22012	1,18804	1,15575	1,12149
D7	1,31448	1,27293	1,24053	1,21126	1,18001	1,14892	1,11686
D8	1,08648	1,03432	1,00248	0,97427	0,94909	0,92339	0,89748
D9	1,33852	1,29568	1,26454	1,23394	1,20313	1,17190	1,13903
D10	1,39452	1,35130	1,31964	1,29125	1,26251	1,23302	1,20133
D10 totnu no	1,38426	1,34193	1,31130	1,28215	1,25349	1,22322	1,19271
D11	1,39420	1,35127	1,32012	1,29082	1,26279	1,23210	1,20124
D12	1,39304	1,35119	1,31878	1,29085	1,26145	1,23151	1,20022
D13	1,41970	1,37799	1,34723	1,31742	1,28741	1,25679	1,22411
D14	1,43299	1,39421	1,36179	1,33136	1,30127	1,27065	1,23707
D15	1,39587	1,35328	1,32229	1,29311	1,26394	1,23461	1,20248
D16	1,10096	1,04843	1,01716	0,98954	0,96425	0,93965	0,91317

Daha sonra toryumun geleneksel UO_2 yakıtına eklenmesiyle (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimi elde edilmiş ve yakıta toryum eklenmesinin k_{eff} değerleri üzerinde etkileri aşağıda verilmiştir. Mod0 yakıtın içeriğinde yer alan ^{238}U yerine ağırlıkça %5 ^{232}Th eklenerek Mod1 yakıt bileşimi elde edilmiş ve kendinden sonraki yakıtlar %5'lerlik ^{232}Th eklenerek üretilmiş ve sırasıyla Mod1 – Mod6 olarak adlandırılmıştır. Çizelge 6.3'ten de görüleceği üzere aynı işletme durumlarında dikkate alındığında yakıt içeriğinde toryum miktarının artması

neticesinde k_{eff} değerlerinde azalma meydana gelmektedir. Bu azalış temel nedeni ise fertil ^{238}U yerine konulan fertil ^{232}Th izotopunun soğurma tesir kesitinden yaklaşık 3 kat daha fazla olmasından kaynaklanmaktadır.

Nükleer güç reaktörlerinde toryum tabanlı uranyum yakıtlarının yanı sıra toryum tabanlı plütonyum yakıtları da kullanılabilmektedir. Bu tür yakıtları kullanmanın en önemli faydalarından biri bileşiminde yer alan plütonyumun zamana ya da yanma değerlerine bağlı olarak azalması ve yakıtın içeriğinde uranyumun bulunmamasından dolayı tüketilen plütonyumun yerine yenilerinin üretilmemesidir. Çizelge 6.4'te karşılaştırma amacıyla yer alan Mod0rg yakıtı yakıt demeti içerisinde homojen bir biçimde dağılmış %3,7 zenginlikli UO_2 ve %4,2 reaktör sınıfı (rg)PuO_2'den meydana gelmektedir.

Çizelge 6.4. Homojen bir şekilde dağılmış (rgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri

	Mod0rg	Mod1rg	Mod2rg	Mod3rg	Mod4rg	Mod5rg
D1	1,25127	1,04189	1,13393	1,1965	1,22380	1,27996
D2	1,26377	1,06590	1,15071	1,2064	1,23178	1,28368
D3	1,26406	1,06600	1,14994	1,20618	1,23094	1,28308
D4	1,26316	1,06456	1,14917	1,20611	1,23035	1,28368
D5	1,29249	1,07968	1,17265	1,23210	1,25631	1,30441
D6	1,31093	1,08474	1,18502	1,24989	1,27415	1,31923
D7	1,26581	1,06743	1,14978	1,20615	1,23224	1,28313
D8	1,07935	0,83376	0,91715	1,01563	1,07322	1,19987
D9	1,27872	1,08514	1,16778	1,22193	1,24568	1,29584
D10	1,29415	1,11143	1,18380	1,23146	1,25401	1,30115
D10 totnu no	1,28725	1,10731	1,18079	1,22755	1,25022	1,29676
D11	1,2924	1,11228	1,18294	1,23226	1,25391	1,30097
D12	1,29208	1,10975	1,18338	1,23096	1,25382	1,30025
D13	1,33097	1,13681	1,21672	1,26575	1,28608	1,32700
D14	1,35892	1,15112	1,23809	1,28888	1,30939	1,34763
D15	1,29539	1,11280	1,18542	1,23246	1,25420	1,30216
D16	1,08365	0,84257	0,92201	1,01986	1,07680	1,20212

Bir sonraki adımda ise (UO_2+ rgPuO_2) yakıtın içerisinden geleneksel UO_2 yakıtı çıkarılarak yerine ThO_2'nin eklenmesiyle (rgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşimi elde edilmiştir. Ağırlıkça %3 oranında reaktör sınıfı plütonyum oksit içeren yakıt bileşiği çizelgede Mod1rg olarak belirtilirken Mod2rg, Mod3rg, Mod4rg ve Mod5rg yakıtları sırasıyla ağırlıkça %5, %8, %10

ve %15 reaktör sınıfı plütonyum oksit ile geri kalan kısmı toryum oksitten meydana gelmektedir. Çizelgeden görüleceği üzere en işletme koşullarına bağlı olmaksızın plütonyum tabanlı toryum yakıtın içerisinde bulunan plütonyum içeriğinin ağırlıkça en az %10'un üzerine çıkarılması ile geleneksel uranyum plütonyum karışık oksit yakıtın ulaştığı k_{eff} değerine ulaşılabileceği görülmüştür.

Benzer bir yaklaşım toryum tabanlı silah sınıfı (wg) yakıt için benimsenmiş ve farklı işletme durumları için hesaplanan k_{eff} değeri Çizelge 6.5'te sunulmaktadır. Çizelgeden de görüleceği üzere aynı işletme durumlarında dikkate alındığında yakıt içeriğinde toryum miktarının artması neticesinde k_{eff} değerlerinde azalma meydana gelmektedir. Bu azalış temel nedeni ise fertil ^{238}U yerine konulan fertil ^{232}Th izotopunun soğurma tesir kesitinden yaklaşık 3 kat daha fazla olmasından kaynaklandığı söylenebilir. Burada dikkate değer bir diğer husus silah sınıfı plütonyum içeriğinde büyük oranda fisil malzeme bulunduğundan Mod0wg yakıt bileşimiyle elde edilen k_{eff} değerine %8 oranında silah sınıfı plütonyum içeren Mod3wg yakıt bileşimi yaklaşabilmektedir. Bu sayede yakıt demeti içerisinde daha fazla toryum eklenebilmesine ve ağırlıkça daha fazla toryumun tüketilebilmesine olanak sağlayacağı söylenebilmektedir.

Çizelge 6.5. Homojen bir şekilde dağılmış ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşiminin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri

	Mod0wg	*Mod1wg*	*Mod2wg*	*Mod3wg*	*Mod4wg*	*Mod5wg*
D1	1,35724	1,18780	1,28205	1,34633	1,37513	1,42747
D2	1,36915	1,21130	1,29646	1,35605	1,38155	1,43253
D3	1,36969	1,21106	1,29604	1,35601	1,38038	1,43178
D4	1,36917	1,21057	1,29699	1,35520	1,38118	1,43170
D5	1,39776	1,22555	1,31947	1,38184	1,40658	1,45370
D6	1,41535	1,22947	1,33165	1,39700	1,42282	1,46822
D7	1,37167	1,21165	1,29783	1,35615	1,38271	1,43206
D8	1,16372	0,95579	1,03735	1,12889	1,18127	1,29736
D9	1,3868	1,18780	1,28205	1,34633	1,37513	1,42747
D10	1,40079	1,25876	1,33414	1,38466	1,40713	1,45306
D10 totnu no	1,39504	1,25560	1,33114	1,38120	1,40324	1,44942
D11	1,40118	1,25859	1,33450	1,38471	1,40688	1,45223
D12	1,4	1,25764	1,33328	1,38491	1,40646	1,45265
D13	1,4373	1,28385	1,36635	1,41815	1,43962	1,48043
D14	1,46378	1,29930	1,38641	1,44031	1,46223	1,50051
D15	1,40256	1,25932	1,33464	1,38526	1,40751	1,45192
D16	1,1682	0,96522	1,04506	1,13482	1,18648	1,30157

Şekil 6.1'de gösterildiği gibi heterojen yakıt dizilimine sahip ($rgPuO_2+ThO_2$) ve ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimlerinin Çizelge 6.2'de verilen işletme koşulları altında k_{eff} değerleri hesaplanmış ve elde edilen sonuçlar Çizelge 6.6 ve Çizelge 6.7'de sunulmaktadır. Burada incelenen 1 dış halkaya sahip heterojen yakıt düzeni 66 adet ağırlıkça %30 oranında ThO_2 ve kalan kısmı %3,7 zenginlikli UO_2'den oluşurken iç kısımlarda yer alan 246 adet %20 oranında ThO_2 geri kalan kısımları ise %3,7 zenginlikli UO_2'den meydana gelmektedir. Benzer şekilde 2 ve 3 dış halkalara sahip heterojen yakıt düzenleri sırasıyla 120 ve 168 adet %30 oranında toryum içeriği eklenen yakıt elemanlarını temsil etmektedir. Çizelgeden görüleceği üzere en dış halkalarda bulunan fisil malzeme miktarının azalması ve bunun yerine toryum içeriğinin artması neticesinde k_{eff} değerlerinde bir miktar düşüş gözlenmiştir.

Çizelge 6.6. Heterojen dizilime sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri

	1 dış halka	*2 dış halka*	*3 dış halka*
D2	1,16783	1,15705	1,14781
D3	1,16694	1,15751	1,14777
D4	1,16781	1,15684	1,14774
D5	1,17577	1,16455	1,15473
D6	1,17552	1,16409	1,15419
D7	1,16757	1,15724	1,14741
D10	1,25004	1,23988	1,2306
D10 totnu no	1,24099	1,23115	1,22208
D11	1,24928	1,23895	1,23068
D12	1,24846	1,23851	1,22953
D13	1,27432	1,26364	1,25415
D14	1,28848	1,27753	1,26812
D15	1,25073	1,24112	1,23188

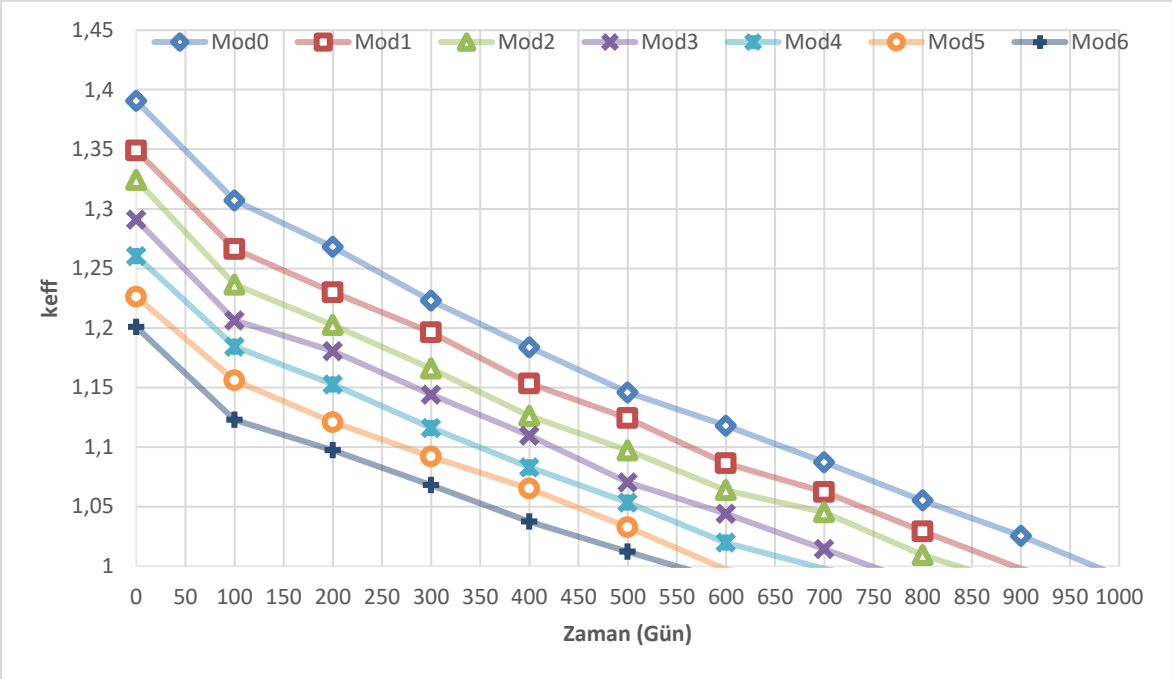
Benzer bir yaklaşım heterojen dizilime sahip ($rgPuO_2+ThO_2$) ve ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimleri için benimsenmiş ve çeşitli işletme koşullarında elde edilen k_{eff} değerleri Çizelge 6.7'de sunulmaktadır. Burada incelenen reaktör sınıfı plütonyum ile silah sınıfı plütonyum tabanlı toryum yakıtlar için 1 dış halkaya sahip heterojen yakıt düzeni 66 adet ağırlıkça %97 oranında ThO_2 ve iç kısımlarda yer alan 246 adet %92 oranında ThO_2 geri kalan kısımları ise plütonyum yakıtlardan meydana gelmektedir. Benzer şekilde 2 ve 3 dış halkalara sahip heterojen yakıt düzenleri sırasıyla 120 ve 168 adet %97 oranında toryum içeriği eklenen yakıt elemanlarını temsil etmektedir. Çizelgeden görüleceği üzere en dış halkalarda bulunan fisil malzeme miktarının azalması ve bunun yerine toryum içeriğinin artması neticesinde k_{eff}

değerlerinde bir miktar düşüş gözlenmiştir. Ancak artan halka sayısıyla gözlemlenen bu düşüş sınırlı olmakla birlikte daha fazla toryum içeriğinin yakıt demetine yüklenebilmesi ve tüketilmesine imkân sunması açısından önemlidir.

Çizelge 6.7. Heterojen bir biçimde dizilime sahip (rgPuO_2+ThO_2) ve (wgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin farklı işletme koşulları altında k_{eff} değerleri

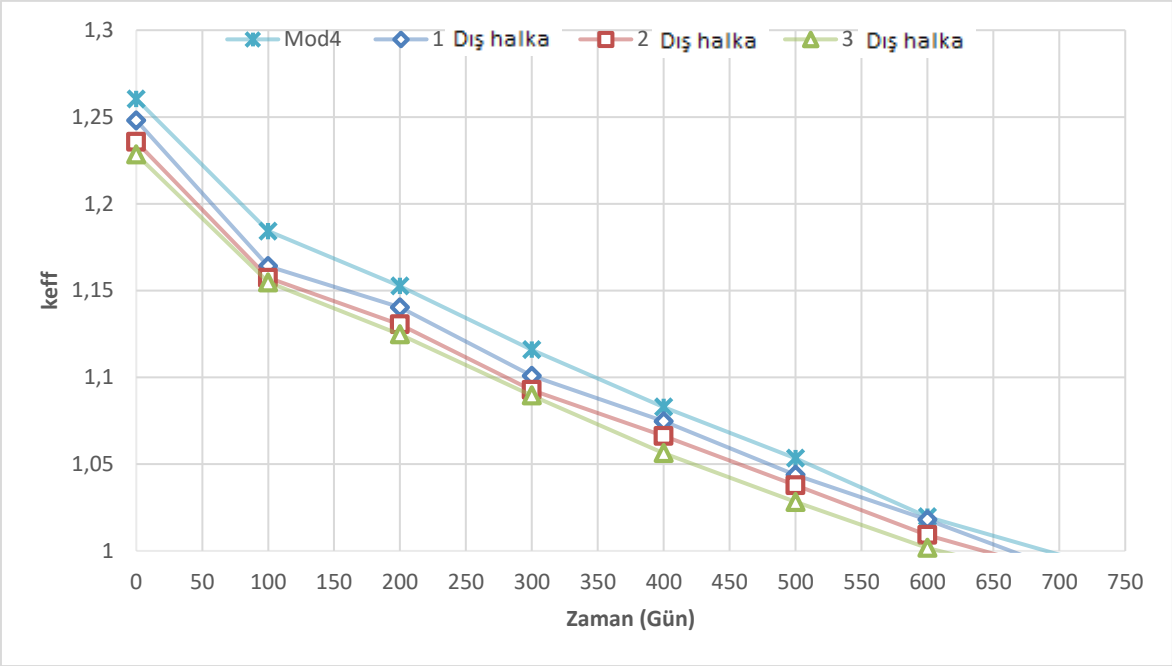
	1 dış halka rg	*2 dış halka rg*	*3 dış halka rg*	*1 dış halka wg*	*2 dış halka wg*	*3 dış halka wg*
D2	1,18227	1,16005	1,14102	1,33107	1,30884	1,28766
D3	1,18209	1,15751	1,14777	1,32527	1,18674	1,2824
D4	1,18184	1,16014	1,14025	1,32959	1,30686	1,28666
D5	1,20624	1,18246	1,16137	1,35321	1,32929	1,30719
D6	1,21921	1,1947	1,1719	1,36628	1,3405	1,31766
D7	1,18194	1,16134	1,14145	1,33086	1,30874	1,2876
D10	1,21213	1,19331	1,17525	1,36248	1,3432	1,32558
D10 totnu no	1,20774	1,18952	1,1726	1,3598	1,33997	1,32193
D11	1,21132	1,19311	1,17543	1,3625	1,34322	1,32547
D12	1,21163	1,19255	1,17418	1,36219	1,34254	1,32416
D13	1,24384	1,22457	1,20604	1,39457	1,37347	1,35467
D14	1,2656	1,24438	1,22526	1,41513	1,39366	1,3741
D15	1,21248	1,19381	1,17681	1,36398	1,34379	1,32615

Bu çalışma kapsamında incelenen (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için etkin çoğaltma faktörü değerlerinin işletme zamanına göre değişimi Şekil 6.2'de gösterilmektedir. Şekil 6.2'de belirtildiği üzere, geleneksel UO_2 yakıtının k_{eff} değeri başlangıçta diğer yakıt bileşenlerine göre çok daha yüksek k_{eff} (1,39048) değere sahip olmakla birlikte bu yakıt bileşimi yaklaşık 975 gün boyunca kritik halde kalabilmekte ve güç üretimi gerçekleşebilmektedir. Yakıt bileşiminin içeriğinde fisil ^{235}U izotoplarının miktarı sabit kalmak kaydıyla fertil ^{238}U yerine bir diğer fertil malzeme olan ^{232}Th'nin eklenmesiyle döngü başlangıcında k_{eff} değerlerinde azalma meydana gelmektedir. Buna bağlı olarak reaktörün kritik kalabildiği sürede de bir miktar düşüş gözlenmiş ve artan toryum miktarıyla da gözlemlenen düşüş miktarında artış meydana gelmiştir. Ağırlıkça %5 oranında ^{232}Th eklenen yakıt bileşimi (Mod1) yaklaşık 900 gün boyunca kritik kalabilmekte ve güç üretilebilmektedir. Bu oran 3 katına çıkarıldığında işletme süresi yaklaşık 750 gün ve 6 katına çıkarıldığında ise işletme süresi 600 güne kadar kısaldığı belirlenmiştir.



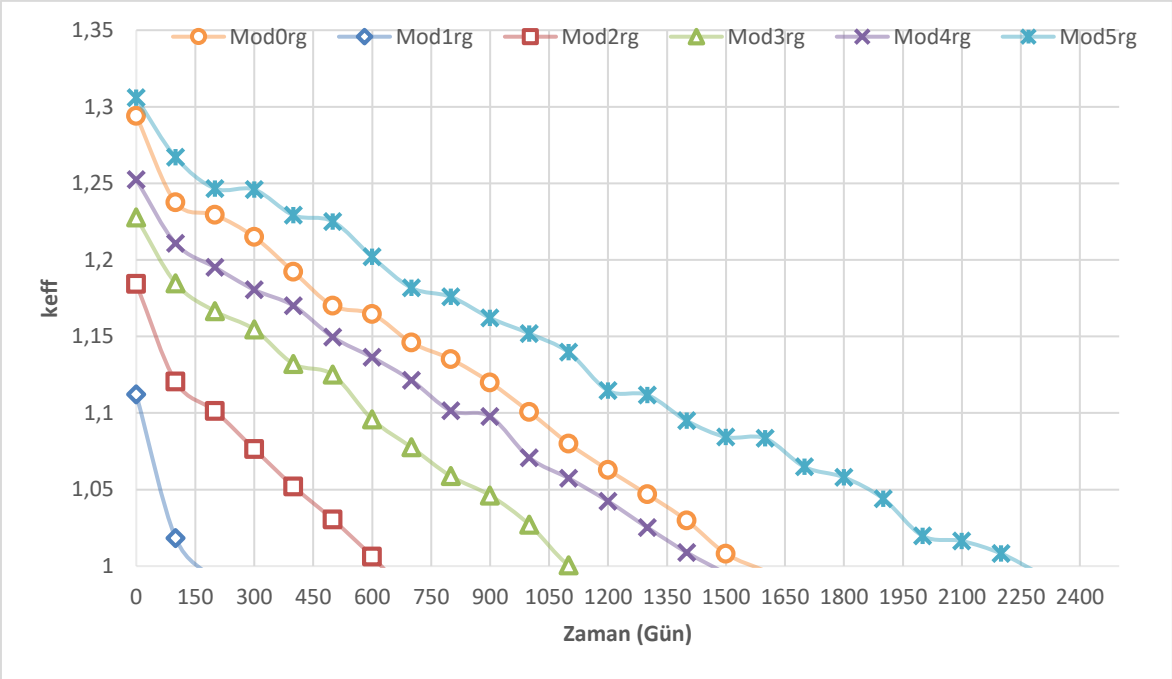
Şekil 6.2. Homojen bir şekilde dağılmış ($UO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında zamana bağlı olarak etkin çoğaltma faktörünün değişimi

Şekil 6.1'de belirtilen heterojen yakıt yüklemesi için D12 işletme koşullarında yanma analizleri yapılmış ve etkin çoğaltma faktörünün zamanla değişimi Şekil 6.3'te sunulmaktadır. Burada Mod4 yakıta katkı olarak ^{238}U yerine ağırlıkça %20 oranında eklenen ^{232}Th'nin homojen bir şekilde dağılmış durumunu ifade etmektedir. 1 dış halka ise %30 oranında toryum eklenen 66 adet yakıt elemanını, benzer şekilde 2. ve 3. dış halkalar sırasıyla 120 ve 168 adet %30 oranında toryum içeriği eklenen yakıt elemanlarını temsil etmektedir. Şekil 6.3'ten görüleceği üzere, artan torum miktarıyla başlangıçtaki k_{eff} değerlerinde bir miktar azalma gözlenmekte ve artan toryum miktarı neticesinde reaktörün güç üretebildiği süre kısalmaktadır. Homojen yakıt düzeninin kullanıldığı durumda reaktör yaklaşık 690 gün kritik kalabilmekte iken 1 dış halka heterojen yakıt düzeni için 660 gün, 2 dış halka için yaklaşık 640 gün ve 3 dış halkalı yakıt düzeni için yaklaşık 610 gün olarak tespit edilmiştir.



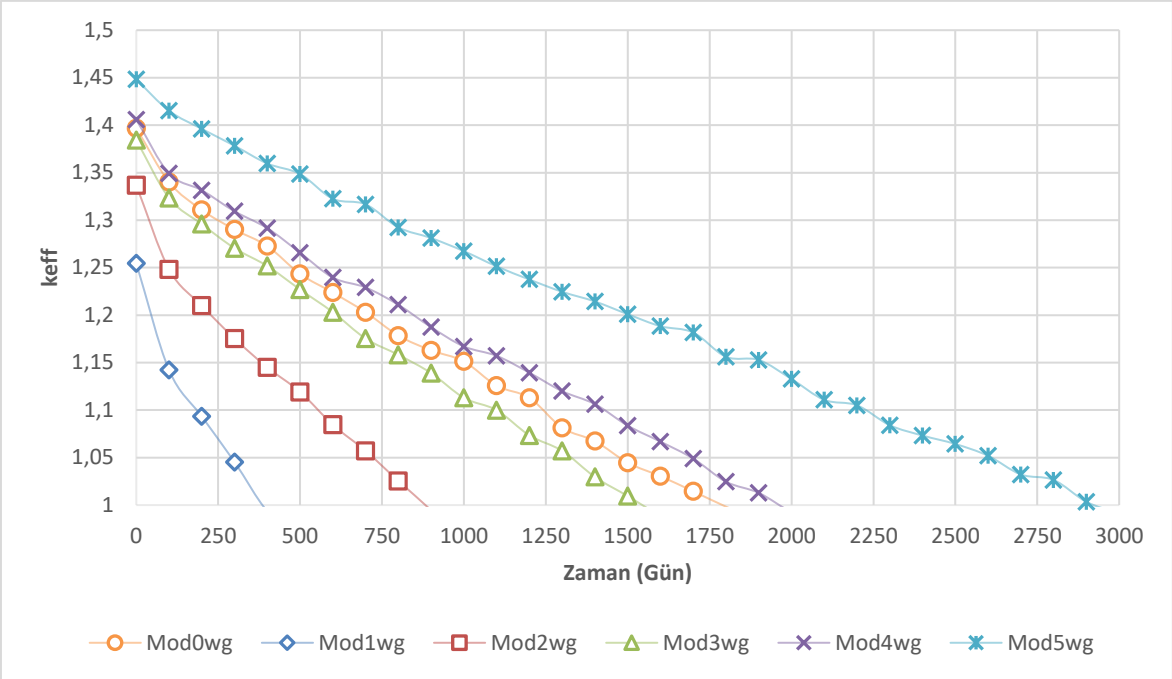
Şekil 6.3. Heterojen dizilime sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında zamana bağlı olarak etkin çoğaltma faktörünün değişimi

Benzer bir yaklaşım fisil uranyum izotopunun yerine fisil plütonyum izotopları ile fertil malzeme olarak sadece toryumun kullanıldığı (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için benimsenmiş ve yapılan yanma analizleri sonucunda elde etkin çoğaltma faktörünün zamana göre değişimi grafiği Şekil 6.4'te verilmiştir. Daha önce de belirtildiği üzere bir tür karışık oksit yakıt sınıfında olan Mod0rg yakıtı %3,7 zenginlikli UO_2 ve %4,2 reaktör sınıfı (rg)PuO_2'den meydana gelmektedir. Mod1rg ise homojen dağılıma sahip ve ağırlıkça %97 ThO_2 + %3 rgPuO_2 oranındaki yakıt bileşimini ifade ederken, Mod3rg ve Mod5rg sırasıyla %92 ThO_2 + %8 rgPuO_2 ve %85 ThO_2 + %15 rgPuO_2 oranlarına sahip yakıt bileşimini temsil etmektedir. Şekil 6.4'ten anlaşılacağı üzere yüksek oranda toryum içeren Mod1rg yakıt bileşiminden sadece 150 güne kadar güç üretimi yapılabilmektedir. Santral ekonomisi açısından değerlendirildiğinde bu durum hiç de ekonomik bir tutum olmayacak fakat uranyum kaynaklarına olan gereksinimi asgari düzeye indirdiğinden ve toryum kaynaklarının etkin bir biçimde kullanımına olanak sağlaması bakımında umut vadeden bir yakıt bileşimi olarak karşımıza çıkmaktadır. Ancak, fisil malzeme miktarını artırarak santralin işletme süresi uzatılabileceği ve işletilmesinin daha ekonomik hale getirilebileceği Şekil 6.4'ten görülmektedir. Yalnızca uranyum ve reaktör sınıfı plütonyum izotopları kullanarak Mod0rg yakıt bileşiminin işletmede kalabildiği süreye (1575 gün) yaklaşılabilmekte ve hatta Mod5rg yakıt bileşimi ile bu sürenin üzerine çıkılabileceği tespit edilmiştir.



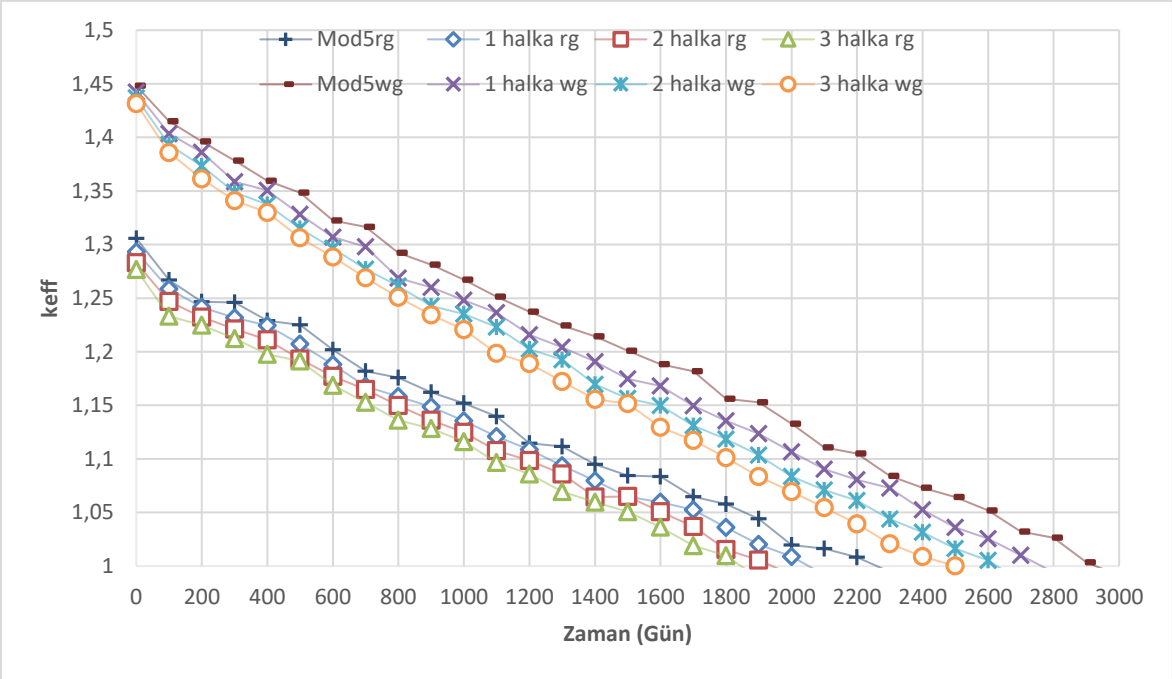
Şekil 6.4. Homojen dağılımlı (rgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında zamana bağlı olarak etkin çoğaltma faktörünün değişimi

Bir sonraki aşamada ise reaktör sınıfı PuO_2 ile ThO_2 yakıt bileşimi yerine içeriğinde büyük oranda fisil ^{239}Pu izotopu bulunan silah sınıfı PuO_2 ile ThO_2 yakıt bileşimi için yanma analizleri gerçekleştirilmiş ve elde etkin çoğaltma faktörünün zamana göre değişimi grafiği Şekil 6.5'te verilmiştir. Burada Mod0wg yakıtı %3,7 zenginlikli UO_2 ve %4,2 silah sınıfı (wg)PuO_2'den meydana gelmektedir. Mod1wg yakıt bileşimi homojen dağılıma sahip ve ağırlıkça %97 ThO_2 + %3 wgPuO_2 oranındaki yakıt bileşimini ifade ederken, Mod3wg ve Mod5wg sırasıyla %92 ThO_2 + %8 wgPuO_2 ve %85 ThO_2 + %15 wgPuO_2 oranlarına sahip yakıt bileşimini temsil etmektedir. Şekil 6.5'ten görüleceği üzere yüksek oranda toryum içeren Mod1wg yakıt bileşimi Mod1rg yakıt bileşimine nazaran artan fisil içeriğin bir sonucu olarak yaklaşık 400 gün kritik kalabilmektedir. Her ne kadar reaktör sınıfı yakıta oranla işletme süresini yaklaşık 2,6 kat artırıyor olsa da yakıt bileşimi içerisinde yer alan silah sınıfı plütonyum oksidin miktarı arttıkça bu sürenin çok daha fazla olabileceği Şekil 6.5'ten de görülebilmektedir. Sadece uranyum ve silah sınıfı plütonyum izotopları kullanarak Mod0rg yakıt bileşiminin işletmede kalabildiği süreye (1800 gün) yaklaşılabilmekte ve yakıt içeriğindeki silah sınıfı PuO_2 içeriğini ağırlıkça %10 veya daha fazla artırarak bu sürenin çok daha üzerine çıkılabileceği tespit edilmiştir.



Şekil 6.5. Homojen dağılımlı ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında zamana bağlı olarak etkin çoğaltma faktörünün değişimi

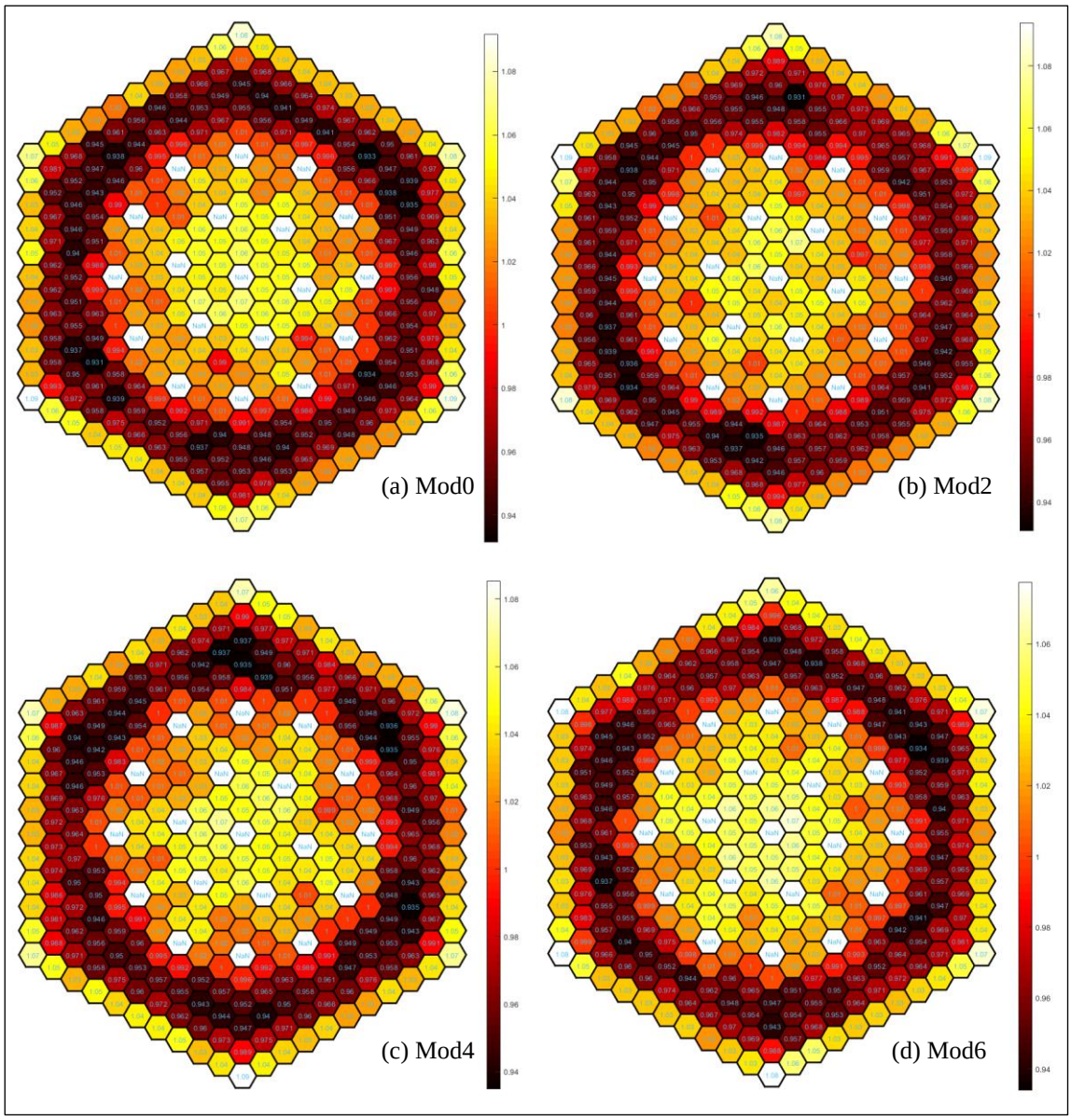
Şekil 6.1'de gösterildiği gibi heterojen yakıt dizilimine sahip ($rgPuO_2+ThO_2$) ve ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşulları altında yanma analizleri yapılmış ve elde edilen sonuçlar Şekil 6.6'da sunulmaktadır. Burada Mod5rg ve Mod5wg yakıta katkı olarak ^{238}U yerine ağırlıkça %85 oranında eklenen ^{232}Th'nin homojen bir şekilde dağılmış durumunu ifade etmektedir. 1 dış halka ise %90 oranında toryum eklenen 66 adet yakıt elemanını, benzer şekilde 2. ve 3. dış halkalar sırasıyla 120 ve 168 adet %90 oranında toryum içeriği eklenen yakıt elemanlarını temsil etmektedir. Şekil 6.6'dan görüleceği üzere, toryum oranlarının artması sonucunda başlangıçta hesaplanan k_{eff} değerlerinde bir miktar azalma gözlenmekte ve artan toryum miktarına bağlı olarak reaktörün kritik kalabildiği süre her iki yakıt bileşimi için kısalmaktadır. Homojen yakıt düzeninin kullanıldığı durumda reaktör sınıfı plütonyum tabanlı toryum yakıt yaklaşık 2260 gün ve silah sınıfı plütonyum tabanlı toryum yakıt yaklaşık 2920 gün kritik kalabilmekte iken 1 dış halka heterojen yakıt dizilimine sahip ($rgPuO_2+ThO_2$) yakıtı için bu süre 2040 gün ve ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıtı için 2760 gün, 2 dış halka düzenine haiz ($rgPuO_2+ThO_2$) yakıtı için bu süre 1940 gün ve ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıtı için 2640 gün, yaklaşık 640 gün ve 3 dış halkalı ($rgPuO_2+ThO_2$) yakıtı için bu süre 1840 gün ve ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıtı için 2500 gün olarak tespit edilmiştir.



Şekil 6.6. Heterojen dizilime sahip (rgPuO_2+ThO_2) ve (wgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında zamana bağlı olarak etkin çoğaltma faktörünün değişimi

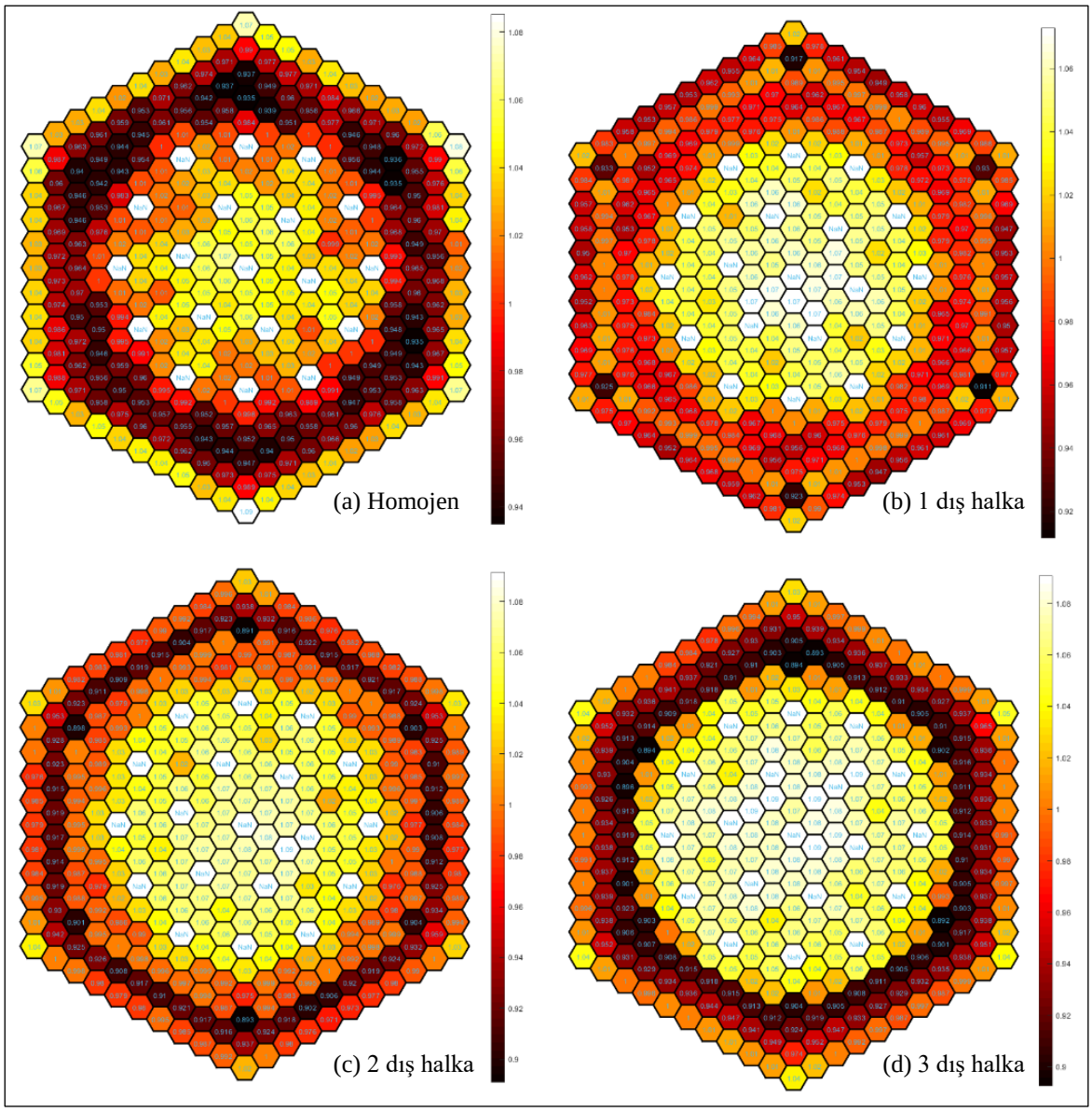
6.3. Bağıl Güç Yoğunluğu Dağılımı

Nükleer güç reaktörlerinde üretilen gücün reaktör koru içerisinde dağılımı termal hidrolik karakteristiklerinin belirlenmesi açısından önem arz etmektedir. Reaktörlerde üretilen güç, fisyon hızına bağlı olarak orantılı bir biçimde artmaktadır. Burada fisyon hızı ise termal nötron akısı ile doğru orantılıdır. Bu nedenle termal hidrolik hesaplamalara başlamadan önce bağıl güç yoğunluğu değerlerinin nötronik hesaplama araçları vasıtasıyla belirlenmesi elzemdir. Termal hidrolik hesaplama sonuçlarına göre nükleer güç reaktörlerinin güvenle işletilebilmesi için reaktör tasarımı ve işletilme şartlarına bazı sınırlamalar getirilmektedir. Ayrıca normal işletme koşullarında ya da bir acil durumda anında yakıt zarf malzemesinin bütünlüğünü sağlamak için sıcak noktaların tespit edilmesi ve en sıcak kanalda görülen en yüksek sıcaklık değerinin reaktörün tasarım ve işletme sınırları dahilinde kalması sağlanmalıdır. Bu çalışma kapsamında incelenen ve Şekil 6.1'de gösterilen yakıt düzenleri için nötronik analizler MCNP nükleer kodunun F7 çetele kartı aracılığıyla gerçekleştirilmiştir. Elde edilen bağıl güç yoğunluk değerleri ve yakıt demeti üzerinde dağılımları Şekil 6.7 – Şekil 6.11'de gösterilmektedir.



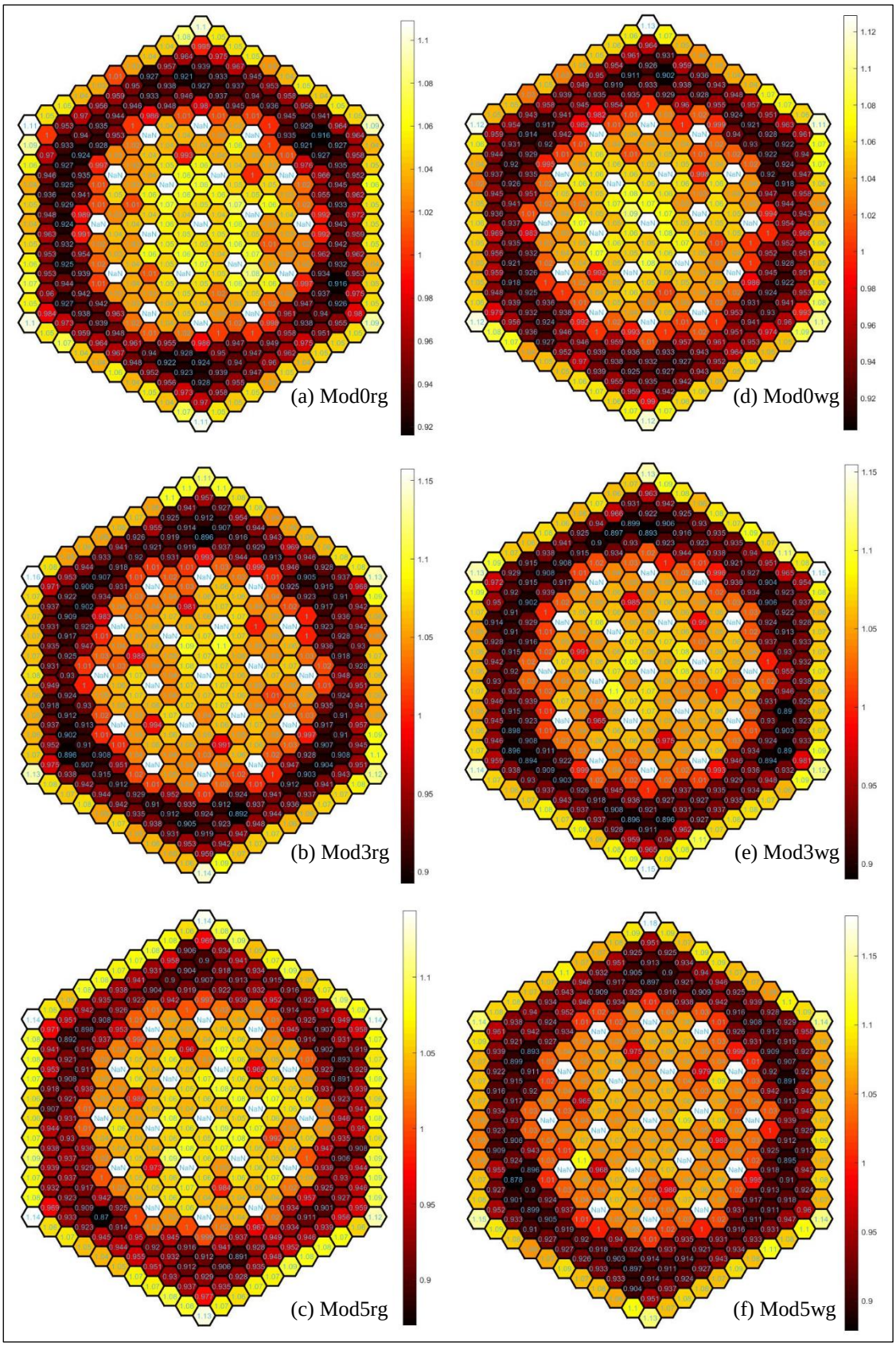
Şekil 6.7. Homojen bir şekilde dağılmış (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımları

Şekil 6.7'de homojen bir şekilde dağılmış çeşitli uranyum tabanlı toryum yakıt bileşimlerinin bağıl güç yoğunluğu dağılımları verilmiştir. Karşılaştırmaya esas yakıt bileşimi Mod0 için en yüksek bağıl güç yoğunluğu değeri 1,09181 olarak hesaplanmıştır. %10 ThO_2 + %90 UO_2 yakıt bileşiminden oluşan Mod2 için bu değer 1,09392, %20 ThO_2 + %80 UO_2 yakıt bileşiminden oluşan Mod4 için 1,08537 ve %30 ThO_2 + %70 UO_2 yakıt bileşiminden oluşan Mod6 için 1,07743 olarak hesaplanmıştır. Güç yoğunluğunun dağılım örüntüsü irdelendiğinde Mod0 yakıtın dağılımına göre kayda değer bir değişim gözlenmemiştir. Ancak yakıt içerisine eklenen toryum miktarının artması ile gözlemlenen en yüksek bağıl güç yoğunluğu değerinin azaldığı belirlenmiştir.

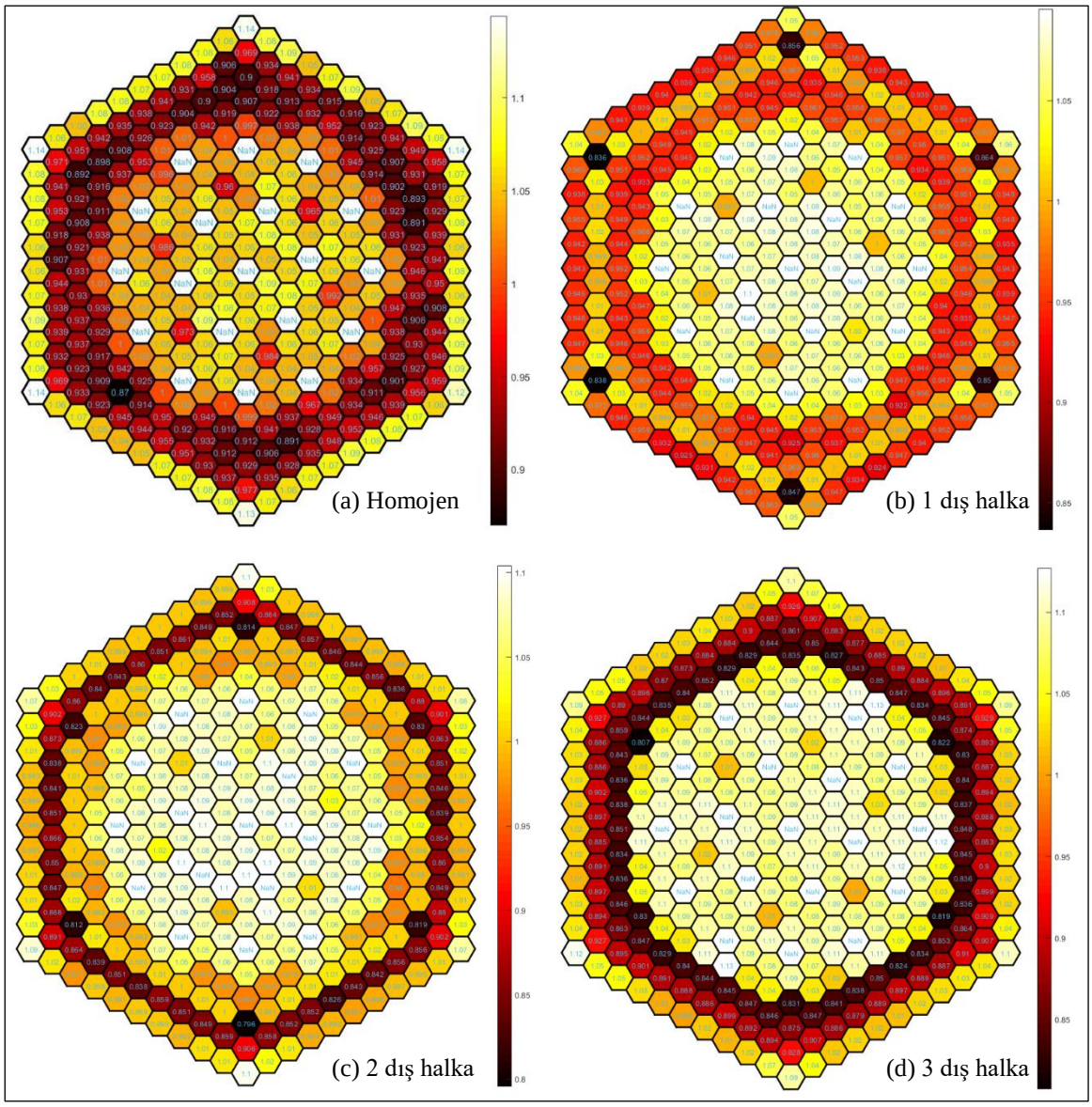


Şekil 6.8. Heterojen bir şekilde dağılmış (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımı

Şekil 6.8'de heterojen bir şekilde dağılmış uranyum tabanlı toryum yakıt bileşimlerinin bağıl güç yoğunluğu dağılımları verilmiştir. Karşılaştırmaya esas homojen dağılıma sahip yakıt bileşimi %20 ThO_2 + %80 UO_2, 1 dış halka ise homojen dağılımdan farklı olarak en dış halkada 66 adet %30 ThO_2 + %70 UO_2 yakıt bileşimi bulunurken, 2 dış halka ve 3 dış halka sırasıyla en dış iki halkada 120 ve en dış halkada 168 adet bu bileşiminden bulunmaktadır. Homojen yakıt dağılımlı yakıt düzeni için en yüksek bağıl güç yoğunluğu değeri 1,08537 olarak hesaplanırken bu değer 1 halkalı heterojen yakıt düzeni için 1,07286, 2 halkalı yakıt düzeni için 1,09165 ve 3 halkalı yakıt düzeni için ise 1,09074 olarak bulunmuştur.



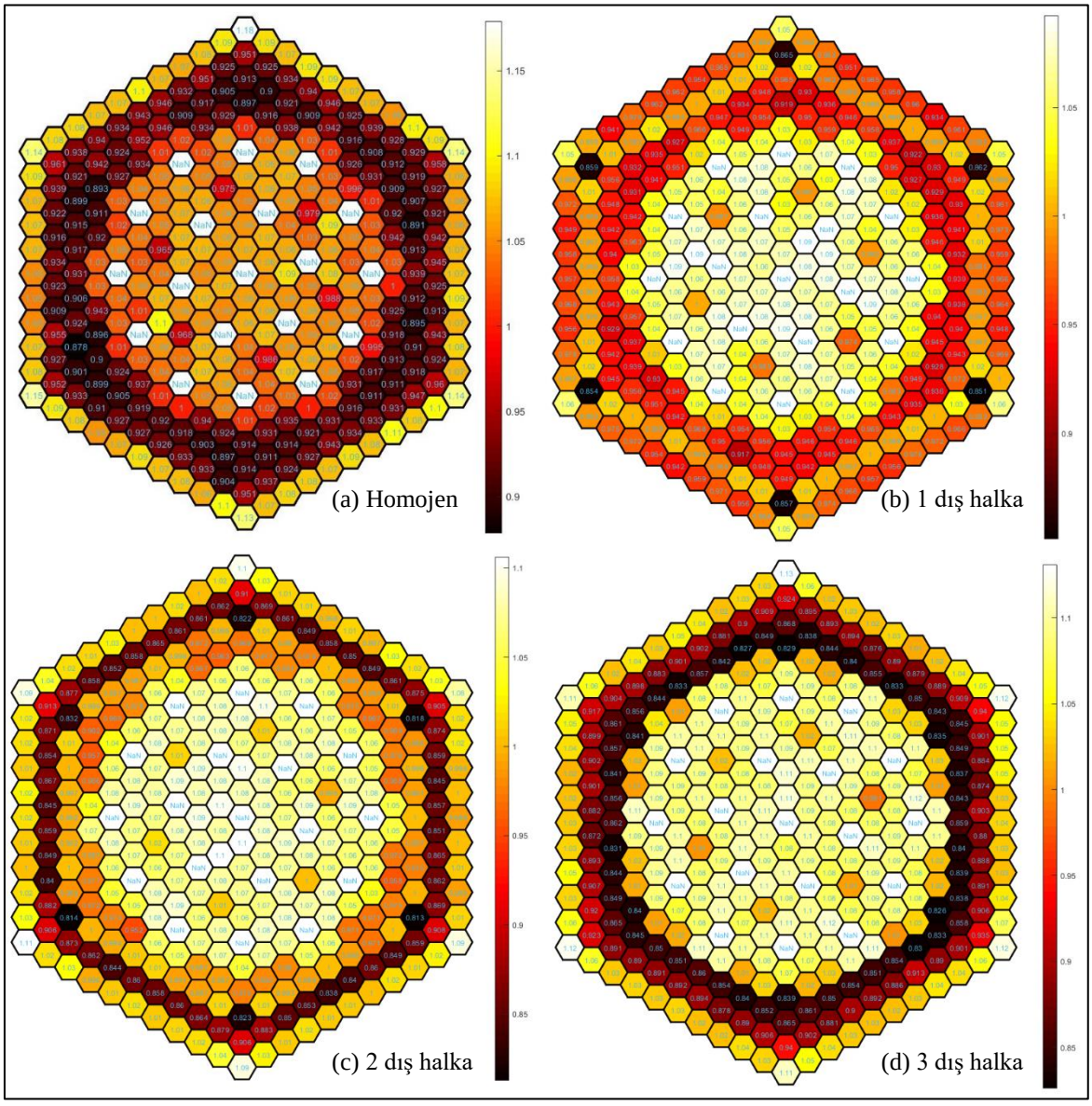
Şekil 6.9. Homojen bir şekilde dağılmış (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımı



Şekil 6.10. Heterojen bir şekilde dağılmış ($rgPuO_2$+ThO_2) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımı

Şekil 6.9'da homojen bir şekilde dağılmış altı farklı plütonyum tabanlı toryum yakıt bileşimlerinin bağıl güç yoğunluğu dağılımları verilmiştir. Karşılaştırmaya esas yakıt bileşimi Mod0rg ve Mod0wg için en yüksek bağıl güç yoğunluğu değeri sırasıyla 1,10908 ve 1,12902 olarak hesaplanmıştır. %92 ThO_2 + %8 $rgPuO_2$ yakıt bileşiminden oluşan Mod3rg ve %92 ThO_2 + %8 $wgPuO_2$ yakıt bileşimine sahip Mod3wg için bu değer 1,15767 ve 1,15482, %85 ThO_2 + %15 $rgPuO_2$ yakıt bileşiminden oluşan Mod5rg ve %85 ThO_2 + %15 $wgPuO_2$ yakıt bileşimine sahip Mod5wg için sırasıyla 1,14410 ve 1,17904 olarak bulunmuştur. Güç yoğunluğunun dağılım örüntüsü irdelendiğinde Mod0rg ve Mod0wg yakıtlarında gözlemlenen güç dağılımına benzer bir dağılım diğer yakıt gruplarında da

gözlenmiştir. Ancak yakıt içerisindeki toryum miktarının azalması ile gözlemlenen en yüksek bağıl güç yoğunluğu değerinin arttığı belirlenmiştir.



Şekil 6.11. Heterojen bir şekilde dağılmış ($wgPuO_2$+ThO_2) yakıt bileşiminin D12 işletme koşullarında bağıl güç yoğunluğu dağılımı

Şekil 6.10 ve Şekil 6.11'de heterojen bir şekilde dağılmış plütonyum tabanlı toryum yakıt bileşimlerinin bağıl güç yoğunluğu dağılımları verilmiştir. Karşılaştırmaya esas homojen dağılıma sahip yakıt bileşimi %85 ThO_2 + %15 PuO_2, 1 dış halka ise homojen dağılımdan farklı olarak en dış halkada 66 adet %90 ThO_2 + %10 PuO_2 yakıt bileşimi bulunurken, 2 dış halka ve 3 dış halka sırasıyla en dış iki halkada 120 ve en dış halkada 168 adet bu bileşiminden bulunmaktadır. Homojen yakıt dağılımlı reaktör sınıfı ve silah sınıfı plütonyum içeren yakıt düzenleri için en yüksek bağıl güç yoğunluğu değeri sırasıyla 1,14410 ve

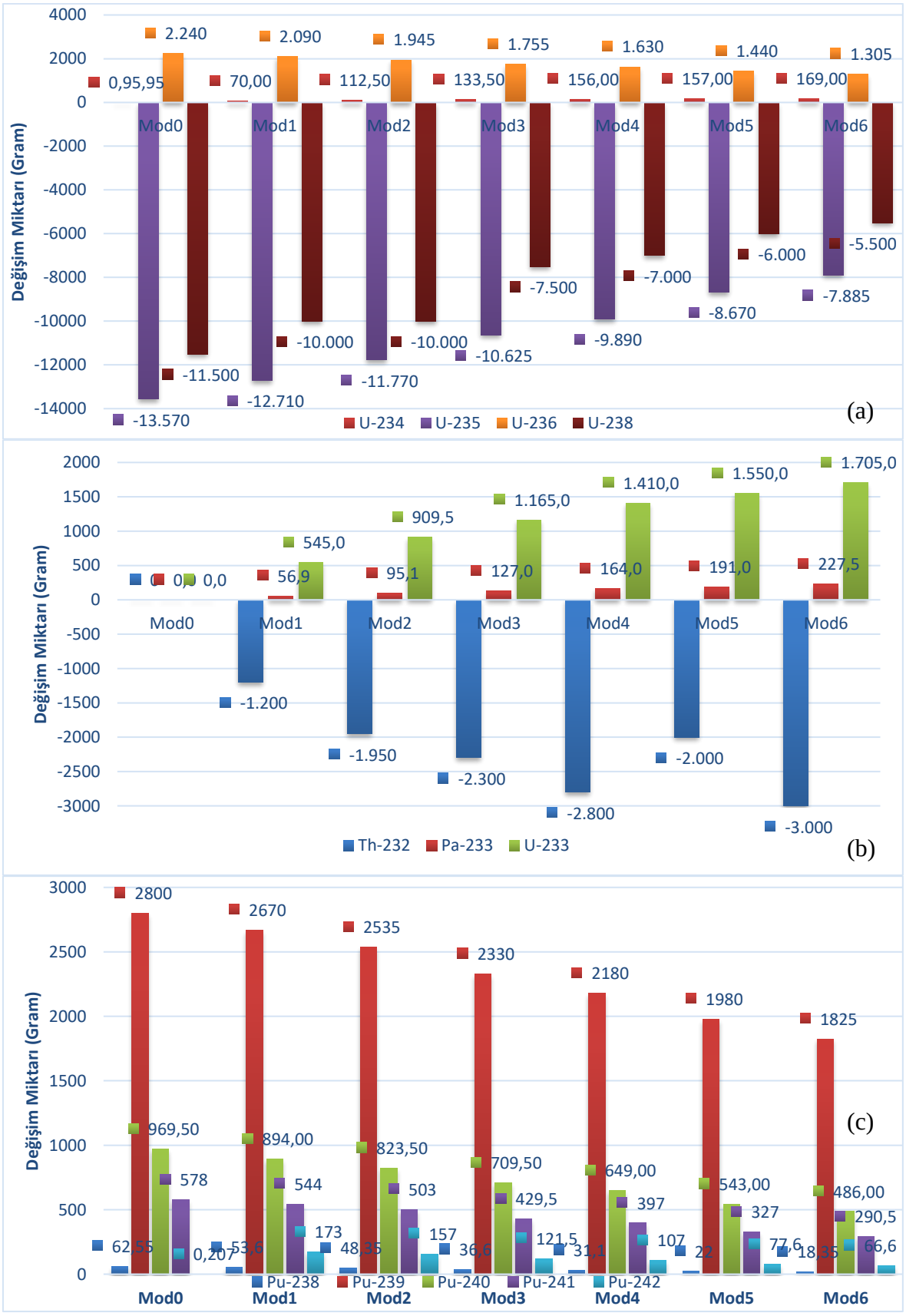
1,17904 olarak hesaplanırken bu değer 1 dış halkalı heterojen yakıt düzenli reaktör sınıfı plütonyum tabanlı yakıt ve silah sınıfı plütonyum tabanlı yakıt için sırasıyla 1,09569 ve 1,09260, 2 halkalı yakıt düzeni için 1,10410 ve 1,10634 ve 3 halkalı yakıt düzeni için ise 1,12695 ve 1,13094 olarak bulunmuştur.

Heterojen yakıt düzenine sahip yakıt demetlerinin güç yoğunluğunun dağılım örüntüsü irdelendiğinde dış halkalarda artan toryumun bir sonucu olarak homojen yakıtın dağılımına göre güç üretimi yakıt demetinin iç bölgelerinde yoğunlaşmış ve dış bölgelerdeki üretim miktarları arasında farkın oluştuğu gözlenmiştir. Ancak burada dış halkada bulunan yakıt elemanı sayısının artırılmasına rağmen yakıt bileşiminde bulunan toryum miktarı sabit tutulduğu için böyle bir durumla karşılaşıldığı düşünülmektedir. Yakıt demetine yerleştirilecek yakıtların optimizasyonu yapılarak daha dengeli bir dağılımın elde edileceği değerlendirilmektedir.

6.4. Yanma Analizleri ve İzotop Değişimleri

Bu kısımda VVER-1200 güç reaktöründe toryum tabanlı uranyum ve plütonyum karışık oksitleri kullanıldığında yakıt demeti bünyesinde yer alan izotopların değişimleri irdelenmiştir. Burada sunulan sonuçlar her bir yakıt bileşiminin kritik kaldığı sürenin sonunda yakıt demetinde bulunan izotopların miktarı dikkate alınmıştır.

Şekil 6.12'de homojen bir dağılıma sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında yakıt demetinde bulunan uranyum izotoplarının değişimleri gösterilmektedir. Şekilden görüleceği üzere yedi farklı yakıt bileşiminde yer alan fisil ^{235}U ve fertil ^{238}U izotoplarının miktarı zamanla azalmış buna karşılık başlangıçta yakıtın içerisinde bulunmamasına rağmen ^{234}U ve ^{236}U izotopları üretilmiştir. Fakat, ^{235}U ve ^{238}U izotoplarının miktar olarak en fazla tüketildiği yakıt bileşimi 975 günlük yanma sürecine tabi tutulan geleneksel UO_2 yakıtıdır. ^{234}U izotopunun temel kaynağı, ^{238}U izotopu ile ^{232}Th izotopundan kaynaklanmaktadır. Bu nedenle sadece ^{238}U izotopunun tüketildiği Mod0 yakıt bileşiminde ^{234}U üretimi 0,95 gram iken toryum içeriğinin en yüksek olduğu yakıt bileşiminde ^{234}U izotop üretiminin en fazla olduğu görülmüştür.



Şekil 6.12. Homojen bir şekilde dağılmış (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Uranyum izotopları, Th-232, Pa-233, U-233 ve Pu izotoplarının değişimleri

Ancak yakıt bünyesine ^{238}U izotopunun yerine toryumun katılması ile birlikte üretilen ^{236}U izotopu ise fisil ^{235}U izotoplarının bir termal nötron yakalaması ve akabinde fisyon reaksiyonuna girmek yerine gama radyasyonu yayınlaması sonucunda meydana gelmektedir. Bu nedenle Şekil 6.12-(a)'dan da görüleceği üzere tüketilen ^{235}U miktarı azaldıkça üretilen ^{236}U izotoplarında da azalma olmaktadır.

Şekil 6.12-(b)'de ^{232}Th, ^{233}Pa ve ^{233}U izotoplarının değişimleri verilmiştir. ^{233}Pa ve ^{233}U izotoplarının üretimi için ^{232}Th izotopunun yakıt bileşimi içerisinde bulunması şarttır. Bu nedenle, Mod0 yakıt bileşiminde toryum izotopu olmadığından toryum yakıt çevriminin bir parçası olan ^{233}Pa ile ^{233}U izotopları bulunmamaktadır. Şekilden görüleceği üzere ^{238}U yerine konulan fertil ^{232}Th izotopunun kullanılmasıyla ^{233}Pa ve ^{233}U izotoplarının üretildiği ve yakıt içerisinde yer alan toryum miktarının artmasıyla her ne kadar işletme süresi kısalsa da bu izotopların üretiminin arttığı gözlenmiştir.

Şekil 6.12-(c)'de ise plütonyum izotoplarının çevrim başlangıcı ile çevrim sonundaki değişimleri verilmiştir. Plütonyum izotopları temelde ^{238}U izotopunun nötron yakalaması ve akabinde gelen bir dizi zincirleme reaksiyonların sonucunda üretilmektedir. Bu sebeple ilgili şekilden de görüleceği üzere ^{238}U izotopunun tüketiminin en çok olduğu Mod0 yakıt bileşimi, çevrim sonunda yakıt demetinde bulunan plütonyumun izotoplarının en fazla miktarda üretildiği yakıt bileşimi olarak karşımıza çıkmaktadır. ^{238}U izotopu yerine ağırlıkça %5 oranında ^{232}Th izotopunun konulmasıyla plütonyum izotoplarından fisil ^{239}Pu ve ^{241}Pu izotoplarının üretimi sırasıyla yaklaşık %4,64 ve %5,88 azaltılabilmektedir. Şayet yakıt bileşimindeki toryum oranı %15'e çıkarılırsa işletme süresi kısalmakla birlikte toryum kullanılmayan duruma kıyasla ^{239}Pu ve ^{241}Pu izotoplarının üretimi sırasıyla yaklaşık %16,78 ve %26,81 oranında azaltılabileceğini göstermektedir.

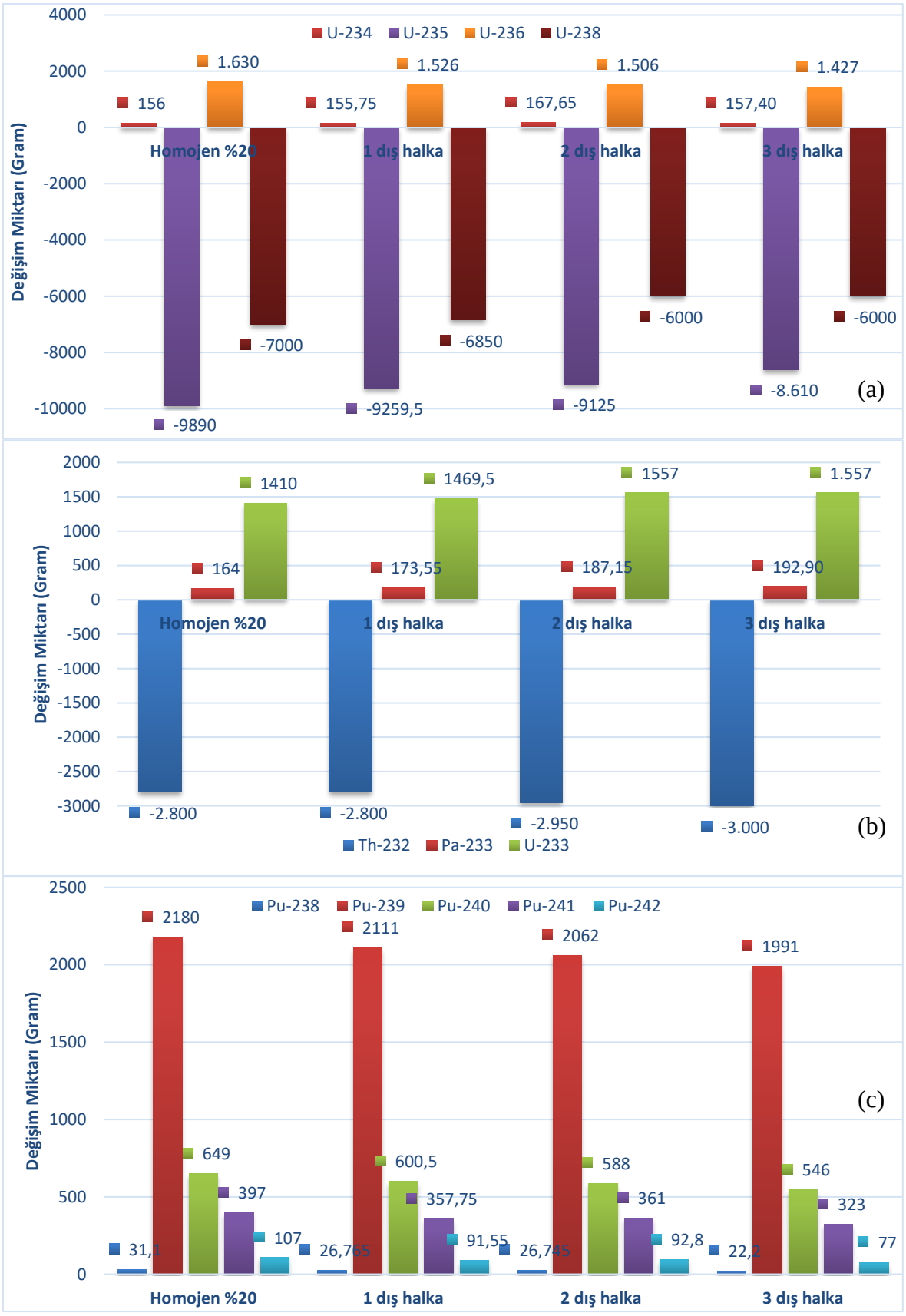
Şekil 6.13'te heterojen yakıt dizilime sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında yanma analizleri yapılmış ve elde edilen sonuçlar sunulmaktadır. Burada heterojen yakıt diziliminin yakıt demetinde bulunan izotoplar üzerindeki değişimlerini incelemek için ağırlıkça %20 oranında homojen yakıt diziliminin sonuçları ile birlikte verilmiştir. Şekilde belirtilen 1 dış halka %30 oranında toryum eklenen 66 adet yakıt elemanını, benzer şekilde 2. ve 3. dış halkalar sırasıyla 120 ve 168 adet %30 oranında toryum içeriği eklenen yakıt elemanlarını ifade etmektedir.

Şekil 6.13-(a)'da uranyum izotoplarının değişimleri verilmiştir. Grafikten görüleceği üzere iç bölgelerine göre dış halkalara daha fazla toryum yüklenmesi neticesinde işletme süresinin azalmasından dolayı fisil ^{235}U izotopunun tüketim miktarı da azalmıştır. Buna paralel olarak azalan ^{235}U tüketiminden dolayı ^{236}U izotoplarının üretiminde de bir miktar düşüş gözlenmiştir. Heterojen yakıt diziliminde fertil ^{238}U izotopların yerine ^{232}Th izotopunun konulması yakıt demetinde bulunan ^{238}U izotoplarının tüketim miktarını bir miktar düşürmüştür. Ancak Şekil 6.13-(b)'de sunulan veriler irdelendiğinde yakıt demetine yüklenen toryum miktarının artmasıyla ^{232}Th tüketiminin de arttığı ve artan toryum tüketimine istinaden üretilen ^{233}Pa ve ^{233}U izotoplarının miktarında da artış gözlenmiştir.

Şekil 6.13-(c)'de ise plütonyum izotoplarının çevrim başlangıcı ile çevrim sonundaki değişimleri verilmiştir. Plütonyum izotoplarının üretiminin temel kaynağı olan ^{238}U izotoplarının yakıt demeti içerisinde miktarının azalması nedeniyle homojen yakıt düzenine göre daha az ^{238}U içeriği bulunan heterojen yakıt dizilimlerinde plütonyum izotopları daha az miktarda üretilmektedir. Homojen yakıt düzeniyle karşılaştırdığında 3 halkalı heterojen yakıt düzeninde fisil ^{239}Pu ve ^{241}Pu izotoplarının üretimi sırasıyla %8,67 ve %28 oranında azaltılabileceği tespit edilmiştir.

Şekil 6.14'da homojen bir dağılıma sahip ($rgPuO_2$+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında yakıt demetinde bulunan reaktör sınıfı plütonyum, fertil ^{232}Th ile bunlardan türev izotoplarının değişimleri gösterilmektedir. Geleneksel plütonyum – uranyum karışık oksit yakıtlarla karşılaştırmak amacıyla şekilde yer alan Mod0rg yakıtı %3,7 zenginlikli UO_2 ve %4,2 reaktör sınıfı (rg)PuO_2'den meydana gelmektedir. Bu yakıt bileşiminde ^{232}Th izotopunun bulunmaması neticesinde ^{233}Pa ve ^{233}U izotoplarının üretimi gerçekleşmemiştir.

Şekilden görüleceği üzere artan reaktör sınıfı plütonyum içeriğine göre işletme süresi kayda değer oranda artırılabilmesine ek olarak fertil ^{232}Th izotopları ile fisil ^{239}Pu izotoplarının tüketiminde büyük artış gözlenmiştir. Referans alınan Mod0rg yakıt bileşiminin 1575 gün kritik kalabilmesi için 11,35 kg ^{235}U ve 6,07 kg ^{239}Pu fisil izotopların tüketilmesi gerekirken Mod5rg yakıt bileşimi 33,98 kg ^{239}Pu ve 1,89 kg ^{241}Pu izotoplarının fisyona uğraması sonucunda 2280 gün kritik halde kalabilmektedir. Burada önemli bir husus yakıt çevrimi süresince fisil ^{241}Pu izotopunun üretiminin tüketiminden fazla olduğu özellikle Mod1rg, Mod2rg ve Mod3rg yakıt bileşimlerinin çevrimin sonunda ^{241}Pu içeriğinde bir miktar artış gözlenmiştir.



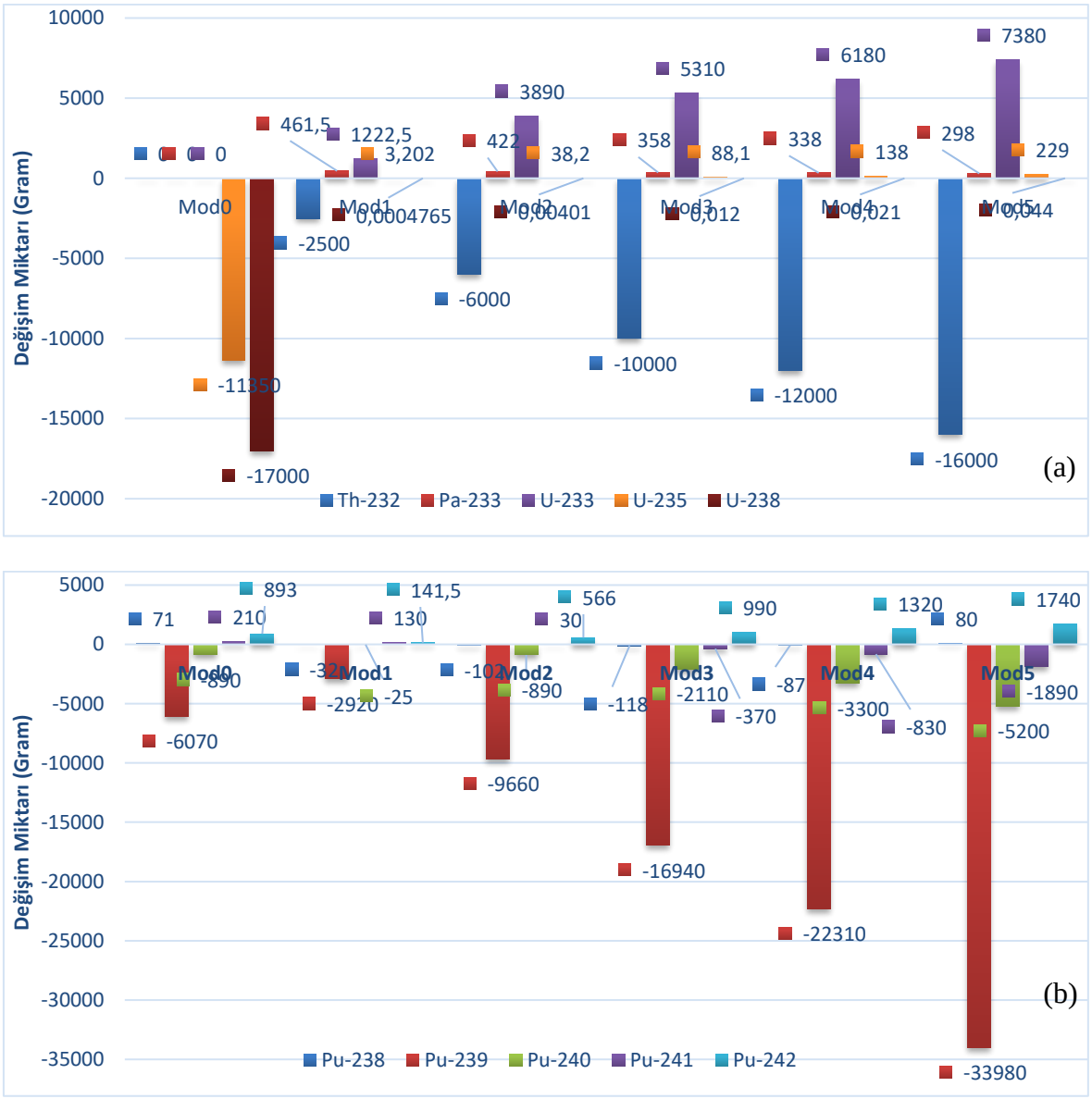
Şekil 6.13. Heterojen dizilime sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için D12 işletme koşullarında Uranyum izotopları, Th-232, Pa-233, U-233 ve Pu izotoplarının değişimleri

Fakat bu durumum işletme süresinin uzaması ve bu sayede azalan fisil ^{239}Pu içeriği nedeniyle fisil ^{241}Pu izotopunun tüketimi üretimine ağır basmakta ve çevrim sonunda başlangıçtaki miktarından daha az miktarda yakıt bileşiminde bulunmaktadır. Fisil plütonyum içeriğinin azalması sayesinde her geçen gün artan plütonyum stoklarını daha etkin bir şekilde azaltılmasına imkân vereceği ve bu sayede nükleer silahsızlanmaya olumlu katkı sağlayacağı değerlendirilmektedir.

Burada kayda değer bir diğer husus ise artan toryum miktarının neticesinde uranyumun bir diğer fisil izotopu olan ^{233}U önemli miktarda üretilmiştir. Mod5rg yakıt bileşimi dikkate alındığında 7,38 kg ^{233}U izotopunun üretiminin yanı sıra 229 g fisil ^{235}U izotopunun üretimi de gerçekleşmiştir. Üretilen fisil ^{233}U izotopunun kullanılmış yakıt içerisinden geri kazanımı ile geleneksel uranyum dioksit ya da MOX yakıtlarında veyahut toryum tabanlı uranyum yakıt bileşimlerinde yeniden kullanılabileceği değerlendirilmektedir.

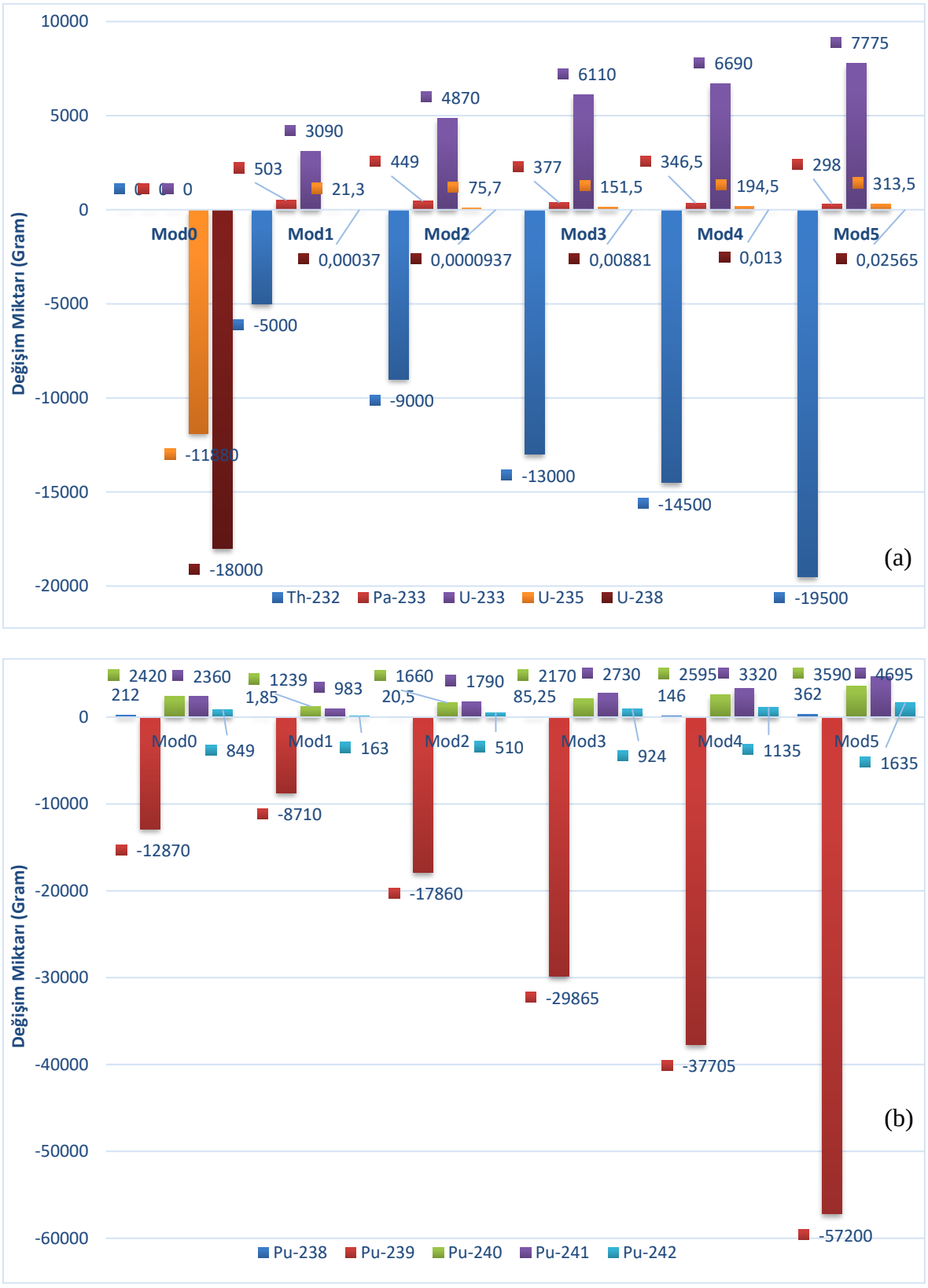
Şekil 6.15'te homojen bir dağılıma sahip (wgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında yakıt demetinde bulunan silah sınıfı plütonyum, fertil ^{232}Th ile bunlardan türev izotoplarının değişimleri gösterilmektedir. Geleneksel plütonyum – uranyum karışık oksit yakıtlarla karşılaştırmak amacıyla şekilde yer alan Mod0wg yakıtı %3,7 zenginlikli UO_2 ve %4,2 silah sınıfı (rg)PuO_2'den meydana gelmektedir. Bu yakıt bileşiminde de reaktör sınıfı plütonyum tabanlı yakıtta olduğu gibi ^{232}Th izotopunun bulunmaması neticesinde ^{233}Pa ve ^{233}U izotoplarının üretimi gerçekleşmemiştir.

Şekilden görüleceği üzere artan silah sınıfı plütonyum içeriğinde yer alan fisil malzeme miktarındaki artışa istinaden işletme süresi kayda değer oranda artırılmasına ek olarak fertil ^{232}Th izotopları ile fisil ^{239}Pu izotoplarının tüketiminde büyük artış gözlenmiştir. Referans alınan Mod0wg yakıt bileşiminin 1575 gün kritik kalabilmesi için 11,88 kg ^{235}U ve 12,87 kg ^{239}Pu fisil izotopların tüketilmesi gerekirken Mod5wg yakıt bileşimi yalnızca 57,20 kg ^{239}Pu izotopunun fisyona uğraması sonucunda yaklaşık 2900 gün kritik halde kalabilmektedir. Şekilden görüleceği üzere yakıt çevrimi süresince fisil ^{241}Pu izotopunun üretiminin tüketiminden fazla olması sebebiyle incelenen yakıt bileşimlerinin çevrimin sonunda ^{241}Pu içeriği çevrim başlangıcındaki miktarına göre bir miktar artış gözlenmiştir.



Şekil 6.14. Homojen bir şekilde dağılmış (rgPuO$_2$+ThO$_2$) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Th-232, Pa-233, U-233, U-235, U-238 ve Plütonyum izotopların değişimleri

Reaktör sınıfı plütonyum tabanlı yakıta kıyasla silah sınıfı plütonyum tabanlı yakıtlarda fisil ^{239}Pu içeriğinin çok daha fazla olması nedeniyle bu yakıt türünde işletme süresi büyük oranda artmakta ve buna bağlı olarak tüketilen fertil ^{232}Th miktarında da büyük artış gözlenmiştir. Mod5rg yakıt bileşimi 2280 gün kritik halde kalıp 16 kg ^{232}Th izotopu tüketebilirken Mod5wg yakıt bileşimi ise yaklaşık 2900 günde 19,50 kg ^{232}Th izotopunu tükenmesine imkân tanımaktadır. Buna ek olarak reaktörlerde yakıt olarak kullanılabilecek fisil ^{233}U ve ^{235}U izotoplarının üretimi de artmış ve Mod5wg yakıt bileşimi için çevrim sonunda 7,775 kg ^{233}U ve 313,5 g ^{235}U üretilmiştir.



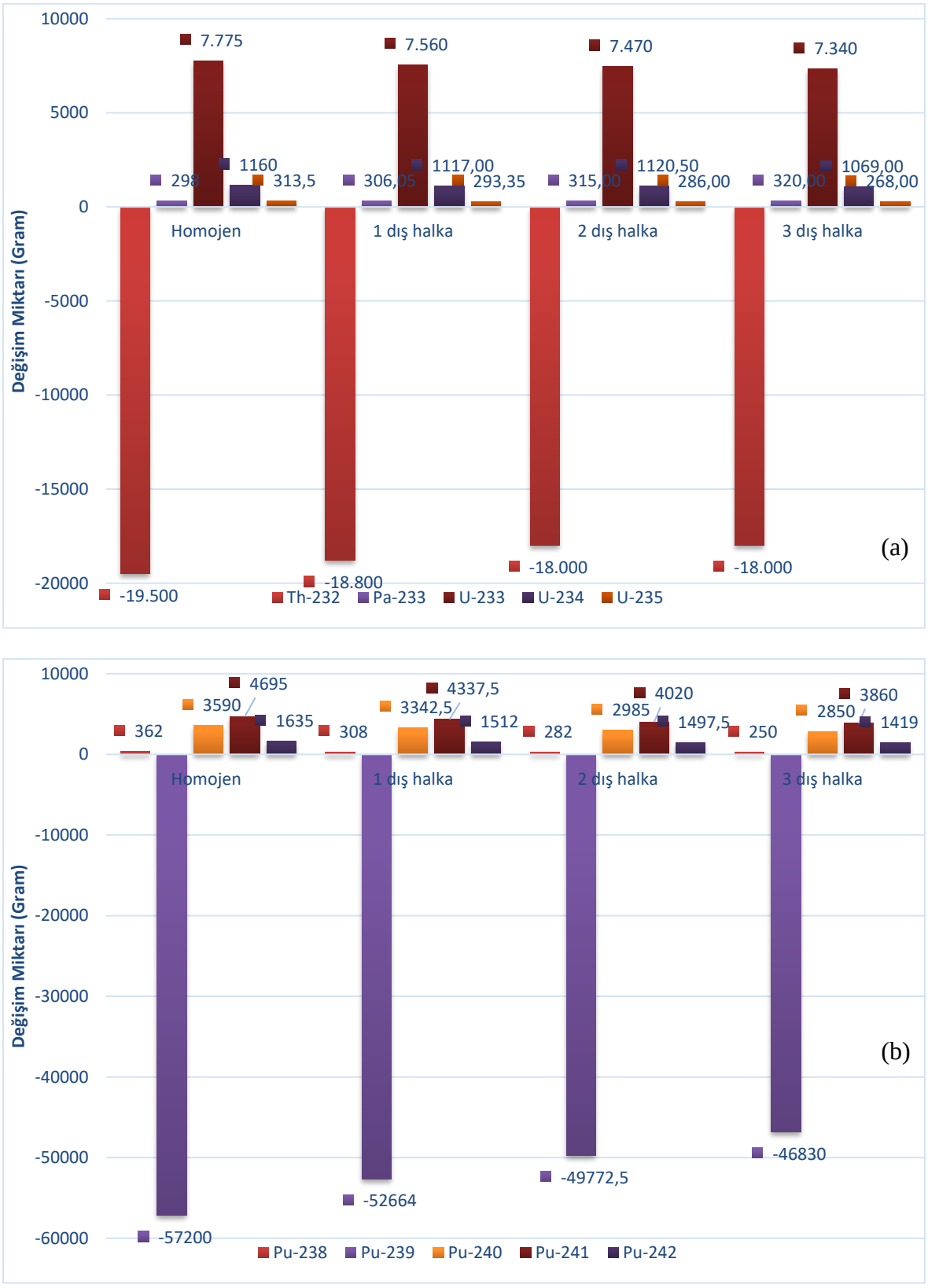
Şekil 6.15. Homojen bir şekilde dağılmış ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Th-232, Pa-233, U-233, U-235, U-238 ve Plütonyum izotopların değişimleri



Şekil 6.16. Heterojen bir dizilime sahip ($rgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Th-232, Pa-233, U-233, U-234, U-235 ve Plütonyum izotopların değişimleri

Şekil 6.16'da heterojen yakıt dizilime sahip (rgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında yanma analizleri yapılmış ve elde edilen sonuçlar sunulmaktadır. Burada heterojen yakıt diziliminin yakıt demetinde bulunan izotoplar üzerindeki değişimlerini incelemek için ağırlıkça %15 oranında homojen yakıt diziliminin sonuçları ile birlikte verilmiştir. Şekilde belirtilen 1 dış halka %90 oranında toryum eklenen 66 adet yakıt elemanını, benzer şekilde 2. ve 3. dış halkalar sırasıyla 120 ve 168 adet %85 oranında toryum içeriği eklenen yakıt elemanlarını temsil etmektedir. Şekil 16-(a)'da toryum, protaktinyum ve uranyum izotoplarının değişimleri verilmiştir. Grafikten görüleceği üzere iç bölgelerine göre dış halkalara daha fazla toryum yüklenmesi neticesinde işletme süresi azalmış ve bundan dolayı fertil ^{232}Th izotopunun tüketim miktarı da azalmıştır. Buna paralel olarak azalan ^{232}Th tüketiminden dolayı ^{233}Pa ile fisil ^{233}U ve ^{235}U izotoplarının üretiminde de bir miktar düşüş gözlenmiştir. Ayrıca heterojen yakıt dizilimi bünyesinde fisil malzeme miktarındaki azalışla doğru orantılı olarak homojen yakıt kullanımına oranla fisil ^{239}Pu izotopunun tüketimi yaklaşık %20 azalmıştır. Plütonyumun diğer izotoplarının üretimi bu azalışa bağlı olarak azalmıştır.

Şekil 6.17'de heterojen yakıt dizilime sahip (wgPuO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında yanma analizleri yapılmış ve elde edilen sonuçlar sunulmaktadır. Burada heterojen yakıt diziliminin yakıt demetinde bulunan izotoplar üzerindeki değişimlerini incelemek için ağırlıkça %15 oranında homojen yakıt diziliminin sonuçları ile birlikte verilmiştir. Şekilde belirtilen 1 dış halka %90 oranında toryum eklenen 66 adet yakıt elemanını, benzer şekilde 2. ve 3. dış halkalar sırasıyla 120 ve 168 adet %85 oranında toryum içeriği eklenen yakıt elemanlarını temsil etmektedir. Şekil 6.17-(a)'da toryum, protaktinyum ve uranyum izotoplarının değişimleri verilmiştir. Grafikten görüleceği üzere iç bölgelerine göre dış halkalara daha fazla toryum yüklenmesi neticesinde işletme süresi azalmış ve bundan dolayı fertil ^{232}Th izotopunun tüketim miktarı da azalmıştır. Buna paralel olarak azalan ^{232}Th tüketiminden dolayı ^{233}Pa ile fisil ^{233}U ve ^{235}U izotoplarının üretiminde de bir miktar düşüş gözlenmiştir. Ayrıca heterojen yakıt dizilimi bünyesinde fisil malzeme miktarındaki azalışla doğru orantılı olarak homojen yakıt kullanımına oranla fisil ^{239}Pu izotopunun tüketimi yaklaşık %18 azalmıştır. Plütonyumun diğer izotoplarının üretimi bu azalışa bağlı olarak azalmıştır.



Şekil 6.17. Heterojen bir dizilime sahip ($wgPuO_2+ThO_2$) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında Th-232, Pa-233, U-233, U-235, U-238 ve Plütonyum izotopların değişimleri

Yanma hesaplamalardan elde edilen sonuçlar arasında incelenecek bir diğer husus ise nükleer atık içerisinde uzun ömürlü izotoplardan kaynaklı artık ısı ve radyotoksisite tehlikesini önemli ölçüde artırdığı için minör aktinitlerdir. Minör aktinitler yüksek aktiviteye sahip nükleer atığın içerisinde çok küçük miktarlarda bulunurlar. Kullanılan bir ton yakıttan meydana gelen atığın içerisinde yaklaşık 600 gram minör aktinit bulunmaktadır. Uranyum bazlı yakıt kullanan reaktörlerde ^{237}Np en fazla bulunan minör aktinit olarak karşımıza çıkmaktadır. ^{237}Np, ^{235}U atomlarının nötron yakalamaları sonucunda üretilir, ancak minör aktinitler arasında en az aktif olanıdır. Nötron akısı yüksek reaktörler dışında yok edilmesi zordur.

Amerikyumun iki izotopu (241 ve 242), ^{237}Np'den daha radyoaktiftir. Yarılanma ömrü 432 yıl olan ^{241}Am'un aktivitesi yarılanma periyodunun yüzyıllar mertebesinde olmasından dolayı ağırlık kazanmaktadır. ^{241}Am, plütonyum atomlarının iki nötron soğurması ile doğrudan elde edilmekte ve alfa bozunumu ile ^{237}Np izotopuna dönüşebilmektedir. Kanserojen olan ^{243}Am alfa parçacığı yayınlayarak ^{239}Np izotopuna dönüşebilir. ^{239}Np ise tehlikeli gama ışınları yaymasından dolayı ^{243}Am izotopunu Amerikyumun en tehlikeli izotopu yapmaktadır.

Çizelge 6.8'de bu çalışmada incelenen yakıt bileşimlerinin reaktörde kritik kalabildiği süre boyunca ürettikleri minör aktinit miktarları verilmiştir. Yapılan analizlerde Neptünyumun izotopları ^{237}Np ile ^{239}Np, Amerikyumun izotopları ^{241}Am, ^{242}Am ve ^{243}Am ve Küriyumun ^{242}Cm, ^{243}Cm, ^{244}Cm ve ^{245}Cm izotoplarının değişimi irdelenmiş ve türdeş izotopların toplam kütleleri ilerleyen çizelgelerde sunulmaktadır. Çizelge 6.8 incelendiğinde sadece uranyum dioksit yakıttan oluşan Mod0 yakıtında minör aktinit oluşumunun en fazla olduğu görülmektedir. Yakıt bileşimi bünyesine toryumun eklenmesi ile üretilen minör aktinit miktarında azalma gözlenmiştir. Yakıt içerisine ağırlıkça %15 oranında fertil ^{232}Th'un eklenmesiyle üretilen minör aktinit oranı Np miktarı yaklaşık %26, Am miktarı %44 ve Cm miktarı %53 oranında azaltılabilirken toplam minör aktinit miktarı da yaklaşık %31 oranında azalmaktadır. Eğer yakıt bünyesine eklenen Th miktarı ağırlıkça %30 oranına çıkarılırsa toplam üretilen minör aktinit miktarının %55 oranında azaltılabileceği tespit edilmiştir.

Çizelge 6.8. (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında minör aktinit üretim miktarları

	Minör aktinitler	Np (Gram)	Am (Gram)	Cm (Gram)	Toplam (Gram)
Homojen yakıt düzeni	Mod0	237,35	54,71	17,21	309,27
	Mod1	217,40	47,99	14,26	279,64
	Mod2	201,15	41,62	12,11	254,87
	Mod3	175,00	30,53	7,97	213,50
	Mod4	160,00	26,20	6,38	192,58
	Mod5	133,50	17,77	3,83	155,10
	Mod6	121,05	14,16	2,98	138,20
Heterojen yakıt düzeni	Homojen %20	160,00	26,20	6,38	192,58
	1 dış halka	147,67	21,56	5,09	174,32
	2 dış halka	146,50	22,59	5,38	174,47
	3 dış halka	135,50	17,28	3,75	156,53

Çizelge 6.9'da bu çalışmada incelenen (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimlerinin reaktörde kritik kalabildiği süre boyunca ürettikleri minör aktinit miktarları verilmiştir. İncelenen yakıtların yanma analizleri sonucunda Mod0rg ve Mod0wg yakıtlarında Np izotoplarının oluşumunun en fazla olduğu görülmektedir. Bu durumun temel nedeni bu yakıtların içeriğinde uranyum izotoplarının bulunmasıdır. Fisil malzeme olarak uranyum yerine plütonyum izotoplarının yakıt bünyesine katılmasıyla Np izotoplarının üretimi büyük ölçüde azaltılabilmektedir. Ancak yakıt içerisinde plütonyum izotoplarının artışıyla birlikte Am ve Cm izotoplarının üretimi kayda değer oranda arttığı belirlenmiştir. Mod0rg yakıt bileşimi ile karşılaştırıldığında yakıt içerisinde ağırlıkça %10 oranında reaktör sınıfı plütonyum bulunan Mod4rg yakıtı Am izotoplarının üretimi yaklaşık %10 ve Cm izotoplarının üretimi %90 daha fazla olurken toplam minör aktinit miktarı da yaklaşık %11 oranında daha fazla üretilmektedir. Eğer yakıt bünyesine aynı oranda silah sınıfı plütonyumun eklenmesi durumunda (Mod4wg) ise Am izotoplarının üretimi yaklaşık %50 ve Cm izotoplarının üretimi %40 daha fazla olurken Np izotoplarının üretiminin büyük ölçüde azalmasından dolayı toplam minör aktinit miktarının yaklaşık %8,5 oranında daha az üretilebileceği tespit edilmiştir. Toryum tabanlı plütonyum yakıtların diğer yakıt türlerine kıyasla daha fazla Am ve Cm izotopları üretmesi en önemli bir dezavantaj olarak karşımıza çıkmaktadır. Ancak bu yakıt bileşiminin reaktörde kullanılması sonrasında oluşan minör aktinitler minör aktinit içerikli kompozit yakıtlarda yeniden kullanılabileceği değerlendirilmektedir.

Çizelge 6.9. (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimi için D12 işletme koşullarında minör aktinit üretim miktarları

	Minör aktinitler	Np (Gram)	Am (Gram)	Cm (Gram)	Toplam (Gram)
Homojen yakıt düzeni	Mod0rg	318,90	1116,02	463,35	1898,27
	Mod1rg	0,02	27,73	3,93	31,68
	Mod2rg	0,29	444,14	162,40	606,83
	Mod3rg	1,27	893,79	661,89	1556,95
	Mod4rg	2,62	1222,99	880,99	2106,60
	Mod5rg	7,37	2063,70	1345,70	3416,77
	Mod0wg	340,60	386,77	172,23	899,60
	Mod1wg	0,04	41,36	7,50	48,90
	Mod2wg	0,36	179,85	55,67	235,87
	Mod3wg	1,41	412,64	163,13	577,18
	Mod4wg	2,46	578,91	241,46	822,82
	Mod5wg	6,50	514,00	448,22	968,71
Heterojen yakıt düzeni	1ringrg	5,82	2369,71	995,42	3370,95
	2ringrg	4,87	1717,00	1125,50	2847,37
	3ringrg	4,45	1606,06	875,71	2486,22
	1ringwg	5,55	919,02	556,02	1480,59
	2ringwg	5,18	855,31	535,01	1395,50
	3ringwg	4,51	789,50	499,60	1293,61

Nükleer yakıtın içeriğine plütonyum eklendiğinde, kütle numarası 240'an büyük minör aktinitlerin sentezi için daha az nötron yakalama reaksiyonlarına ihtiyaç duyulmaktadır. Bu nedenle plütonyum tabanlı yakıt kullanımında Amerikyum üretimi, uranyum tabanlı yakıtlara göre çok daha fazla olmaktadır. Minör aktinit üretimindeki artış plütonyum yakıtlarının en büyük dezavantajı olarak karşımıza çıkmaktadır. Yine de Plütonyum izotopları ile karşılaştırıldığında minör aktinitler, kullanılmış yakıtta aktivite ve toksisite açısından çok daha az katkıda bulunurlar. Başlangıçta nükleer atık aktivitesinin yalnızca %2,5'unu oluştururken, geri kalan kısmı ise 14 yıllık yarı ömre olan ^{241}Pu izotopundan kaynaklanmaktadır. Bu nedenle, kullanılmış yakıttan daha sonra kullanılmak üzere plütonyum çıkarılırsa, atığın radyoaktivite ve toksisite daha çok azalacaktır.

6.5. Güvenlik Parametreleri Analizi

Bu bölümde reaktör çalışmasının güvenliğini etkileyen farklı parametreler ele alınmaktadır. Bu parametrelerden biri moderatör sıcaklık katsayısıdır (MTC). Moderatör sıcaklığı arttıkça, moderatörün yoğunluğu azalmakta ve daha az nötronun yavaşlamasına neden olmaktadır ki

bu durum reaktivite üzerinde olumsuz bir etkiye sebep olmaktadır. Hafif su reaktöründeki MTC reaktivitesi, güvenlik hususlarıyla bağlantılı önemli bir operasyonel parametredir. MTC, ortalama moderatör sıcaklığında meydana gelen 1 derecelik değişimin reaktivite üzerinde meydana getirdiği değişiklik olarak tanımlanır. Bir reaktör koru, MTC'nin negatif bir değere sahip olacak şekilde tasarlanmaktadır. Bu, reaktivitede meydana gelebilecek ani artıştan kaynaklanabilecek güç artışını sönümlemek için reaktöre negatif reaktivite geri beslemesi sağlamaktadır [74]. MTC (α_c) aşağıdaki eşitlik kullanılarak hesaplanmaktadır:

$$\alpha_c = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} \tag{6.1}$$

Burada ΔT moderatör sıcaklığındaki değişimi, $\Delta\rho$ reaktivitede meydana gelen değişikliği ifade etmekte ve aşağıdaki sunulan eşitlik aracılığıyla hesaplanmaktadır.

$$\Delta\rho = \frac{k_2 - k_1}{k_2 k_1} \tag{6.2}$$

Eşitlik 6.2'de yer alan $k_1$ve k_2 sırasıyla sıcaklık artmadan önceki etkin çoğaltma faktörü değerini ve sıcaklık artırıldıktan sonraki değerini ifade etmektedir. MTC farklı yakıt türleri ya da bileşenleri için hesaplanabilmektedir. MTC, etki sırasına göre en çok etkili faktörden en aza doğru sıralanırsa reaktör korunda bulunan fisil malzemenin ağırlıkça yüzdesine, fisil ve farklı nötron enerjilerine sahip fertil malzemenin soğurma tesir kesitine ve hızlı nötronların fertil malzeme ile fisyona girme kabiliyetine bağlı olarak değişecektir.

Bu çalışma kapsamında incelenen uranyum tabanlı toryum yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı hesaplanmış ve elde edilen bulgular Çizelge 6.10'da sunulmaktadır. Çizelgede sunulan bulgulara göre 600 ppm oranında bor konsantrasyonuna ve 473 K sıcaklığa sahip moderatörle birlikte Mod0, Mod4, Mod5 ve Mod6 yakıtlarının moderatör sıcaklık katsayısının pozitif olduğu görülmektedir. Bu durum ani reaktivite artışında reaktörün güç artışını sınırlamak yerine güç artışına katkı sağlaması ve reaktörün güvenle işletilebilmesine engel teşkil etmesi nedeniyle istenmeyen bir durumdur. Moderatör sıcaklık katsayısının her zaman negatif olması istenmektedir. Çizelge 6.10'dan da görüleceği üzere Mod0 yakıtı için bulunan MTC değeriyle kıyaslandığında yakıt içerisine belirli oranlarda toryumun eklenmesiyle bu değerin daha negatif hale gelebildiği ve bu durumun da reaktörün güvenle işletilebilmesine katkı sağlamaktadır.

Çizelge 6.10. Homojen dağılıma sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı

	Moderatör Sıcaklık Katsayısı, pcm/^oC			
	C_b=600 ppm		C_b=0 ppm	
	T_m=473 K	T_m=575 K	T_m=473 K	T_m=575 K
Dj/Di	D6/D5	D6/D4	D14/D13	D14/D12
Mod0	6,599E-02	-1,490E+00	-3,776E+00	-7,277E+00
Mod1	-5,971E-01	-2,619E+00	-4,880E+00	-8,304E+00
Mod2	-3,290E-01	-2,435E+00	-4,587E+00	-8,709E+00
Mod3	-5,209E-01	-2,302E+00	-4,594E+00	-8,572E+00
Mod4	2,088E-01	-2,044E+00	-4,782E+00	-8,821E+00
Mod5	2,206E-01	-1,975E+00	-5,017E+00	-9,095E+00
Mod6	7,022E-01	-1,123E+00	-4,947E+00	-9,025E+00

Çizelge 6.11. Heterojen dağılıma sahip (UO_2 + ThO_2) yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı

	Moderatör Sıcaklık Katsayısı, pcm/^oC			
	C_b=600 ppm		C_b=0 ppm	
	T_m=473 K	T_m=575 K	T_m=473 K	T_m=575 K
Dj/Di	D6/D5	D6/D4	D14/D13	D14/D12
Homojen	2,088E-01	-2,044E+00	-4,782E+00	-8,821E+00
1 dış halka	1,0455E-01	-2,0423E+00	-4,9850E+00	-9,0467E+00
2 dış halka	1,9614E-01	-1,9577E+00	-4,9735E+00	-8,9678E+00
3 dış halka	2,3420E-01	-1,7705E+00	-5,0774E+00	-9,0000E+00

Çizelge 6.10 ve Çizelge 6.11 incelendiğinde farklı yakıt bileşimleri ve farklı işletme durumlarında moderatör sıcaklık katsayısının pozitif değerler aldığı gözlenmiştir. Ancak bu durum reaktöründe işletildiği tüm durumlarda istenmeyen bir durumdur. Çizelge 6.11'de sunulan bulgulara göre 600 ppm oranında bor konsantrasyonuna ve 473 K sıcaklığa sahip moderatörle birlikte heterojen yakıtlarının moderatör sıcaklık katsayısının pozitif olduğu ve bu şartlar altında reaktörde kullanılmaması gerektiği görülmüştür.

Çizelge 6.12 ve Çizelge 6.13'ten görüleceği üzere burada incelenen tüm homojen ve heterojen dizilime sahip plütonyum tabanlı yakıtlar için bulunan MTC değeri negatiftir. Bu çalışma kapsamında incelenen yakıtların MTC değeri yakıt içerisinde bulunan fisil ve fertil yakıt oranları ile soğutucu bünyesinde bulunan bor konsantrasyonuna bağlı olarak değişiklik gösterse de incelenen durumlarda negatif değerler aldığı gözlenmiştir. Bu sayede bu yakıt

bileşimlerinin reaktörde kullanılmasında ve güç üretimini güvenle gerçekleştirebileceği değerlendirilmektedir.

Çizelge 6.12. Homojen dağılıma sahip ($PuO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı

Moderatör Sıcaklık Katsayısı, pcm/^oC				
	C_b=600 ppm		C_b=0 ppm	
	T_m=473 K	T_m=575 K	T_m=473 K	T_m=575 K
Dj/Di	D6/D5	D6/D4	D14/D13	D14/D12
Mod0rg	-5,1395E+00	-8,6656E+00	-7,2753E-01	-1,1317E+01
Mod1rg	-2,4974E+00	-6,3547E+00	-6,3210E-01	-1,1776E+01
Mod2rg	-5,1455E+00	-9,5730E+00	-8,2000E-01	-1,3579E+01
Mod3rg	-6,6775E+00	-1,0560E+01	-8,1954E-01	-1,3275E+01
Mod4rg	-6,4422E+00	-1,0160E+01	-8,0013E-01	-1,2308E+01
Mod5rg	-4,9781E+00	-7,6336E+00	-6,6682E-01	-9,8325E+00
Mod0wg	-6,2908E+00	-1,0490E+01	-8,9325E-01	-1,3843E+01
Mod1wg	-1,5038E+00	-4,6177E+00	-5,3538E-01	-9,2709E+00
Mod2wg	-4,0069E+00	-7,2974E+00	-6,1211E-01	-1,0452E+01
Mod3wg	-4,5394E+00	-8,0287E+00	-6,2711E-01	-1,0099E+01
Mod4wg	-4,6906E+00	-7,7051E+00	-6,2086E-01	-9,8611E+00
Mod5wg	-3,9324E+00	-6,3176E+00	-5,2251E-01	-7,9844E+00

Çizelge 6.13. Heterojen dağılıma sahip ($PuO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için moderatör sıcaklık katsayısı

Moderatör Sıcaklık Katsayısı, pcm/^oC				
	C_b=600 ppm		C_b=0 ppm	
	T_m=473 K	T_m=575 K	T_m=473 K	T_m=575 K
Dj/Di	D6/D5	D6/D4	D14/D13	D14/D12
Homojen rg	-4,9781E+00	-7,6336E+00	-6,6682E-01	-9,8325E+00
1 dış halka rg	-5,0978E+00	-9,4309E+00	-7,9901E+00	-1,2798E+01
2 dış halka rg	-5,0083E+00	-9,0672E+00	-7,5145E+00	-1,2700E+01
3 dış halka rg	-4,4722E+00	-8,6129E+00	-7,5183E+00	-1,2911E+01
Homojen wg	-3,9324E+00	-6,3176E+00	-5,2251E-01	-7,9844E+00
1 dış halka wg	-4,0862E+00	-7,3444E+00	-6,0220E+00	-9,9866E+00
2 dış halka wg	-3,6364E+00	-6,9828E+00	-6,0970E+00	-9,9351E+00
3 dış halka wg	-3,5137E+00	-6,6491E+00	-6,0336E+00	-9,9806E+00

Dikkate alınması gereken temel güvenlik parametrelerinden bir diğeri yakıt sıcaklığı reaktivite katsayısıdır (Doppler katsayısı). Yakıt sıcaklığında meydana gelen 1 derecelik

değişim başına reaktivitede meydana gelen değişimi ifade etmektedir. Reaktörün dengeli bir şekilde işletilebilmesinin bir ölçütü olarak kullanılmaktadır [75].

$$\alpha_F = \frac{\Delta\rho}{\Delta T_F} \tag{6.3}$$

Doppler katsayısı genellikle pcm/^{o}C veya pcm/^{o}F birimleri cinsinde ifade edilmektedir. Doppler katsayısının büyüklüğü ve işareti (+ veya -) öncelikle yakıt bileşiminin, özellikle yakıt zenginliğinin bir fonksiyonudur. Düşük zenginlikli yakıtın (örn. PWR'ler ve BWR'ler ^{235}U'nun %3 – %5'i gerektirdiği) kullanıldığı güç reaktörlerinde Doppler katsayısı her zaman negatiftir. Doppler katsayısı (α_F) yakıtın sıcaklığına ve ayrıca yakıt yanma değerine bağlı olarak değişiklik göstermektedir. Örnek verilecek olunursa, PWR'larda Doppler katsayısı -5 pcm/^{o}C ila -2 pcm/^{o}C arasında değişmektedir. Bu katsayı reaktörün dengeli bir şekilde işletilmesinde çok büyük bir öneme sahip olması nedeniyle genellikle moderatör sıcaklık katsayısından daha önemli olduğu düşünülmektedir. Özellikle ani reaktivite artışından kaynaklanan kazalarda yakıt sıcaklığı katsayısı, kora fazladan eklenen pozitif reaktiviteyi telafi edecek ilk ve en önemli bariyer olmaktadır. Isının moderatöre aktarılma süresi genellikle saniyeler mertebesindeyken, yakıt sıcaklığı katsayısının tepkisi neredeyse anında etkili olabilmektedir.

Çizelge 6.14. Homojen dağılıma sahip ($UO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için Doppler katsayısı

Doppler katsayısı, pcm/^{o}C						
	C_b=600 ppm			C_b=0 ppm		
	T_f=800 K	T_f=1027 K	T_f=1500 K	T_f=800 K	T_f=1027 K	T_f=1500 K
Dj/Di	D4/D3	D4/D2	D4/D7	D12/D11	D12/D10	D12/D15
Mod0	-3,081E-01	-1,623E-01	-1,181E-01	2,655E-01	1,686E-01	1,573E-01
Mod1	2,745E-01	1,558E-01	6,677E-02	1,947E-02	1,333E-02	1,236E-01
Mod2	9,239E-02	-6,471E-02	-1,405E-03	3,421E-01	1,093E-01	2,176E-01
Mod3	-2,123E-01	4,074E-02	3,612E-02	-8,002E-03	5,309E-02	1,464E-01
Mod4	3,921E-01	5,082E-02	-1,164E-02	3,739E-01	1,473E-01	1,688E-01
Mod5	3,164E-01	1,106E-01	3,113E-02	1,728E-01	2,200E-01	2,204E-01
Mod6	-7,830E-02	-1,631E-01	-6,582E-02	3,144E-01	1,703E-01	1,693E-01

Çizelge 6.14 ve Çizelge 6.15'te uranyum tabanlı toryum yakıt bileşimleri için yakıt sıcaklık katsayısı bir diğer adıyla Doppler katsayısı hesaplanmış ve elde edilen bulgular sunulmaktadır. Çizelgede sunulan bulgulara göre bu çalışmada incelenen yakıtların çoğunun

Doppler katsayısının pozitif olduğu görülmektedir. Bu durum yakıt sıcaklığının artmasıyla reaktörde güç artışına neden olması ve reaktörün güvenle işletilebilmesine engel teşkil etmesi nedeniyle kaçınılması gereken bir durumdur. Tıpkı moderatör sıcaklık katsayısında olduğu gibi Doppler katsayısının da negatif olması istenmektedir. Doppler katsayısı temelde ^{238}U ve ^{240}Pu gibi bazı yakıt malzemelerinin rezonans tesir kesitlerinin genişlemesiyle ilgilidir. Bu nedenle yakıt içerisinde bu malzemelerin bulunma oranları önem kazanmakta ve yakıt içerisine konulması gereken oranların optimizasyonu yapılarak Doppler katsayısının negatif olmasının sağlanabileceği düşünülmektedir.

Çizelge 6.15. Heterojen dağılıma sahip ($UO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için Doppler katsayısı

Doppler katsayısı, pcm/^oC						
	C_b=600 ppm			C_b=0 ppm		
	T_f=800 K	T_f=1027 K	T_f=1500 K	T_f=800 K	T_f=1027 K	T_f=1500 K
Dj/Di	D4/D3	D4/D2	D4/D7	D12/D11	D12/D10	D12/D15
Homojen	3,921E-01	5,082E-02	-1,164E-02	3,739E-01	1,473E-01	1,688E-01
1 dış halka	-2,837E-01	3,244E-03	-1,903E-02	2,337E-01	2,240E-01	1,572E-01
2 dış halka	2,224E-01	3,471E-02	3,230E-02	1,274E-01	1,974E-01	1,836E-01
3 dış halka	1,012E-02	1,176E-02	-2,709E-02	3,378E-01	1,565E-01	1,677E-01

Çizelge 6.16. Homojen dağılıma sahip ($PuO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için Doppler katsayısı

Doppler katsayısı, pcm/^oC						
	C_b =600 ppm			C_b =0 ppm		
	T_f=800 K	T_f=1027 K	T_f=1500 K	T_f=800 K	T_f=1027 K	T_f=1500 K
Dj/Di	D4/D3	D4/D2	D4/D7	D12/D11	D12/D10	D12/D15
Mod0rg	1,23E-01	-2,36E-03	1,44E-01	2,67E-01	8,91E-02	1,41E-01
Mod1rg	5,64E-01	2,61E-01	2,73E-01	9,11E-01	3,01E-01	2,67E-01
Mod2rg	2,59E-01	2,58E-01	4,99E-02	-1,40E-01	6,63E-02	1,57E-01
Mod3rg	2,14E-02	4,41E-02	2,97E-03	3,81E-01	7,30E-02	1,07E-01
Mod4rg	1,73E-01	2,09E-01	1,35E-01	2,54E-02	2,67E-02	2,61E-02
Mod5rg	-1,62E-01	0,00E+00	-3,61E-02	1,89E-01	1,18E-01	1,22E-01
Mod0wg	2,51E-01	8,45E-02	1,79E-01	8,52E-02	2,74E-01	2,14E-01
Mod1wg	1,49E-01	1,10E-01	7,96E-02	2,67E-01	1,57E-01	1,15E-01
Mod2wg	-2,51E-01	-6,97E-02	5,39E-02	3,05E-01	1,07E-01	8,26E-02
Mod3wg	1,96E-01	1,02E-01	5,59E-02	-4,64E-02	-2,88E-02	1,97E-02
Mod4wg	-1,86E-01	4,29E-02	8,66E-02	9,43E-02	7,49E-02	5,73E-02
Mod5wg	1,73E-02	8,95E-02	1,90E-02	-8,85E-02	4,30E-02	-3,74E-02

Çizelge 6.17. Heterojen dağılıma sahip ($PuO_2 + ThO_2$) yakıt bileşimleri için Doppler katsayısı

Doppler katsayısı, pcm/^oC						
	C_b =600 ppm			C_b =0 ppm		
	T_f=800 K	T_f=1027 K	T_f=1500 K	T_f=800 K	T_f=1027 K	T_f=1500 K
Dj/Di	D4/D3	D4/D2	D4/D7	D12/D11	D12/D10	D12/D15
1 dış halka rg	7,953E-02	6,808E-02	7,739E-03	-9,387E-02	7,532E-02	6,255E-02
1 dış halka wg	-1,089E+00	1,850E-01	7,759E-02	7,423E-02	3,456E-02	1,041E-01
2 dış halka rg	-8,704E-01	-1,479E-02	9,628E-02	1,749E-01	1,181E-01	9,567E-02
2 dış halka wg	-3,442+01	2,561E-01	1,188E-01	1,675E-01	8,097E-02	7,490E-02
3 dış halka rg	2,553E+00	1,309E-01	9,967E-02	4,025E-01	1,715E-01	2,057E-01
3 dış halka wg	-1,147E+00	1,335E-01	6,134E-02	3,317E-01	1,789E-01	1,225E-01

Çizelge 6.16 ve Çizelge 6.17'de plütonyum tabanlı toryum yakıt bileşimleri için Doppler katsayısı hesaplanmış ve elde edilen bulgular sunulmaktadır. Çizelgede sunulan bulgulara göre bu çalışmada incelenen yakıtların çoğunun Doppler katsayısının pozitif olduğu görülmektedir. Yakıt içerisine konulması gereken ^{240}Pu izotopunun optimizasyonu yapılarak Doppler katsayısının negatif olmasının sağlanabileceği düşünülmektedir.

Bir diğer güvenlik parametrelerinden gecikmeli nötron oranı, fisyon ürünlerinin bozunumu esnasında salınan gecikmiş nötronların korda yüksek enerjilerde oluşan nötronlara oranı olarak tanımlanmaktadır. Bu gecikmiş nötronlar reaktörün kontrolünde önemli bir rol oynamaktadırlar. Gecikmeli nötronlar sayesinde bir reaktörde gücün yükselmesi hızı kontrol edilebilmektedir. Reaktörde sadece ani nötronlar yer alsaydı, hızlı güç değişiklikleri nedeniyle reaktörün kontrolü mümkün olmazdı. Gecikmiş nötron olarak doğan nötronların oranı farklı yakıt malzemeleri için farklılık gösterebilmektedir. VVER reaktöründeki etkin gecikmeli nötron oranı (β_{eff}), MCNP transport kodu ile birlikte gelen hazır kartlar aracılığıyla hesaplanmaktadır.

$$\beta_{eff} \cong 1 - \frac{k_p}{k_{eff}} \tag{6.4}$$

Hem hızlı hem de gecikmiş nötronları hesaba katarak etkin çoğaltma faktörü k_{eff}'in değeri, KCODE veri kartı kullanılarak MCNP kodu vasıtasıyla elde edilebilmektedir. KCODE modunda, hem hızlı hem de gecikmiş nötronların ortalama değerleri (eğer bunlar kullanılan tesir kesit kitaplıklarına dahil edilmişse) kritiklik hesaplamalarında kullanılmaktadır. Ani nötronlardan (k_p) kaynaklı etkin çoğaltma faktörü değerini elde etmek için gecikmeli nötronların etkisinin önlenmesi gerekmektedir ki bunun için KCODE kartıyla birlikte TOTNU veri kartı NO girişi ile birlikte kullanılmalıdır. NO girişi ile birlikte kullanılan TOTNU kartı, ani nötronlardan dolayı fisyon başına meydana gelen ortalama nötron çoğaltma değerini dikkate almakta ve sonuçta bu değerin mevcut olduğu tüm fisil malzemeler için hesap yaparak k_p değerini elde etmektedir. Şayet yanında başka herhangi bir giriş olmadan sadece TOTNU kartı hem ani hem de gecikmeli nötronları kullanarak fisyondan doğan toplam nötron sayısının ortalaması dikkate alınır ve etkin çoğaltma faktörü (k_{eff}) hesaplanmaktadır.

Çizelge 6.18. Homojen dağılıma sahip yakıt bileşimleri için gecikmeli nötron oranı

Gecikmeli nötron oranı	Homojen (UO_2+ ThO_2)		Gecikmeli nötron oranı	Homojen (rgPuO_2+ ThO_2)		Gecikmeli nötron oranı	Homojen (wgPuO_2+ ThO_2)
Mod0	0,007357		Mod0rg	0,005332		Mod0wg	0,004105
Mod1	0,006934		Mod1rg	0,004105		Mod1wg	0,003707
Mod2	0,00632		Mod2rg	0,003707		Mod2wg	0,00251
Mod3	0,007047		Mod3rg	0,00251		Mod3wg	0,002543
Mod4	0,007144		Mod4rg	0,002543		Mod4wg	0,002249
Mod5	0,007948		Mod5rg	0,002249		Mod5wg	0,003175
Mod6	0,007175						

Çizelge 6.19. Heterojen dağılıma sahip yakıt bileşimleri için gecikmeli nötron oranı

Heterojen (UO_2+ThO_2)	Gecikmeli nötron oranı		Heterojen (rgPuO_2+ ThO_2)	Gecikmeli nötron oranı	Heterojen (wgPuO_2+ ThO_2)	Gecikmeli nötron oranı
Homojen	0,007144		Homojen	0,002249	Homojen	0,003175
1 dış halka	0,007239768		1 dış halka	0,00362172	1 dış halka wg	0,00196700
2 dış halka	0,007041004		2 dış halka	0,00317604	2 dış halka wg	0,00240471
3 dış halka	0,006923452		3 dış halka	0,00225484	3 dış halka wg	0,00275351

Çizelge 6.18 ve Çizelge 6.19'da uranyum ve plütonyum tabanlı toryum yakıt bileşimleri için gecikmeli nötron oranı hesaplanmış ve elde edilen bulgular sunulmaktadır. Gecikmeli nötron oranı değerinin küçük olması reaktivitenin tetiklediği kazalarda sorun teşkil edebilmektedir. Çizelgede sunulan değerler irdelendiğinde uranyum tabanlı toryum yakıtlarının değişen toryum oranlarına göre β_{eff} değerleri değişkenlik göstermekte ancak bu değişkenlik reaktör güvenliğini tehlikeye atacak düzeyde olmadığı görülmüştür. Diğer taraftan plütonyum tabanlı yakıtların içerisinde bulunan plütonyum oranının artmasıyla β_{eff} değerlerinde kayda değer düzeyde bir düşüş gözlenmektedir.

Bu çalışma kapsamında ele alınan bir diğer güvenlik parametresi bor katsayısıdır. Bor katsayısı, soğutucu akışkan içerisinde değişen her bir birim başına reaktivite üzerinde meydana gelen değişim olarak tanımlanmaktadır. Yanabilen yutucular (uzun süreli reaktivite kontrolü) veya kontrol çubuklarıyla (hızlı reaktivite kontrolü) karşılaştırıldığında borik asit, tüm reaktör korundaki soğutucuda homojen bir şekilde çözündüğünden nötron akı yoğunluğunun dengesiz dağılmasını önler.

$$\alpha_B = \frac{\Delta\rho}{\Delta C_B} \tag{6.5}$$

Genellikle pcm/ppm birimiyle ifade edilmektedir. Soğutucu akışkan bünyesinde bulunan borik asit konsantrasyonu ortamda bulunan termal nötronları absorbe etmekte ve yakıtı oluşturan izotopların termal nötron yakalaması olasılığını azaltmakta bir diğer deyişle reaktörün termal kullanım faktörünü doğrudan etkilemektedir. Bu nedenle bu katsayı her ne kadar moderatör sıcaklık katsayısı ya da Doppler katsayısı gibi bir reaktivite geri bildirimini temsil etmese de bor konsantrasyonunda gerçekleşen değişikliklerin reaktörün reaktivitesi üzerindeki etkisini açıkladığından reaktör operatörleri tarafından yaygın olarak kullanılmaktadır.

Çizelge 6.20 ve Çizelge 6.21'de uranyum tabanlı toryum yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri hesaplanmış ve elde edilen bulgular sunulmaktadır. Çizelgeden görüleceği üzere homojen ve heterojen yakıt düzenine sahip yakıtların bünyesine eklenen toryum miktarı arttıkça bor katsayısının da artış eğiliminde olduğu gözlenmiştir.

Çizelge 6.20. Homojen dağılıma sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri

Bor Katsayısı, pcm/ppm			
	T_m=575 K	T_m=473 K	T_m=300 K
Dj/Di	D12/D4	D13/D5	D14/D6
Mod0	-6,9684	-8,5131	-9,6208
Mod1	-7,6864	-9,0571	-10,2920
Mod2	-7,9696	-9,6174	-10,8452
Mod3	-8,5396	-10,2389	-11,4133
Mod4	-9,1007	-10,7680	-12,2071
Mod5	-9,7766	-11,5299	-13,0400
Mod6	-10,2630	-12,2560	-13,8849

Çizelge 6.21. Heterojen dağılıma sahip (UO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri

Bor Katsayısı, pcm/ppm			
	T_m=575 K	T_m=473 K	T_m=300 K
Dj/Di	D12/D4	D13/D5	D14/D6
1 dış halka	-9,21948E-05	-1,10E-04	-1,24E-04
2 dış halka	-9,50033E-05	-1,12E-04	-1,27E-04
3 dış halka	-9,65976E-05	-1,14E-04	-1,30E-04

Çizelge 6.22. Homojen dağılıma sahip (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri

Bor Katsayısı, pcm/ppm			
	T_m=575 K	T_m=473 K	T_m=300 K
Dj/Di	D12/D4	D13/D5	D14/D6
Mod0wg	-2,9532	-3,7281	-4,4898
Mod0rg	-2,6806	-3,2802	-3,8960
Mod1rg	-6,3752	-7,7576	-8,8601
Mod1wg	-5,1528	-6,1755	-7,2856
Mod2rg	-4,1927	-5,1479	-6,0286
Mod2wg	-3,4977	-4,3339	-4,9435
Mod3rg	-2,7896	-3,5962	-4,0338
Mod3wg	-2,6383	-3,0881	-3,5874
Mod4rg	-2,5357	-3,0709	-3,5204
Mod4wg	-2,1689	-2,7194	-3,1571
Mod5rg	-1,6546	-2,1751	-2,6624
Mod5wg	-1,6789	-2,0701	-2,4428

Çizelge 6.22 ve Çizelge 6.23'te plütonyum tabanlı toryum yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri hesaplanmış ve elde edilen bulgular sunulmaktadır. Çizelgeden incelendiğinde

homojen ve heterojen yakıt düzenine sahip yakıtların bünyesine yer alan plütonyum içeriğinin oranı arttıkça yakıta eklenen toryum miktarı azalmakta ve bu durum da bor katsayısı değerinin azalmasına neden olduğu gözlenmiştir.

Çizelge 6.23. Heterojen dağılıma sahip (PuO_2+ThO_2) yakıt bileşimleri için bor katsayısı değerleri

Bor Katsayısı, pcm/ppm			
	T_m=575 K	T_m=473 K	T_m=300 K
Dj/Di	D12/D4	D13/D5	D14/D6
1 dış halka rg	-3,4673E-05	-4,1767E-05	-5,0107E-05
1 dış halka wg	-2,9999E-05	-3,6528E-05	-4,2109E-05
2 dış halka rg	-3,9043E-05	-4,8469E-05	-5,5695E-05
2 dış halka wg	-3,3894E-05	-4,0331E-05	-4,7425E-05
3 dış halka rg	-4,2237E-05	-5,3154E-05	-6,1936E-05
3 dış halka wg	-3,6684E-05	-4,4688E-05	-5,1953E-05

7. SONUÇ VE ÖNERİLER

Günümüzde gelişen teknoloji sayesinde nükleer güç santrallerinde alternatif yakıtların kullanımı uranyuma olan bağımlılığın ve nükleer atıkların azaltılması ile yakıt maliyetlerinin düşürülmesi yönünde yoğun çalışmalar yapılmaktadır. İlk başlarda yeterli ilgiyi görmeyen toryum tabanlı yakıtlar, toryum elementinin bol bulunması, yakıt çevriminde ihtiyaç duyulan zenginleştirme oranını azaltma ihtimali ve termal nötron spektrumunda ^{232}Th'nin fisil ^{233}U'e dönüşüm oranının yüksek olması gibi nedenlerle dikkatlerin tekrardan bu element üzerine yoğunlaşmasına neden olmuştur. Fertil bir malzeme olan toryum elementi tek başına güç reaktörlerinde yakıt olarak kullanılamadığından nükleer zincir reaksiyonlarının devamını sağlayan ^{235}U ya da ^{239}Pu gibi fisil elementlere ihtiyaç duymaktadır. Bu nedenle, toryum tabanlı karışık oksitler geleneksel basınçlı su reaktörleri (PWR), gelişmiş ağır su reaktörleri (AHWR) ile termal üretken reaktörler için potansiyel yakıt olarak kabul edilmektedir. Toryum tabanlı karışık oksitler, Uranyum – Toryum (UO_2 + ThO_2) karışık oksit şeklinde olabileceği gibi Plütonyum – Toryum (PuO_2 + ThO_2) karışık oksit biçiminde olabilmektedir.

Tez çalışmasının ilk bölümlerinde VVER tipi nükleer güç santrallerin temel özellikleri ile tarihsel gelişimleri anlatılmış ve kendi sınıfındaki diğer tasarımlardan farklı olan yönlerine dikkat çekilmiştir. İlerleyen kısımlarda ise bu çalışma kapsamında incelenen VVER-1000 ve VVER-1200 nükleer güç santralleri için detaylı bilgiler aktarılmıştır. Akabindeki bölümde söz konusu güç santralinin nötronik hesaplamalarında kullanılan yöntemlerin belirlenmesi ve bu tez kapsamında yapılan çalışmaya yön vermesi açısından detaylı bir literatür taramasının özetine yer verilmiştir. Bir sonraki bölümde, nötronik hesaplamalarda kullanılan yöntemler, benimsenen yaklaşımlar ile nötronik hesapların yapıldığı nükleer kodlar hakkında bilgiler verilmiştir. İlerleyen bölümde ise nötronik hesaplamalar için MCNP kodu yardımıyla referans alınan VVER-1000 güç reaktörünün gerçek boyutlarına sahip bir yakıt demeti modellenmiş ve kıyaslamaya esas olan problemin sonuçları ile karşılaştırılarak yapılan modelleme doğrulanmıştır.

Bu çalışmada; VVER-1200 güç reaktörünün gerçek boyutlarında dört farklı yakıt demeti düzeni için kullanılabilecek (UO_2 + ThO_2), ($rgPuO_2$ + ThO_2) ve ($wgPuO_2$ + ThO_2) yakıt bileşimlerinin nötronik performans üzerine etkisi MCNP ve MONTEBURNS2.0 programları ve ENDF/B-VI nükleer veri kütüphanesi kullanılarak incelenmiştir. Her bir

yakıt bileşimi için etkin çoğalma faktörü değerleri ile işletme zamanına bağlı değişimi, yakıt bileşiminde yer alan izotopların işletme zamanına göre değişimleri ile mevzubahis yakıt bileşimlerinin kullanımı için çeşitli güvenlik parametreleri hesaplanmış ve elde edilen sonuçlar potansiyel faydalarını ortaya çıkarabilmek adına birbirleri arasında karşılaştırılmıştır. Bu çalışmadan elde edilen bulgular irdelendiğinde, aşağıdaki sonuçlara ulaşılmaktadır:

- Toryum tabanlı uranyum yakıtlar geleneksel UO_2 yakıtlara göre daha düşük yanma oranlarına ya da işletme sürelerine sahip oldukları ve yakıt bileşiminde artan toryum oranına bağlı olarak yanma değerleri ya da işletme sürelerinin azaldığı gözlenmiştir. Homojen yakıt düzeni için işletme süresi yaklaşık %42 ve heterojen yakıt düzeninde ise yaklaşık %12 oranında kısaldığı görülmüştür.
- Toryum tabanlı plütonyum yakıtlar, geleneksel toryum tabanlı uranyum ve MOX yakıtlarla karşılaştırıldığında çok daha yüksek yanma değerlerine ve işletme sürelerine ulaşılabileceği ve böylelikle yakıt çevrimi maliyetlerinin düşürülebileceği tespit edilmiştir. Toryum tabanlı reaktör sınıfı plütonyum yakıtın işletme süresi, MOX yakıtınkine göre %45, toryum tabanlı silah sınıfı plütonyum yakıtın kullanılması durumunda ise %61 daha fazla olabileceği belirlenmiştir.
- Homojen dağılıma sahip toryum tabanlı uranyum yakıtların güç yoğunluğu dağılım örüntüsünde büyük değişimler gözlenmemiş ancak toryum tabanlı uranyum yakıtın kullanımıyla görülen en yüksek güç yoğunluğu değerinin azaldığı görülmüştür. Heterojen dizilime sahip yakıt düzeninde ise güç yoğunluğu dağılım örüntüsü değiştiği gözlenmiştir. Yakıt demetine yerleştirilecek yakıtların optimizasyonu yapılarak daha dengeli bir dağılımın elde edileceği değerlendirilmektedir.
- Toryum tabanlı plütonyum yakıtlar, geleneksel toryum tabanlı uranyum yakıtlarla karşılaştırıldığında çok daha yüksek toryum ve plütonyum tüketim oranlarına sahip oldukları tespit edilmiştir. Bu sayede her geçen gün artan plütonyum stoklarını daha etkin bir şekilde azaltılmasına imkân vereceği ve bu sayede nükleer silahsızlanmaya olumlu katkı sağlayacağı değerlendirilmektedir. Buna ek olarak toryum tüketiminin yüksek olması dolayısıyla çok miktarda fisil ^{233}U ve ^{233}U'a göre daha az miktarda fisil ^{235}U üretimi gerçekleşmekte ve bu fisil izotopların geri kazanımı ile yeniden yakıt olarak kullanılabileceği değerlendirilmektedir.
- Toryum tabanlı uranyum yakıtların kullanımıyla ^{235}U kullanımının asgari düzeye indirilebileceği, ^{235}U'a olan bağımlılığın azaltılabileceği ve bilinen uranyum

kaynaklarının daha verimli kullanılabileceği belirlenmiştir. Ayrıca toryum tabanlı yakıt kullanımının bir sonucu olarak üretilen fisil ^{233}U izotopunun kullanılmış yakıt içerisinden geri kazanımı ile geleneksel uranyum dioksit, MOX ya da toryum tabanlı uranyum yakıtlarında yeniden kullanılabileceği değerlendirilmektedir.

- Toryum tabanlı uranyum ve toryum tabanlı plütonyum yakıtları VVER-1200 güç reaktörü gibi hafif su reaktörlerinin tasarımında önemli bir değişiklik yapılmaksızın kullanılma imkânından dolayı umut vadeden bir yakıt bileşimleri olarak karşımıza çıkmaktadır.

7.1. Gelecek Çalışmalar için Öneriler

- Bu çalışmada sınırlı hesaplama olanaklarından dolayı bir yakıt demeti üzerinden modelleme yapılmış ancak gerçek boyut ve bileşenlerine sahip tam kor modellemesi gerçekleştirilememiştir. Bu çalışmanın devamında tam kor modellemesi ile gerçek durum benzeşimi yapılabileceği ve daha doğru sonuçlar elde edilebileceği düşünülmektedir.
- Burada yapılan nötronik hesaplamalar Monte Carlo yöntemlerini kullanan MCNP nükleer kodu aracılığıyla gerçekleştirilmiştir. Monte Carlo yöntemlerinin çıktılarında görülen istatistiksel belirsizlikleri takip edilen nötron sayısı ile aktif ve pasif döngü sayıları artırılarak asgari düzeye indirgenebileceği değerlendirilmektedir.
- Bu çalışma kapsamında incelenen toryum tabanlı yakıtların miktarı ve yakıt demeti içerisinde dizilimleri optimize edilerek daha yüksek yanma değerleri ile işletme süresine ulaşılabileceği ve ayrıca Doppler katsayısı ve moderatör sıcaklık katsayısı gibi önemli güvenlik parametrelerinin tasarımsal limitler dahiline getirilebileceği değerlendirilmektedir.
- Ayrıca moderatör olarak farklı tür soğutucu ve soğutucu bünyesine nano parçacık eklenmesinin etkileri nötronik ve termal hidrolik açıdan araştırabilir.
- Farklı yakıt bileşimi ve zarf malzemesi kullanımının ya da mevcut zarf malzemesi üzerine çeşitli kaplamalar yapılarak kazaya daha dayanıklı yakıt kombinasyonlarının tespit edilebileceği değerlendirilmektedir.

KAYNAKLAR

1. Adaçay, F. R. (2014). Türkiye için enerji ve kalkınmada perspektifler. *Aksaray Üniversitesi İktisadi ve İdari Bilimler Fakültesi Dergisi*, 6(2), 87-103.

2. İsmiç, B. (2015). Gelişmekte olan ülkelerde elektrik tüketimi, ekonomik büyüme ve nüfus ilişkisi. *Çankırı Karatekin Üniversitesi İİBFDergisi*, 5(1), 259-274.

3. Goldberg, S. M. and Rosner, R. (2011). *Nuclear Reactors: Generation to Generation*. Cambridge: American Academy of Arts and Sciences, 1-22.

4. Peiman, W. (2017). *Study on Specifics of Thermalhydraulics and Neutronics of Pressure-Channel SuperCritical Water-cooled Reactors (SCWRs)*, Doktora Tezi, University of Ontario Institute of Technology, Kanada, 4-6.

5. Marques, J. G. (2011). *Review of Generation-III/III+ Fission Reactors*. Nuclear Energy Encyclopedia: Science, Technology, and Applications (First Edition). New Jersey: John Wiley & Sons, Inc., 231-254.

6. Frisch, W. and Gros, G. (2001). Improving the safety of future nuclear fission power plants. *Fusion Engineering and Design*, 56–57, 83–93.

7. Hore-Lacy, I. (2006). *Nuclear Energy in the 21st Century*. London: World Nuclear University Press, 64–68.

8. Marques, J. G. (2010). Evolution of nuclear fission reactors: third generation and beyond. *Energy Conversion and Management*, 51(9), 1774–1780.

9. Oettingen, M., Stanisz, P. and Malicki, M. (2015). Eastern-design VVER nuclear reactors in European Union. *Logistyka*, 5, 9537-9551.

10. Cacuci, D. G. (2010). *Handbook of nuclear engineering Volume I, Nuclear engineering Fundamentals*. New York: Springer, 2253-2319.

11. Bulut Acar, B. (2020). VVER-1200 tipi nükleer reaktörün kullanılmış yakıtları için depolama tesisi modeli geliştirilmesi ve maliyet analizi. *Afyon Kocatepe Üniversitesi Fen ve Mühendislik Bilimleri Dergisi*, 20 (2), 362-373.

12. AKKUYU NGS Elektrik Üretim Anonim Şirketi. (2011). *Akkuyu Nükleer Güç Santrali Projesi Çevresel Etki Değerlendirme Başvuru Dosyası*. Ankara: AKKUYU NGS Elektrik Üretim Anonim Şirketi.

13. İnternet: S*tate Atomic Energy Corporation ROSATOM*. URL: https://www.rosatom.ru/upload/iblock/0be/0be1220af25741375138ecd1afb18743.pdf. Son Erişim Tarihi: 11.10.2020

14. İnternet: *World Nuclear Association.* URL: https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/advanced-nuclear-power-reactors.aspx. Son Erişim Tarihi: 11.10.2020

15. Lamarsh, J. R. and Baratta, A. J. (2001). Introduction to Nuclear Engineering (Third Edition). New Jersey: Prentice-Hall, Inc., 157-160.

16. Çelikten, O. Ş. (2011). *Altıgen Geometri Nükleer Reaktör Kor Modelleri için Nötronik Hesaplamalar*, Yüksek Lisans Tezi, Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara, 1-76.

17. Ryzhov, S. B. (2010). *VVER-Type Reactors of Russian Design*. Boston: Springer, 2257.

18. Venturini, A. (2014). *Neutronic investigations of MOX and LEU fuel assemblies for VVER reactors*, Yüksek Lisans Tezi, Università Degli Studi Di Pisa, İtalya.

19. Ansarifar, G. R. and Ebrahimian, M. (2016). Design and neutronic investigation of the nano fluids application to VVER-1000 nuclear reactor with dual cooled annular fuel. *Annals of Nuclear Energy*, 87(2), 39-47.

20. Tran, H. N., Hung T.P. Hoang and Liem, P. H. (2017). Feasibility of using Gd2O3 particles in VVER-1000 fuel assembly for controlling excess reactivity. *Energy Procedia*, 131, 29-36.

21. Mozafari, A., Farshad M. and F. (2013). Design of annular fuels for a typical VVER-1000 core: Neutronic investigation, pitch optimization and MDNBR calculation. *Annals of Nuclear Energy*, 60, 226–234.

22. Rahmani, Y., Pazirandeha, A., Ghofranib, M. B. and Sadighic, M. (2013). Calculation of the fuel composition and the thermo-neutronic parameters of the Bushehr's VVER-1000 reactor during the initial startup and the first cycle using the WIMSD5-B, CITATION-LDI2 and WERL codes. *Annals of Nuclear Energy*, 57, 68–83.

23. International Atomic Energy Agency IAEA. (1995). *In-core fuel management code package validation for WWERs*. Vienna: International Atomic Energy Agency, 156.

24. Stosic, Z. V. (2006, September). *Gen-III/III+ Reactors: Solving the Future Energy Supply Shortfall – The SWR-1000 Option*, International Conference Nuclear Energy for New Europe 2006, Portorož, Slovenia.

25. Dien, L. D. and Diep, D. N. (2017). Verification of VVER-1200 NPP Simulator in Normal Operation and Reactor Coolant Pump Coast-Down Transient. *World Journal of Engineering and Technology*, 5, 507-519.

26. Dwiddar, M. S., Badawi, A. A., Abou-Gabal, H. H. and El-Osery, I. A. (2014, May). *From VVER-1000 to VVER-1200: Investigation of the Effect of The Changes in Core*, The Third International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications, Tetouan, Morocco.

27. Arshi, S. S., Mirvakili, S. M. and Faghihi, F. (2010). Modified COBRA-EN code to investigate thermal-hydraulic analysis of the Iranian VVER-1000 core. *Progress in Nuclear Energy*, 52, 589–595.

28. Nyalunga, G., Naicker, V. and Toit, M. d. (2016). Developing skills for neutronic modelling of nuclear power reactors in South Africa. *Journal of Energy in Southern Africa*, 27 (4), 64-76.

29. Louis, H. K. (2016). Investigation of the Pin-By-Pin Fission Rate Distributions for VVER MOX and LEU Fuel Assemblies Using MCNPX Code. *International Journal of Science, Engineering and Technology Research*, 5 (9), 2926-2931.

30. Dwiddar, M. S., Badawi, A. A., Abou-Gabal, H. H. and El-Osery, I. A. (2015). Investigation of different scenarios of thorium–uranium fuel distribution in the VVER-1200 first core. *Annals of Nuclear Energy*, 85, 605–612.

31. Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency OECD NEA. (2002). *A VVER-1000 LEU and MOX Assembly Computational Benchmark: Specification and Results*. Paris: Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, 1-156.

32. Mercatali, L., Venturini. A., Daeubler, M. and Sanchez, V. H. (2015). SCALE and SERPENT solutions of the OECD VVER-1000 LEU and MOX burnup computational benchmark. *Annals of Nuclear Energy*, 83, 328–341.

33. Gordienko, P. V., Kiryukhin, P. K. and Shcherbakov, A. A. (2018). Benchmark calculation AER VVER-1000- ETE using BIPR8. *Journal of Physics*, 1133, 1-14.

34. Thilagam, L., Sunny, S. C., Jagannathan, V. and Subbaiah, K. V. (2009). A VVER-1000 LEU and MOX assembly computational benchmark analysis using the lattice burnup code EXCEL. *Annals of Nuclear Energy*, 36 (4), 505–519.

35. Abuqudaira, T. M. and Stogov, Y. V. (2018). Neutronic calculations for the VVER-1000 LEU and MOX assembly computational benchmark using the GETERA code. *Journal of Physics*, 1133, 1-10.

36. Galahom, A. A. (2019). Improvement of the VVER-1200 Fuel Cycle by Introducing Thorium with Different Fissile Material in Blanket-Seed Assembly. *Nuclear Science and Engineering*, 193 (6), 638-651.

37. Khan, S. A., Jagannathan, V., Kannan, U. and Mathur, A. (2016). Study of VVER-1000 OECD LEU and MOX Computational Benchmark with VISWAM Code System. Nuclear *Energy and Technology*, 2 (4), 312–334.

38. Louis, H. and Amin, E. (2016). The Effect of Burnup on Reactivity for VVER-1000 with MOXGD and UGD Fuel Assemblies Using MCNPX Code. *Journal of Nuclear and Particle Physics*, 6, 61-71.

39. Khrais, R. A., Tikhomirov, G. V., Saldikov, I. S. and Smirnov, A. D. (2019). Neutronic analysis of VVER-1000 fuel assembly with different types of burnable absorbers using Monte-Carlo code Serpent. *Journal of Physics*, 1189, 1-13.

40. Naymushin, A., Chertkov, Y., Lebedev, I., Anikin, M. and Savanyuk, S. (2016). Use of Thorium in Thermal-Neutron Reactors: Different Types of Fuel Compositions in VVER-1000 Reactor Cell. *Journel of Industrial Pollution Control*, 32(2), 459-462.

41. Korkmaz, M. E., Agar, O. and Büyüker, E. (2014). Burnup analysis of the VVER-1000 reactor using thorium-based fuel. *Kerntechnik*, 79 (6), 478 – 483.

42. Galahom, A. A. (2018). Reducing the plutonium stockpile around the world using a new design of VVER-1200 assembly. *Annals of Nuclear Energy*, 119, 279–286.

43. Lüle, Ş. S., Özdemir, L. and Erdoğan, A. (2015). Application of CNUREAS and MCNP5 codes to VVER-1000 MOX Core Computational Benchmark, *Progress in Nuclear Energy*, 85, 454–461.

44. Popova, I. I. (2000, April). *Full-core pin-power calculations using Monte Carlo codes*. Paper presented at International Youth Nuclear Congress 2000, Bratislava, Slovakya.

45. Dwiddar, M. S., Badawi, A. A., Abou-Gabal, H. H. and El-Osery, I. A. (2014, May). *From VVER-1000 to VVER-1200: Investigation of the Effect of The Changes in Core*, The Third International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications, Tetouan, Morocco.

46. Hadad, K. and Yousefnia, M. (2010). Burn-up and neutronic analysis of VVER-1000 nuclear reactor. *Proceedings of 2010 LWR Fuel Performance/TopFuel/WRFPM*, 1-7.

47. Demin, V. M., Abu Sondos M. A., and Smirnov, A. D. (2017, November). *The Comparative Analysis of Neutrons Properties of the Nuclear Fuel Produced by the Westinghouse and the TVEL for the Reactors VVER-1000 by Code SERPENT*, XIII International Youth Scientific and Practical Conference "FUTURE OF ATOMIC ENERGY- AtomFuture 2017, Obninsk, Rusya.

48. Uzun, S. (2015). *VVER-1000 nükleer güç reaktörünün termal hidrolik ve nötronik analizi*, Yüksek Lisans Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara, 1-55.

49. Saadatian-derakhshandeh, F., Saferzadeh, O. and Shirani, A. S. (2014). Estimation of control rod worth in a VVER-1000 reactor using DRAGON4 and DONJON4. *Nukleonika*, 59(2), 67−72.

50. Galahom, A. (2017). Minimization of the fission product waste by using thorium based fuel instead of uranium dioxide. *Nuclear Engineering and Design*, 314, 165-172.

51. Safarzadeh, O., Shirani, A., Minuchehr, A. and Saadatian-derakhshandeh, F. (2014). Coupled neutronic/thermo-hydraulic analysis of water/Al_2O_3 nanofluids in a VVER-1000 reactor. *Annals of Nuclear Energy*, 65, 72–77.

52. Romanenko, V. I., Bahdanovich, R. B., Bogdanova, E. V., Nikonov S P., Smirnov, A. D. and Tikhomirov, G. V. (2017, October). *Complex Modeling of VVER-1000 Fuel Assembly Using Codes MCU/ATHLET*, 27th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Munich, Almanya.

53. Bahdanovich, R. B., Bogdanova, E. V., Gamtsemlidze, I. D., Nikonov, S. P. and Tikhomirov, G. V. (2017). Test case for VVER-1000 complex modeling using MCU and ATHLET. *Journal of Physics: Conference Series*, 781, 1 – 7.

54. Hadad, K., Hajizadeh, A., Jafarpur, K. and Ganapol, B. (2010). Neutronic study of nanofluids application to VVER-1000. *Annals of Nuclear Energy*, 37, 1447-1455.

55. Oleynik, Dmitry. (2016, October). *Monte Carlo Calculations of VVER-440 and VVER-1000 full-scale cores by MCU code*, 26th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Helsinki, Finlandiya.

56. Krýsl, V., Mikoláš, P., Sprinzl, D. and Švarný, J. (2010, September). *'MIDICORE' VVER-1000 core periphery power distribution benchmark proposal*, Proceedings of the twentieth Symposium of AER, Espoo, Finlandiya.

57. Tiep, N. H., Tran V. P., Khai, N. T., and Tuan, N. M. (2015). *Some neutronics calculations for the VVER-1000 reactors using SRAC and MCNP5*, The 11th National Conference on Nuclear Science and Technology, 47 (20), 1-9.

58. Ghaemi, S. and Faghihi, F. (2018). *Core designing of a new type of TVS-2M FAs: neutronics and thermal-hydraulics design basis limits*. Front. Energy, 1 – 23.

59. Novák, O. (2016). *Study of VVER-1000 Fuel Cycle Using NESTLE and ORIGEN Codes*, Yüksek Lisans Tezi, Czech Technical University Faculty of Nuclear Sciences and Physical Engineering, Prague, 10-17.

60. Lazarenko, A., Kalugin, M., Bychkov, S., Kalashnikov, A., Tsyboulia, A., Zwermann, W., Langenbuch, S., Stach, W., Schlosser, G., Delpech, M., Dolci, F., Girieud, P., and Vergain, M.I. (2000, May). *Benchmark Calculations for VVER-1000 Fuel Assemblies Using Uranium or MOX Fuel*. Physor 2000: ANS International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Pittsburgh, USA.

61. Lötsch, T., Khalimonchuk, V. and Kuchin, A. (2011). *Solutions for the TASK 1 and TASK 2 of the Benchmark for Core Burnup Calculations for a VVER-1000 Reactor*, Proceedings of the 21. Symposium of AER, Dresden, Germany.

62. Hadad, K. and Kowsar, Z. (2016). Twofold application of nanofluids as the primary coolant and reactivity controller in a PWR reactor: Case study VVER-1000 in normal operation. *Annals of Nuclear Energy*, 97, 179-182.

63. Çelikten, O. Ş. (2017). *Küçük Modüler Nükleer Reaktörlerin 3-Boyutlu Tasarımı ve Toryum Kullanımı Analizi*, Doktora Tezi, Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara, 16.

64. Shultis, J. K. and Faw, R. E. (2002). *Fundamentals of Nuclear Science and Engineering*. New York, USA: Marcel Dekker Inc, 179.

65. Duderstadt, J. J., and Hamilton, L. J. (1976). *Nuclear reactor analysis*. New York: Wiley, 103-124.

66. Sanchez, R. and McCormick, N. (1982). A Review of Neutron Transport Approximations. *Nuclear Science and Engineering*, 80 (4), 481-535.

67. Coşkun, H. (2010). *Alternatif Nükleer Yakıtlı Çakıl Yataklı Modüler Reaktörün Monte Carlo Yöntemiyle Nötronik Analizi*, Yüksek Lisans Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara, 13-23.

68. Mermer, T. H. (2019). *Alternatif Nükleer Yakıtlarda Minor Aktinit Kullanımının Nükleer Güvence Açısından Değerlendirilmesi*, Yüksek Lisans Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara, 31-38.

69. Los Alamos National Laboratory X-5 Monte Carlo Team. (2005). MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, *Version 5, vol. II: User's Guide*, LA-CP-03-0245, New Mexico: Los Alamos National Laboratory, 1-484.

70. Ludwig, S. (2002). *Revision to ORIGEN2 – Version 2.2*, Computer Code, Oak Ridge, Tenesse, USA: Oak Ridge National Laboratory, 1-222.

71. Trellue, H. R. and Poston, D. I. (2003). An Automated, Multi-Step Monte Carlo Burnup Code System*, User's Manual Version 2.0*, Oak Ridge, Tenesse, USA: Oak Ridge National Laboratory, 1-77.

72. Briesmeister, J. F. (2000). A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. *Version 4*, New Mexico: Los Alamos National Laboratory.

73. International Atomic Energy Agency. (2005). *Thorium fuel cycle – Potential benefits and challanges*. Vienna: International Atomic Energy Agency.

74. Mourtzanos, K., Housiadas, C. and Antonopoulos-Domis, M. (2001). Calculation of the moderator temperature coefficient of reactivity for water moderated reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 28(17), 1773–1782.

75. Lau, C. W., Demazière, C., Nylén, H. and Sandberg, U. (2012). Improvement of LWR thermal margins by introducing thorium. *Progress in Nuclear Energy*, (61), 48-56.

76. Genç, Y, Uzun, S, Acır, A. (2020). VVER-1000 nükleer güç reaktöründe kritiklik ve bağıl güç yoğunluk dağılımının incelenmesi. *Politeknik Dergisi*, 23 (4), 1379-1385.

77. Snoj, L. and Ravnik, M. (2006). *Calculation of power density with MCNP in Triga reactor*. International Conference, Nuclear Energy for New Europe 2006, 1–6.

78. Şahin, N. (2007). CANDU Reaktörlerinde ThO_2 ve $^{233}UO_2$ Yakıt Karışımı Kullanımının İncelenmesi. *Gazi Üniv. Müh. Mim. Fak. Der.*, 22 (3), 349-358.

ÖZGEÇMİŞ

Kişisel Bilgiler

Soyadı, adı : GENÇ, Yasin
Uyruğu : T.C.
Doğum tarihi ve yeri : 29.12.1986, Ankara
Medeni hali : Evli
Telefon : 0 (554) 192 11 86
e-mail : yasin.genc1@gazi.edu.tr



Eğitim

Derece	Eğitim Birimi	Mezuniyet Tarihi
Doktora	Gazi Üniversitesi/Enerji Sistemleri Mühendisliği	Devam ediyor
Yüksek lisans	TOBB Ekonomi ve Teknoloji Üniversitesi/ Makine Mühendisliği	2014
Lisans	Hacettepe Üniversitesi/ Nükleer Enerji Mühendisliği	2010
Lise	Mustafa Kemal Lisesi	2004

İş Deneyimi

Yıl	Yer	Görev
2018-Halen	AFAD Başkanlığı	AFAD Uzmanı
2013-2018	AFAD Başkanlığı	AFAD Uzm. Yard.
2011-2013	TOBB Ekonomi ve Teknoloji Üniversitesi	Araştırma ve öğretim Asistanığı

Yabancı Dil

İngilizce, Rusça (Temel düzeyde)

Yayınlar

1. Uzun, S, Genç, Y, Acır, A. (2021). UGD ve MOX Yakıtı Kullanılarak VVER-1000 Nükleer Reaktöründe Nötronik ve Termal Performansın İncelenmesi. *Politeknik Dergisi*, (Erken Görünüm)

2. Uzun, S., Genç, Y., Acır, A. (2021). VVER-1000 Reaktöründe Alüminyum Nanoparçacıklı Soğutucunun Termal Performansının İncelenmesi. *Politeknik Dergisi*, (Erken Görünüm)

3. Genç, Y., Uzun, S., Acır, A. (2020). VVER-1000 Nükleer Güç Reaktöründe Kritiklik ve Bağıl Güç Yoğunluk Dağılımının İncelenmesi. *Politeknik Dergisi*, 23 (4), 1379-1385.

4. Aradag, S., Genc, Y., Turk, C., (2017) Comparative gasketed plate heat exchanger performance prediction with computations, experiments, correlations and Artificial Neural Network estimations, *Engineering Applications of Computational Fluid Mechanics,* 11(1):467-482.

5. Özkaya, E., Genç, Y., Aradağ, S. and Kakaç, S. (2013) "*CFD Simulations of Chevron Type Plate Heat Exchangers and Validation with Experimental Data*" 7th Climamed Conference, İstanbul.

6. Türk, C., Gülenoğlu, Ç., Özkaya, E., Genç, Y., Aradağ, S., Kakaç, S. ve Özcan, A. (2013) "*Deneysel Çalışmalar, Hesaplamalı Akışkanlar Dinamiği ve Yapay Sinir Ağları ile Plakalı Isı Değiştirgeci Tasarımı*", 11. ULUSAL TESİSAT MÜHENDİSLİĞİ KONGRESİ VE TESKON+SODEX FUARI.

7. Genç, Y., Aradağ, S., Çelebioğlu, K., Ünver, Ö., Durlu, N. and Taşcıoğlu, Y. (2012) "*Center of Excellence for Design, Manufacturing and Performance Tests of Model Hydraulic Turbines*" 10th GCSM, İstanbul.

Hobiler

Sinema, Seyahat, Sohbet etmek



GAZİ GELECEKTİR...