

**BİR YÜKSEK SICAKLIK NÜKLEER REAKTÖRÜNÜN FARKLI
YAKITLAR KULLANILARAK NÖTRONİK ANALİZİNİN
YAPILMASI**

Özgür EROL

**DOKTORA TEZİ
MAKİNE EĞİTİMİ**

**GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**ŞUBAT 2012
ANKARA**

Özgür EROL tarafından hazırlanan "BİR YÜKSEK SICAKLIK NÜKLEER REAKTÖRÜNÜN FARKLI YAKITLAR KULLANILARAK NÖTRONİK ANALİZİNİN YAPILMASI" adlı bu tezin Doktora tezi olarak uygun olduğunu onaylarım.

Prof. Dr. H. Mehmet ŞAHİN
Tez Danışmanı, Enerji Sistemleri Mühendisliği

Bu çalışma, jürimiz tarafından oy birliği / oy çokluğu ile Makine Eğitimi Anabilim Dalında Doktora tezi olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Sümer ŞAHİN
Makine Mühendisliği, Atılım Üniversitesi

Prof. Dr. H. Mehmet ŞAHİN
Enerji Sistemleri Mühendisliği, Gazi Üniversitesi

Prof. Dr. Tahir YAVUZ
Makine Mühendisliği, Başkent Üniversitesi

Prof. Dr. Başar ŞARER
Fizik, Gazi Üniversitesi

Prof. Dr. Mustafa İLBAŞ
Enerji Sistemleri Mühendisliği, Gazi Üniversitesi

Tarih: 08/02/2012

Bu tez ile G.Ü. Fen Bilimleri Enstitüsü Yönetim Kurulu Doktora derecesini onamıştır.

Prof. Dr. Bilal TOKLU
Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

TEZ BİLDİRİMİ

Tez içindeki bütün bilgilerin etik davranış ve akademik kurallar çerçevesinde elde edilerek sunulduğunu, ayrıca tez yazım kurallarına uygun olarak hazırlanan bu çalışmada bana ait olmayan her türlü ifade ve bilginin kaynağına eksiksiz atıf yapıldığını bildiririm.

Özgür EROL

**BİR YÜKSEK SICAKLIK NÜKLEER REAKTÖRÜNÜN FARKLI
YAKITLAR KULLANILARAK NÖTRONİK ANALİZİNİN
YAPILMASI
(Doktora Tezi)**

Özgür EROL

**GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
Şubat 2012**

ÖZET

Enerjiye her geçen gün daha fazla ihtiyaç duyan dünyanın kullanabileceği temiz ve sürdürülebilir enerji kaynaklarından biriside nükleer enerjidir. Özellikle IV. nesil nükleer santrallerde farklı tipteki nükleer yakıtlarında kullanılabilmesi nükleer enerjinin ileriki yıllarda gerekliliğini artıracaktır. Yapılmış olan bu çalışmada bir Gaz Türbin - Modüler Helyum Reaktöründe (GT-MHR) alternatif yakıt kaynaklarının (Silah sınıfı plütonyum -WGrPu-, reaktör sınıfı plütonyum -RGrPu-, minör aktinidler -MA-) toryum ile karışımlarının nötronik performansları incelenmiştir. İlk basamak olarak uranyum kullanan orjinal yakıtın performansı incelenmiş ve bu yakıtın başlangıç değerine sahip efektif çoğalma katsayısı (k_{eff}) değeri saptanmıştır. Bu değere göre silah sınıfı plütonyum için %19 WGrPu - % 81 Toryum karışımının uygun olduğu, diğer tipteki yakıtların ise ilgili başlangıç k_{eff} değerine hiçbir şekilde ulaşamadığı görülmüştür. İstenen değere ulaşamayan yakıtların bazı karışımlarının (% 50 RGrPu - % 50 Toryum, %90 RGrPu - %10 Toryum ve %90 MA - %10 Toryum) nötronik performansları incelenmiştir. İnceleme için MCNP programı ile yakıtların zamana bağlı olarak yanmasını hesaplayan ve MCNP ile ORIGEN 2.2 arasında arayüz görevi gören MONTEBURNS kodu kullanılmıştır. Tüm zamana bağlı hesaplamalar k_{eff} değeri 1,05'e kadar yapılmıştır. Orijinal yakıt için çalışma süresi 475 gün ve yanma değeri 44,14 GWd/tHM olarak

bulunmuştur. Bunun yanında %19 WGrPu - %81 Toryum karışımı için yakıtın çalışma süresi 975 gün, yanma değeri ise 99,17 GWd/tHM olarak hesaplanmıştır. Diğer alternatif yakıtlar için ise çalışma süresi ve yanma değerleri sırası ile %50 RGrPu - %50 Th için 175 gün ve 17,59 GWd/tHM, %90 RGrPu - %10 Th için 1895 gün ve 174,64 GWd/tHM ve %90 MA - %10 Th için 75 gün ve 10,08 GWd/tHM olarak hesaplanmıştır.

Bilim Kodu : 708.3.015

Anahtar Kelimeler : Gaz Türbin - Modüler Helyum Reaktörü, GT - MHR, alternatif nükleer yakıtlar, nükleer reaktörler

Sayfa Adedi : 103

Tez Yöneticisi : Prof. Dr. H. Mehmet ŞAHİN

NEUTRONIC ANALYSIS of a HIGH TEMPERATURE NUCLEAR REACTOR BY USING DIFFERENT FUELS

(PhD. Thesis)

Özgür EROL

GAZİ UNIVERSITY
INSTITUTE OF SCIENCE AND TECHNOLOGY

February 2012

ABSTRACT

Nuclear energy is one of the clean and sustainable energy sources of the world, whose energy need increases every day. Especially the utilization of different types of nuclear fuels increases the reputation of the IVth Generation nuclear reactors in the future. In this study the neutronic performances of alternative fuels (Weapons grade plutonium -WGrPu-, Reactor grade plutonium -RGrPu- and Minor actinides -MA-) mixed with thorium were investigated in a Gas Turbine Modular Helium Reactor (GT-MHR). As the first step the performance of the original fuel, which uses uranium, was investigated and the initial effective multiplication factor (k_{eff}) value was calculated. According to this initial k_{eff} value, a 19% WGrPu - 81% Thorium mixture was found as the suitable mixture ratio. For the other alternative fuels it was found that none of the mixture ratios could reach the initial k_{eff} value of the original fuel. For these alternative fuels performances of three different mixture ratios (50% RGrPu - 50% Thorium, 90% RGrPu - 10% Thorium and 90% MA - 10% Thorium) were investigated. For the investigation, MCNP code was used with MONTEBURNS code, which acts as an interface between MCNP and ORIGEN 2.2 codes, was used for the time dependent calculations. All the calculations were done until the k_{eff} value reached to the 1,05 level. For the original fuel operation time was found as 475 days and burn-up value as 44,14 GWd/tHM. Nevertheless, for the 19% WGrPu - 81% Thorium mixture, the operation time

and burn-up value was calculated as 975 days and 99,17 GWd/tHM, respectively. For the other alternative fuels, operation time and burn-up value for the 50% RGrPu – 50% Th 175 days and 17,59 GWd/tHM, for 90% RGrPu – 10% Th 1895 days and 174,64 GWd/tHM and for 90% MA – 10% Th 75 days and 10,08 GWd/tHM, respectively.

Science Code : 708.3.015
Key Words : Gas Turbine - Modular Helium Reactor, GT - MHR, alternative nuclear fuels, nuclear reactors
Page Number : 103
Advisor : Prof. Dr. H. Mehmet ŞAHİN

TEŞEKKÜR

Çalışmalarım boyunca değerli yardım ve katkılarıyla beni yönlendiren hocam Prof. Dr. H. Mehmet ŞAHİN'e yine kıymetli tecrübelerinden faydalandığım hocalarım Prof. Dr. Sümer ŞAHİN, Prof. Dr. Birol KILKIŞ ve Prof. Dr. Başar ŞARER'e, bana gerek faydalandığı tecrübeleri ve gerekse tezin hazırlanması için hazırlamış olduğu altyapıdan dolayı kıymetli hocam Prof. Dr. Tahir YAVUZ'a, son olarakta bana bu uzun doktora süresince her konuda sabretmeyi başaran aileme teşekkürü bir borç bilirim.

İÇİNDEKİLER

	Sayfa
ÖZET	İV
ABSTRACT	VI
TEŞEKKÜR	VIII
ÇİZELGELERİN LİSTESİ	XI
RESİMLERİN LİSTESİ	XII
ŞEKİLLERİN LİSTESİ	XIII
1. GİRİŞ	1
1.1. Literatür Taraması	3
1.2. Amaç ve Kapsam	6
2. GT-MHR TİPİ NÜKLEER REAKTÖR	7
2.1. Güç Santrali	7
2.2. Reaktör Koruması	11
2.3. Yakıt	18
2.3.1. TRISO	19
2.3.2. Orjinal yakıt	21
2.3.3. Silah sınıfı plütonyum	25
2.3.4. Reaktör sınıfı plütonyum	27
2.3.5. Minör aktinidler	28
3. METOD	30
3.1. Teori	30
3.1.1. Yoğunluk hesabı	30

3.1.2. Nötron transport denklemi	32
3.2. Sayısal Hesaplama Yöntemi	35
3.2.1. MCNP	35
3.2.2. ORIGEN 2.2.....	37
3.2.3. MONTEBURNS.....	37
3.3. Reaktör Geometrisi.....	40
4. SAYISAL SONUÇLAR VE İRDELEME.....	47
4.1. k_{eff} Değerleri ve Uygun Karışım Oranı Seçimi	47
4.2. Çalışma Süreleri ve Yanma Değerleri	50
4.3. İzotop Miktarları.....	57
4.3.1. Toplam fisil izotop değişimi.....	57
4.3.2. Orjinal yakıt için izotop değişimi	60
4.3.3. %19 WGrPu tipi yakıt için izotop değişimi	65
4.3.4. %50 RGrPu tipi yakıt için izotop değişimi	70
4.3.5. %90 RGrPu tipi yakıt için izotop değişimi	75
4.3.6. %90 MA tipi yakıt için izotop değişimi.....	79
4.4. Nötron Spektrumu	83
5. BULGULAR VE ÖNERİLER	92
KAYNAKLAR.....	95
EKLER.....	99
EK-1. ENERJİ GRUPLARI.....	100
ÖZGEÇMİŞ	102

ÇİZELGELERİN LİSTESİ

Çizelge	Sayfa
Çizelge 2.1. GT-MHR kor tasarım parametreleri [8]	15
Çizelge 2.2. %19,797 zenginleştirilmiş uranyum bulunduran TRISO parçacığının teknik özellikleri.....	22
Çizelge 2.3. Doğal uranyum bulunduran TRISO parçacığının teknik özellikleri	22
Çizelge 2.4. Yakıt silindiri teknik özellikleri	23
Çizelge 2.5. Bor küreciklerinin teknik özellikleri	23
Çizelge 2.6. Bor silindiri teknik verileri	24
Çizelge 2.7. Yakıt oranları	27
Çizelge 4.1. Farklı yakıt - Th oranlarında alternatif yakıtların k_{eff} değerleri	49
Çizelge 4.2. Homojenize edilmiş orjinal yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları	61
Çizelge 4.3. Homojenize edilmiş %19 WGrPu tipi yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları	66
Çizelge 4.4. Homojenize edilmiş %50 RGrPu tipi yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları	71
Çizelge 4.5. Homojenize edilmiş %90 RGrPu tipi yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları	76
Çizelge 4.6. Homojenize edilmiş %90 MA tipi yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları	80

RESİMLERİN LİSTESİ

Resim	Sayfa
Resim 2.1. GT-MHR'de kullanılan yakıtın hazırlık safhaları [32]	18
Resim 2.2. Taze (solda) ve yanmış (sağda) TRISO tipi yakıt parçacıkları. [33]	21

ŞEKİLLERİN LİSTESİ

Şekil	Sayfa
Şekil 1.1. GT-MHR yakıtlar ve çıktıkları [1]	3
Şekil 1.2. Gaz ve sıvı soğutmalı reaktörlerin verimleri. [3]	4
Şekil 2.1. GT-MHR modülünün yerleşimi [12].....	7
Şekil 2.2. GT-MHR modülünün dış Görünümü [8].....	9
Şekil 2.3. Reaktör modülünün iç yapısı [8].....	10
Şekil 2.4. GT-MHR akış şeması [8].....	11
Şekil 2.5. GT-MHR korunun kesiti [8]	12
Şekil 2.6. GT-MHR reaktör kuru (yandan kesit) [8].....	13
Şekil 2.7. Standart yakıt bloğu [8]	16
Şekil 2.8. Kontrol ve yedek kapatma yakıt blokları [8]	17
Şekil 2.9. TRISO ve klasik yakıt çubuklarının dayanımları ve izotopların ömürleri [33]	19
Şekil 2.10. TRISO tipi yakıtın bölümleri [33].....	20
Şekil 2.11. a) LEU ve b) NU TRISO parçacıkları	22
Şekil 2.12. Yakıt silindiri.....	23
Şekil 2.13. Bor küreciği (B ₄ C).....	23
Şekil 2.14. Bor silindiri	24
Şekil 2.15. Orjinal yakıt için ana reaksiyonlar	25
Şekil 2.16. WGrPu - Th ana reaksiyonları	26
Şekil 2.17. RGrPu - Th ana reaksiyonları.....	28
Şekil 2.18. MA -Th ana reaksiyonları	29
Şekil 3.1. Birim hacimde Ω yönündeki nötronların gösterimi [41]	33

Şekil 3.2. a) Yansıyan ve b) beyaz sınır şartlarının düzlem, kare ve daire şeklindeki yüzeylerdeki etkileri [41]	35
Şekil 3.3. Monteburns 2.0'ın akış şeması [43]	39
Şekil 3.4. GT-MHR modelinin genel görünümü.	41
Şekil 3.5. Altıgen yakıt bloğunun kesiti.	42
Şekil 3.6. GT-MHR modelinin dikey kesiti.....	42
Şekil 3.7. GT-MHR'nin 1/6 modeli.....	44
Şekil 3.8. Reaktörün modellenmesi	45
Şekil 4.1. Farklı yakıt türleri için k_{eff} - %Yakıt grafiği	49
Şekil 4.2. Orjinal yakıt ve %19 WGrPu için k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana göre değişimi	52
Şekil 4.3. Orjinal yakıt ve %90 MA için k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana göre değişimi	54
Şekil 4.4. Orjinal yakıt ve %90 RGrPu için k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana göre değişimi	55
Şekil 4.5. Orjinal yakıt ve %50 RGrPu için k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana göre değişimi	56
Şekil 4.6. Orjinal yakıt ve %19 WGrPu için fisil malzeme miktarının zamana göre değişimi	58
Şekil 4.7. %90 MA, %50 RGrPu ve %90 RGrPu karışımları için fisil malzeme miktarının zamana göre değişimi	59
Şekil 4.8. Orjinal yakıt için yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi	62
Şekil 4.9. Orjinal yakıt için yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi	63
Şekil 4.10. Orjinal yakıt için düşük miktarda oluşan izotopların değişimi	64

Şekil 4.11. %19 WGrPu tipi yakıt için ^{239}Pu ve ^{232}Th miktarının değişimi	67
Şekil 4.12. %19 WGrPu tipi yakıt için yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi.....	68
Şekil 4.13. %19 WGrPu tipi yakıt için düşük miktarda oluşan izotopların değişimi	69
Şekil 4.14. %50 RGrPu tipi yakıt için Toryum ve yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi	72
Şekil 4.15. %50 RGrPu tipi yakıt için ^{242}Pu ve düşük miktarda oluşan izotopların değişimi.....	73
Şekil 4.16. %50 RGrPu tipi yakıt için ^{244}Cm ve düşük miktarda oluşan izotopların değişimi.....	74
Şekil 4.17. %90 RGrPu tipi yakıt için Toryum ve yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi	77
Şekil 4.18. %90 RGrPu tipi yakıt için düşük miktarda oluşan izotopların değişimi	78
Şekil 4.19. %90 MA tipi yakıt için yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi	81
Şekil 4.20. %90 MA tipi yakıt için Toryum ve düşük miktarda oluşan izotopların değişimi.....	82
Şekil 4.21. Orjinal yakıt için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği	84
Şekil 4.22. %19 WGrPu için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği	85
Şekil 4.23. %50 RGrPu için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği	86
Şekil 4.24. %90 RGrPu için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği	87
Şekil 4.25. %90 MA için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği.....	88
Şekil 4.26. Alternatif yakıtların nötron spektrumları (0,001-10 eV arası)	90
Şekil 4.27. Alternatif yakıtların nötron spektrumları (1-10 eV arası).....	91

SİMGELER VE KISALTMALAR

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

Simgeler	Açıklama
ϕ	Açısal nötron akısı
Δu	Letarji
Ω	Nötron yönü
ρ	Malzeme yoğunluğu (g/cc)
ρ_{mix}	Karışımın yoğunluğu
χ	Nötron spektrumu
\forall	Hacim
A	İzotopun atom kütlesi (g/mol)
BU	Yanma değeri
E	Nötron enerjisi (eV)
k_{eff}	Nötron çoğalma katsayısı
N	Atom yoğunluğu (atom/cc)
N_{ang}	Açısal nötron yoğunluğu
N_A	Avogadro sayısı = $0.6022 \cdot 10^{24}$ atom/mol
N_N	Nötron miktarı
RH	Reaksiyon hızı
t	zaman (sn)
v	Nötron hızı
VF	Hacim oranı
wf	Malzemenin karışımdaki kütle oranı

Kısaltmalar**Açıklama****BWR**

Kaynar Su Reaktörü

FBP

Yanabilen Zehirler

GT-MHR

Gaz Türbin – Modüler Helyum Reaktörü

GA

General Atomics

HWR

Ağır Su Reaktörü

IAEA

Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı

IPyC

İç Payrokarbon

LEU

Düşük zenginleştirilmiş uranyum

LWR

Hafif Su Reaktörü

MA

Minör Aktinid

NU

Doğal Uranyum

OPyC

Dış Payrokarbon

PWR

Basıncılı Su Reaktörü

RGrPu

Reaktör Sınıfı Plütonyum

WGrPu

Silah Sınıfı Plütonyum

1. GİRİŞ

Kısıtlı enerji kaynaklarının güvenilir ve çevreye uyumlu bir şekilde kullanımı günümüz ekonomilerinin karşısına çıkan önemli bir sorundur. Bu nedenle yeni enerji kaynaklarının araştırılması bilim adamlarının uzun zamandır üzerinde çalıştığı konulardan birisidir.

Bu enerji kaynaklarından en önemlisi, karbon salım miktarı en düşük mertebede olan enerji kaynaklarından birisi olan nükleer enerjidir. Nükleer enerji, fosil yakıtlarla kıyaslandığında daha küçük hacimlerde daha büyük enerji potansiyelini içerisinde barındırırken fosil yakıtların sahip olduğu yüksek karbon salımı değerleri ile karşılaştırıldığında sıfır karbon salımına sahip olduğu söylenebilir. Bunun yanında nükleer enerji, yenilenebilir enerji kaynaklarına kıyasla daha büyük miktarda enerjiyi günün her saati aynı miktarda hizmete sunma imkânına sahiptir.

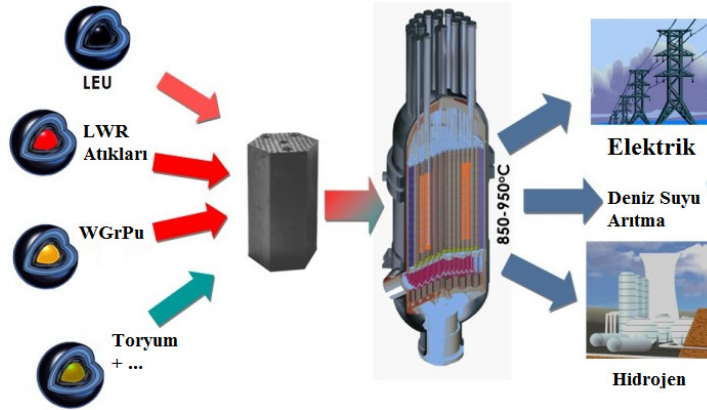
Klasik nükleer santrallerde, fosil yakıtlarla çalışan termik santrallere benzer şekilde reaktördeki enerjiyi alan akışkan olarak (ara akışkan) su kullanılmaktadır. Kaynar Su Reaktörleri (BWR), Hafif Su Reaktörleri (LWR) ve Ağır Su Reaktörleri (HWR) reaktörden ara akışkan olarak su kullanan nükleer santrallere örnektir. Bu nükleer santraller, enerji üretiminde fosil yakıt kullanan santrallerin çalışmasına benzer bir sistemi kullanmasına rağmen kullanılmakta olan enerji kaynağı fosil yakıt olmadığından dolayı karbon salım değerleri sıfırdır. Ancak bu tip reaktörlerde çalışma prensiplerinden kaynaklanan ve potansiyelini tam olarak kullanmamıza engel olan bazı kısıtlar bulunmaktadır. Ara akışkan olarak su kullanan reaktörlerde kullanılan su, (BWR tipi reaktörler dışında) kaynamasını engelleyecek kadar yüksek bir basınç altında yakıt çubuklarının arasından geçirilerek reaktör soğutulmakta ve bu sayede yakıt çubuklarında üretilen ısı enerjisi reaktörden alınmaktadır. Basınç altındaki bu akışkanın sahip olduğu bu enerji, bir ısı değiştiricisinin içerisindeki suyu buhar haline getirmek için kullanılır. Bu nedenle türbinlere giren buharın sıcaklık değerinden dolayı santralin verimi de düşüktür. Verimdeki bu düşük seviye bilim

adamları ve mühendisleri verim artırıcı yöntemler izlemeye sevk etmiştir. Verim artırıcı yöntemlerden en önemlilerinden birisi ara akışkanın cinsinin değiştirilmesidir.

Akışkan olarak bir gaz kullanıldığında daha yüksek sıcaklıklara güvenli bir şekilde çıkılabilmekte ve santralin verimi artırılabilir. Bunun yanında akışkandaki kaynamadan doğabilecek ısı transferi düzensizlikleride gaz kullanımı sayesinde engellenmektedir. Bu tip reaktörlere en yeni örneklerden biriside Gaz Türbin – Modüler Helyum Reaktörüdür (GT-MHR). GT-MHR tipi reaktörler ve bu reaktörlerde kullanılan TRISO parçacıklarından oluşan yeni tip yakıtlar sayesinde nükleer enerjinin daha güvenli ve daha yüksek verimlilikte enerji üretebilmesinin yolu açılacaktır. Bunun yanında elde edilen ilave enerji ile hidrojen üretiminden ısıtmaya kadar pek çok ek fayda da sağlanacaktır (Şekil 1.1).

Bu tez çalışması ile GT-MHR’nde kullanılması planlanan klasik uranyum tipi yakıtın performansı ve bu tip yakıtın yerine alternatif olarak kullanılabilir olan yakıtların toryum ile yapabilecekleri karışımların nötronik performansları incelenmiştir. Alternatif yakıt olarak silah sınıfı plütonyum (WGrPu), reaktör sınıfı plütonyum (RGrPu) ve minör aktinidler (MA) kullanılmıştır.

Denenmiş olan yakıtların nötronik performansları ve bu performansın zamana bağlı hesaplamaları MCNP5 1.4, Monteburns 2.0 ve ORIGEN 2.2 kullanılarak yapılmıştır. Nötronik analizi içeren bu çalışmada sıcaklık etkileri ile kaza durumları incelenmemiştir.



Şekil 1.1. GT-MHR yakıtlar ve çıktıları [1]

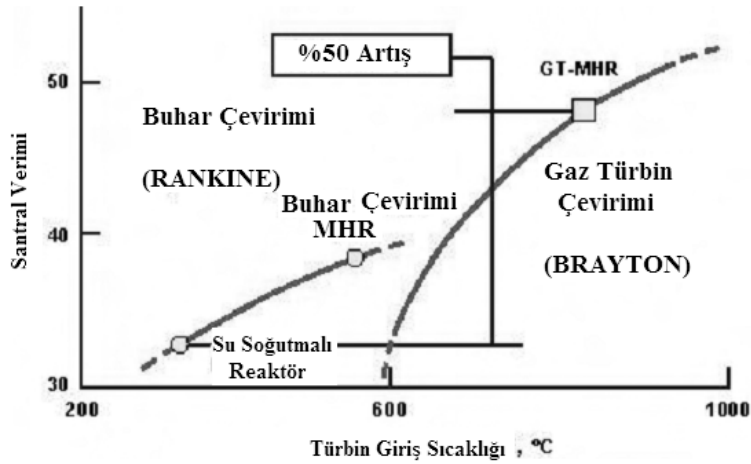
1.1. Literatür Taraması

Ara akışkan olarak gazı kullanan reaktörlere ilk örnek 1966'da Philedelphia Electric firması tarafından devreye sokulan Peach Bottom I nükleer reaktörüdür. Bu reaktörün özelliği ilk yüksek sıcaklık gaz reaktörü (HTGR) olmasıdır [2]. Peach Bottom I'i helyum soğutuculu grafit yavaşlatıcılı reaktörlerden olan ve 1989'a kadar işletmede kalan Fort St. Vrain ve THTR reaktörleri izlemiştir.

Şekil 1.2'de ara akışkan olarak sıvı kullanan reaktörler ile gaz kullanan reaktörlerin arasındaki verim farkları bir grafik ile göz önüne konulmuştur. LaBAR'ın [3] yapmış olduğu bu çalışmada su kullanan reaktörler ile gaz kullanan reaktörlerin verimleri arasındaki farkın %50'ye kadar çıkmakta olduğu görülmektedir.

Gaz kullanan reaktörler sayesinde çıkış sıcaklıklarında herhangi bir kısıtlama olmamakta ve bu yüksek enerjili akışkanın sadece enerji üretiminde değil, deniz suyunun arıtılarak tatlı su elde edilmesi veya çevre ısıtması gibi alanlarda kullanımında sağlanmaktadır. Gazın taşıdığı bu ilave ısı kaynağının kullanımı ile ilgili olarak çeşitli çalışmalar yapılmıştır. Yari ve Mahmoudi [4] ile Dardour ve arkadaşlarının [5] yapmış olduğu çalışma buna örnek olarak verilebilecek çalışmalardır. Yari ve Mahmoudi 'nin çalışmasında enerji eldesi sırasında atıl haldeki

ısı iki adet Rankine çevrimi ile kullanılmaya çalışılmış, Dardour ve arkadaşlarının yapmış olduğu çalışmada ise bu atık ısının deniz suyunun tuzdan arındırılmasında kullanımı incelenmiştir.



Şekil 1.2. Gaz ve sıvı soğutmalı reaktörlerin verimleri. [3]

Yukarıda sayılan nedenler ve daha önceki HTGR'lerden elde edilen tecrübelerden yola çıkarak General Atomics (GA) firması Gaz Türbin-Modüler Helyum Reaktörünün (GT-MHR) tasarımlarına başlamıştır. LaBar ve arkadaşlarının yapmış olduğu çalışmada bu reaktörün elektrik üretimindeki durumu incelenmiştir [6].

1990'da General Atomics tarafından başlatılan GT-MHR tasarımına 1994'de Minatom (Rusya) firması katılmıştır. İki firmanın birlikte devam ettirdiği projeye ilerleyen senelerde Framatome (Fransa) ve Fuji Electric (Japonya) firmaları da katılacaktır. Framatome bu projeden kazandığı deneyimi kullanarak yüksek sıcaklık reaktörü tasarımlarına devam etmiştir. Gauthier ve arkadaşları [7] yapmış oldukları bir çalışmada Framatome'da yapılmakta olan yüksek sıcaklık reaktörü çalışmalarına değinmişlerdir.

General Atomics firması 1995 senesinde hazırlamış olduğu bir raporda GT-MHR tipi bir nükleer reaktörün konsept tasarımını yapmıştır [8]. Bu raporda GT-MHR'nin gelişimi ve konsept tasarımı ile ilgili geniş bilgiler ile GT-MHR'yi oluşturan iki ana

ünitenin (reaktörün ve enerji dönüşüm biriminin) ayrıntılı anlatımları, yakıt tanımları, santral çalıştırma ve güvenlik bilgileri gibi bilgiler verilmektedir.

GT-MHR tipi reaktörün tasarım amaçlarından biriside sökülmiş olan nükleer silahlardan elde edilen silah sınıfı plütonyumun barışçıl amaçlarla kullanılarak yok edilmesidir. Bu tip plütonyumun ve diğer alternatif yakıtların yakılması konusunda da pek çok araştırma yapılmıştır. Kujiper ve arkadaşları [9] LWR tipi reaktörlerin atıklarının ayrıştırılması ile elde edilen minor aktinitler ile plütonyumun HTR-N ve GT-MHR tipi reaktörlerde yakımını incelemişlerdir. Kodochigov ve arkadaşlarının [10] yapmış olduğu çalışmada silah sınıfı plütonyumun bu reaktörde yanmasının zamana göre değişimi farklı kodlar bir arada kullanılarak (MONTEBURNS, MCNP 5, ORIGEN 2.1 gibi) incelenmiştir. Farklı kodlarla yapılmış olan çalışmalardan bir başkasıda Talamo'nun yaptığı çalışmadır [11]. Bu çalışmada aynı MCNP geometrisi ve kütüphanelerini kullanan iki ana Monte Carlo kodu olan MCB ve MONTEBURNS'den alınmış olan sonuçlar karşılaştırılmıştır. Yine Kodochigov ve arkadaşlarının yapmış olduğu çalışmalarda değişik yakıt karışımlarında GT-MHR tipi reaktörlerin çalışma performansı incelenmiştir [12,13]. Talamo'nun yapmış olduğu bazı çalışmalarda da farklı yakıtların GT-MHR'deki performansları incelenmiştir [14-21]. Ayrıca Talamo, MCB kodunu kullanarak reaktörde kullanılan TRISO tipi yakıt parçacıklarının yanmasını ve PANAMA kodunu kullanarak bu parçacıkların performanslarını incelemiştir [22]. Zakova ve Talamo'nun bir başka çalışmasında ise MONK ve MCNP kodları kullanılmış ve bu kodlarla reaktörün kritiklik değerleri incelenmiştir [23]. Lee ve arkadaşlarının IAEA'nın gaz soğutmalı reaktör programı kapsamında yapmış olduğu benzeri bir çalışmada da reaktör performansları HELIOS/MASTER ve MCNP kodları karşılaştırılarak incelenmiştir [24]. GT-MHR üzerine yapılan pek çok çalışmada reaktörde yakılabilir bir zehir olan erbiyum kullanılmaktadır. Talamo, yapmış olduğu çalışmada 6 yıl boyunca çalışmış olduğu varsayılan bir reaktörde yakılabilen bir zehir olan erbiyum (^{167}Er) ile kontrol çubuklarının etkilerini incelemiştir [25], bir diğer çalışmasında ise sekiz farklı zehirin reaktör üzerindeki etkilerine (B, Cd, Er, Eu, Gd, Dy, Hf, Sm) bakmıştır [26].

Kaza durumları içinde bazı çalışmalar yapılmıştır. Ball, PBMR ve GT-MHR tipi reaktörler için değişik kaza senaryoları incelenmiştir [27]. Yine Ball, Richards ve Shepelev'in yapmış olduğu bir başka çalışmada ise PBMR ve GT-MHR için sisteme hava girmesi durumu (air ingress) kazaları için hassasiyet analizleri yapılmıştır [28]. Texas A&M Üniversitesinde yapılmış olan bir yüksek lisans tezinde [29] Cocheme soğutucu kaybı (loss-of-coolant) ve akış kaybı (loss-of-flow) kaza durumları için bir termal hidrolik kodu olan RELAP5-3D/ATHENA kullanılarak simülasyonlar yapılmış ve pasif soğutma sistemi incelenmiştir. Reaktör soğutması için yapılan çalışmalardan biriside Thielman ve arkadaşlarının yapmış olduğu optimizasyon çalışmasıdır [30].

Gaz Türbin-Modüler Helyum Reaktöründe üretilen ısı helyum tarafından alındıktan sonra enerji üretimi için reaktörün ikinci kısmını oluşturan bir enerji dönüşüm sistemine gelir. Buradaki enerji dönüşümü gaz türbinleri sayesinde yapılmaktadır. Kostin ve arkadaşlarının yapmış olduğu bir çalışmada bu reaktör için alternatif enerji dönüşüm birimleri incelenmiştir [31].

1.2. Amaç ve Kapsam

Yapılmış olan bu çalışma ile Gaz Türbin - Modüler Helyum Reaktörlerinde kullanılacak olan uranyum dışındaki alternatif yakıtların toryum ile birlikte kullanımından doğan performansları orjinal yakıt ile karşılaştırılmıştır. Toryum-alternatif yakıt karışım oranları orjinal yakıtın bir performans kriteri olan nötron çoğalma katsayılarına bakılarak seçilmiş ve bu performans kriterine ulaşamayan yakıtlar için örnek toryum-yakıt karışım oranlarıda çalışmanın içerisine katılmıştır. Seçilen yakıt-toryum karışım oranları ile orjinal yakıtın performansları zamana bağlı olarak incelenmiş ve seçilmiş olan alternatif yakıtların bir GT-MHR'nde kullanım imkanları incelenmiştir. Literatürde daha önce bu tip bir reaktör için orjinal yakıtı baz alan alternatif yakıt-toryum oranının belirmesi yönünden özgün bir çalışmadır.

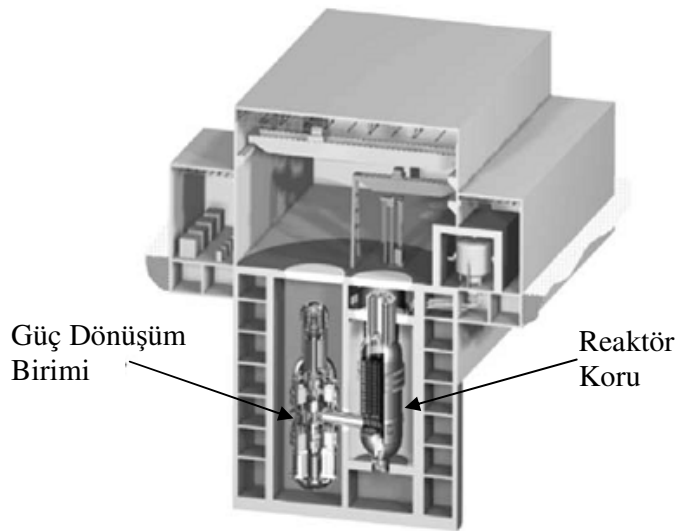
2. GT-MHR TİPİ NÜKLEER REAKTÖR

Bu bölümde GT-MHR tipi bir reaktörün ve bu reaktörün çalıştığı santralin genel bir tanıtımı yapılmaktadır. General Atomics, 1995 yılında yapmış olduğu çalışmada [8] GT-MHR tipi bir reaktör ve bu reaktörün güç sağladığı santral ile ilgili ayrıntılı bir çalışma sunulmuştur.

2.1. Güç Santrali

GT-MHR tipi reaktörlerini ihtiva eden güç santrali 181 hektarlık bir alana yayılmış dört adet güç üretim modülü ile destek yapılarından oluşmaktadır. Radyonüklidlerin ve güvenlik ile ilgili olan sistemlerin yerleştirilmiş olduğu bölüm “Nükleer Ada” olarak adlandırılır ve fiziksel ve fonksiyonel olarak santralin diğer kısımlarından ayrılır.

Her bir reaktör modülü Şekil 2.1'de gösterildiği gibi güçlendirilmiş betondan inşa edilmiş bir binanın içerisine ve yeraltına yerleştirilir.

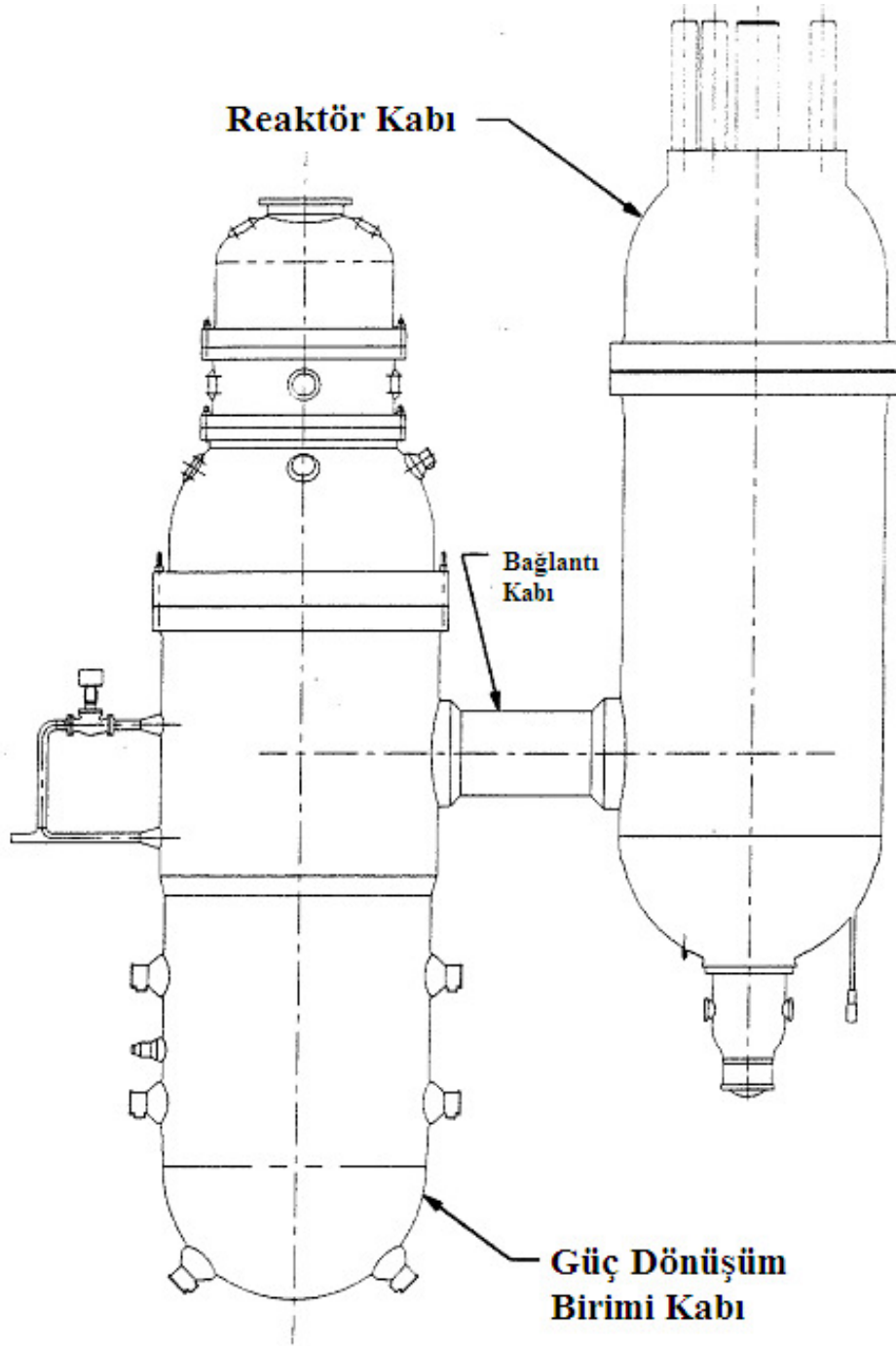


Şekil 2.1. GT-MHR modülünün yerleşimi [12]

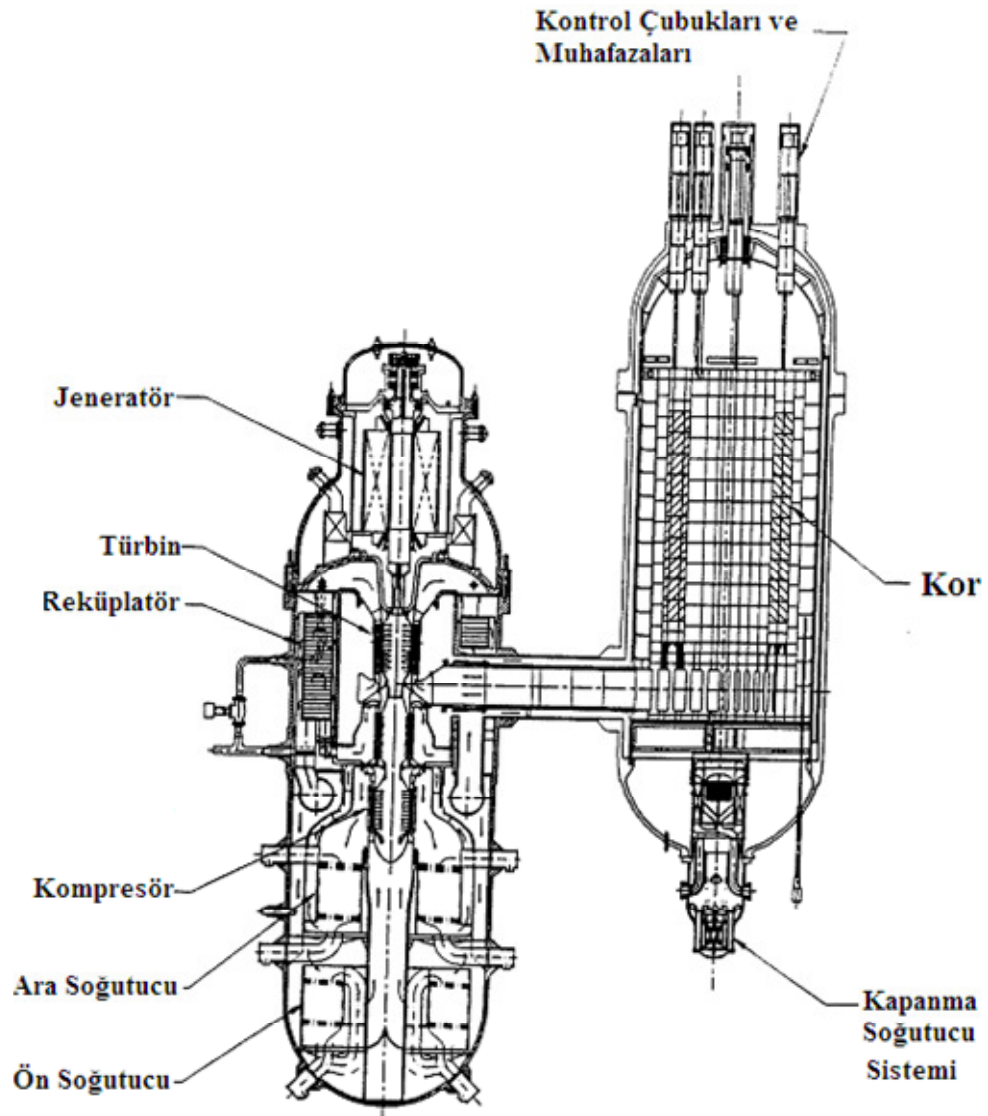
Binaya yerleştirilen reaktör Şekil 2.2'deki gibi iki adet silindirik kabın birbirine bağlanması ile oluşturulan bir geometriye sahiptir. Her bir reaktör modülü, yakıtın yandığı bir reaktör kuru ile kordan aldığı ısıyı enerjiye çevirecek olan bir güç dönüşüm biriminden oluşmaktadır. Bu iki bölüm ayrı birer çelik kap içerisine yerleştirilmiş olup bu iki bölüm birbirlerine bir geçiş kanalı (bağlantı kabı) ile bağlıdır. Reaktörde kullanılan helyum, reaktör korundan aldığı ısıyı güç çevrim ünitesine bu geçiş kanalı yoluyla taşıyarak ısı enerjisinin gaz türbinleri yardımıyla elektrik enerjisine dönüşmesini sağlar.

Şekil 2.3'de reaktörün ve güç dönüşüm ünitesinin dikey kesiti verilmektedir. Kesit resminde nükleer reaktör ve güç ünitesinin iç yapıları verilmektedir. Bu yapıların şematik gösterimi ise Şekil 2.4'te görülebilir. Şekle göre reaktör korundan çıkan helyum 848 °C sıcaklık ve 6,91 MPa basınçtaki helyum gaz türbine girer ve buradan 510 °C sıcaklıkta ve 2,56 MPa basınçta çıkar. Türbinden çıkan gaz, altı paralel reküplatöre girer ve sahip olduğu ısıyı reküplatörün soğuk kısmında bulunan ve kora gitmekte olan helyuma vererek sıcaklığı 128 °C'a kadar düşer. Ön soğutucu ile de bu sıcaklık 26 °C'a düşürülür. 2,51 MPa basınçta çıkan akışkan aralarında bir ara soğutucu bulunan iki basamaklı bir kompresör sistemine girer. Birinci basamakta basınç 2,51 MPa'dan 4,26 MPa'a çıkar. Ön soğutucuda 27 °C'a soğutulan akışkan ikinci basamakta 7,08 MPa basınca ve 107 °C sıcaklığa ulaşır. Reküplatör yardımı ile soğutucu akışkan 448 °C sıcaklığa çıkar ve reaktör korunun alt kısmındaki odadan soğutucu kanallarına girerek reaktör korunda üretilen ısıyı çekerek döngüyü devam ettirir.

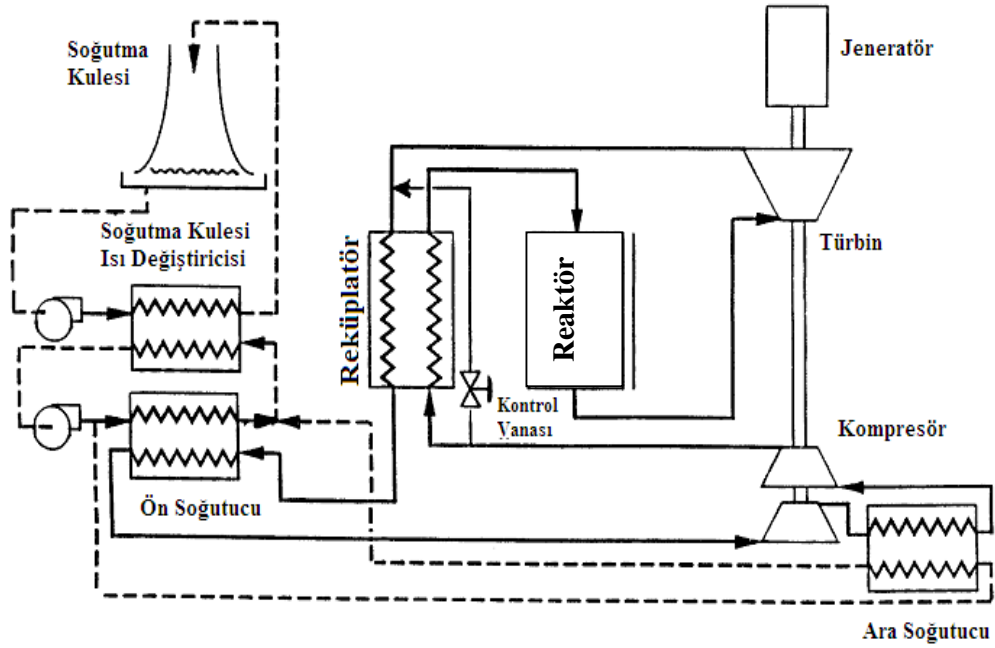
Bu yolla GT-MHR tipi reaktörü kullanan bir nükleer santral % 46,3 verim ile 278 MW_e elektrik üretimini sağlamış olur.



Şekil 2.2. GT-MHR modülünün dış görünümü [8]



Şekil 2.3. Reaktör modülünün iç yapısı [8]



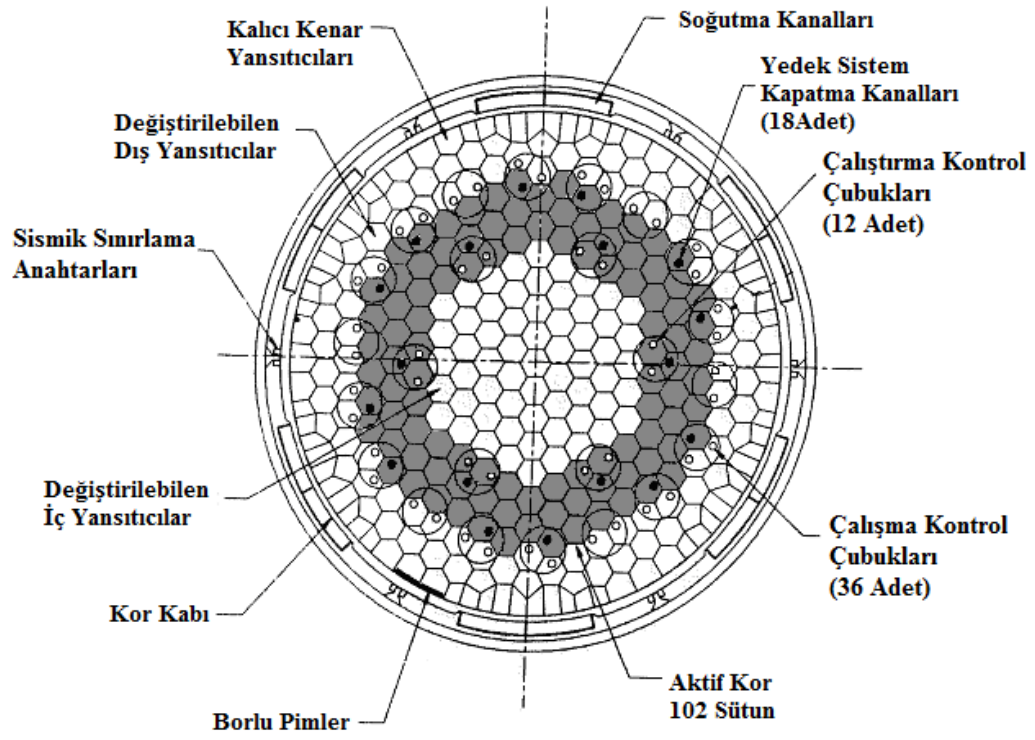
Şekil 2.4. GT-MHR akış şeması [8]

2.2. Reaktör Kuru

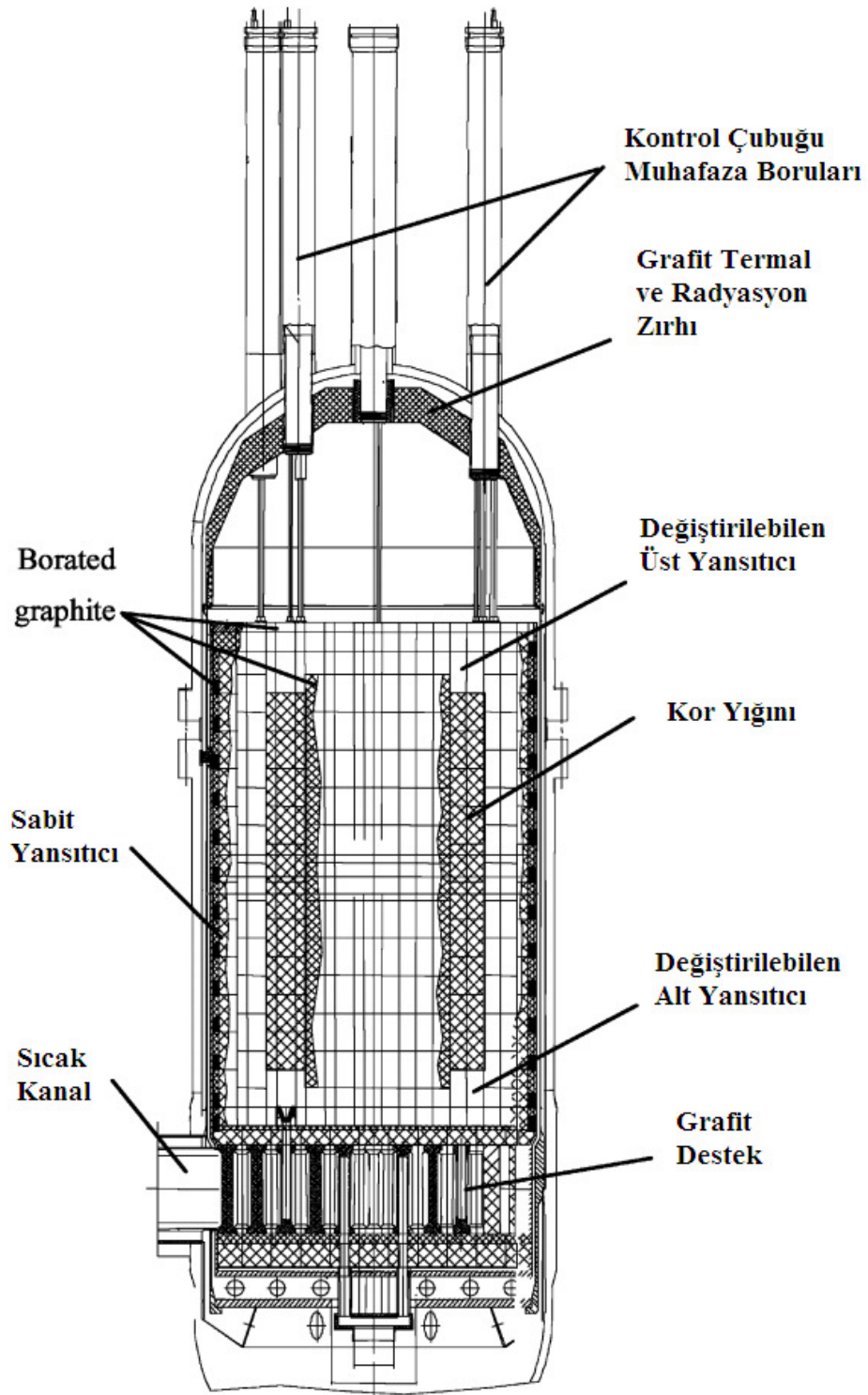
Reaktör kuru, nükleer tepkimenin oluştuğu ve bu tepkime sonucunda açığa çıkan ısıнын iş yapan akışkan tarafından alındığı bölümdür.

GT-MHR tipi bir reaktör helyum soğutuculu ve grafit yavaşlatıcılı bir reaktördür. Kor, altıgen yakıt ve yansıtıcı blokları, hazne elemanları, nötron kaynakları ile reaktivite kontrol malzemelerinden oluşmaktadır.

Yatay kesiti Şekil 2.5'de verilen GT-MHR tipi reaktörün tasarımı $600 \text{ MW}_{\text{th}}$ gücü $6,6 \text{ MW/m}^3$ güç yoğunluğunda verebilecek şekilde yapılmıştır. Şekil 2.6'da verildiği gibi kor, grafit destekler üzerinde bulunan değiştirilebilir alt yansıtıcının üzerinde bulunan $10'$ arlı bloklar halinde bulunmaktadır. Bu blokların alt ve üst kısımları grafit kapaklar vasıtası ile kapatılmıştır.



Şekil 2.5. GT-MHR korunun kesiti [8]



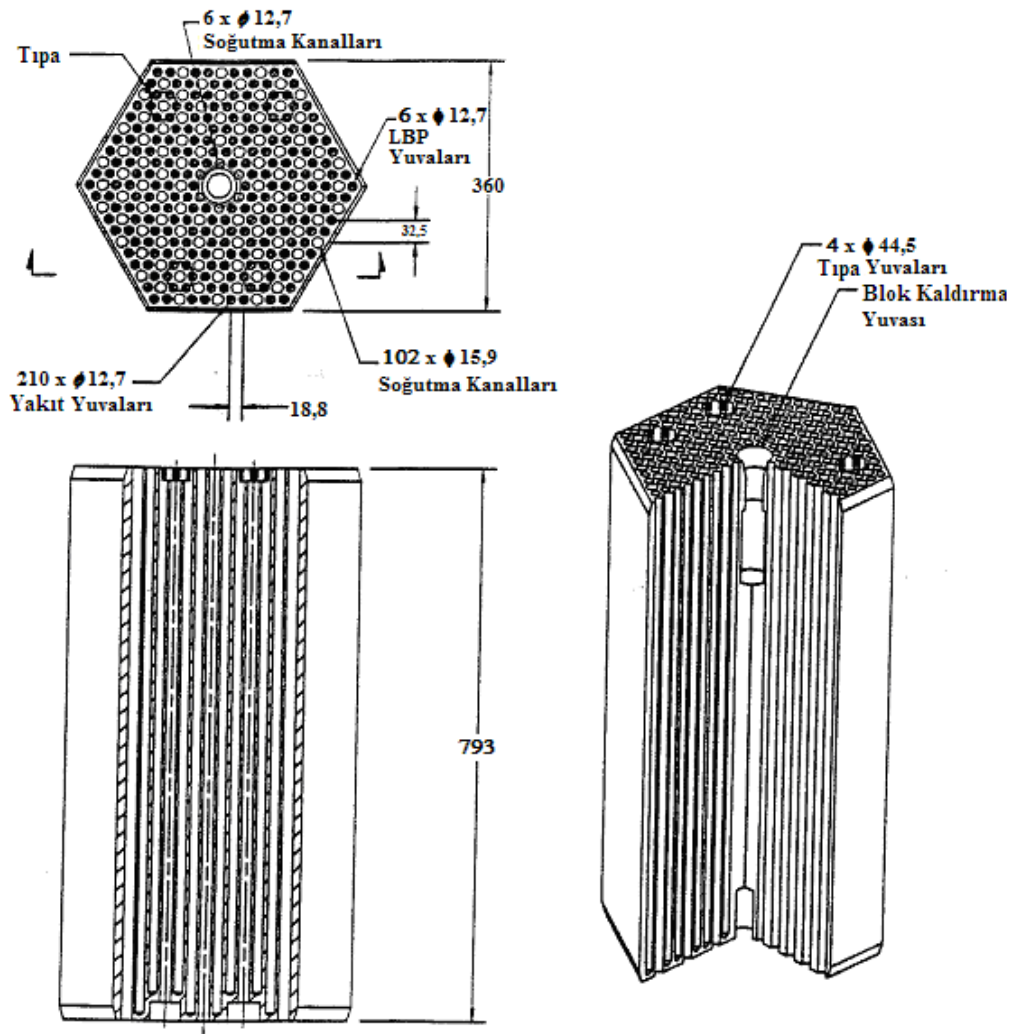
Şekil 2.6. GT-MHR reaktör koru (yandan kesit) [8]

Yukarıda bahsedilen altıgen grafit blokların çeşitleri ve dizilimi yukarıdaki şekilde verilmektedir (Bkz. Şekil 2.5). Karşılıklı iki düz kenarının uzunluğu 36 cm olan bu blokların (Şekil 2.7 ve 2.8) 10 adedinin yüksekliği 7,9 m'dir. Kordaki aktif olan bloklar, yakıt silindirleri için yuvalar, ve soğutma kanalları için ise boydan boya kanallar ihtiva etmektedir. Toplam sayıları 102 olan bu aktif bloklar üç halka halinde kor içerisine yerleştirilmiştir. Bu halkaların iç ve dış kısımları altıgen grafit bloklar ile çevrilmiştir. Aktif bloklardan 18 tanesi kapatma için kullanılacak olan malzemelerin yerleşeceği kanallara sahiptir. Aynı zamanda 12 adet aktif blok ile 36 adet dış yansıtıcı blok kontrol çubukları için kanallar ihtiva etmektedir. 36 adet kontrol çubuğu dış yansıtıcıda yerleşmiş durumdadır. 12 adet olan başlatma kontrol çubukları ise korun içerisinde bulunur ve reaktör kritik hale gelmeden önce kordan dışarı çekilir.

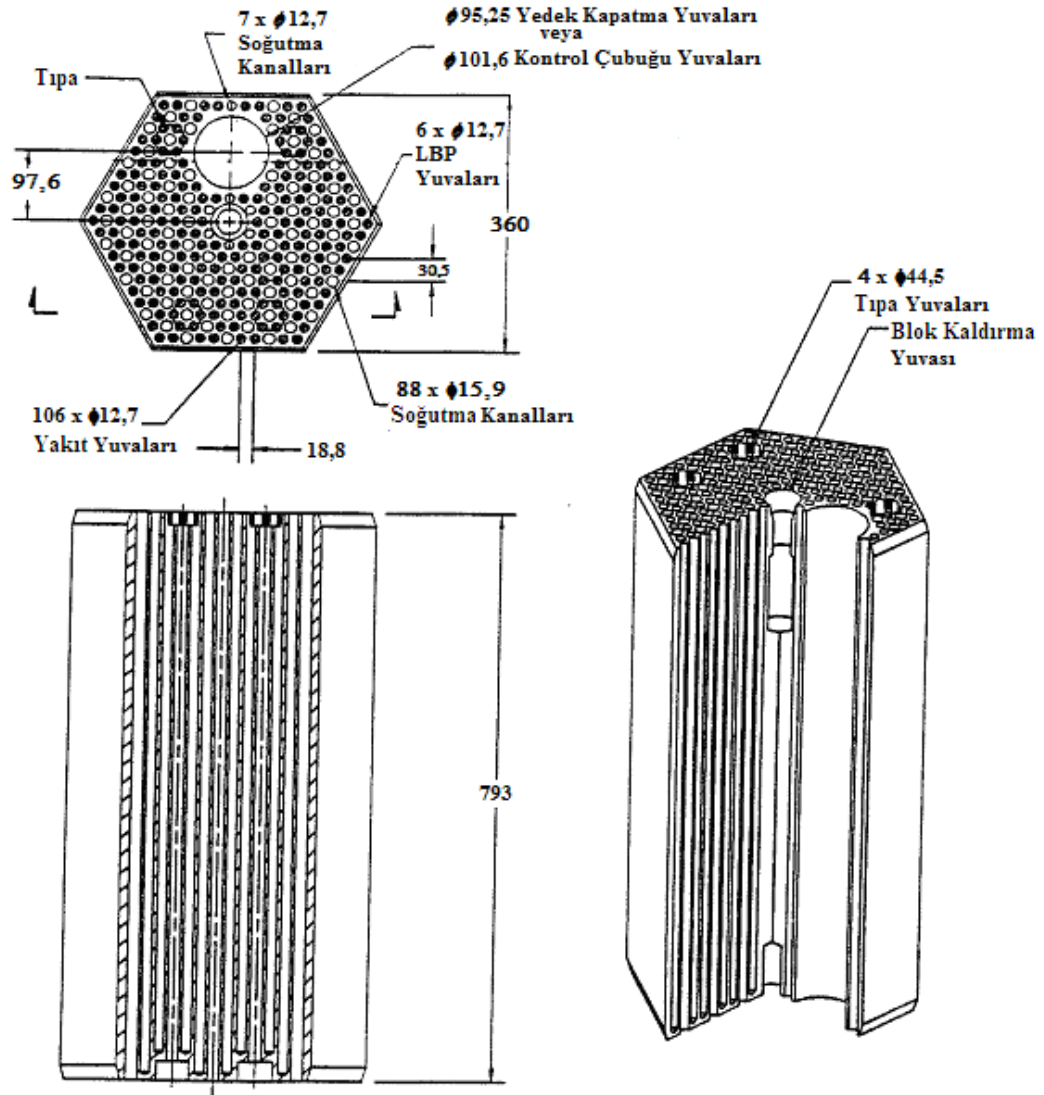
Kor ile ilgili tasarım parametreleri Çizelge 2.1'de verilmiştir [8]. Bu çizelgede verilmiş olan çalışmada kullanılan yakıt, GA'in tasarımını yapmış olduğu %19,8 zenginleştirilmiş ve doğal uranyumun bir karışımı olan yakıttır. Yakıtın yerleştirildiği altıgen blokların yapıları Şekil 2.7 ve 2.8'de verilmektedir. Burada üç tip yakıt bloğu bulunmaktadır. Bunlardan birincisi, yakıtın ve soğutma kanallarının bulunduğu yakıt bloğu, ikinci ve üçüncüsü ise sırasıyla yakıt yuvaları ve soğutma kanallarının yanında gerektiğinde kullanılmak üzere yedek kapatma malzemesinin ve yakıt çubuklarının yerleştirileceği bölümlerin bulunduğu yakıt bloklarıdır. Yakıt, altıgen bloklara silindir haline getirilmiş parçalar (yakıt silindirleri) halinde yüklenir. Yakıtın bu şekli ve yakıt yapısı ile ilgili bilgiler Bölüm 2.3'de incelenmektedir.

Çizelge 2.1. GT-MHR kor tasarım parametreleri [8]

Kor Gücü, MW_{th}	600
Kor Sütun Sayısı	102
Güç Yoğunluğu, MW/m^3	6,6
Altıgen Yakıt Elemanı Boyutları, m	
Düz Yüzeyler Arası Mesafe	0,36
Yükseklik	0,79
Efektif Aktif Kor Çapı, m	
İç	2,96
Dış	4,83
Aktif Kor Yüksekliği, m	7,93
Yakıt Elemanı Sayıları (10/Sütun)	
Standart	720
Kontrol	120
Yedek Kapatma	180
Kontrol Çubuğu Sayıları	
İç Yansıtıcı	0
Kor içi	12
Dış Yansıtıcı	36
Fisil Malzeme (%19,8 zenginleştirilmiş U)	$UC_{0,29}O_{1,63}$
Fertil Malzeme (Doğal U)	$UC_{0,29}O_{1,63}$



Şekil 2.7. Standart yakıt bloğu [8]



Şekil 2.8. Kontrol ve yedek kapatma yakıt blokları [8]

2.3. Yakıt

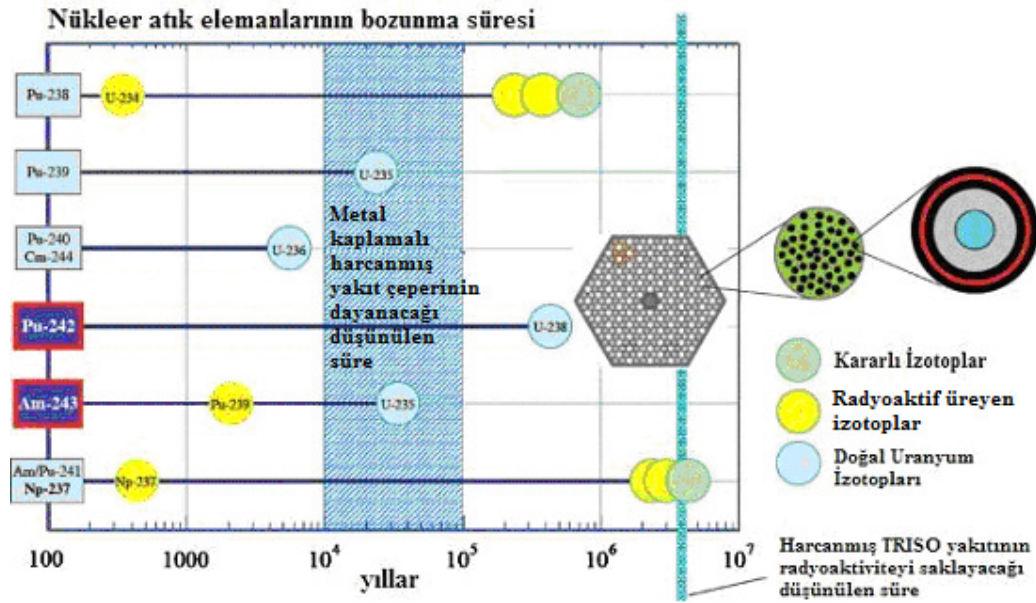
GT-MHR tipi reaktörlerde kullanılmakta olan yakıtlar TRISO parçacıkları şeklinde paketlenmiş yakıt küreciklerinden oluşmaktadırlar. Bu kürecikler belirli oranlarda grafit matris (shim) ve karbon bağlayıcılar ile karıştırılarak yakıt bloklarına konmak amacıyla yakıt silindirleri (FC) haline getirilir. Yakıt silindirleri ise altıgen yapıdaki grafit yakıt bloklarına (bkz. Şekil 2.7 ve 2.8) yerleştirilirler. Bu yakıt blokları reaktör kalbinin içerisine yerleştirilerek reaktör işletilmeye hazır hale getirilir. Resim 2.1'de yakıtın TRISO parçacıklarından başlayarak grafit silindire kadar olan safhalarının bir görüntüsü verilmektedir.



Resim 2.1. GT-MHR'de kullanılan yakıtın hazırlık safhaları [32]

2.3.1. TRISO

GT-MHR tipi reaktörün ana yakıt kaynağı küre şeklinde üretilmiş olan tristructural-isotropic (TRISO) tipi yakıttır. TRISO tipi yakıtlar yüksek güvenlik özelliklerine sahip yakıtlardır ve yanmış bir yakıtı içerisinde milyonlarca yıl güvenli bir şekilde tutabilmektedir. Klasik yakıt çubuklarının aksine bu tip yakıt etrafı grafit ve silikon karbür ile çevrili bir zarf içerisinde bulunmaktadır. Şekil 2.9'da da görüldüğü üzere TRISO'nun dış çeperinin dayanma süresi klasik metal kaplamalı yakıt çubuklarından çok daha uzundur. Klasik çubukların zırhlarının dayanımının 10.000-100.000 yıl arasında olduğu düşünülürken TRISO dış kaplamasının 4.000.000 yıldan çok daha uzun olduğu tahmin edilmektedir. Bu süre zarfında yakıt içerisinde oluşan izotoplar TRISO'nun dışına çıkamamakta ve en uzun ömürlü olan izotop dahi kararlı hale geçmektedir. Bu zarf ile birlikte TRISO toplamda beş bölümden oluşmaktadır [33].



Şekil 2.9. TRISO ve klasik yakıt çubuklarının dayanımları ve izotopların ömürleri [33]

Şekil 2.10'da da gösterildiği üzere yakıtın en iç kısmı, fisil yakıtın bulunduğu çekirdek (Kernel) bölgesidir ve bu bölgede karbür, oksikarbür veya oksit formunda nükleer yakıt bulunmaktadır.

İkinci bölge düşük yoğunluklu pirolitik karbondan oluşmakta olan tampon (Buffer) bölgesidir. Tampon bölgesindeki pirolitik karbon daha düşük yoğunlukta ve içerisinde boşluklar olan bir yapıya sahiptir. Bu boşluklar sayesinde tampon, çekirdek içerisindeki oluşacak tepkimelerden doğan genleşmeler ve gaz oluşumlarını soğurarak iç basıncın artmasını engellemektedir.



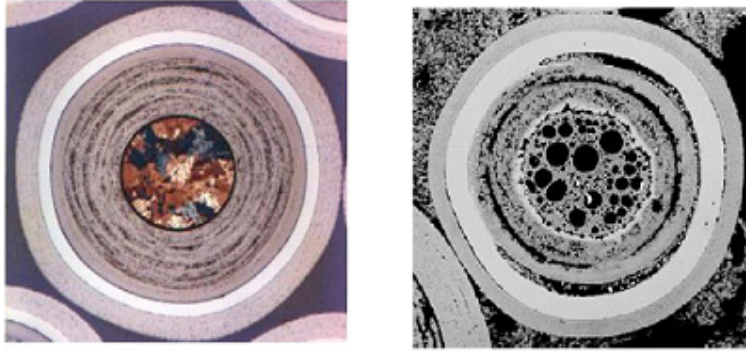
Şekil 2.10. TRISO tipi yakıtın bölümleri [33]

Tampon bölgesinin dışı üç adet katmandan oluşur. Bunlar iç pirolitik karbon (IPyC), silikon karbür (SiC) ve dış pirolitik karbon (OPyC) tabakalarıdır.

SiC tabaka yakıt parçacığı üzerinde basınç kabı olarak görev yapan ana tabakadır. Çekirdekte gaz oluşumu veya başka kaynaklardan doğan gerilimlere dayanan ve metal fisyon ürünleri ile gazların difüzyonunu engelleyen bölümde burasıdır. Bu bölümün yanında pirolitik karbon (PyC) tabakalar, yakıt yanarken silikon karbür tabakayı dışarıdan veya içeriden gelebilecek olan kimyasal etkilerden korur ve fisyon ürünlerinin dışarıya çıkmasını engeller.

Yukarıda görevleri verilmekte olan katmanlar sayesinde TRISO tipi yakıtlar reaktör dışında bile güvenli sayılabilen yakıtlar olarak kabul görmektedir ve saklama koşulları bilinen yanmış yakıtların saklama koşullarından çok daha düşük seviyede

güvenlik gerektirir. Resim 2.2 modüler helyum soğutmalı bir reaktörde kullanılan TRISO parçacığının bu reaktöre girmeden önce ve yandıktan sonraki durumlarını göstermektedir. Burada dış kabın zarar görmediği açıkça görülebilmektedir.



GENERAL ATOMICS

Resim 2.2. Taze (solda) ve yanmış (sağda) TRISO tipi yakıt parçacıkları. [33]

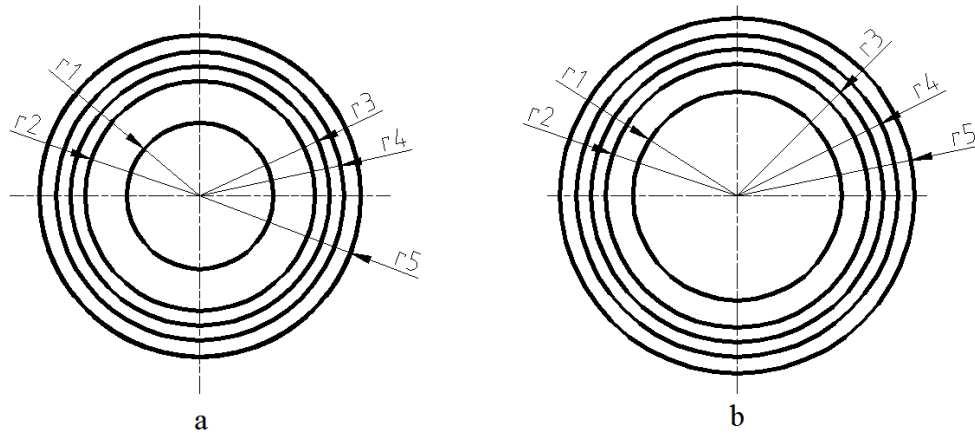
2.3.2. Orjinal yakıt

Orjinal yakıt GA'in kullandığı %19,797 oranında düşük zenginleştirilmiş uranyum (LEU) ile doğal uranyum (NU) ihtiva eden iki farklı TRISO parçacığının belirli oranlarda bir araya getirilerek yakıt silindirleri halinde paketlendiği şeklindedir.

Bu yakıtta kullanılmakta olan TRISO parçacıklarının boyutları LEU ve NU tipi yakıt için farklılık göstermektedir. Şekil 2.11 ve Çizelgeler 2.2 ve 2.3'de bu parçacıklar ile ilgili olarak gerekli teknik veriler verilmektedir. Orjinal yakıtta bahsedilen küreciklerden 4557 adet LEU, 1371 adet NU içeren kürecik kullanılmakta ve bu kürecikler grafit bağlayıcılar ile birbirine bağlanarak yakıt silindirleri oluşturulmaktadır. Yakıt silindirleri ile ilgili teknik veriler Şekil 2.12 ve Çizelge 2.4'de verilmektedir.

Yakıt silindirlerinin yanında reaktördeki altıgen blokları kontrol edebilmek amacıyla zehirler (FBP) kullanılmaktadır. Bor karbür şeklindeki bu zehirler TRISO

parçacıkları gibi bir grafit zarf içerisinde küresel biçimde hazırlanmıştır. Şekil 2.13 ve Çizelge 2.5'de teknik özellikleri verilmekte olan bu parçacıklar reaktörde kullanılabilme amacıyla yakıtta olduğu gibi silindirik şekillerde grafit bağlayıcılar ile birbirlerine bağlanır ve zehir sindirileri (FBP compacts) şeklinde reaktöre yerleştirilir. Şekil 2.14 ve Çizelge 2.6'da ise bu silindirlerin teknik özellikleri verilmektedir.



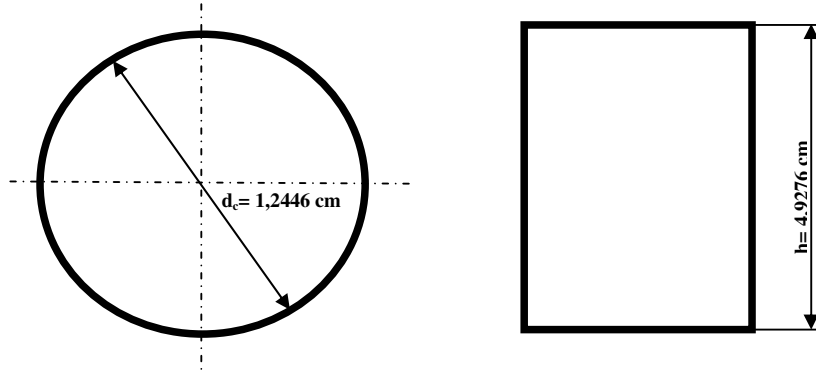
Şekil 2.11. a) LEU ve b) NU TRISO parçacıkları

Çizelge 2.2. %19,797 zenginleştirilmiş uranyum bulunduran TRISO parçacığının teknik özellikleri

Bölge	Malzeme	Atomik Kütle (gr)	Yoğunluk (gr/cm ³)	Yarıçap (cm)	Hacim (cm ³)	Hacim Oranı
Çekirdek	UC _{0,29} O _{1,63}	267,011812	10,5	r ₁ =0,0175	2,2449E-05	0,093914350
Tampon	Grafit	12,011	1,0	r ₂ =0,0275	6,4664E-05	0,270517137
İpyC	Grafit	12,011	1,87	r ₃ =0,0310	3,7674E-05	0,157607446
SiC	SiC	40,0965	3,2	r ₄ =0,0345	4,7219E-05	0,197534461
OpyC	Grafit	12,011	1,87	r ₅ =0,0385	6,7033E-05	0,280426607

Çizelge 2.3. Doğal uranyum bulunduran TRISO parçacığının teknik özellikleri

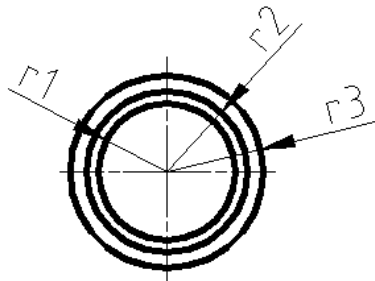
Bölge	Malzeme	Atomik Kütle (gr)	Yoğunluk (gr/cm ³)	Yarıçap (cm)	Hacim (cm ³)	Hacim Oranı
Çekirdek	UC _{0,29} O _{1,63}	267,5916	10,5	r ₁ =0,0250	6,5450E-05	0,203541624
Tampon	Grafit	12,011	1,0	r ₂ =0,0315	6,5475E-05	0,203618156
İpyC	Grafit	12,011	1,87	r ₃ =0,0350	4,8670E-05	0,151358437
SiC	SiC	40,0965	3,2	r ₄ =0,0385	5,9446E-05	0,18486953
OpyC	Grafit	12,011	1,87	r ₅ =0,0425	8,2515E-05	0,256612253



Şekil 2.12. Yakıt silindiri

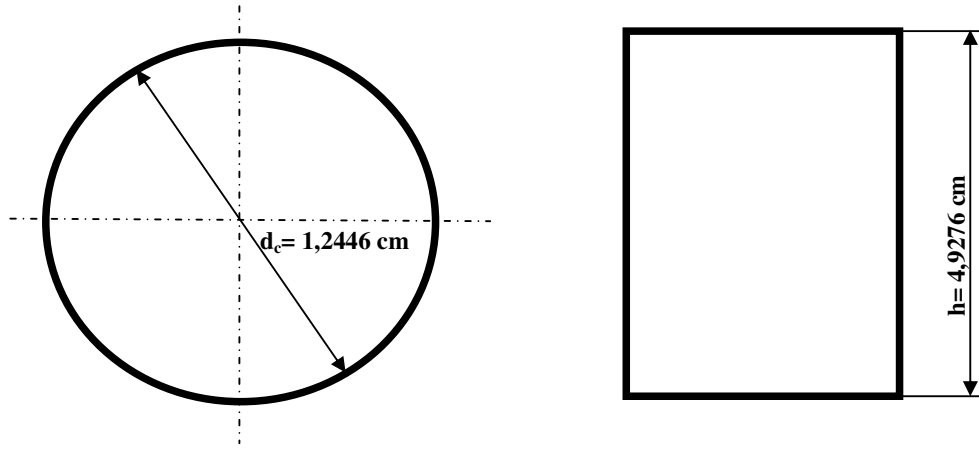
Çizelge 2.4. Yakıt silindiri teknik özellikleri

Bölge	Malzeme	Yoğunluk (gr/cm ³)	Hacim Oranı
Yakıt parçacığı(LEU)			0,213088895
Yakıt Parçacığı(NU)			0,08498567
Shim	Grafit	1,74	0,31193
Bağlayıcı	Grafit	1,74	0,39

Şekil 2.13. Bor küreciği (B₄C)

Çizelge 2.5. Bor küreciklerinin teknik özellikleri

Bölge	Malzeme	Atom Kütleli (gr)	Yoğunluk (gr/cm ³)	Yarıçap (cm)	Hacim (cm ³)	Hacim Oranı
Çekirdek	B ₄ C	55,255	2,4696	r ₁ =0,001	4,18879E-06	0,35673
Tampon	Grafit	12,011	1,0	r ₂ =0,0118	2,69353E-06	0,22939
Kaplama	Grafit	12,011	1,87	r ₃ =0,0141	4,85979E-06	0,41388



Şekil 2.14. Bor silindiri

Çizelge 2.6. Bor silindiri teknik verileri

Bölge	Malzeme	Yoğunluk (gr/cm ³)	Hacim Oranı
FBP			0,006434
Shim	Grafit	1,74	0,603566
Karbon Matris	Grafit	0,84	0,39

Orjinal yakıt ile yüklenmiş bir reaktörde oluşan ana tepkimelerin bir şeması Şekil 2.15'deki şemada verilmektedir. Bu şemadaki uzun ömürlü izotoplar ilerleyen bölümlerde verilecek olan sonuçlarda izlenecek izotoplardır. Her bir yakıt için oluşabilecek ana reaksiyonların şemaları ilgili bölümde verilmektedir. Bu şemalarda gösterilen uzun ömürlü izotoplar yapılacak olan sayısal analizler sırasında değişim miktarları izlenecek olan izotoplardır.

2.3.4. Reaktör sınıfı plütonyum

Reaktör içerisindeki yakıtın nötron bombardumanına maruz kalmaya devam etmesi durumunda plütonyumun farklı izotopları üremeye başlar. Bunlar, ^{235}U 'un radyoaktif bozunmalarından ortaya çıkan ^{238}Pu ile ^{239}Pu 'dan ortaya çıkan ^{240}Pu ile ^{241}Pu 'dir. Bu izotoplar, bazı özellikleri nedeni ile nükleer silah başlığı üretimine uygun olmayan izotoplardır. Örneğin; ^{238}Pu hızla yarılanarak malzeme içerisindeki ısı üretimini artırır bu da malzemenin dikkatli saklanması gerektirir, ^{240}Pu izotopu ise kendiliğinden fisyonu girerek istenen zamandan önce reaksiyona girebilme özelliğine sahiptir [35]. Yukarıda verilen örnekler gibi nedenlerden dolayı bu yakıtın ancak reaktörde kullanılma şansı vardır. Reaktör sınıfı plütonyumda (RGrPu) %1,0 oranında ^{238}Pu , %62,0 oranında ^{239}Pu , %24,0 oranında ^{240}Pu , %8,0 oranında ^{241}Pu ve % 5,0 oranında ^{242}Pu bulunmaktadır. Reaktör sınıfı plütonyum, silah sınıfı plütonyumda olduğu gibi fertil bir malzeme olan toryum ile karıştırılarak kullanılabilir. Toryum ile reaktör sınıfı plütonyumdan oluşan bir karışımın yapabileceği nükleer reaksiyonlar ile bu izotopların dönüşebileceği ana izotopların bir şeması Şekil 2.17'da verilmektedir.

Çizelge 2.7. Yakıt oranları

İzotop	WGrPu (%ağırlık) [37]	RGrPu (%ağırlık) [37]	MA (bir PWR'da üretilen kg/yıl) [38]
^{237}Np	-	-	15,1
^{238}Pu	-	1,0	16,1
^{239}Pu	94,0	62,0	205
^{240}Pu	6,0	24,0	120
^{241}Pu	-	8,0	72,7
^{242}Pu	-	5,0	41,6
^{241}Am	-	-	6
^{243}Am	-	-	21,8
^{244}Cm	-	-	15,6
^{245}Cm	-	-	1,74

3. METOD

3.1. Teori

3.1.1. Yoğunluk hesabı

Bir reaktör modelinde geometriden sonra gelen kısım reaktör içerisinde kullanılan malzemelerin atom yoğunluklarının hesaplamasıdır.

Bir izotopun atom yoğunluğunun hesaplanmasındaki temel denklem [39];

$$N = \frac{\rho \cdot N_A}{A} \quad (3.1)$$

dır. Burada;

N = atom yoğunluğu (atom/cc)

ρ = malzeme yoğunluğu (g/cc)

N_A = Avogadro sayısı = $0.6022 \cdot 10^{24}$

A = izotopun atom kütlesi (g/mol)

olarak verilmektedir.

Bir karışım söz konusu olduğunda ise belirli bir izotop için bulunan atom yoğunluğu, bu denklemin izotopun karışımdaki kütle oranı ile çarpılması ile bulunmaktadır.

Yani;

$$N_i = \frac{\rho_{mix} \cdot N_A \cdot wf_i}{A_i} \quad (3.2)$$

halini almaktadır. Burada;

N_i = i. malzemenin atom yoğunluğu

ρ_{mix} = karışımın yoğunluğu

wf_i = i. malzemenin karışımdaki kütle oranı

A_i = i. malzemenin atom yoğunluğu

dur.

Yukarıda verilmiş olan eşitlikler atomların izotoplarında geçerli olduğu gibi karışımda bulunan moleküller içinde geçerlidir. Farklı atomlardan oluşmakta olan bir moleküldeki atom yoğunluklarının hesaplanması sırasında Eş. 3.2'deki yoğunluk ve atom ağırlığı değerleri molekül yoğunluğu ve molekül ağırlığı değerleri halini alacaktır. Buna göre 2.54 g/cc yoğunluğuna ve 55.24 g/mol molekül ağırlığına sahip bir B₄C molekülünün yoğunluğu;

$$N_{B_4C} = \frac{(2.54 \text{ g/cc}) \cdot (0.6022 \text{ molekül} - \text{cm}^3 / \text{mol} - b)}{55.24 \text{ g/mol}} = 2.77 \cdot 10^{-2} \frac{\text{molekül}_{B_4C}}{b - \text{cm}}$$

olarak bulunur. Buradan bir molekül içerisinde dört adet bor, bir adet karbon atomu bulunduğuna göre molekül içerisinde bulunan atom yoğunlukları;

$$N_B = 4 \cdot N_{B_4C} = 4 \cdot (2.77 \cdot 10^{-2}) = 1.108 \cdot 10^{-1} \frac{\text{atom}}{b - \text{cm}}$$

$$N_C = 1 \cdot N_{B_4C} = 1 \cdot (2.77 \cdot 10^{-2}) = 2.77 \cdot 10^{-2} \frac{\text{atom}}{b - \text{cm}}$$

olarak hesaplanabilir.

Bulunan izotop yoğunluklarının TRISO parçacığı içerisine homojen bir şekilde dağıtılabilmesi için bu izotopu ihtiva eden hacmin toplam hacme oranını ifade eden hacim oranı (VF) değeri kullanılır. Buna göre i. izotopun bir TRISO parçacığı içerisindeki yoğunluğu;

$$N_{i_TRISO} = VF_i \cdot N_i \quad (3.3)$$

şeklinde bulunur. Aynı zamanda Eş. 3.2 ve 3.3 TRISO parçacığının diğer katmanlarında bulunan elementlerinde yoğunluklarının homojenize edilmesinde kullanılır.

Daha önceki bölümlerde de ifade edildiği gibi GT-MHR tipi bir reaktörde yakıt silindirlerinin içersine yerleştirilen ve farklı sayılarda bulunan iki adet TRISO parçacığı bulunmaktadır. Yakıtlar, içinde buldukları TRISO parçacığında homojenize edildikten sonra grafitten oluşan karbon matris (shim) ve bağlayıcılar ile birbirlerine bağlanarak yakıt silindirleri halinde paketlenirler.

Yapılmış olan MCNP modelinde verilen element atom yoğunlukları, TRISO parçacıklarının ve grafit bağlayıcıların homojenize edilmesinden ortaya çıkan değerlerdir. Bunun için parçacıkların, shim'in ve bağlayıcının ayrı ayrı hacim oranları bulunur. Bu hacim oranı değerleri çizelgelerde ayrı ayrı verilmiştir (Bkz. Çizelge 2.2, 2.3, 2.4, 2.5 ve 2.6).

Yukarıda verilen bilgilere göre i . elementin yakıt silindiri içerisindeki atom yoğunluğu;

$$N_{i_Silindir} = \sum (V_{F_{i_silindir}} \cdot N_i) \quad (3.4)$$

olarak hesaplanabilir. Eş. 4.4'de bulunan N_i , TRISO içerisindeki malzeme atom yoğunluğu olan N_{i_TRISO} olabileceği gibi bağlayıcı veya shim'den gelen karbonda olabilir. Son yoğunluk değeri ayrı ayrı bulunan yoğunluk değerlerinden benzer olan malzemelerin toplamı ile elde edilen değerdir.

Alternatif yakıtların atom yoğunluklarının hesaplanması sırasında da bu teknikler uygulanmıştır.

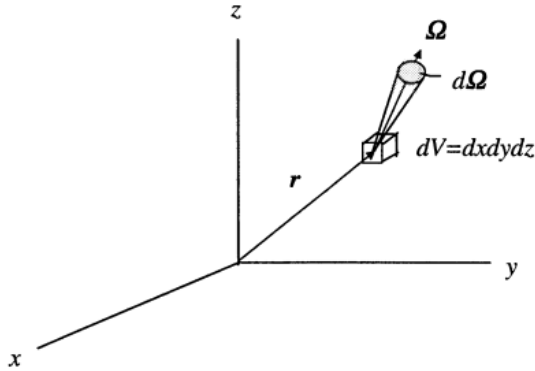
3.1.2. Nötron transport denklemi

Nükleer mühendislikteki en önemli konulardan birisi reaktör içerisindeki nötronların akı dağılımlarının bilinmesidir [40]. Bu amaçla çeşitli matematiksel denklemler oluşturulmuş ve kullanılmıştır. Nötronların bu davranışlarını matematiksel olarak hassas bir şekilde tanımlayan denklem nötron transport, diğer bir adı ile Boltzmann transport, denklemdir. Bu denklem nötronların korunumunu baz alan bir denge denklemdir. Bir hacmin içerisinde oluşan ve kaybolan nötronların zamana göre değişimi ile o hacme giren ve hacimden dışarıya çıkan nötronları miktarları dikkate alınır. Buna göre nötron transport denklemi genel olarak;

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(r, E, \Omega, t)}{\partial t} + \Omega \nabla \phi(r, E, \Omega, t) + \Sigma_r(r, E) \phi(r, E, \Omega, t) = S(r, E, \Omega, t) + \int \int_{E' \Omega'} \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \phi(r, E', \Omega', t) dE' d\Omega' \quad (3.5)$$

şeklinde tanımlanır. Bu eşitlikte ϕ , açısız nötron akısını, Σ , malzemenin belirli bir reaksiyon için makroskopik tesir kesitini, S ise sisteme giren nötron kaynaklarını

ifade etmektedir. Açısal nötron akısı, nötron hızının açısal nötron yoğunluğu (N_{ang}) ile çarpımından elde edilen değerdir. Şekil 3.1’de eşitliğin ifade edildiği sistemin bir gösterimi verilmiştir. Şekil 3.1 ve Eş. 3.5 incelendiğinde nötron transport denkleminin yedi adet boyutu olduğu görülebilir.



Şekil 3.1. Birim hacimde Ω yönündeki nötronların gösterimi [41]

Bunlar;

- Konum ($r = r(x, y, z)$) 3 Adet
- Enerji (E) 1 Adet
- Hareket yönü ($\Omega = \Omega(\theta, \phi)$) 2 Adet
- Zaman boyutu (t) 1 Adet

dur.

Eş. 3.5 ‘in sol kısmına baktığımızda $\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(r, E, \Omega, t)}{\partial t}$ ifadesi nötron akısının zamana

bağlı olan değişimini belirtmektedir. Reaktör statüğü problemleri incelenirken bu ifade sifıra eşittir. $\Omega \nabla \phi(r, E, \Omega, t)$ ifadesi konveksiyon yolu ile kaybedilen nötron miktarını verirken, $\Sigma_T(r, E) \phi(r, E, \Omega, t)$ nötronların ortamdaki atomlarla yapacağı herhangi bir reaksiyon sonucunda oluşan nötron kaybı miktarını vermektedir.

Eş. 3.5'in sağ kısmı ise sisteme giren nötron miktarını belirleyen ifadelerden oluşmaktadır. Bu ifadelerden ilki S ile gösterilen kaynak nötronların akıya yapmış olduğu katkıdır. Kaynak terimi iki parçadan oluşmaktadır;

$$S(r, E, \Omega, t) = Q(r, E, \Omega, t) + \frac{1}{k_{eff}} \chi(E) \int_E v(E') \Sigma_f(r, E') \int_{\Omega'} \phi(r, E', \Omega', t) d\Omega' dE' \quad (3.6)$$

Q ile gösterilen ilk terim bir t anında, r konumunda, E enerjisine sahip, Ω yönündeki kaynak nötronların akıya yapmış olduğu katkıyı göstermektedir. Eş. 3.6'nın integral ifadesi ise çekirdek parçalanması ile ortaya çıkan nötronların akıya yapmış oldukları katkıyı göstermektedir. Saçılma nedeni ile ortaya çıkan nötronların akıya katkısı Eş. 3.5'de $\int_E \int_{\Omega'} \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \phi(r, E', \Omega', t) dE' d\Omega'$ ifadesi ile gösterilmektedir.

Sınır şartları incelenirken iki tip sınır şartına bakılır [41]. İlk sınır şartı malzemelerin değişim gösterdiği arayüz kısmıdır. Arayüz bölgesinde malzemelerin çeşitleri değiştiği için tesir kesitleri sürekli değildir. Ancak ara bölgenin iki taraındaki açılal nötron yoğunluklarında süreklidir.

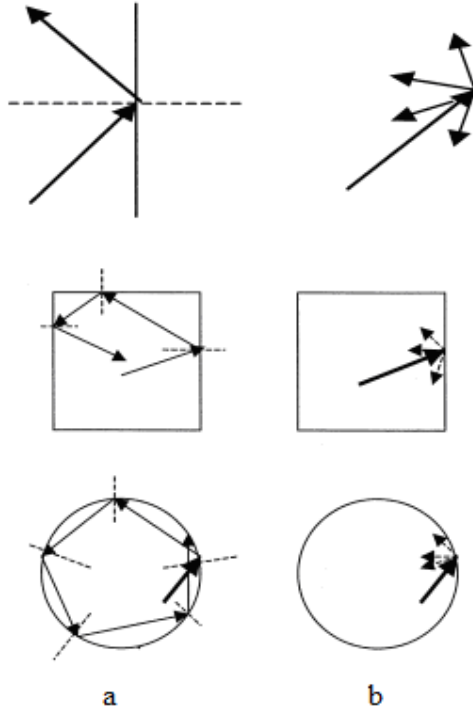
İncelenen yapının en dış kısmında sınır şartları belirlenirken birkaç farklı durumdan birisine göre hesaplamalar yapılır. En dış kısmın bir soğurucu cisim veya vakum ortamı ile çevrili olduğu varsayılırsa bu sınır şartına göre dışarıya çıkan bir nötronun içeriye girme şansı yoktur. Yani;

$$N_{ang}(r, \Omega, E, t) = 0 \quad (3.7)$$

dir. Böylesi bir durum için içeriye giren nötron akısı varsa bu durum doğrudan girilecek nötron akısı miktarı ile belirlenebilir. Bu sınır şartı hesaplamada kolay olmasına rağmen gerçek uygulamalara uygun bir sınır şartı değildir.

Genellikle uygulamada kullanılan sınır şartları yansıyan veya beyaz sınır şartıdır. Yansıyan sınır şartında sınıra gelen bir nötron normal yansıma koşullarına göre sınırdan yansıyarak tek bir yöne gider. Bu durum ışığın aynada yansımasına benzer bir durumdur. Bunun yanında beyaz sınır şartında sınıra çarpan bir nötron izotropik

bir dağılım sergileyerek herhangi bir yöne gider. Yansıyan ve beyaz sınır şartları Şekil 3.2’de düzlem, kare ve daire şekilleri için gösterilmiştir.



Şekil 3.2. a) Yansıyan ve b) beyaz sınır şartlarının düzlem, kare ve daire şeklindeki yüzeylerdeki etkileri [41]

3.2. Sayısal Hesaplama Yöntemi

GT-MHR tipi reaktörde kullanılacak uygun alternatif yakıtların seçilmesi ve bu yakıtların reaktördeki davranışlarının incelenmesi esnasında üç adet kod kullanılmıştır. Bu kodlar MCNP 5.1.4, Monteburns 2.0 ve Origen 2.2'dir.

3.2.1. MCNP

"A General Monte Carlo N-Particle Transport Code" (MCNP) genel amaçlı, zamana bağlı sürekli enerji rejiminde birleşik nötron/foton/elektron çözümlerini içinde barındıran bir Monte Carlo transport kodudur [42]. MCNP, üç boyutlu nötron

transport teoremini monte carlo metodu kullanarak çözer. Bu kod ile yapılacak olan geometri tanımlamaları üç boyutludur ve geometrik tanımlamalarda büyük sınırlamalar yoktur. Bu sayede kullanıcı, reaktörü aslına uygun olarak modelleme şansına sahiptir.

MCNP girdi dosyasında şu bilgiler bulunmaktadır;

- Geometrik tanımlamalar
- Malzemeler, yoğunlukları ve tesir kesiti kütüphaneleri
- Nötron, foton veya elektron kaynaklarının konumları ve özellikleri
- İstenen bilgi tabloları veya cevaplar ile
- Varyans indirgeme teknikleri ile verim artırıcı parametreler

Bir MCNP girdi dosyası ise ana olarak üç bölümden oluşmaktadır. Bunlar sırası ile;

- Hücre tanımlamaları
- Hücreleri oluşturacak olan yüzey tanımlamaları ile,
- Veri tanımlamalarıdır.

Yapılmış olan çalışmada MCNP girdi dosyasında reaktör geometrisi ve hücrelere gelen malzemeler ile bu malzemelerin yoğunlukları tanımlanmıştır. Elde edilen çözümde enerji aralıklarına düşen nötron akıları ve efektif nötron çoğalma katsayısı (k_{eff}) değerleri istenen koşullar için bulunmuştur. Bu çalışmada MCNP'nin nötronik hesaplamaları yaparken kullandığı tesir kesiti kütüphanesi ENDF/B-VI olarak seçilmiştir.

Zamana bağlı olarak yapılmakta olan çözümlerde MCNP girdi dosyası için sadece geometri tanımlamaları, ve malzeme yoğunlukları ve nötron kaynaklarının konumları ve özellikleri ile MCNP'nin yapacağı iterasyon sayısı gibi standart bazı bilgiler girilmiştir. Bunun yanında kod tek başına çalıştırılırken kullanılmakta olan diğer özellikler kaldırılmıştır. Bu durum için kaldırılması gereken en önemli komutlardan birisi enerji aralıklarının tanımlandığı "e" komutu ile ihtiyaç duyulan tabloların

yazdırıldığı "PRINT" komutudur. İhtiyaç duyulan tabloların yazdırılmasına yarayan PRINT komutu yanında tablo numarası konulmadan yazılabilmektedir.

3.2.2. ORIGEN 2.2

Origen 2.2, Oak Ridge Ulusal Laboratuvarlarının (ORNL) hazırlamış olduğu yanma hesabı yapan bir koddur. Kod, zaman bağımlı eşitlikleri, yıkımları ve bozunmaları dikkate alır. Hesaplamanın yapılabilmesi için malzeme bileşimlerine, bu bileşimin başlangıç miktarlarına, her izotop için tek grup mikroskopik tesir kesitlerine, (gerekirse) malzeme besleme ve çıkartma hızı , ışınma periyodu ile ışınma akısı yada gücünün değerlerine ihtiyaç duyar.

Kod, iki ayrı FORTRAN kodundan ve bu kodların kullandığı kütüphanelerden oluşmaktadır. ORIGEN 2.2 içerisinde verilmekte olan kütüphaneler farklı reaktörlere göre hazırlanmış olan kütüphanelerdir. Bu çalışmada incelenmekte olan reaktör termal bir reaktör olduğundan kullanılmakta olan kütüphane THERMAL adlı kütüphanedir. Fortran kodları hızlı ve termal reaktörler için ayrı ayrıdır. Termal reaktörler için kullanılan O2_therm.for ve hızlı reaktörler için kullanılan O2_fast.for dosyalarından gerekli olan dosya derlenerek işlem yaptırılır. ORIGEN 2.2, zamana bağlı hesaplamada, MCNP kodundan hemen sonra çalıştırılarak yakıtta oluşan yeni yoğunlukların hesaplanmasında kullanılmaktadır.

3.2.3. MONTEBURNS

Monteburns 2.0, MCNP 5.1.4 ve ORIGEN 2.2 arasında bağ kurarak reaktördeki yakıtın zamana bağlı olarak yanmasının hesabını yapan bir arayüzdür [43]. Program çalıştırılırken dört adet dosyaya ihtiyaç duymaktadır. Bunlar;

- MCNP girdi dosyası (xxx)
- Monteburns girdi dosyası (xxx.inp)
- monteb.for FORTRAN dosyasının derlenmesi sonucu elde edilen monteb.exe
- İzotop kodlarının bulunduğu mbxs.inp dosyası
- İşlemleri düzenleyen Monteburns.pl perl kodu

Monteburns, geometrik tanımlamaları ve malzeme yoğunluk bilgileri için MCNP girdi dosyasına ihtiyaç duymaktadır. Kod, bu girdi dosyası üzerinde gerekli eklemeler yaparak MCNP'nin ihtiyaç duyulan bilgileri hesaplamasını sağlar. Burada kullanılan dosyanın adı monteburns girdi dosyasının adı ile aynıdır ancak bu dosyanın uzantısının bulunmaması gerekmektedir. Bunun yanında daha öncede belirtildiği gibi girdi dosyasında herhangi bir enerji aralığı tanımlanmamalı ve malzeme gruplarının bileşimlerini içeren "M" komutunun numarasıda 99'u geçmemelidir. Bu sayıdan sonrasını Monteburns kendi malzeme tanımları için kullanmakta olduğundan çakışmalar yaşanmaktadır.

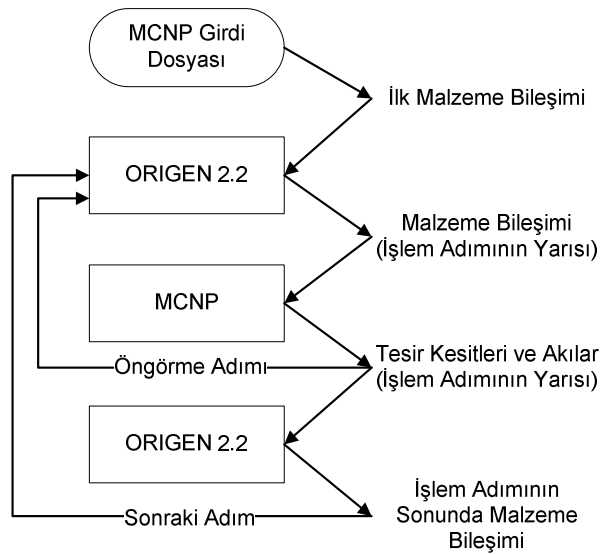
MCNP girdi dosyası ile aynı isme ancak ".inp" uzantısına sahip dosya ise Monteburns programının kullanmakta olduğu girdi dosyasıdır. Bu dosyada, Monteburns'ün çalışması esnasında ihtiyaç duyduğu işletim sistemi, reaktörün gücü, malzeme numaraları ve hacimleri, çalışma süresi, dış yanma basamak sayıları gibi parametreler verilmektedir. Çalışma süresi ve dış yanma basamak sayısı parametrelerini kullanarak çalışma aralıkları kullanıcı tarafından ayarlanmaktadır. Yanma aralıklarının kısılması hesaplamanın hassasiyetini artırabildiği gibi hesaplama süresinde ciddi bir biçimde artırabilmektedir. Yapılmış olan bu çalışmada kullanılan yakıtların tümünün çalışma aralıkları 10 gün olarak belirlenmiş ve parametreler bu değeri sağlayacak şekilde yerleştirilmiştir.

“monteb.for” dosyası monteburns programını içeren FORTRAN dosyasıdır. Bu dosya kullanılacağı ortama göre derlenerek çalıştırılmak için gerekli “.exe” dosyası hazır hale getirilir.

MCNP verilerinin işlenmesi ve sonuçların tekrar girdi dosyasına yazılması esnasında ihtiyaç duyulan izotop kütüphane listesi "mbxs.inp" dosyası ile Monteburns programına bildirilir. Bu dosya, izotopların MCNP kodlarının bulunduğu bir dosyadır. Bu dosyada bulunan kodların ve izotopları tanımlayan ZAID numaralarının MCNP'nin kullandığı tesir kesiti kütüphanesinde bulunan kodlarla uyuşması önemlidir.

Monteburns çalışırken tüm bu programların arasındaki bilgi transferini yapan ve çalışma sıralarını düzenleyen bir koda ihtiyaç duyulmaktadır. Bu kod ise bir perl kodu olan "monteburns.pl" kodudur. Monteburns.pl kodunun çalıştırılabilmesi için bilgisayarda Activeperl programının yüklü olması gerekmektedir.

Monteburns.pl kodu çalıştırıldığında kullanıcıdan çözülecek olan probleme ait dosya adını ister ve bu isimdeki MCNP girdi dosyası ile aynı adlı Monteburns'ün ".inp" uzantılı tanım dosyasını kullanarak Şekil 3.3'deki akış şemasına göre çözümlenmeleri yapar.



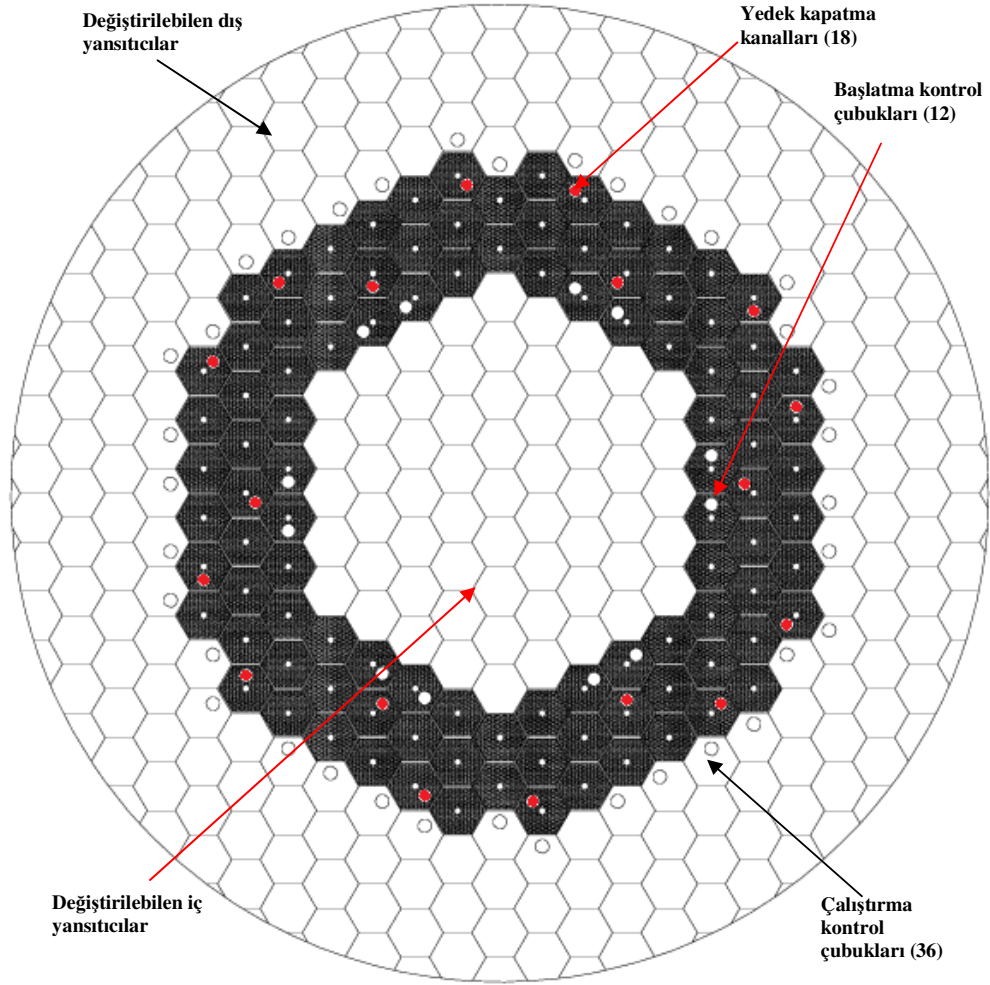
Şekil 3.3. Monteburns 2.0'in akış şeması [43]

3.3. Reaktör Geometrisi

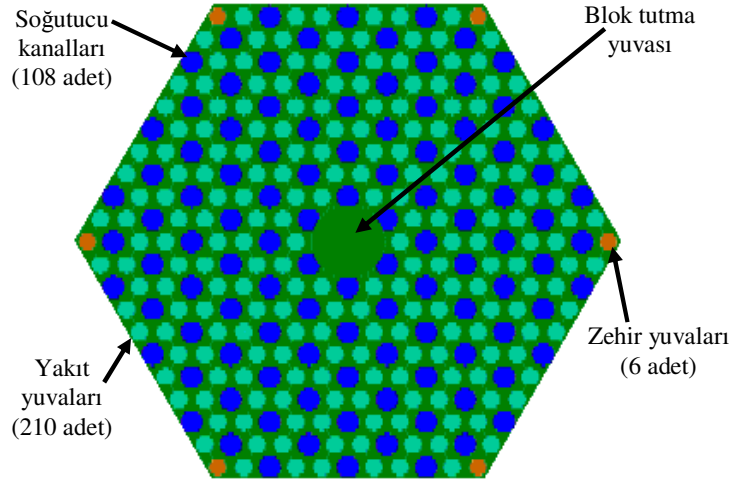
GT-MHR'nin geometrik modeli oluşturulurken reaktörün kor kısmı kullanılmış, çelik kap kısmı model dışında tutulmuştur.

Oluşturulmuş olan bu modelde reaktör Şekil 3.4'deki gibi 720 cm çapında bir daireden oluşmaktadır. Birbirine geçmiş olan altıgen bloklar dairenin yapı taşlarını belirlemektedir. Her bir standart blok Şekil 3.5'de gösterildiği gibi iki düz kenarı arasındaki mesafesi 36 cm, yükseklikleri ise 80 cm olan eşkenar altıgen prizmadır. Bir GT-MHR, Şekil 3.6'de gösterildiği gibi bu bloklardan 10 kat kullanılarak inşa edilir. Bloklar, yaptıkları görevlere göre kendi içlerinde farklı geometrilere sahiptirler.

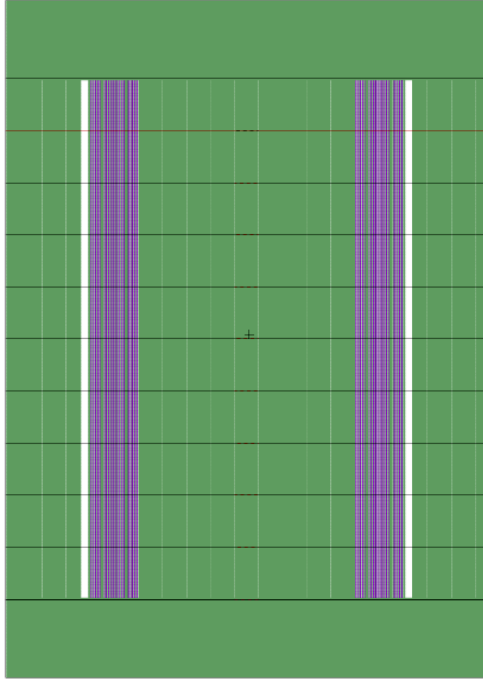
İlk grup en dış ve en iç kısımları oluşturmakta olan grafit yansıtıcı bloklardır. Bu bloklarda sadece grafit kullanılır. Yakıt yüklü olan bloklara dış kısımdan komşu olan grafit blokların 36 adedinde kontrol çubukları için yuvalar bulunmaktadır.



Şekil 3.4. GT-MHR modelinin genel görünümü.



Şekil 3.5. Altıgen yakıt bloğunun kesiti.



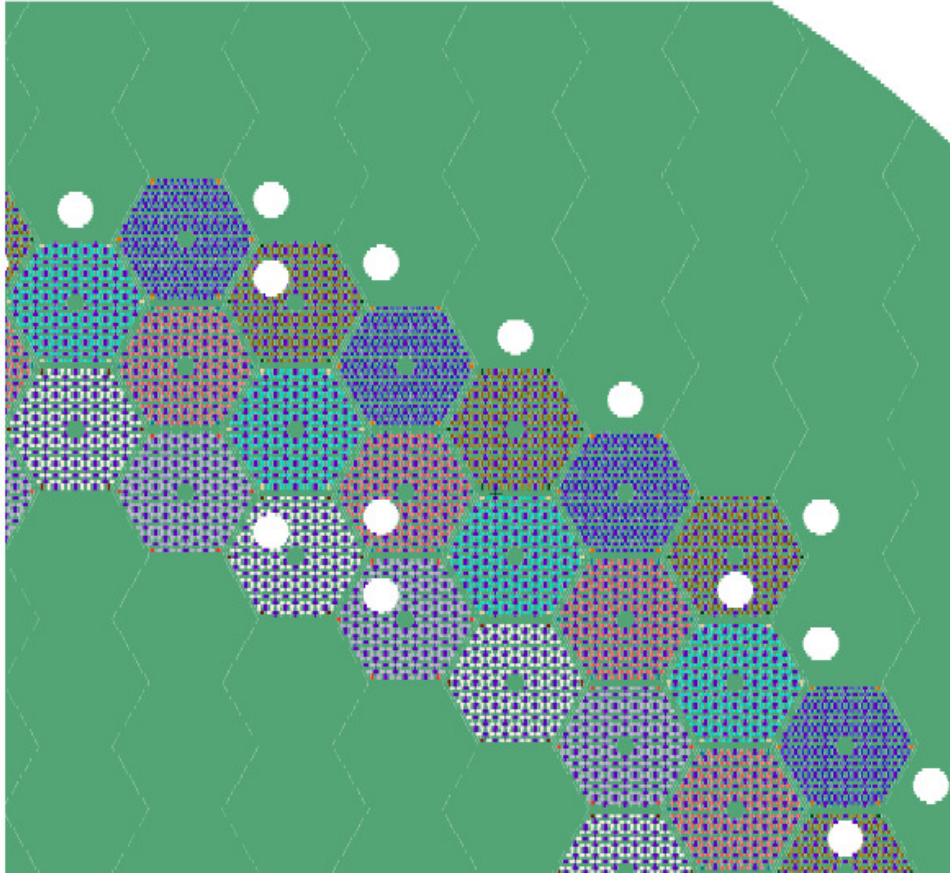
Şekil 3.6. GT-MHR modelinin dikey kesiti.

İç ve dış grafit blokların arasında üç ayrı halka halinde aktif yakıt blokları yerleştirilmiştir. Aktif yakıt blokları, yakıt silindirlerinin yerleştirilebilmesi ve soğutucu akışkanın içerisinden geçebilmesi için gerekli kanallara sahiptir (Bkz. Şekil 3.5). Bu bloklara, buldukları yere göre farklı yoğunluklara sahip yakıt silindirleri yerleştirilir. Altıgenin her bir köşesindeki yuvalara zehir silindirleri yerleştirilerek blokların kontrolü sağlanır. Şekil 3.7'da GT-MHR'nin 1/6'sının gösterildiği MCNP modeli verilmektedir. Bu şekilde reaktörde kullanılmakta olan yakıtların yoğunluklarının farklılaşması görülebilmektedir.

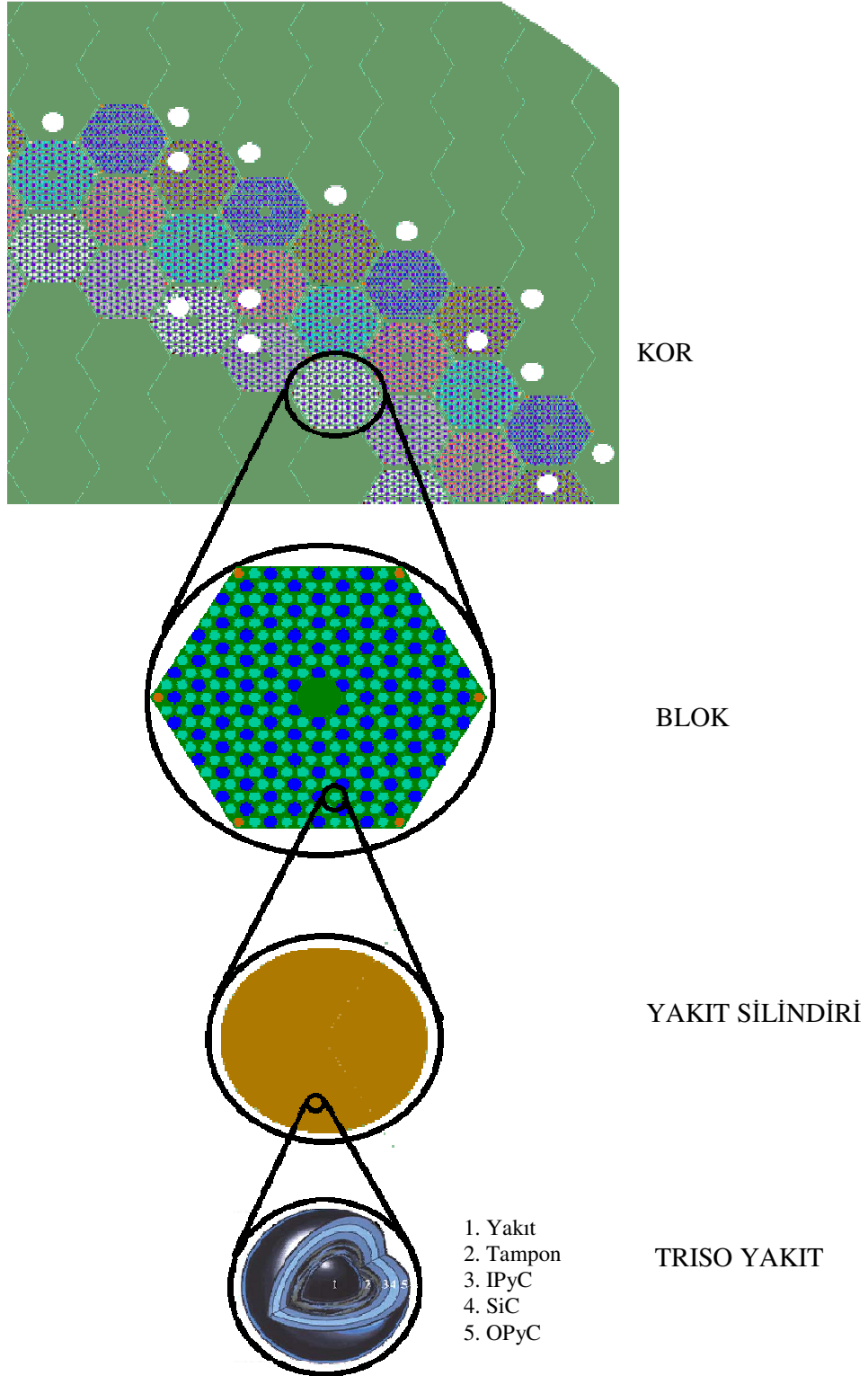
Aktif yakıt bloklarının içerisindeki bazı bloklar reaktörün kontrolünün veya kapatılmasının sağlanması amacıyla ihtiyaç duyulan kontrol çubukları için gerekli olan yuvaları taşır.

Birinci sırada bulunan 12 adet blok reaktörün çalıştırılmaya başlaması esnasında reaktörün kontrolünü sağlayan kontrol çubuklarının gireceği yuvaları, ikinci ve üçüncü sıralarda bulunan 18 adet blok ise reaktörün kapatılmasını sağlayan çubukların yerleştirileceği yuvaları ihtiva eder.

Reaktörün MCNP modellemesi yapılırken Şekil 3.8'de olduğu gibi yakıt, TRISO parçacıklarının içerisinde, TRISO parçacıkları ise kullanıldığı sayılara göre yakıt silindirleri içerisinde homojenize edilerek blokların içerisinde yakıt için ayrılmış olan yere konulur. Zehir kürecikleri ise aynı yakıt silindirlerinde olduğu gibi önce küreciğin, sonra ise silindirlerin içerisinde homojenize edilir ve blokların köşelerine denk gelen yuvaların içerisinde yer alır. Bloklar ise yoğunluk değerlerine göre reaktöre yerleştirilir.



Şekil 3.7. GT-MHR'nin 1/6 modeli



Şekil 3.8. Reaktörün modellenmesi

Son olarak reaktör kuru alt ve üst kapaklar tarafından kapatılır. Tamamen grafitten oluşan bu kapaklar alt ve üst yansıtıcı olarak görev yaparlar. Modelde en alt ve en üst kısımlardaki dilimler bu kapakları göstermektedir (Bkz. Şekil 3.6).

Tüm reaktörde kullanılan soğutucu kanallarında kullanılan akışkan helyum iken reaktörün kapatılması veya kontrolü için ayrılmış olan yuvalarda MCNP modelinde herhangi bir malzeme kullanılmamakta ve boşluk olarak verilmektedir. Blokların taşınmasını sağlayan ve orta kısımlarında bulunan boşluklar için ise malzeme olarak grafit verilmektedir.

Modelde hesaplamaların başlayabilmesi için belirli noktalara nötron kaynakları yerleştirilmesi gerekir. Bu modelde nötron kaynakları yakıtların üzerine gelen 24 adet noktadan verilmiştir. Kaynaklardaki nötronların enerjileri Watt Fisyon Spektrumuna göre MCNP tarafından belirlenmektedir [44,45].

4. SAYISAL SONUÇLAR ve İRDELEME

Yapılmış olan çalışmada, bir GT-MHR tipi reaktör modellenmiş ve orjinal yakıt kullanılarak MCNP programı ile reaktörün sayısal çözümlemesi yapılmıştır. Buradan elde edilen başlangıç k_{eff} değeri ileride denenecek olan yakıt-toryum karışımlarının miktarlarının seçiminde kullanılmış ve bu başlangıç değerine ulaşamayan yakıtlar için ise küçük miktarlarda toryum kullanılarak farklı karışım değerleri seçilmiştir. Seçilmiş bu karışım değerleri ve orjinal yakıt, Monteburns 2.0 ve Origen 2.2 programları kullanılarak zamana bağlı olarak hesaplanmış ve seçilmiş olan bu yakıtlardaki k_{eff} , yanma değeri ve seçilmiş olan izotopların değişimleri gözlenmiştir.

4.1. k_{eff} Değerleri ve Uygun Karışım Oranı Seçimi

Nötron döngüsünün devam ettirilmesi reaksiyonların sürekliliği açısından önem arz etmektedir. Döngünün sürekli bir halde olabilmesi için fisyonu uğrayan izotoplardan açığa çıkan nötronların bir sonraki adımda da en az aynı miktarda fisyonu tetiklemesi ve aynı miktarda nötron üretmesi gerekir. Bu olayın ölçümünde kullanılmak üzere oluşturulan bir ölçü efektif çoğalma katsayısıdır (k_{eff}). En basit ifadesi ile k_{eff} , fisyonlardan ortaya çıkan nötronların meydana getirdikleri fisyon sayısının başlangıçtaki fisyon sayısına oranı olarak tanımlanabilir [46].

$$k_{eff} = \frac{N + 1 \text{ 'deki fisyon miktarı}}{N \text{ 'deki fisyon miktarı}} \quad (4.1)$$

Alternatif bir tanım ise reaksiyon hızlarına göre yapılmaktadır. Bu tanımlamaya göre k_{eff} değeri;

$$k_{eff} = \frac{\text{fisyon nötronu üretim hızı}}{\text{nötron sızıntı hızı} + \text{nötron soğurulma hızı}} \quad (4.2)$$

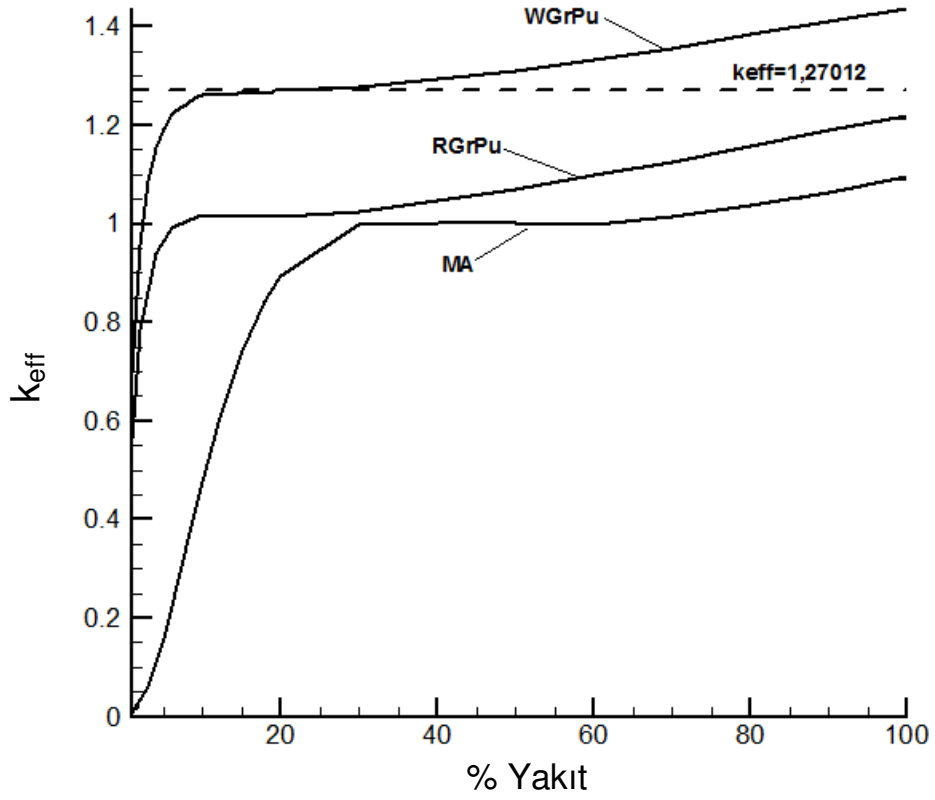
Birden küçük k_{eff} değerleri için reaksiyon miktarları azalırken birden büyük k_{eff} değerleri için fisyon miktarı artar ve bir değeri için fisyon reaksiyon miktarları aynı kalır.

Modellenen reaktörde kullanılmış olan yakıt, %19,797 oranında zenginleştirilmiş uranyum ile doğal uranyumun bir karışımıdır ve MCNP'de yapılan hesaplamalar sonucunda orjinal yakıtın başlangıç k_{eff} değeri bu reaktör için 1.27012 olarak bulunmuştur.

Bu değeri takiben WGrPu, RGrPu ve MA tipi alternatif yakıtlar farklı oranlarda ThO₂ ile karıştırılmış ve her alternatif yakıt için birer k_{eff} - % yakıt eğrisi elde edilmiştir.

Şekil 4.1'de gösterildiği üzere orjinal yakıtın performansını elde etmek için bu yakıt ile elde edilen k_{eff} değerine erişen karışım değerlerine bakılmış ve bu yakıtlardan bu değere ulaşabilen sadece WGrPu - Th karışımının olduğu ve bu karışım miktarının ise %19 WGrPu - %81 Th (%19 WGrPu) olabileceği bulunmuştur. Çizelge 4.1'de de bu yakıtların farklı karışımlardaki k_{eff} değerleri verilmiştir. Alınmış olunan sonuçlara göre RGrPu ve MA tipi yakıtların saf halde konulması durumunda dahi orjinal yakıtın başlangıç performansına yetişemedikleri gözlemlenmiştir. Bu nedenle RGrPu ve MA tipi yakıtlar için standart bazı oranlar incelenmiştir.

İlk seçilen yakıt karışımı eldeki en düşük k_{eff} değerine sahip sonuçları veren MA tipi yakıtı içindir. %100 MA içeren bir yakıtta k_{eff} değeri ancak 1,09540 değerine erişebildiğinden bu yakıt için %90 MA - %10 Th (%90 MA) karışımının incelemesi yapılmıştır.



Şekil 4.1. Farklı yakıt türleri için k_{eff} - %Yakıt grafiği

Çizelge 4.1. Farklı yakıt - Th oranlarında alternatif yakıtların k_{eff} değerleri

%Yakıt	k_{eff} (WGrPu)	k_{eff} (RGrPu)	k_{eff} (MA)
1	0,70068	0,56234	0,00781
10	1,26221	1,01893	0,47673
20	1,27097	1,01618	0,89497
30	1,27842	1,02535	0,99948
40	1,29355	1,04652	1,00330
50	1,31008	1,06946	1,00135
60	1,33438	1,09829	0,99971
70	1,35454	1,12371	1,01454
80	1,38541	1,15719	1,03744
90	1,40997	1,18979	1,06284
100	1,43665	1,21918	1,09540

Bunun yanında RGrPu tipi yakıt için iki farklı değer seçilmiştir. İlk değer MA tipi yakıt ile aynı karışım oranına sahip olan %90 RGrPu - %10 Th (%90 RGrPu) oranıdır. k_{eff} değeri 1,18979 gibi yüksek bir değer olan bu yakıt karışımının yanında MA tipi yakıtın başlangıç k_{eff} değerine yakın bir değere sahip olan ikinci bir karışım olan %50 RGrPu - %50 Th (%50 RGrPu) karışımında incelenmiştir. %90 MA'nın 1,06284 değerine yakın olan 1,06946 değerine sahip bu karışım ise yakıtların kendi aralarındaki performanslarının incelenmesi açısından uygun bir değer olduğu düşünülmüştür.

4.2. Çalışma Süreleri ve Yanma Değerleri

Çalışma sürelerinin hesaplanmasında MCNP, Origen 2.2 ve Monteburns 2.0 programları birlikte kullanılmıştır. Reaktörün seçilmiş olan bir yakıt ile çalışma süresinin belirlenmesinde k_{eff} değerinin değişimi belirleyici etkindir. Reaktörün k_{eff} değerinin 1,05 değerinin altına düşene kadar geçen süre, bu çalışmada, ilgili yakıt için reaktördeki çalışma süresi olarak alınmaktadır. Bir reaktörün çalışma süresi o reaktöre yeni yakıt beslemesinin kaç günlük periyodlar halinde gerçekleşeceğini gösterir ve uzun periyodlar tasarım açısından istenen bir durumdur.

Bir diğer dikkat edilmesi gereken etken ise yanma değeridir (burn-up). Reaktörün çalışması esnasında belirli bir miktar yakıtın fisyonu sonucunda açığa çıkan toplam enerjiye yakıtın yanma değeri adı verilir ve MWd birimi ile tanımlanır. Birim ağır metal kütesinin vermiş olduğu yanma değerine ise özgül yanma değeri adı verilir ve birimi MWd/tHM veya MWd/kgHM'dir [47]. Yapılan bu çalışmada özgül yanma değeri yanma değeri olarak tanımlanmaktadır ve performans incelemesinde dikkate alınması gereken en önemli ikinci etkindir. Yanma değeri reaktör içerisindeki fisyon reaksiyonu hızına bağlı bir değerdir. Bir reaktördeki fisyon reaksiyon hızı;

$$RH_f = \Sigma_f \cdot \phi \quad (4.3)$$

ifadesi ile tanımlanır. Buna göre yanma değeri;

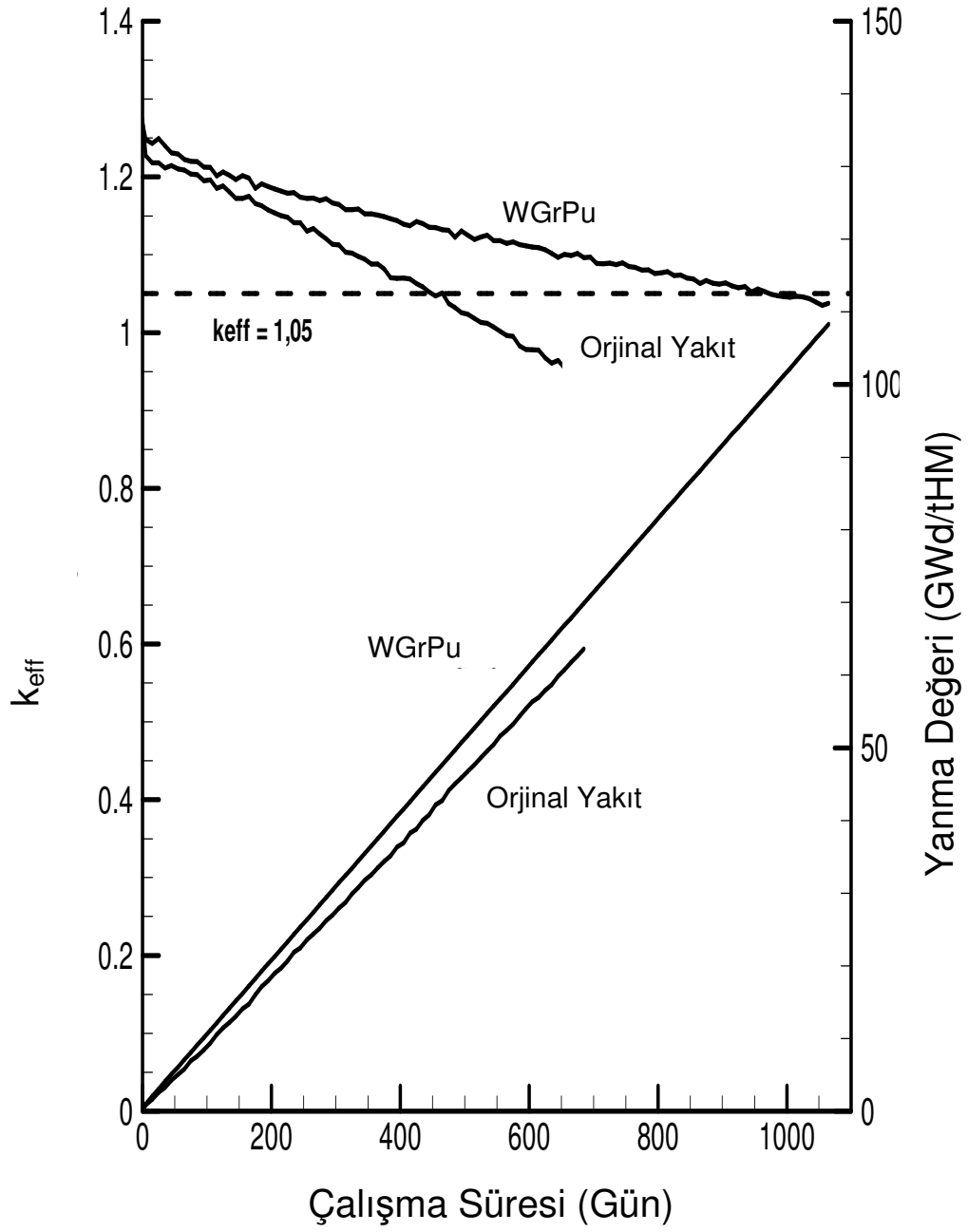
$$BU = PF \cdot \Delta t \cdot E_f \cdot N_N \cdot F_w \cdot C_f \cdot \iint \Sigma_f(E) \cdot \phi(E) dE dV / m_{fu} \quad (4.4)$$

ifadesi ile bulunur [48]. Eş. 4.4'de E_f fisyon başına olan kullanılabilir enerjiyi (180 MeV), C_f dönüşüm faktörünü ($1,6021 \cdot 10^{-19}$ MWs/MeV), F_w duvar alanını, m_{fu} yakıt şarjı miktarını, N_N nötron sayısını ve PF tesis çalışma faktörünü vermektedir.

Kullanılmakta olan orjinal yakıtın k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana göre değişimini gösteren grafik Şekil 4.2'de verilmektedir. Verilen grafiğe göre orjinal yakıtın yanma süresi 475 gün olarak bulunmaktadır. Bu süre zarfında orjinal yakıtın yanma değeri 44,14 GWd/tHM olarak bulunur. Bu ve diğer grafiklerde de gösterilen k_{eff} grafiğindeki titreşimler fisil malzemenin üremesi ve bir süre sonra yanmasına bağlı olan salınımlardır. Monteburns ile hesap yapılırken verilen kısa zaman aralıkları nedeni ile (10 günlük aralıklar) bu ayrıntılar ortaya çıkmaktadır.

Orjinal yakıtı muadil olarak daha önceki bölümde hesaplanmış olan %19 WGrPu karışımının zamana göre olan değişimine bakıldığında çalışma süresi ve yanma değerlerinin oldukça artmış olduğu görülmektedir. Şekil 4.2 aynı zamanda %19 WGrPu tipi yakıt için zamana bağlı olarak k_{eff} ve yanma değerlerinin değişimini göstermektedir. orjinal yakıttan %19 WGrPu tipi yakıtı geçildiğinde çalışma süresi 975 güne çıkarken, yanma değeri ise 99,17 GWd/tHM olarak bulunmaktadır.

Toryum karışım oranlarının bulunması esnasında hiçbir şekilde orjinal yakıt performansını vermeyen iki yakıtın %90 MA, %50 RGrPu ve %90 RGrPu karışımları orjinal yakıt ile ayrı ayrı incelenmiştir.

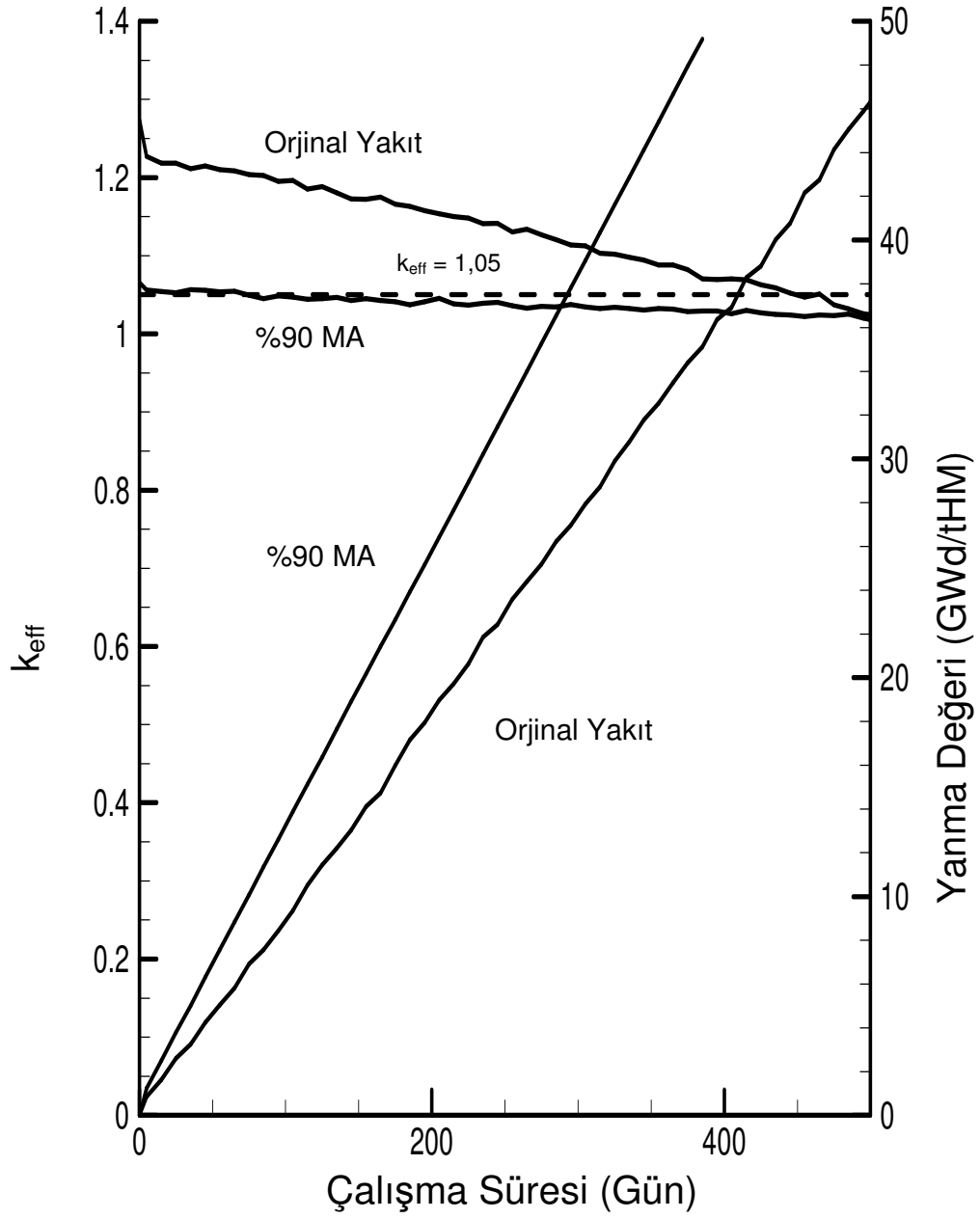


Şekil 4.2. Orjinal yakıt ve %19 WGrPu için k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana göre değişimi

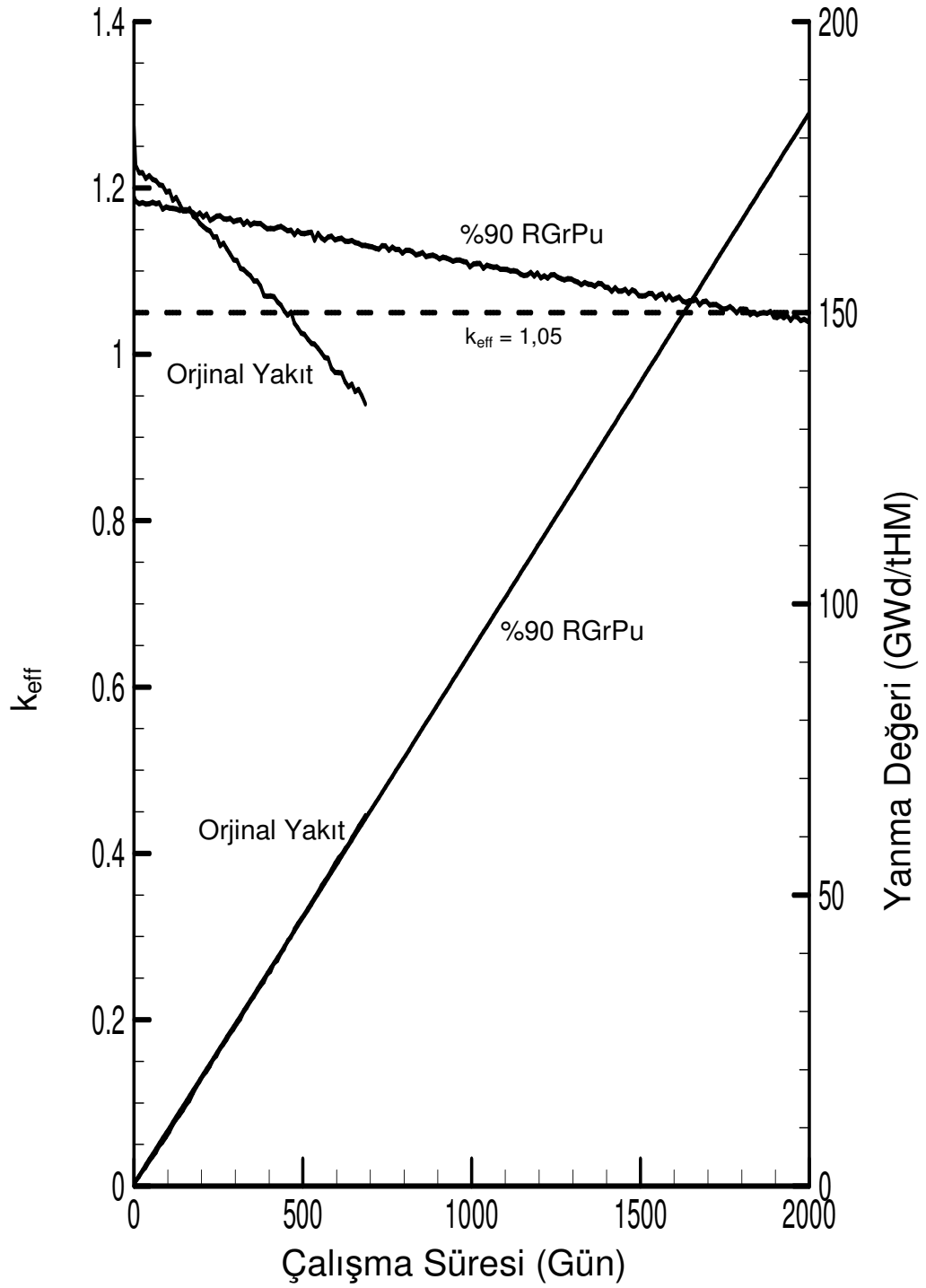
%90 MA tipi karışımda, yakıtın başlangıç k_{eff} değeri 1,06569 olarak bulunduğundan Şekil 4.3'de de gösterildiği gibi çalışma süresi orjinal yakıtın çalışma süresinden çok daha kısa bir değer olan 75 gün olarak bulunmuştur. Bu kısa süreye bağlı olarak %90 MA tipi yakıt için yanma değeri 10,08 GWd/tHM olarak karşımıza çıkmaktadır. Yakıt değişimi sonucunda yanma değeri orjinal yakıtın %22,8'i kadar bir değere ulaşabilmektedir.

%90 RGrPu tipi yakıtta ise çalışma süresi fisil yakıt miktarının çok yüksek oranda olması nedeni ile oldukça fazladır. %90 RGrPu tipi bir yakıtın GT-MHR'nde çalışma süresi 1895 gün olarak bulunmaktadır. Bu değer orjinal yakıtın çalışma süresinin yaklaşık olarak dört katıdır. Şekil 4.4 incelendiğinde, yanma değeri grafiği orjinal uranyum yakıt ile aynı eğime sahip olmasına rağmen %90 RGrPu'da sürenin uzun olmasından dolayı bu değer 174,4 GWd/tHM olarak hesaplanmaktadır. Reaktör tipi plütonyum karışımının içerisindeki toryum miktarı artırılarak fertil bir yakıt olan toryumun etkinliği artırılabilir. Bunun ışığında yapılmış olan bu çalışmada %90 MA ile aynı k_{eff} başlangıç değerine sahip olan %50 RGrPu tipi yakıt karışımında incelenmiştir.

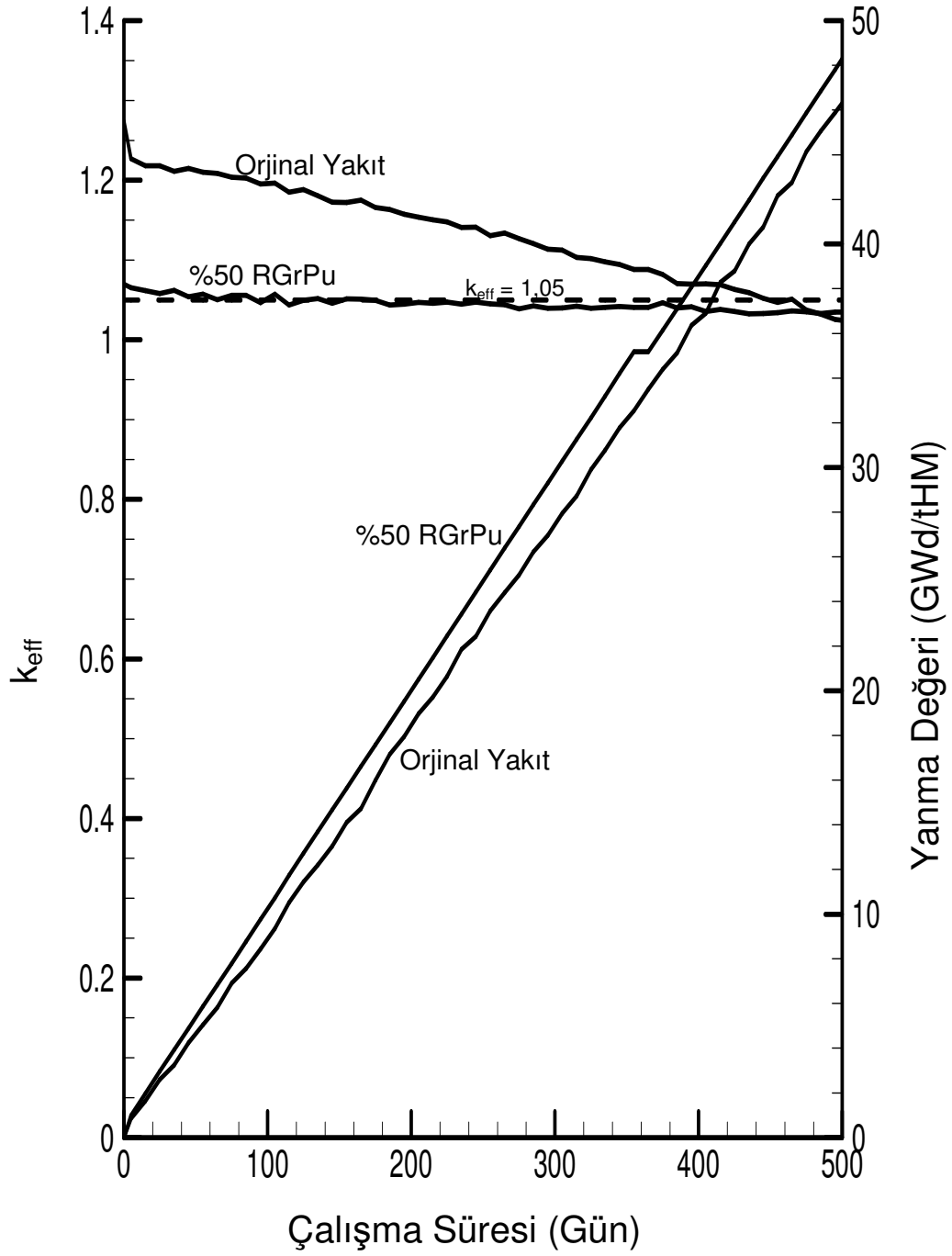
%50 RGrPu tipi yakıtta başlangıç k_{eff} değeri orjinal yakıtı göre çok düşük olmasına rağmen çalışma süresi 175 gün olarak bulunmaktadır. Bu değer, %90 MA tipi yakıttan 2,3 kat daha uzun bir çalışma süresidir. Ancak %50 RGrPu'un çalışma süresi orjinal yakıtın ancak % 37'si kadardır. Şekil 4.5, %50 RGrPu için k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana bağlı olarak değişimini göstermektedir. Bu grafik incelendiğinde bu yakıttaki yanma değeri grafiğinin eğiminin biraz farklı olmakla birlikte orjinal yakıtın eğimine yakın olduğu ancak çalışma süresi daha uzun olduğundan dolayı orjinal yakıttan daha yüksek yanma değerine sahip olduğu görülmektedir. %50 RGrPu için yanma değeri 17,59 GWd/tHM olarak bulunmaktadır ki bu da orjinal yakıtın yanma değerinin %40'ı kadardır.



Şekil 4.3. Orjinal yakıt ve %90 MA için k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana göre değişimi



Şekil 4.4. Orjinal yakıt ve %90 RGrPu için k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana göre değişimi



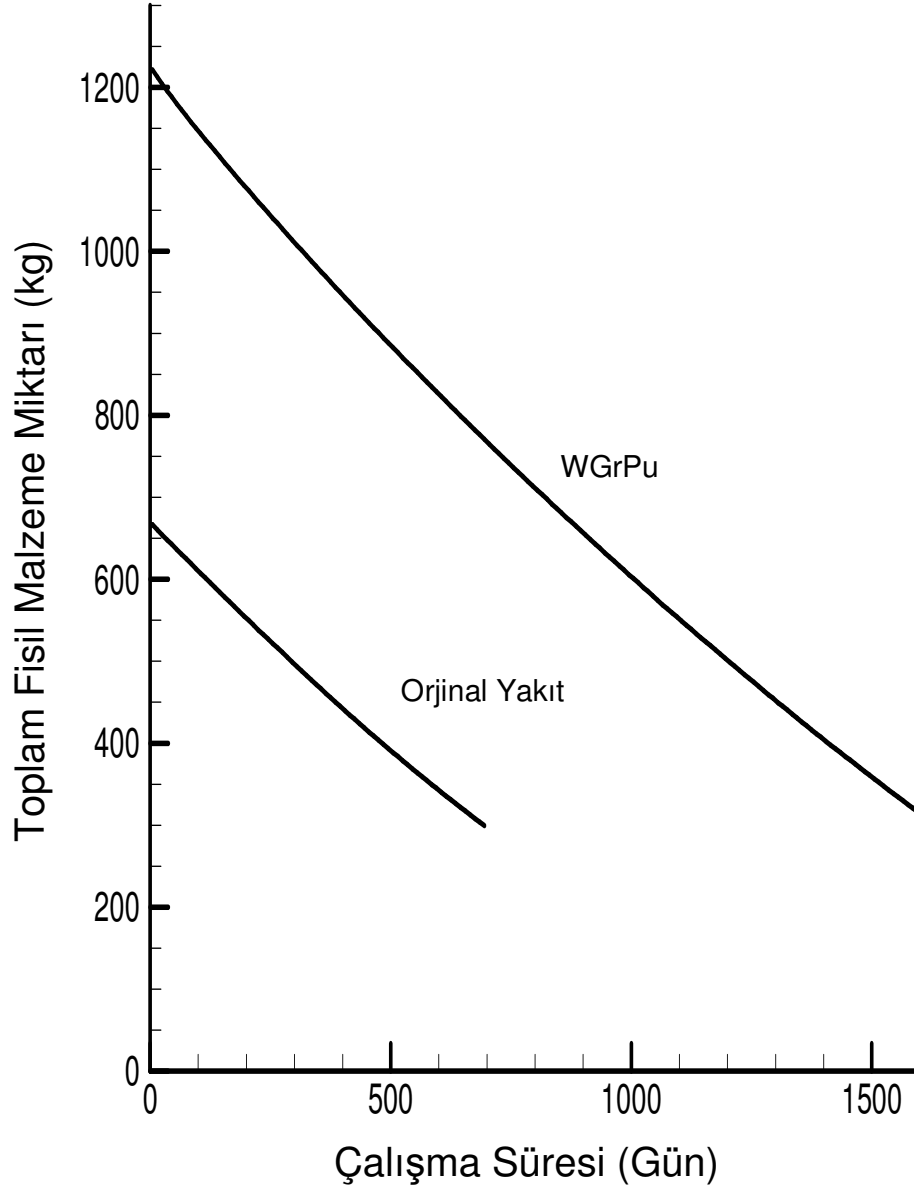
Şekil 4.5. Orjinal yakıt ve %50 RGrPu için k_{eff} ve yanma değerlerinin zamana göre değişimi

4.3. İzotop Miktarları

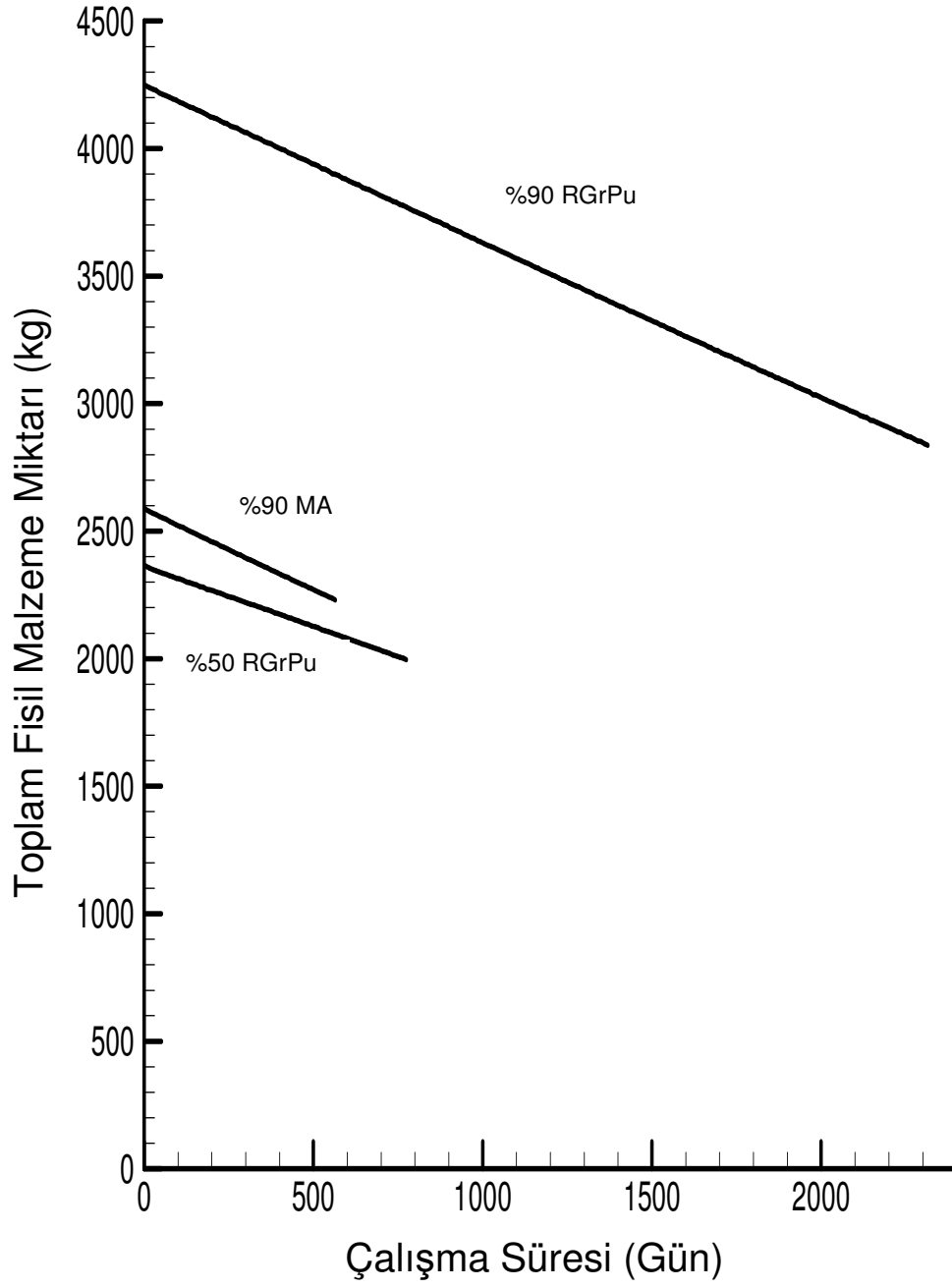
4.3.1. Toplam fisil izotop değişimi

Fisil malzemeler, fisiyona girerek enerji üretimini sağlayan izotoplardır. Burada incelenmekte olan fisil izotop miktarları ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu ve ^{241}Pu izotoplarının toplam miktarlarıdır. Reaktörün çalışması esnasında ^{232}Th , ^{238}U , ^{240}Pu gibi izotoplar nötron soğurarak fisil izotoplar haline geçerken reaktör içerisindeki fisil izotoplar ise fisiyona uğrayarak enerji üretmektedirler. Şekil 4.6 ve 4.7, orjinal yakıt ve bu çalışmada performansları incelenmekte olan diğer alternatif yakıtların toplam fisil izotop miktarlarının zamana göre değişimlerini vermektedir. Tüm yakıtlarda da toplam fisil izotop miktarları beklendiği gibi düşüş göstermektedir. Ancak her bir yakıt için bunun yüzdelik değerleri farklılık göstermektedir.

Toryum içermeyen ve fisil yakıt olarak başlangıçta içerisinde sadece ^{235}U ihtiva eden orjinal yakıtta 667 kg olan toplam fisil malzeme çalışma süresi sonunda %39,4'lük bir azalma ile 404 kg'a inmektedir. Bunun yanında fisil malzeme olarak başlangıçta ^{239}Pu ihtiva eden %19 WgrPu %49,5'lik bir fisil malzeme kaybı ile 1220 kg'lık değer 616 kg'a inmektedir. Yukarıda verilen iki haneli azalma değerleri %50 RGrPu tipi yakıt içinde geçerlidir. Bu yakıtta 4247 kg olan başlangıç değeri çalışma süresinin sonunda %27,3 azalarak 3087 kg'a inmektedir. Ancak bu yüksek değerler %90 MA ve %50 RGrPu tipi yakıtlarda geçerli değildir. %90 MA tipi yakıtta 2591 kg'lık fisil malzeme 2538 kg'a, %50 RgrPu tipi yakıtta 2363 kg 2281 kg'a inerken fisil malzemenin yanma oranları sırası ile %2 ve %3,5 olmaktadır.



Şekil 4.6. Orjinal yakıt ve %19 WGrPu için fisil malzeme miktarının zamana göre değişimi



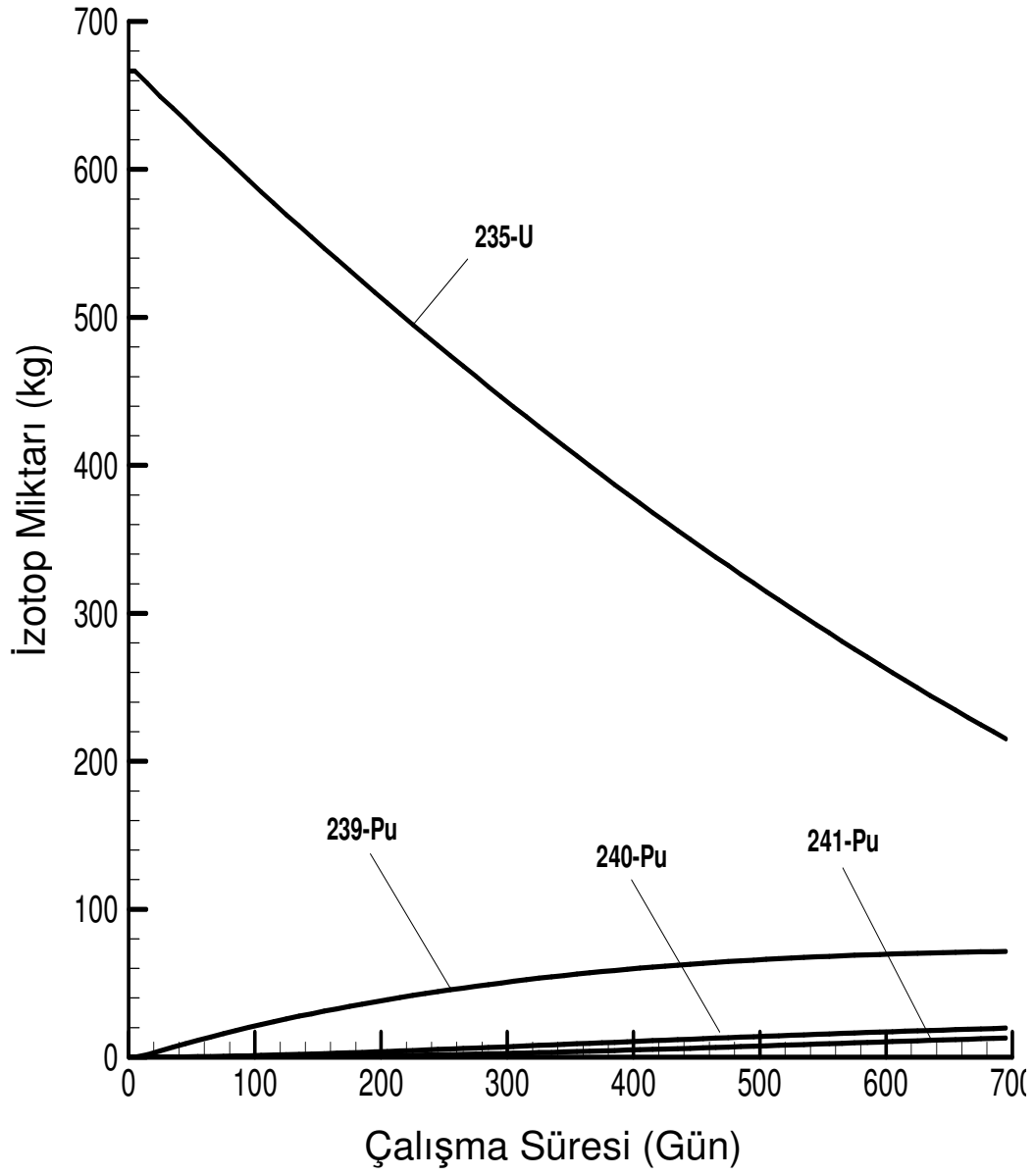
Şekil 4.7. %90 MA, %50 RGrPu ve %90 RGrPu karışımları için fisil malzeme miktarının zamana göre değişimi

4.3.2. Orjinal yakıt için izotop deęiřimi

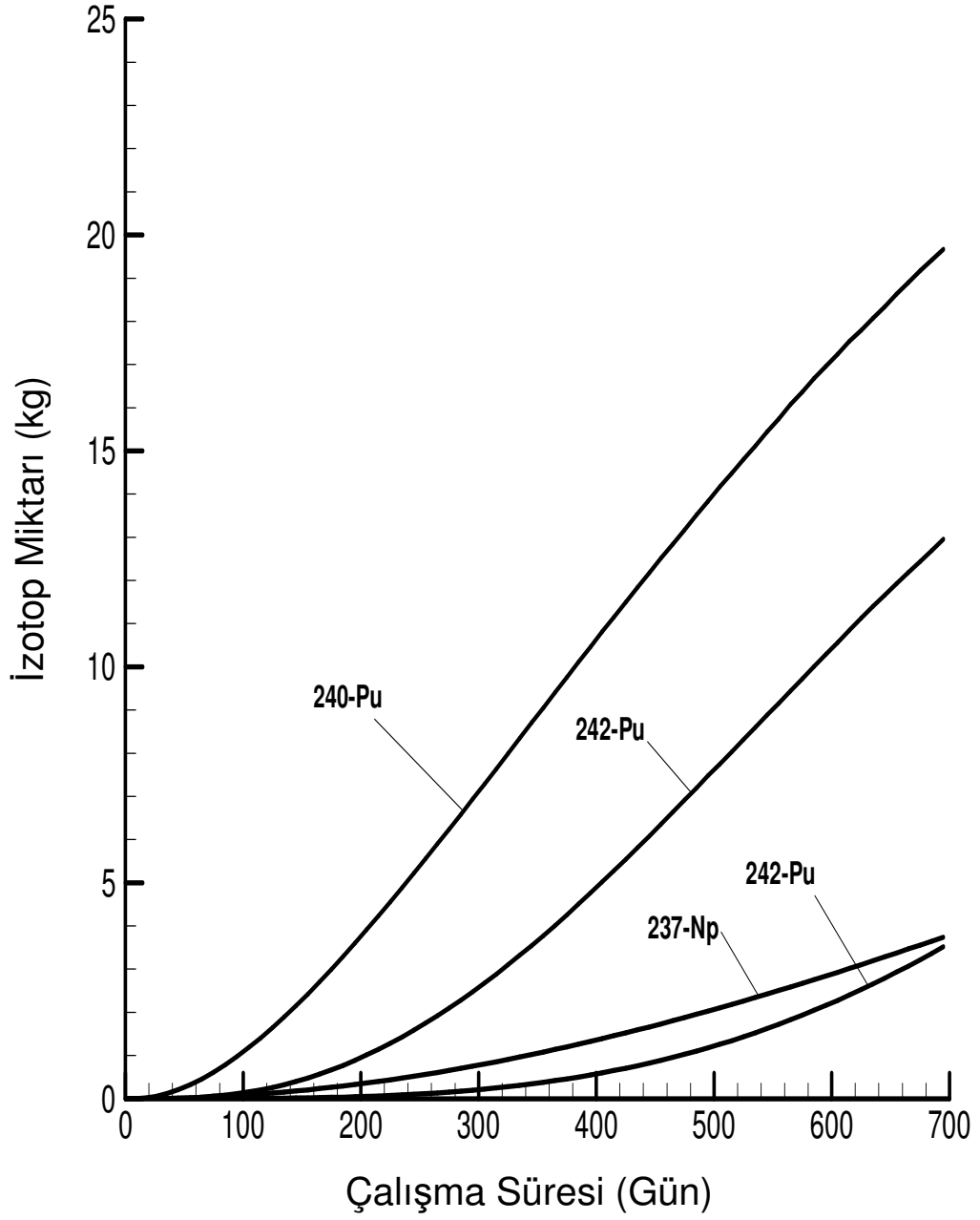
Ana reaksiyon řeması verilmiř olan orjinal yakıt, fisil bir malzeme olan ^{235}U 'in iki farklı karıřımını ieren iki ayrı TRISO paracıęından oluřmaktadır (Bkz. řekil 2.15). Bu nedenle yakıtın ierisinde sadece uranyumun izotopları olan ^{235}U ile ^{238}U bulunmaktadır. řekil 4.8'de de gsterildięi gibi fisyonu giren ^{235}U miktarı azalırken ntron soęuran ^{238}U 'in transmutasyona uęraması ile pltonyum miktarlarında artmalar meydana gelmektedir. Bu izotoplar arasında en yksek deęere sahip olan izotop ^{239}Pu 'dur. Bunun yanında ok dřk miktarlarda miktar minr aktinidler de ortaya ıkmaktadır. ^{235}U ve ^{238}U izotopları ise ntron soęurması veya fisyon gibi sebeplerden dolayı azalan izotoplardır. řekil 4.8, 4.9 ve 4.10 izlenen izotopların zamana baęlı deęiřimleri gsterilmiřtir. izelge 4.2'de bu izotopların miktarları ve izlenen izotopların toplam izlenen izotop ktlesi ierisindeki payları verilmiřtir.

Çizelge 4.2. Homojenize edilmiş orjinal yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları

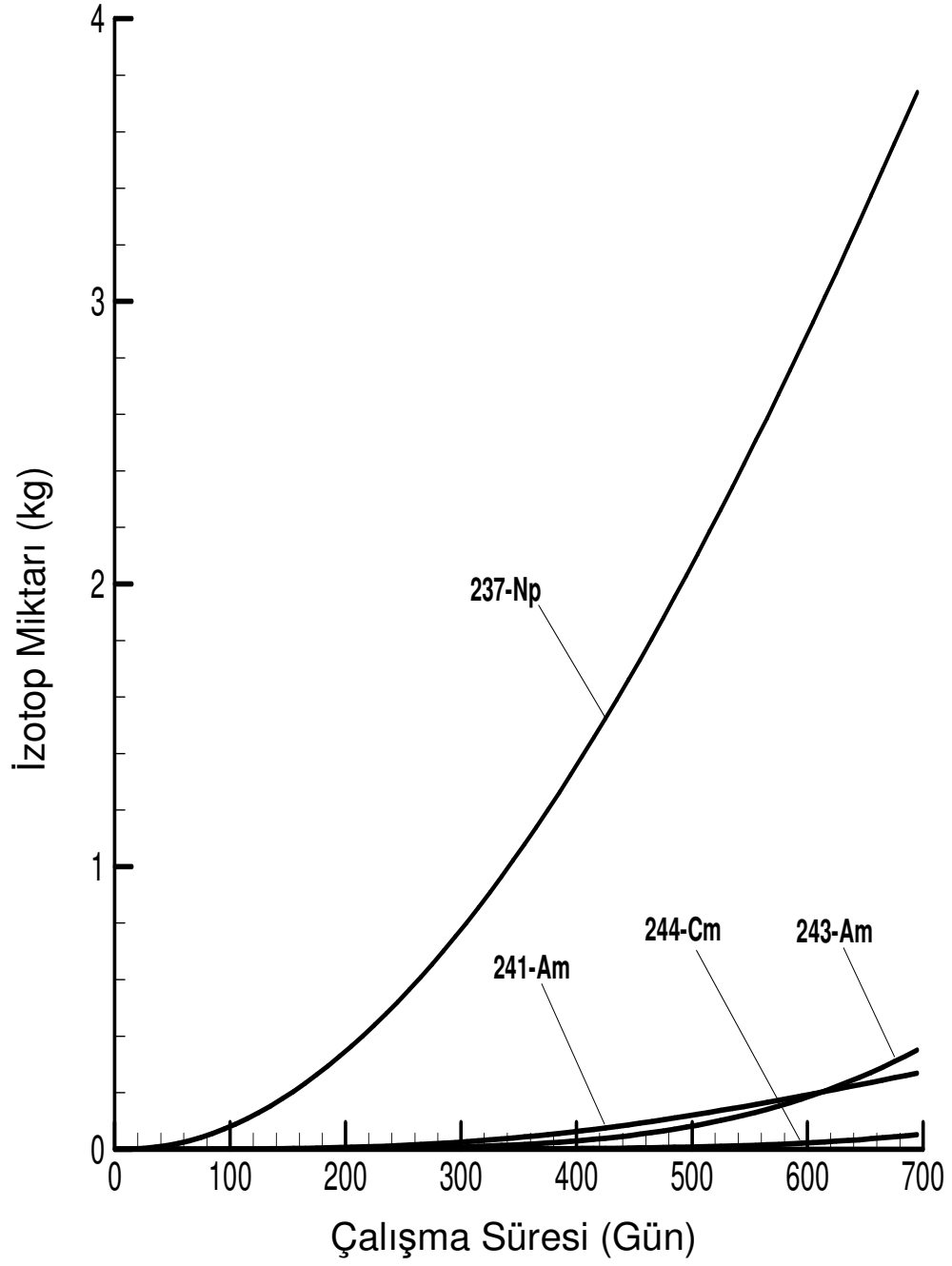
İzotop	Başlangıçtaki Miktarı (kg)	Başlangıçtaki Kütlesinin Oranı (%)	Çalışma Süresi Sonundaki Miktarı (kg)	Çalışma Süresi Sonundaki Kütlesinin Oranı (%)
²³² Th	0	0	0	0
²³³ U	0	0	0	0
²³⁴ U	0	0	0	0
²³⁵ U	666,50	10,50	332,28	5,52
²³⁶ U	0	0	55,88	0,93
²³⁸ U	5679,00	89,50	5538,00	92,07
²³⁷ Np	0	0	1,88	0,03
²³⁸ Pu	0	0	0,20	0
²³⁹ Pu	0	0	64,63	1,07
²⁴⁰ Pu	0	0	13,17	0,22
²⁴¹ Pu	0	0	6,92	0,11
²⁴² Pu	0	0	1,03	0,02
²⁴¹ Am	0	0	0,10	0
²⁴³ Am	0	0	0,06	0
²⁴⁴ Cm	0	0	0,01	0
²⁴⁵ Cm	0	0	0	0



Şekil 4.8. Orjinal yakıt için yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi



Şekil 4.9. Orjinal yakıt için yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi



Şekil 4.10. Orjinal yakıt için düşük miktarda oluşan izotopların değişimi

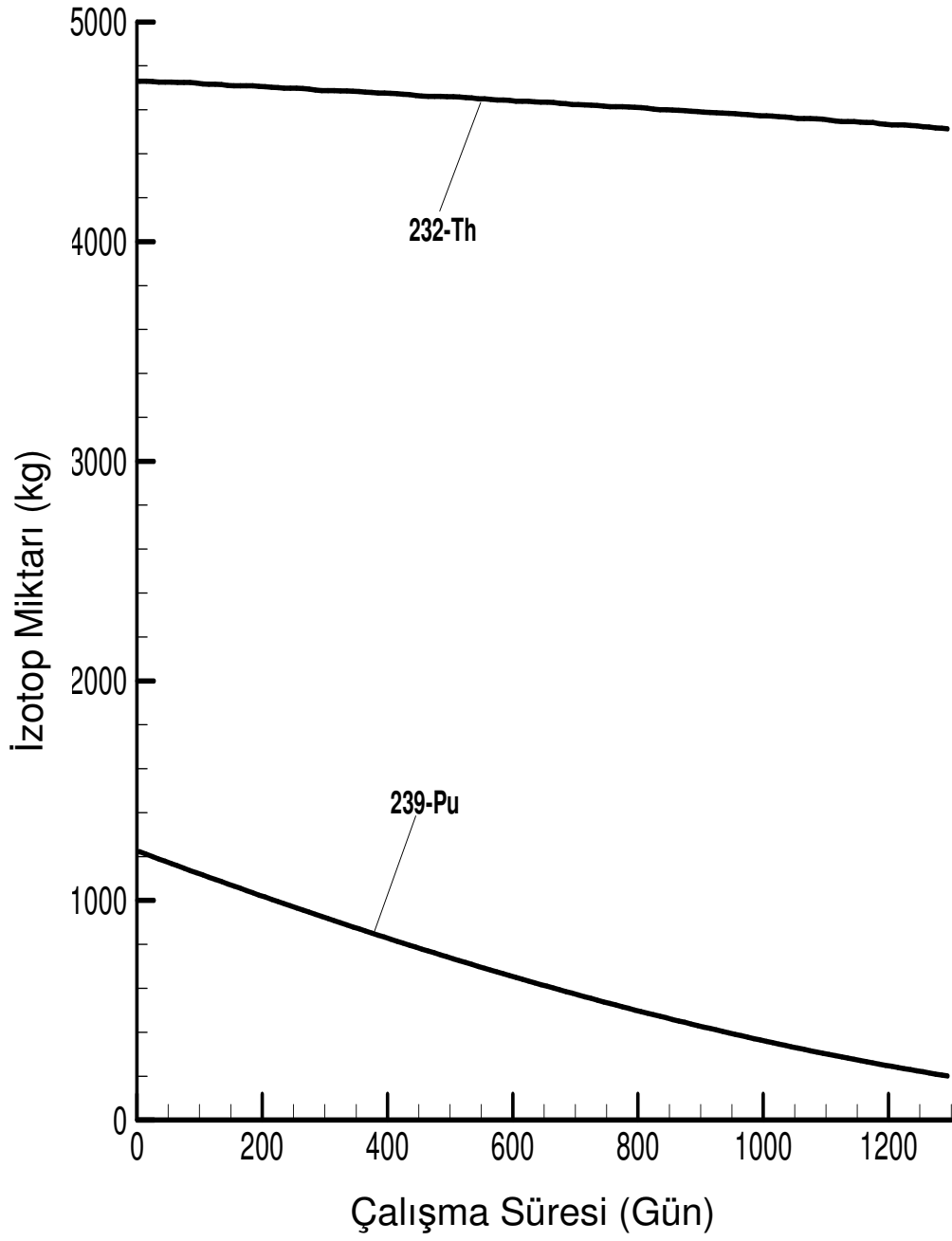
4.3.3. %19 WGrPu tipi yakıt için izotop deęiřimi

%19 WGrPu tipi yakıt, oksit formda ve ierisinde sadece ^{232}Th , ^{239}Pu ve düşük oranda ^{240}Pu izotopları ihtiva eden bir yakıttır. Bu nedenle ana reaksiyonları řekildedede (Bkz. řekil 2.16) gsterildięi gibi ntron soęurmasından dolayı yksek miktarda ^{233}U ve ^{240}Pu izotoplarının oluřması beklenir.

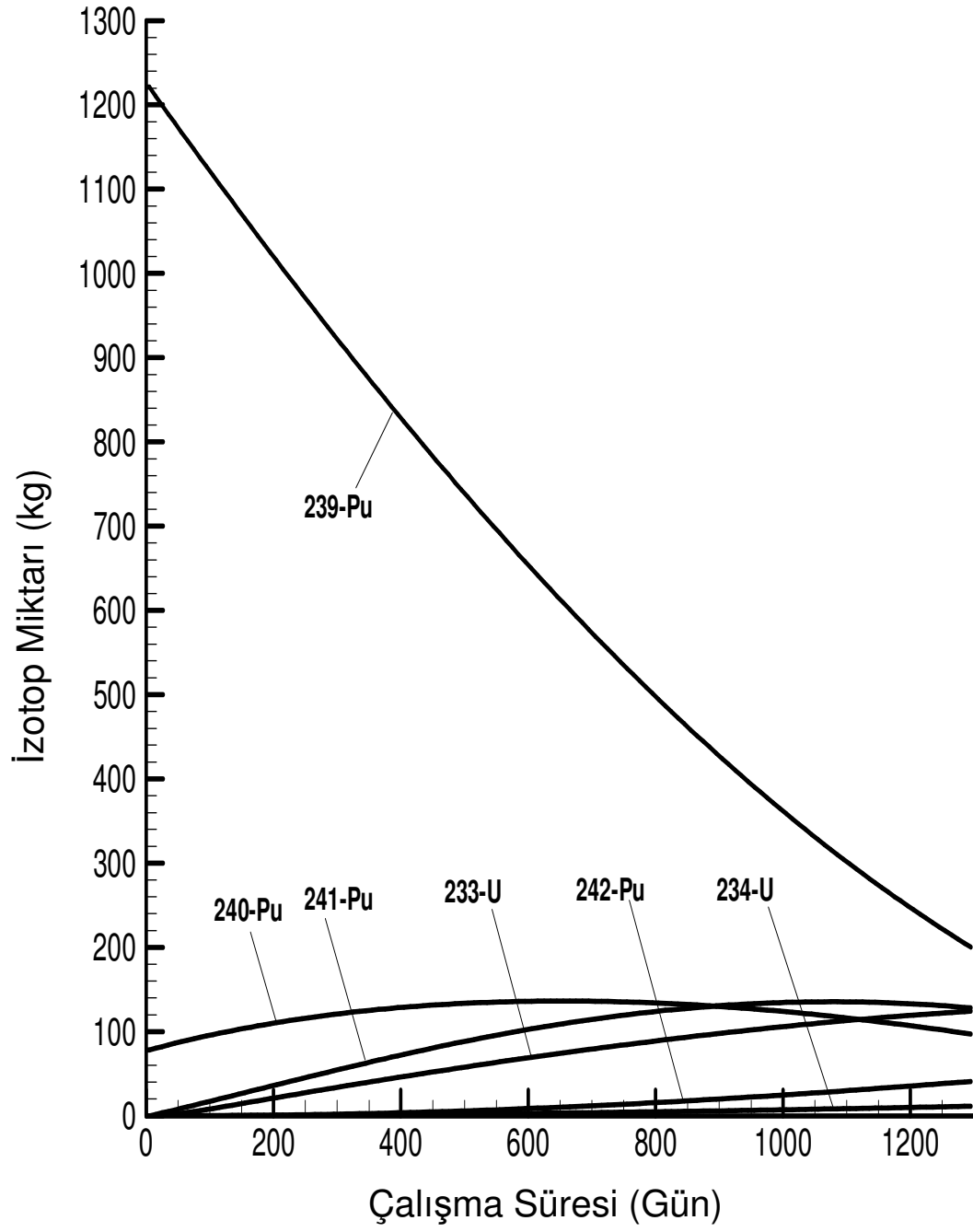
Buna gre řekil 4.11’de her iki izotopunda azaldıęı grlmektedir. řekil 4.12’de ^{240}Pu ve ^{241}Pu ’un redięi ancak bu izotopların miktarının azaldıęı grlmektedir. řekil 4.13’de ise minr aktinidlerin ve toryumun ntron soęurması ile dřk miktarda uranyum izotoplarının oluřtuęu gzlenmektedir. izelge 4.3, reaktrn bařlangı ve alıřma sresinin sonundaki izotop miktarlarını ve izotopların bu konumdaki yzdelerini vermektedir. izelgeye gre dięer izotoplara gre ok yksek ^{233}U ve ^{241}Pu remiř ve ^{240}Pu ’unda miktarı artmıřtır. Minr aktinidler ise orjinal yakıtta gre daha yksek miktarlarda oluřmasına raęmen dięer izotoplarla karřılařtırıldıklarında nemsenmeyecek kadar az miktarda oluřmaktadırlar.

Çizelge 4.3. Homojenize edilmiş %19 WGrPu tipi yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları

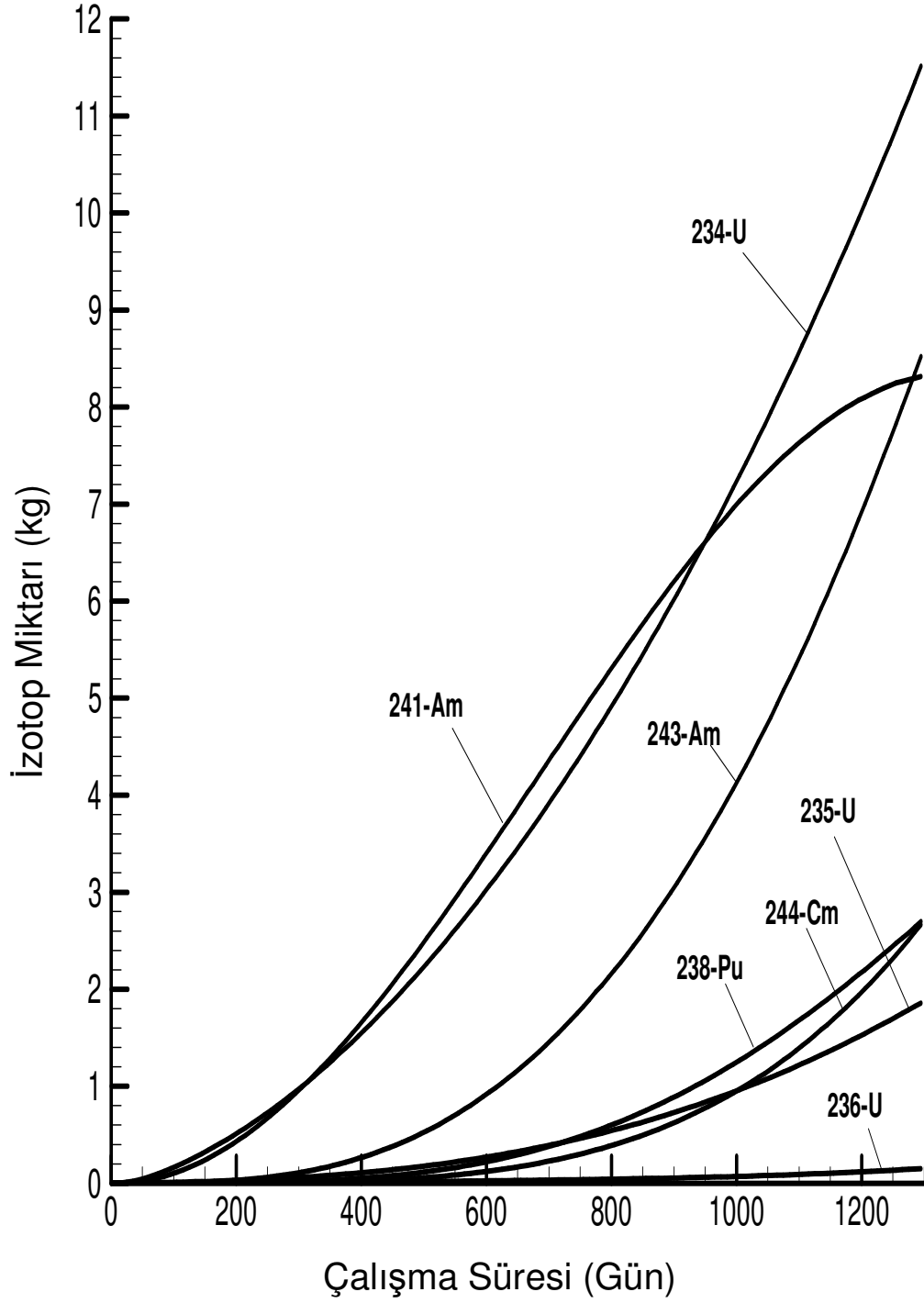
İzotop	Başlangıçtaki Miktarı (kg)	Başlangıçtaki Kütlesinin Oranı (%)	Çalışma Süresi Sonundaki Miktarı (kg)	Çalışma Süresi Sonundaki Kütlesinin Oranı (%)
²³² Th	4731,00	78,45	4578,00	85,27
²³³ U	0	0	104,02	1,94
²³⁴ U	0	0	6,92	0,13
²³⁵ U	0	0	0,89	0,02
²³⁶ U	0	0	0,07	0
²³⁸ U	0	0	0	0
²³⁷ Np	0	0	0,01	0
²³⁸ Pu	0	0	1,15	0,02
²³⁹ Pu	1221,20	20,25	377,57	7,03
²⁴⁰ Pu	78,26	1,30	125,57	2,34
²⁴¹ Pu	0	0	133,88	2,49
²⁴² Pu	0	0	23,53	0,44
²⁴¹ Am	0	0	6,81	0,13
²⁴³ Am	0	0	3,84	0,07
²⁴⁴ Cm	0	0	0,86	0,02
²⁴⁵ Cm	0	0	0,04	0



Şekil 4.11. %19 WGrPu tipi yakıt için ²³⁹Pu ve ²³²Th miktarının değişimi



Şekil 4.12. %19 WGrPu tipi yakıt için yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi



Şekil 4.13. %19 WGrPu tipi yakıt için düşük miktarda oluşan izotopların değişimi

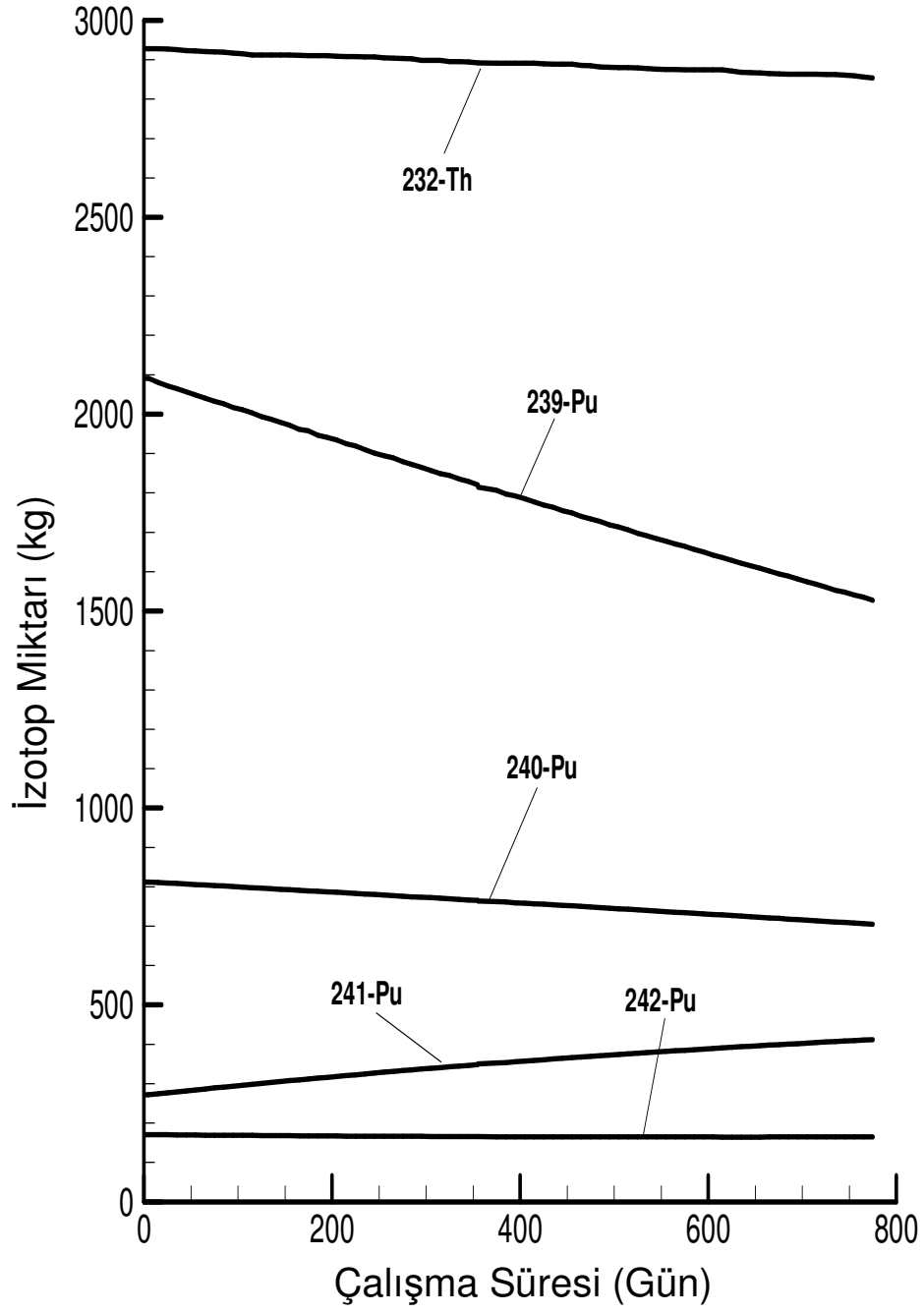
4.3.4. %50 RGrPu tipi yakıt için izotop deęiřimi

Plütonyum izotoplarının bir karıřımı olan reaktör tipi plütonyumun toryum ile karıřtırılmasından elde edilen %50 RGrPu, daha çok ^{232}Th 'dan üreyen ^{233}U olmak üzere uranyum izotopları ve yine daha çok ^{241}Am ve ^{243}Am olmak üzere düşük miktarda minör aktinidler üretir. Çizelge 4.4'e bakıldığında plütonyum izotoplarının daha çok kendi içlerinde dönüřtükleri, ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu ve ^{242}Pu izotopları azalırken ^{241}Pu izotopunun gözle görülür şekilde arttığı görülmektedir.

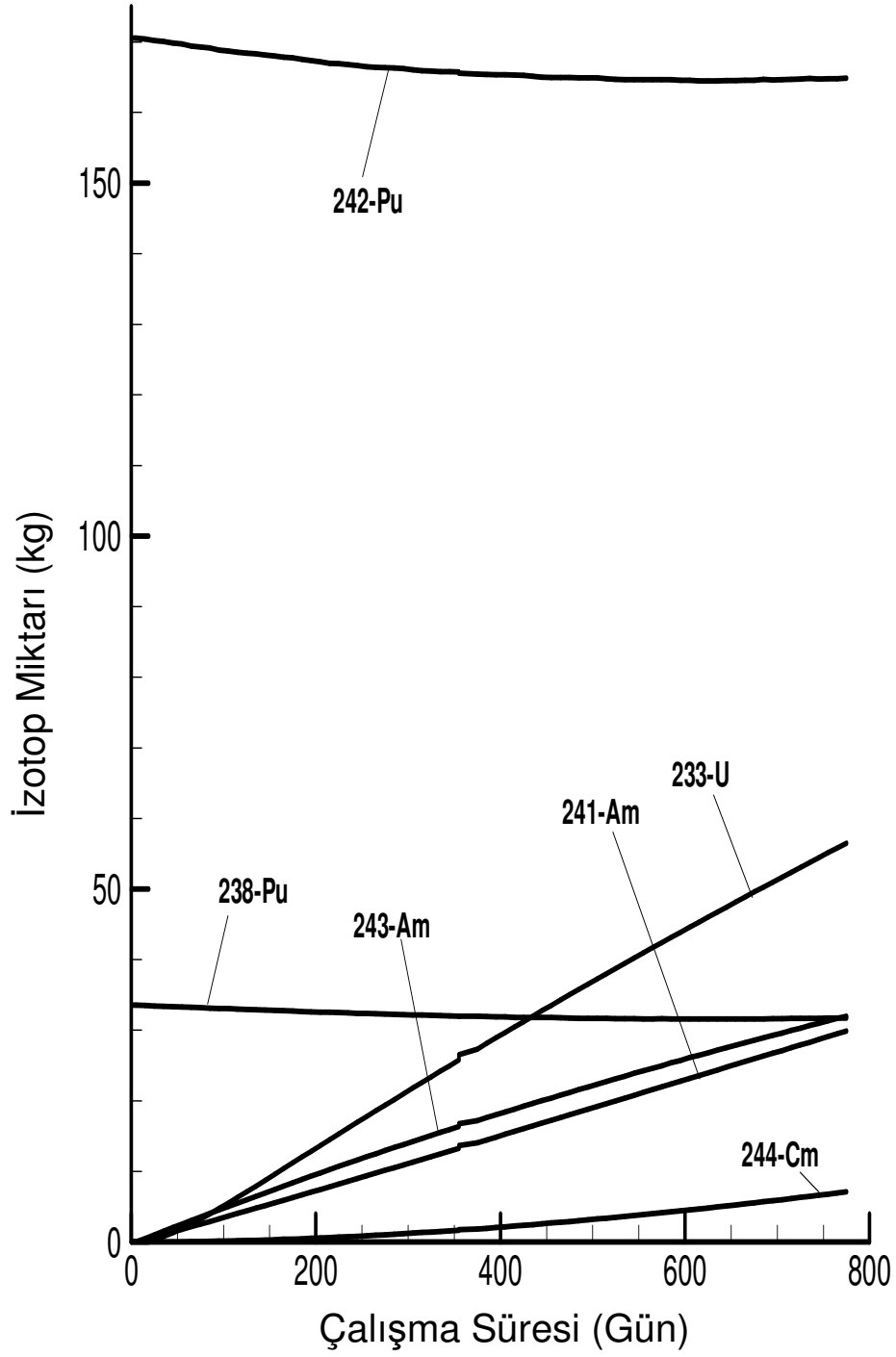
Ana reaksiyonları verilen RGrPu-Th karıřımının (Bkz. Şekil 2.17) %50 RGrPu türevinin izotoplarının zaman göre deęiřimleri Şekil 4.14, 4.15 ve 4.16'da verilmektedir. Şekil 4.14 yukarıda bahsedilen plütonyum ve toryum izotoplarının deęiřimlerini vermektedir. Bunun yanında çok daha düşük miktarlarda üreyen uranyum ve minör aktinid izotopları ise Şekil 4.15 ve 4.16'da verilmektedir.

Çizelge 4.4. Homojenize edilmiş %50 RGrPu tipi yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları

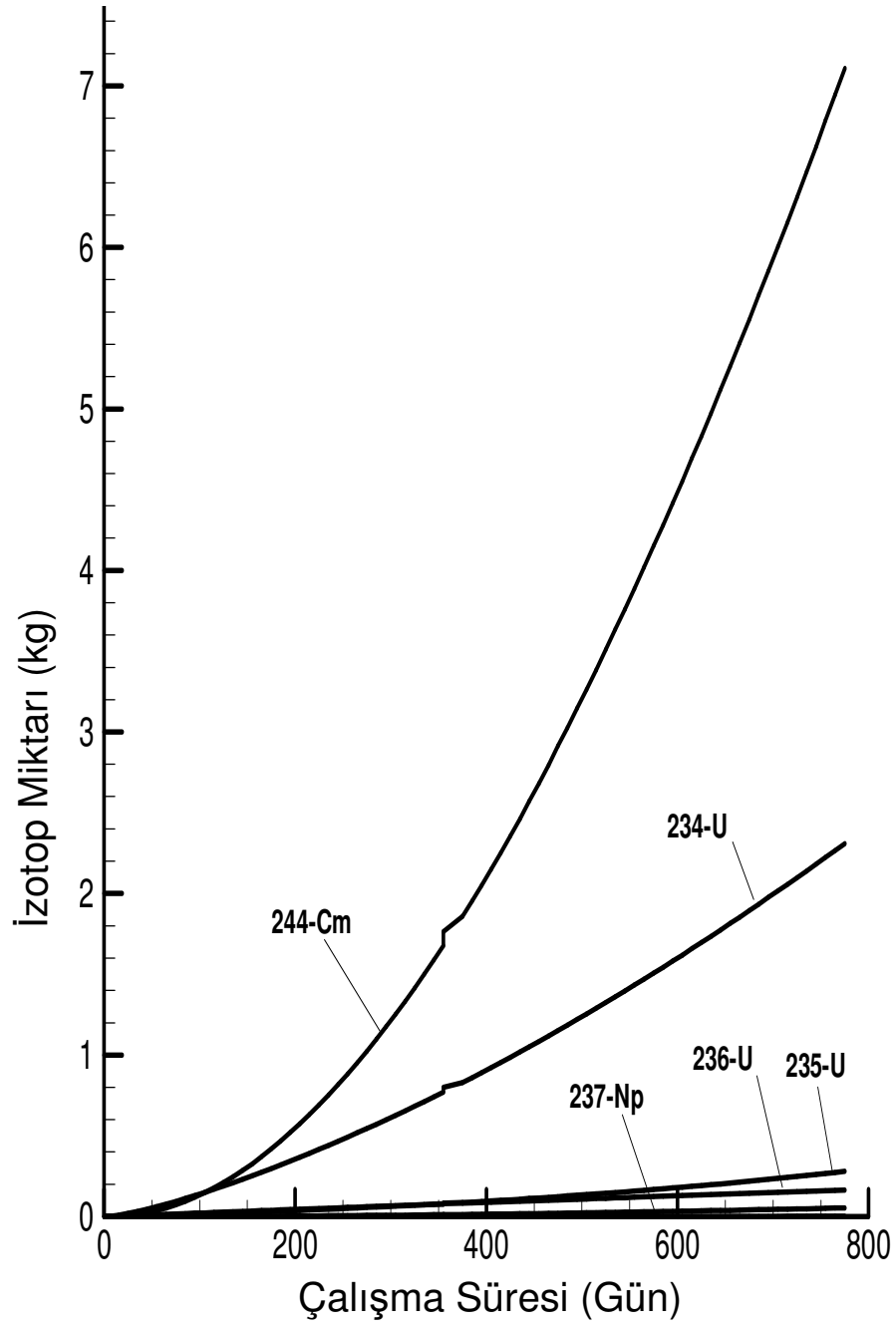
İzotop	Başlangıçtaki Miktarı (kg)	Başlangıçtaki Kütlesinin Oranı (%)	Çalışma Süresi Sonundaki Miktarı (kg)	Çalışma Süresi Sonundaki Kütlesinin Oranı (%)
²³² Th	2928,00	46,42	2910,00	46,94
²³³ U	0	0	11,22	0,18
²³⁴ U	0	0	0,30	0
²³⁵ U	0	0	0,03	0
²³⁶ U	0	0	0,04	0
²³⁸ U	0	0	0	0
²³⁷ Np	0	0	0	0
²³⁸ Pu	33,56	0,53	32,70	0,53
²³⁹ Pu	2091,40	33,16	1957,90	31,58
²⁴⁰ Pu	812,10	12,88	789,70	12,74
²⁴¹ Pu	271,90	4,31	311,90	5,03
²⁴² Pu	170,57	2,70	167,74	2,71
²⁴¹ Am	0	0	6,30	0,10
²⁴³ Am	0	0	8,39	0,14
²⁴⁴ Cm	0	0	0,42	0,01
²⁴⁵ Cm	0	0	0,01	0



Şekil 4.14. %50 RGrPu tipi yakıt için Toryum ve yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi



Şekil 4.15. %50 RGrPu tipi yakıt için ^{242}Pu ve düşük miktarda oluşan izotopların değişimi



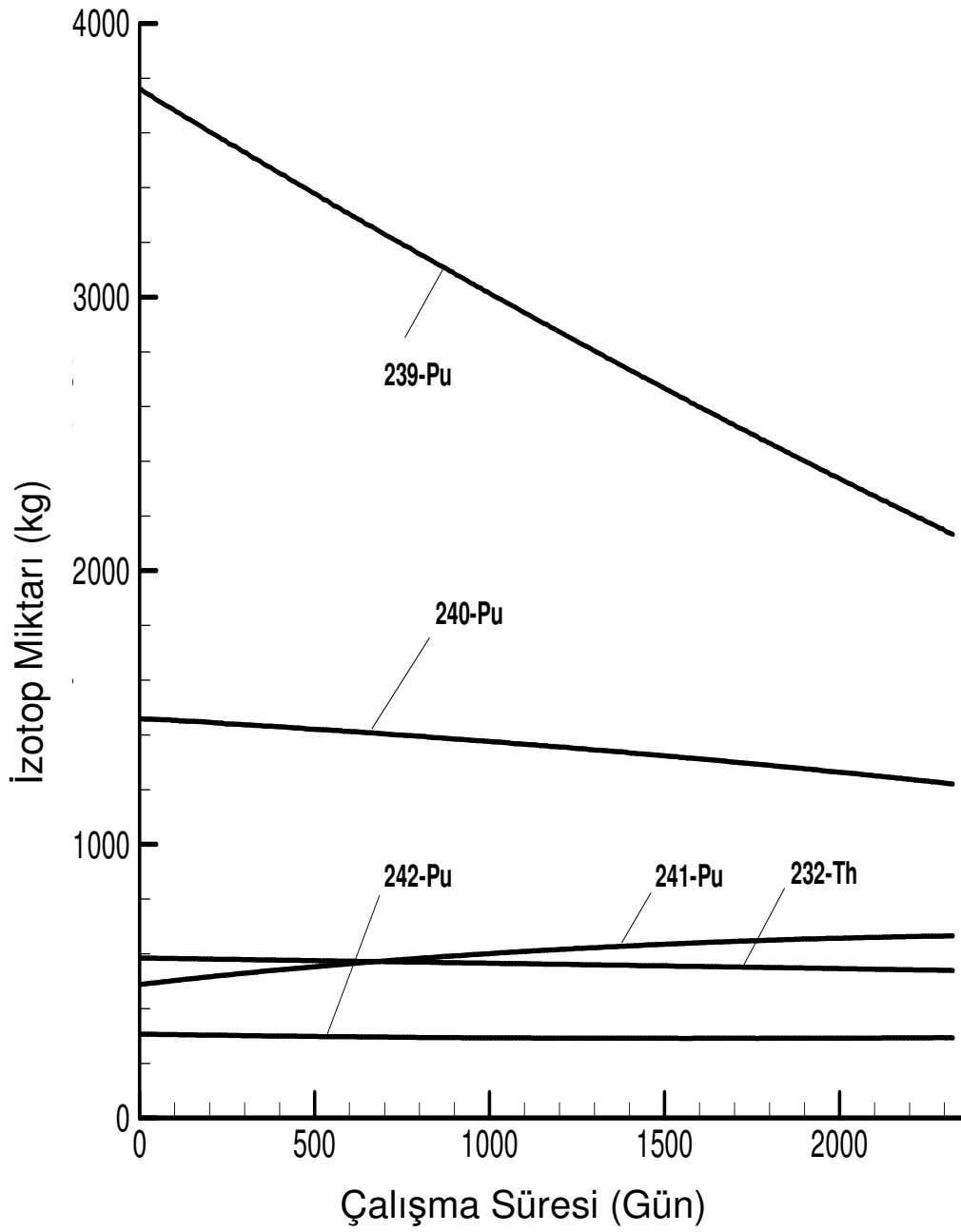
Şekil 4.16. %50 RGrPu tipi yakıt için ^{244}Cm ve düşük miktarda oluşan izotopların değişimi

4.3.5. %90 RGrPu tipi yakıt için izotop deęiřimi

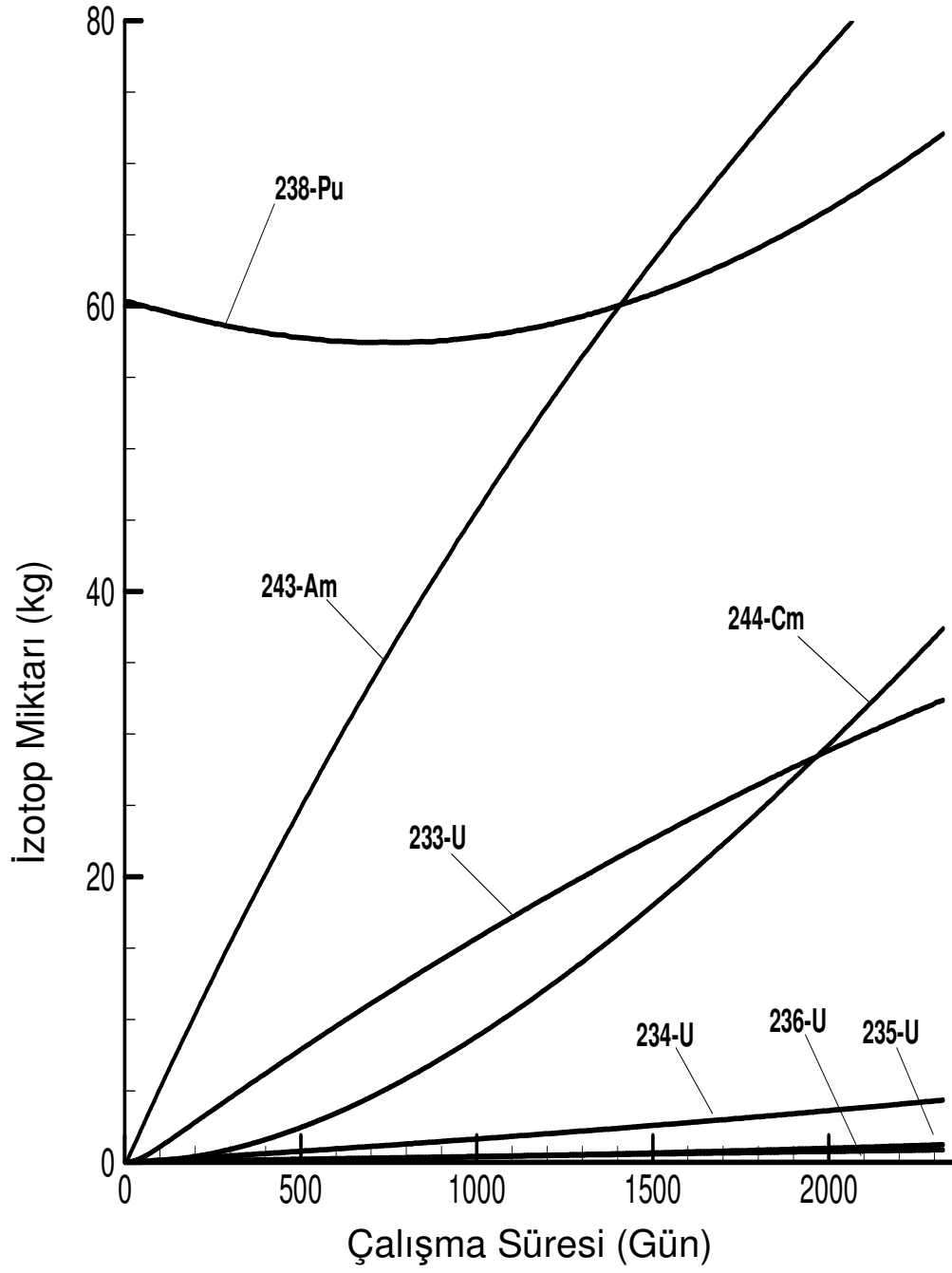
%50 RGrPu ile aynı yapıda ancak farklı plütonyum/toryum oranına sahip bu yakıtta (Bkz. Şekil 2.17) aynı reaksiyonlara maruz kalmakta ve ^{238}Pu ve ^{241}Pu miktarları artmakta iken ^{239}Pu , ^{240}Pu ve ^{242}Pu miktarları azalmaktadır. İzotoplardaki deęişimler Şekil 4.17 ve 4.18'de görülebilmektedir. Çizelge 4.5'de reaktörün başlangıç ve çalışma süresinin sonundaki izotop miktarları ve bu miktarların toplam yakıt içerisindeki yüzdeleri verilmiştir.

Çizelge 4.5. Homojenize edilmiş %90 RGrPu tipi yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları

İzotop	Başlangıçtaki Miktarı (kg)	Başlangıçtaki Kütlesinin Oranı (%)	Çalışma Süresi Sonundaki Miktarı (kg)	Çalışma Süresi Sonundaki Kütlesinin Oranı (%)
²³² Th	584,40	8,78	548,10	9,97
²³³ U	0	0	27,64	0,50
²³⁴ U	0	0	3,38	0,06
²³⁵ U	0	0	0,90	0,02
²³⁶ U	0	0	0,71	0,01
²³⁸ U	0	0	0,00	0
²³⁷ Np	0	0	0,48	0,01
²³⁸ Pu	60,31	0,91	65,31	1,19
²³⁹ Pu	3758,00	56,45	2404,30	43,72
²⁴⁰ Pu	1459,00	21,92	1277,30	23,23
²⁴¹ Pu	488,90	7,34	653,80	11,89
²⁴² Pu	306,40	4,60	291,50	5,30
²⁴¹ Am	0	0	111,73	2,03
²⁴³ Am	0	0	75,18	1,37
²⁴⁴ Cm	0	0	26,76	0,49
²⁴⁵ Cm	0	0	2,71	0,05



Şekil 4.17. %90 RGrPu tipi yakıt için Toryum ve yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi



Şekil 4.18. %90 RGrPu tipi yakıt için düşük miktarda oluşan izotopların değişimi

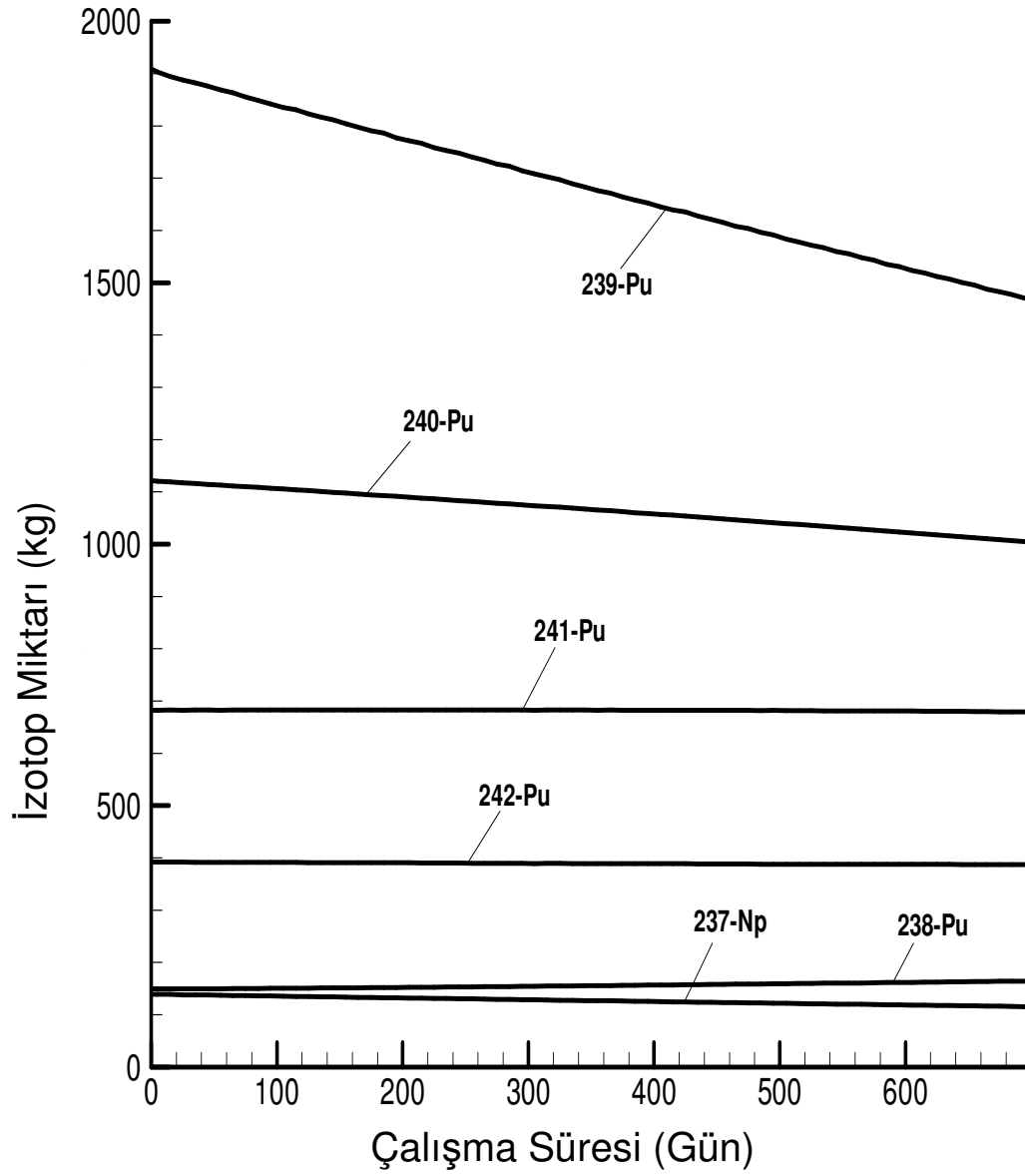
4.3.6. %90 MA tipi yakıt için izotop deęiřimi

Uranyum dıřındaki tm izotopların mevcut olduęu minr aktinid tipi yakıtın toryum ile karıřımından oluřan yakıtın maruz kaldıęı ana reaksiyonlar řekilde (Bkz. řekil 2.18) verilmiřtir. Ana olarak toryumun reaksiyonları ile oluřan dřk miktardaki uranyum izotoplarının yanında ^{238}Pu , ^{241}Am , ^{244}Cm ve ^{245}Cm izotoplarının miktarları artmakta bařta ^{239}Pu olmak zere ^{232}Th , ^{237}Np , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu ve ^{243}Am izotoplarının miktarları azalmaktadır.

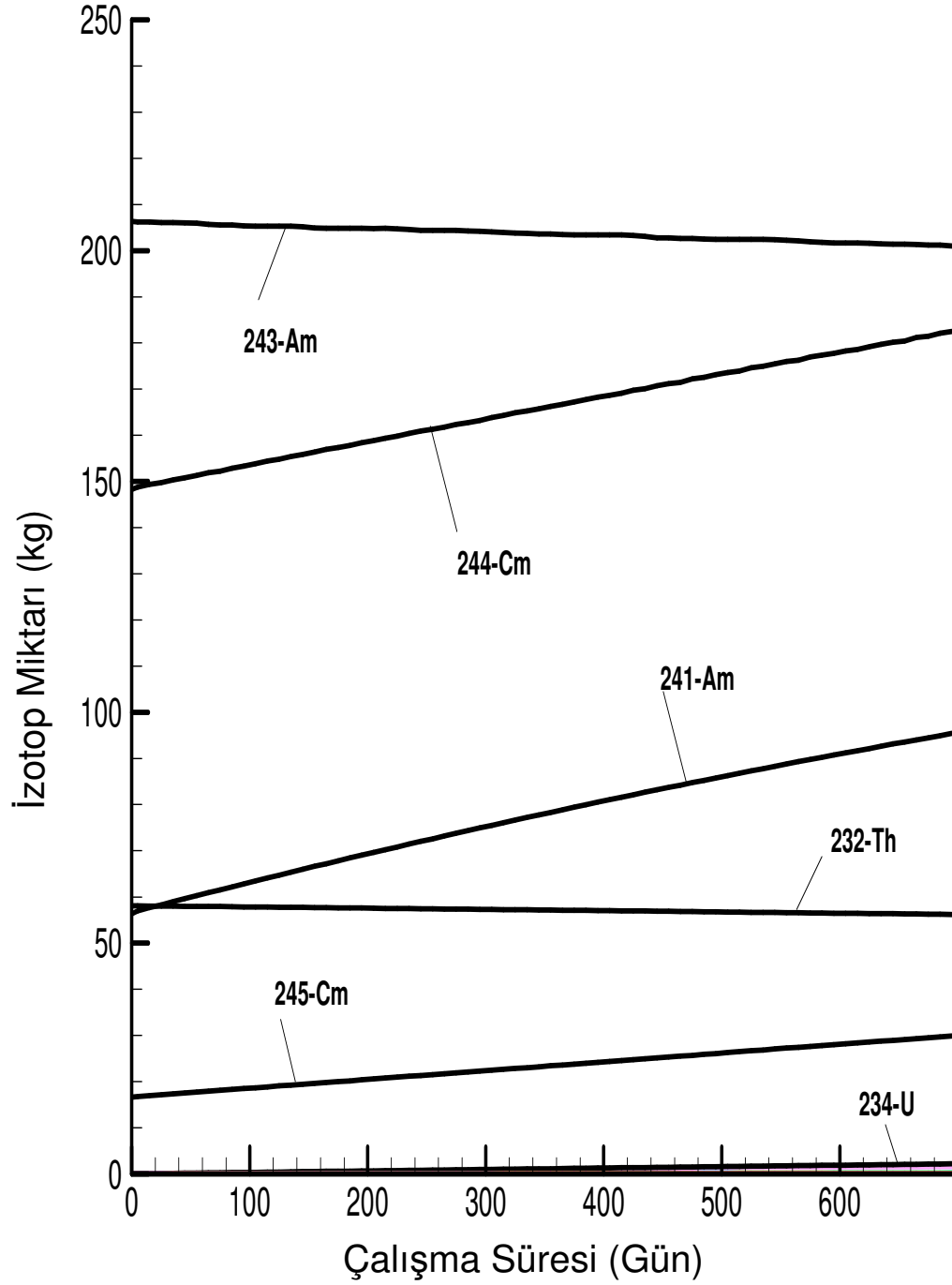
řekil 4.19 ve 4.20'de grldę gibi ^{238}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu izotoplarındaki deęiřim nemsenecek kadar kçktr. řizelge 4.6 bu tip yakıtın bařlangıç ve çalıřma sresi sonundaki izotop miktarlarını ve kalan toplam yakıtta ki yzdelerini vermektedir.

Çizelge 4.6. Homojenize edilmiş %90 MA tipi yakıt için başlangıç ve çalışma süresi sonundaki izotop miktarları

İzotop	Başlangıçtaki Miktarı (kg)	Başlangıçtaki Kütlesinin Oranı (%)	Çalışma Süresi Sonundaki Miktarı (kg)	Çalışma Süresi Sonundaki Kütlesinin Oranı (%)
²³² Th	58,09	1,19	57,94	1,20
²³³ U	0	0	0,12	0
²³⁴ U	0	0	0,25	0,01
²³⁵ U	0	0	0,01	0
²³⁶ U	0	0	0,03	0
²³⁸ U	0	0	0	0
²³⁷ Np	139,34	2,86	136,60	2,83
²³⁸ Pu	149,24	3,06	150,26	3,11
²³⁹ Pu	1909,30	39,13	1855,30	38,46
²⁴⁰ Pu	1121,50	22,98	1110,00	23,01
²⁴¹ Pu	682,20	13,98	682,90	14,16
²⁴² Pu	392,20	8,04	391,60	8,12
²⁴¹ Am	56,34	1,15	61,55	1,28
²⁴³ Am	206,34	4,23	205,56	4,26
²⁴⁴ Cm	148,24	3,04	152,19	3,15
²⁴⁵ Cm	16,61	0,34	18,11	0,38



Şekil 4.19. %90 MA tipi yakıt için yüksek miktarda oluşan izotopların değişimi



Şekil 4.20. %90 MA tipi yakıt için Toryum ve düşük miktarda oluşan izotopların değişimi

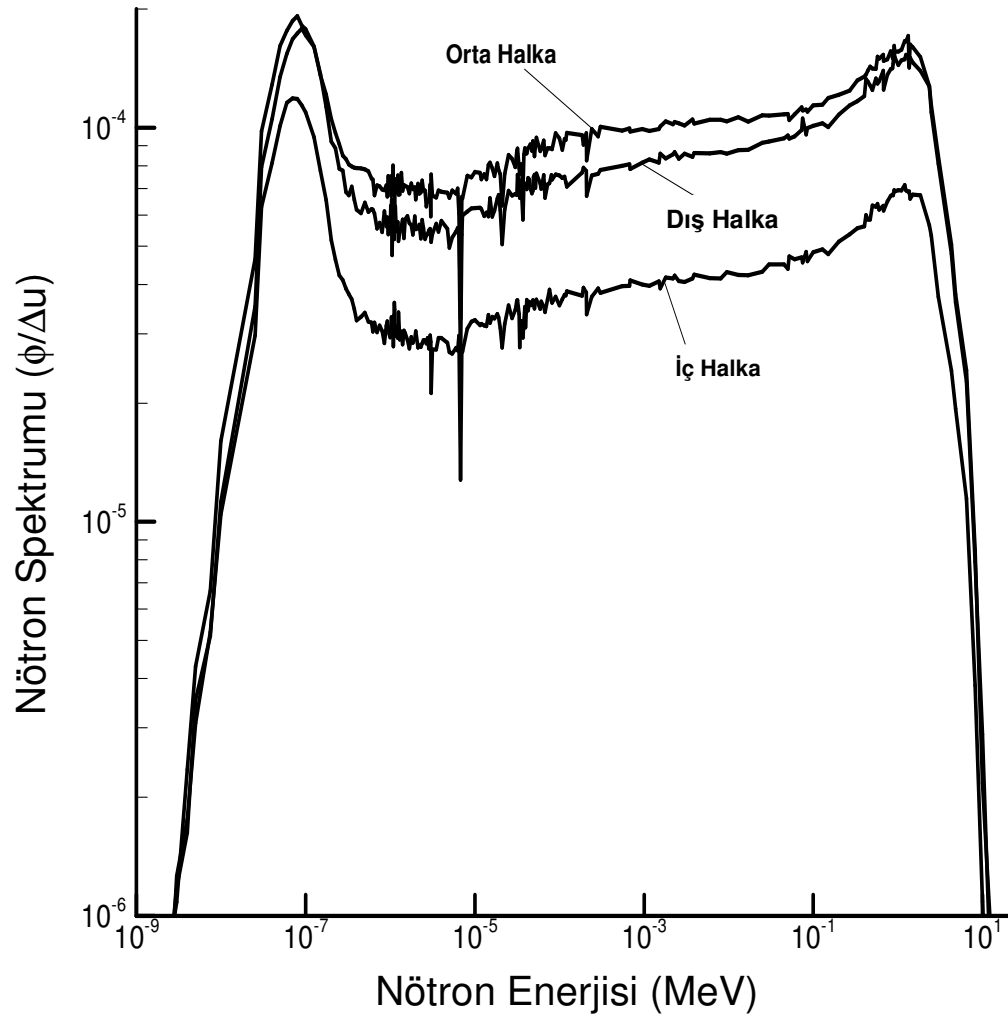
4.4. Nötron Spektrumu

Bu bölümde 238 enerji grubu için yapılan hesaplamalarda ortaya çıkan nötron spektrumu verilmektedir. Nötron spektrumu ($\phi/\Delta U$), nötron akısının (ϕ) o enerji grubunun letarjisine (ΔU) bölünmesi ile elde edilen değerdir.

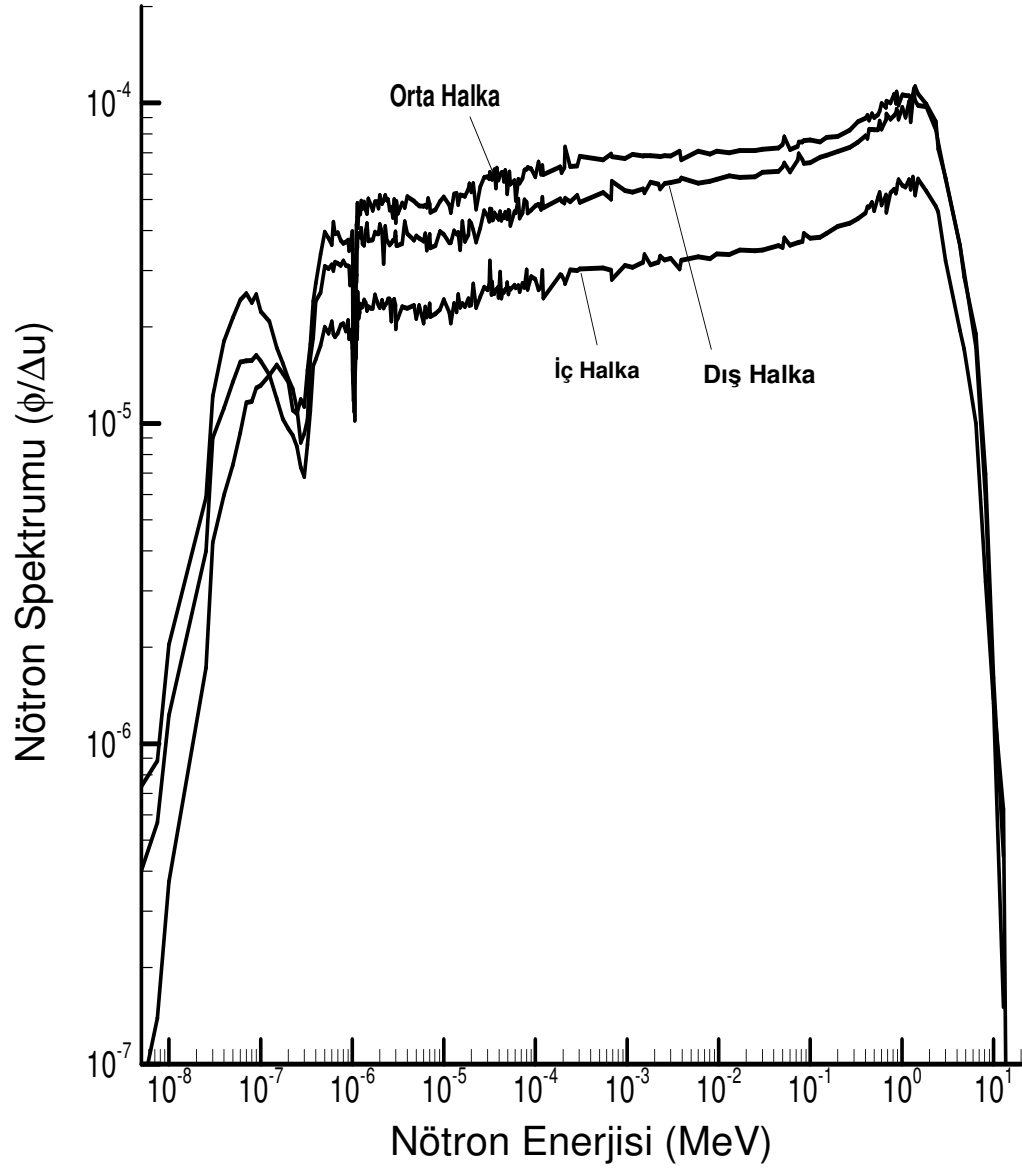
Nötron akısı, birim saniyede birim alandan geçen nötron sayısı olarak tanımlanmaktadır. Nötron akısının hacim ortalaması ise akının hacim diferansiyeli ile çarpımının integralinin hacme bölümünden elde edilen değer olarak tanımlanmaktadır.

Yapılmış olan bu çalışmada akı, birim zamanda yüzeyden geçen nötron miktarı yerine hacimsel akı değerleri kullanılmıştır.

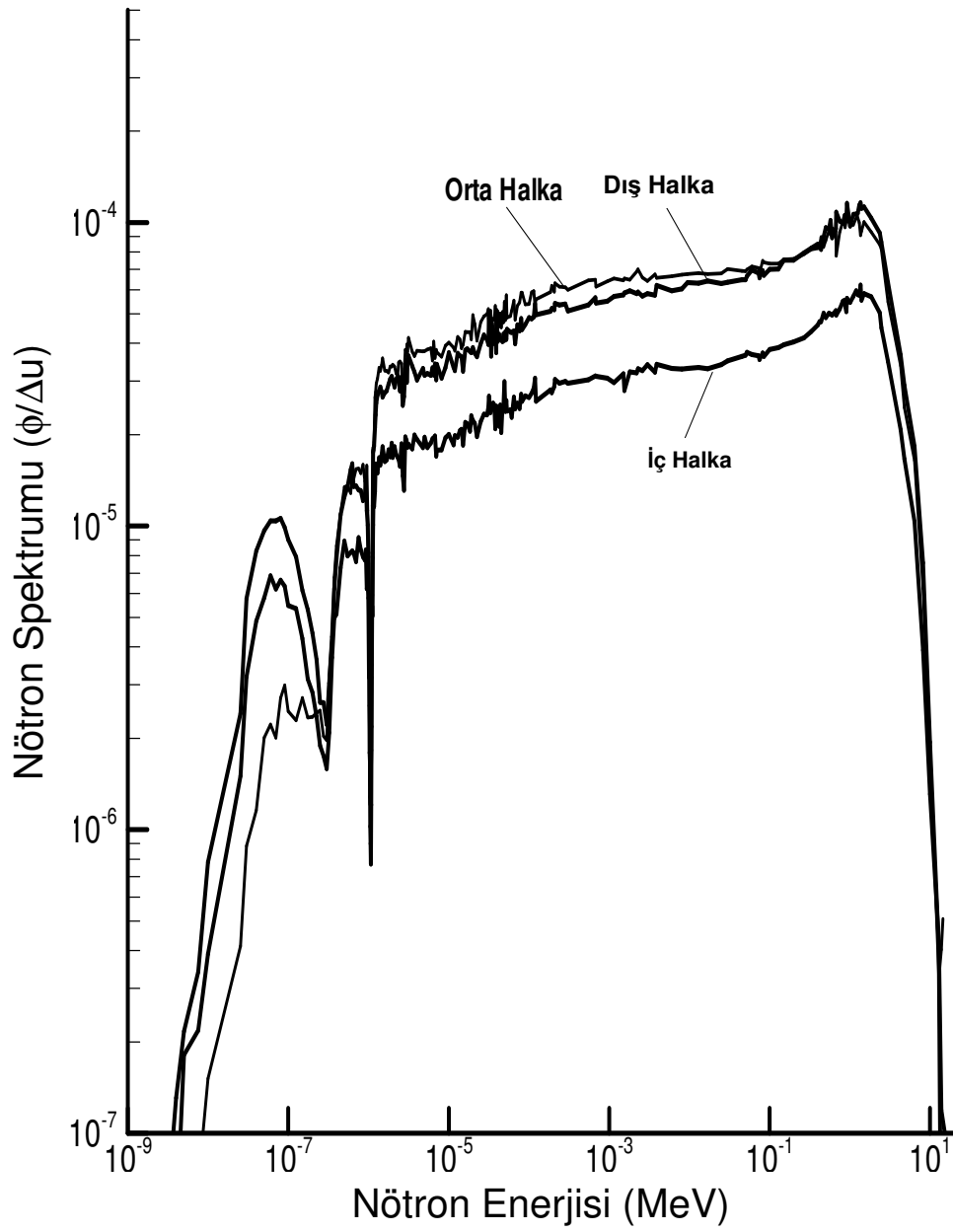
Orjinal yakıtta, yakıt karbür ve oksit formlarında kullanılırken alternatif yakıtlarda bu yapı sadece oksit formundadır. Bu nedenle orjinal yakıt ve alternatif yakıt nötron spektrum grafikleri yapı olarak birbirlerinden farklıdır. Orjinal yakıtın nötron spektrum grafiği daha düz bir yapıdayken alternatif yakıtlarda bu değer nötron enerjisi düşerken azalmaktadır. Şekiller 4.22, 4.23, 4.24, 4.25 de gösterilen tüm yakıtlarda ortak olan nokta nötron akısının orta halkayı oluşturan bloklarda daha yüksek olmasıdır. Orta halkayı dış halka izlemekte ve en düşük nötron spektrumu diğer iki halkadan çok daha düşük olarak iç halkada gözlenmektedir.



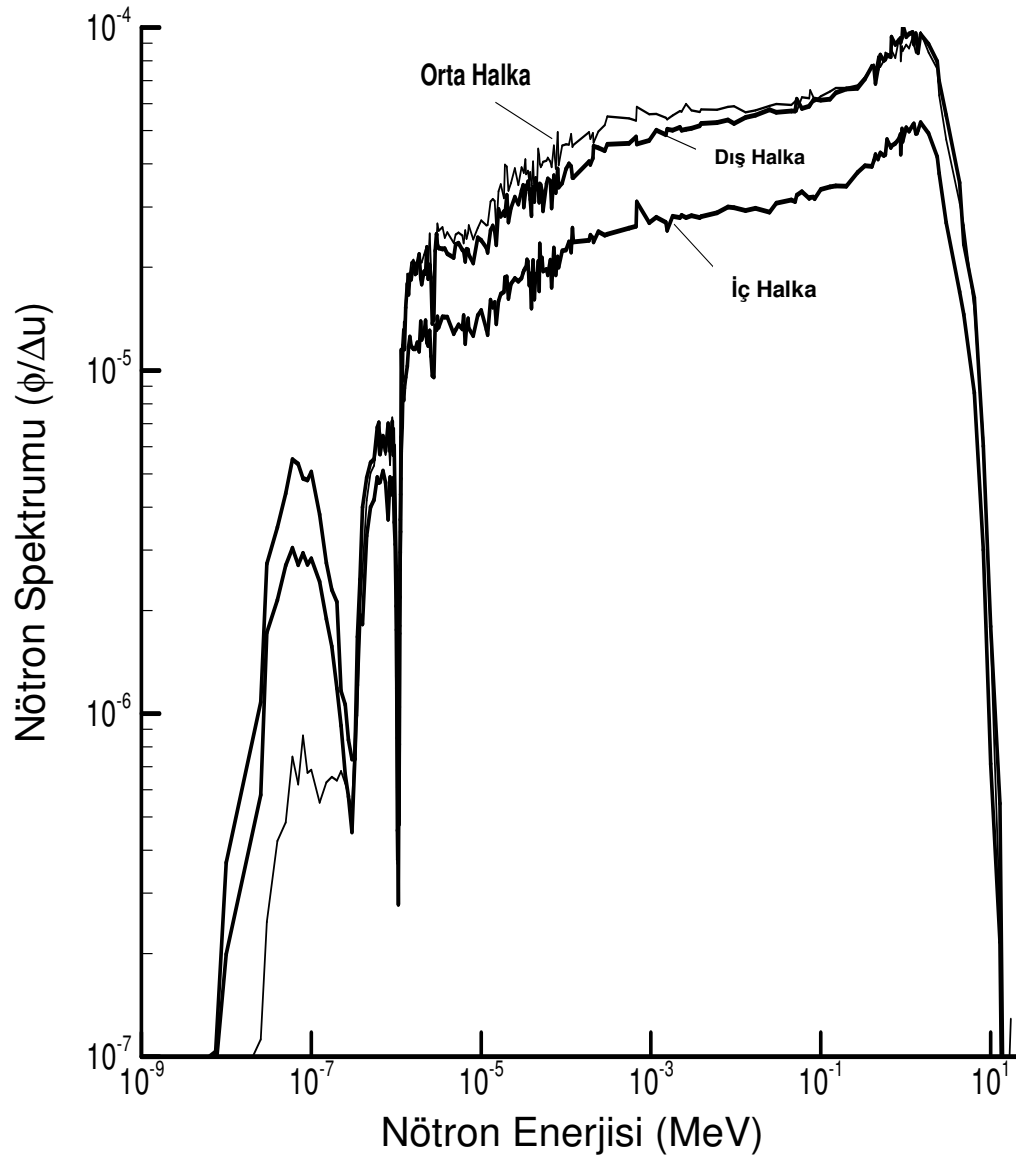
Şekil 4.21. Orjinal yakıt için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği



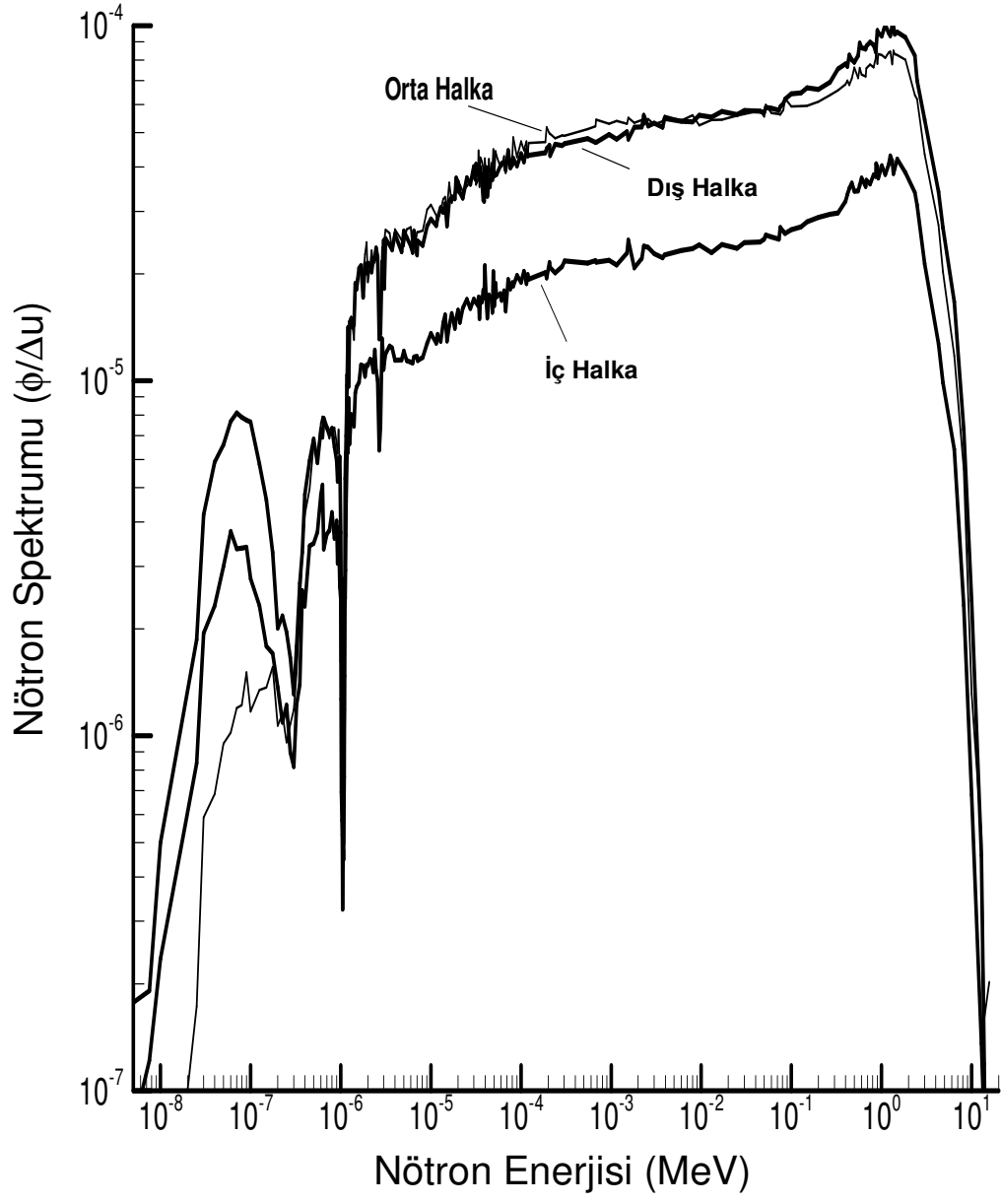
Şekil 4.22. $^{19}\text{WGrPu}$ için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği



Şekil 4.23. %50 RGrPu için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği



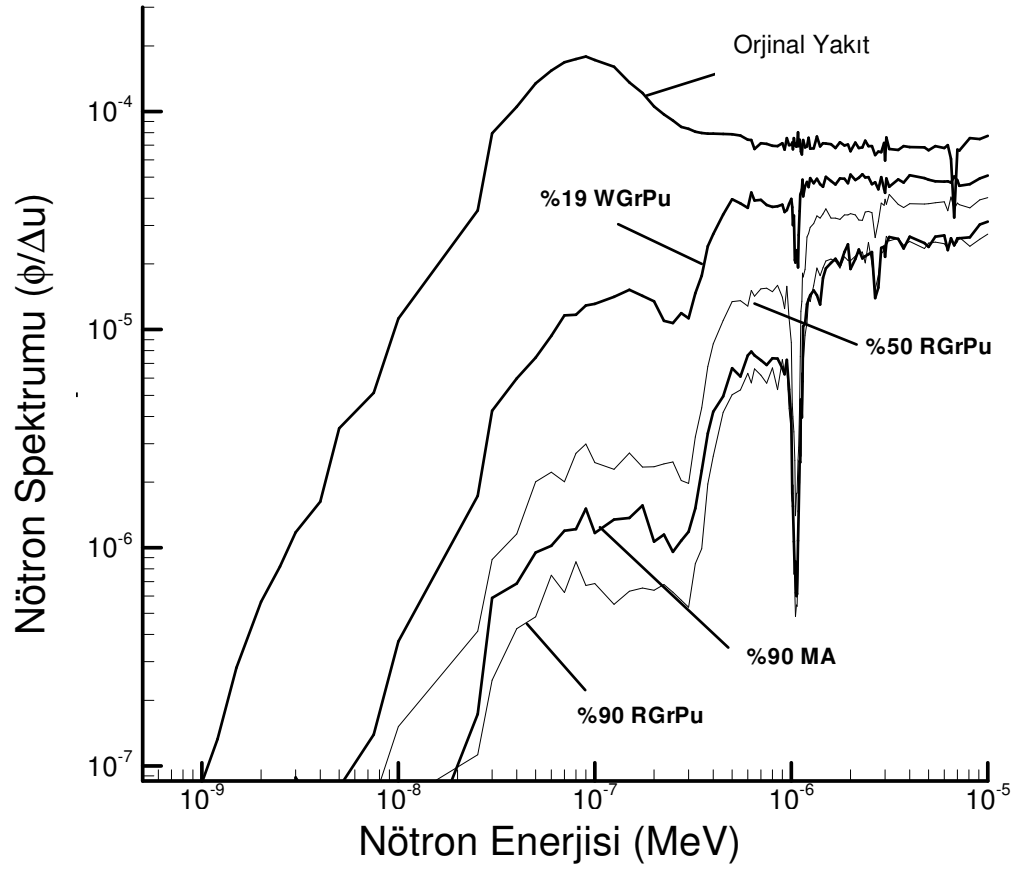
Şekil 4.24. %90 RGrPu için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği



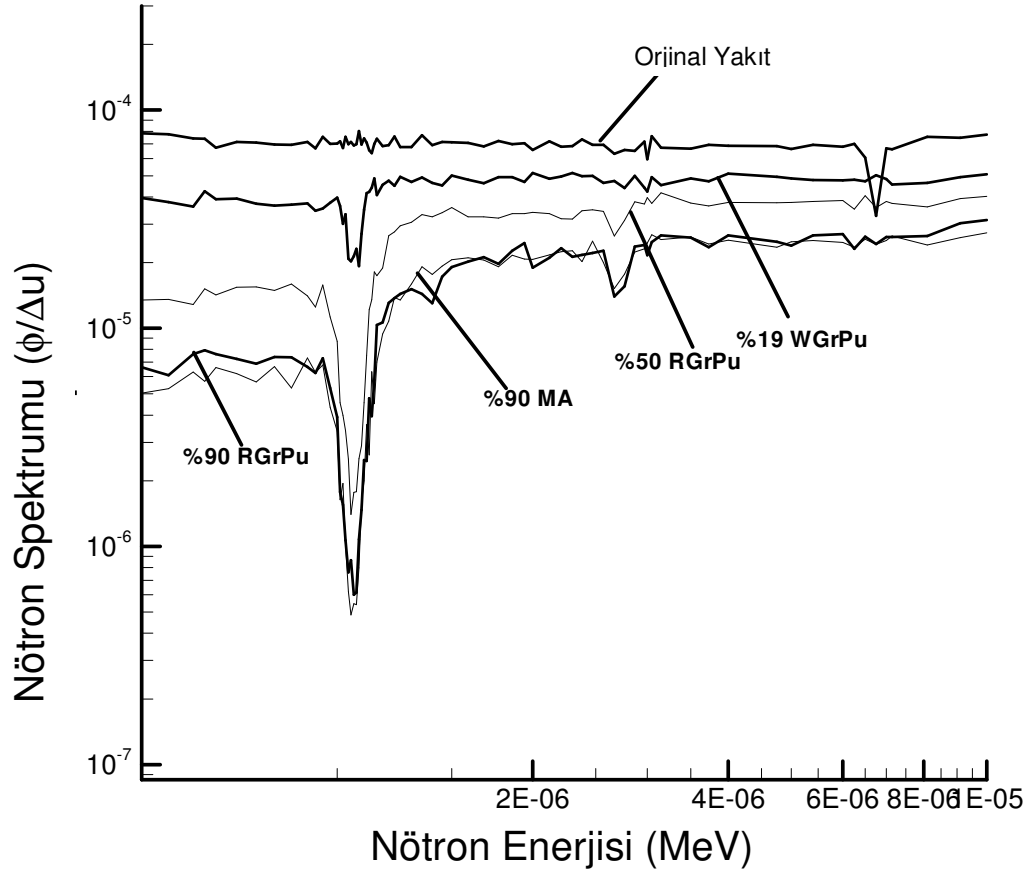
Şekil 4.25. %90 MA için Nötron Spektrumu - Enerji Grafiği

Daha yakından incelendiğinde alternatif yakıtların spektrumunda 1 eV civarındaki enerjilerde akıda ani bir düşme gözlenmektedir. Şekil 4.26 ve 4.27’de orjinal yakıt ve alternatif yakıtların orta halkalarının spektrumları farklı enerji aralıklarında karşılaştırılmıştır. Şekiller incelendiğinde alternatif yakıtlarda ani azalmanın 1,5 eV civarlarında olduğu görülmekte bunun karşısında orjinal yakıtta benzeri azalmanın 8 eV civarında olduğu ancak bu azalmanın miktarının alternatif yakıtlara nazaran çok daha alçak seviyelerde olduğu görülmektedir. Orjinal yakıtın bu aralıkta çok daha düz bir spektrum grafiği verdiği görülmektedir.

Şekil 4.26 incelendiğinde %90 MA ile %90 RGrPu tipi yakıtların spektrumlarının birbirine benzediği görülmektedir. Bunun yanında aynı tip yakıtta sahip olmasına rağmen farklı orana sahip olan %50 RGrPu tipi yakıtın spektrumu diğerlerinden daha yüksek değerlere sahiptir. %19 WGrPu tipi yakıtın nötron spektrumu yukarıda bahsedilen alternatif yakıtlar ile benzer grafiğe sahip olmasına rağmen diğerlerinden daha yüksek nötron akısına sahiptir. Ancak yine de en yüksek nötron akısına sahip yakıt orjinal yakıt olarak görünmektedir.



Şekil 4.26. Alternatif yakıtların nötron spektrumları (0,001-10 eV arası)



Şekil 4.27. Alternatif yakıtların nötron spektrumları (1-10 eV arası)

5. BULGULAR ve ÖNERİLER

Yapılmış olan bu çalışmada Gaz Türbin – Modüler Helyum Reaktöründe kullanılan orjinal yakıt ile bu yakıtı muadil olabilecek farklı tipte izotopların toyum ile karıştırılmasından elde edilen yakıtların performansları ve eldeki bu yakıtların reaktörde kullanılabilme imkanları incelenmiştir.

Çalışma esnasında sayısal analizin ilk basamağı olarak MCNP kullanılarak orjinal yakıtın nötron çoğalma faktörü ($k_{eff} = 1,2701$) bulunmuştur. Elde edilen bu k_{eff} değerinin literatürdeki değerler ile uyum içinde olduğu görülmüştür [49]. Alternatif yakıt toryum karışımlarının oranlarının hesaplanmasında bu k_{eff} değeri baz alınmış ve yakıt toryum karışımlarının değiştirilmesi ile elde edilen grafikte (Bkz. Şekil 4.1) orjinal yakıt ile aynı başlangıç k_{eff} değerine sahip karışım oranları belirlenmeye çalışılmış ve silah sınıfı plütonyum için %19 WGrPu - %81 Th karışımının ($k_{eff} = 1,2687$) orjinal yakıtın aynı değerine çok yakın olduğu görülmüştür. Bunun yanında minör aktinidler ve reaktör sınıfı plütonyum tipi diğer alternatif yakıtların saf olarak kullanılsa dahi bu başlangıç değerini yakalayamadığı anlaşılmıştır. Orjinal yakıt ile aynı seviyeyi yakalayamayan bu yakıtlar içinse belirli miktarlarda toryum karıştırılarak örnek yakıt karışımları oluşturulmuştur.

İlk örnek yakıt karışımı olarak %90 MA - %10 Th karışımı olarak seçilmiştir. Başlangıç k_{eff} değeri oldukça düşük olan bu yakıt ($k_{eff} = 1,06284$) %10 kadar toryum içermekte olduğundan bu tip yakıtların toryum ile kullanımının incelenmesi için uygun olacağı düşünülmüş ve bu çalışmada yer verilmiştir.

Hem minör aktinidler, hemde orjinal yakıt performansı ile karşılaştırmalar yapabilmek amacıyla iki adet reaktör sınıfı plütonyum karışımı seçilmiş ve bu çalışmada incelenmiştir. İlk reaktör sınıfı plütonyum karışımı %90 MA ile aynı orana sahip olan %90 RGrPu karışımıdır. Bu yakıt, aynı toryum oranına sahip minör aktinidler ile performans karşılaştırması yapabilmek için seçilmiştir. İkinci karışım ise %90 MA ile aynı başlangıç k_{eff} değerine sahip olan %50 RGrPu ($k_{eff} = 1,06946$)

karışımıdır. İkinci karışım ise aynı performansa sahip minör aktinid ve reaktör sınıfı plütonyumun zaman bağlı performanslarının karşılaştırmasını amaçlamaktadır.

Tüm bu yakıtlar MCNP5 1.4, ORIGEN 2.2 ve Monteburns 2.0 kodları kullanılarak zamana bağlı olarak çalıştırılmış ve ana olarak aşağıdaki sonuçlara ulaşılmıştır.

Çalışma zamanları sırasıyla orjinal yakıt, %19 WGrPu, %50 RGrPu ve %90 RGrPu ve %90 MA için 475, 975,175,1895,75 gündür. Çalışma süresinin uzunluğu yakıtın şarj edilme sıklığını düşürdüğünden reaktöründe durdurulma sıklığını etkileyecek ve verimi artıracaktır.

Yanma değerlerine bakıldığında sırasıyla orjinal yakıt, %19 WGrPu, %50 RGrPu ve %90 RGrPu ve %90 MA içinde bu değerler 44,14, 99,17, 17,59, 174,4, 10,08 GWd/tHM olarak bulunmaktadır. Yanma değeri yakıttan alınan enerjiyi belirlediğinden yüksek yanma değerlerine daha çok ihtiyaç duyulmaktadır.

Fisil bir malzeme olan ^{239}Pu 'un yakılmasında ayrı bir öneme sahiptir. Bir nükleer reaktörde ne kadar az ^{239}Pu oluşur veya bu izotop ne kadar çok harcanırsa o reaktörün yayılma direncinin (*proliferation resistance*) o kadar yüksek olduğuna kanaat getirilebilir. İncelenmiş olan GT-MHR tipi bir reaktörde oluşan ^{239}Pu izotopu 64,63 kg ile çok düşük bir düzeydedir. %19 WGrPu ise %96 oranında ^{239}Pu izotopundan oluştuğundan bu tip yakıtta izotopun yanmasının ne kadar olacağı önem kazanmaktadır. %19 WGrPu tipi yakıtta ^{239}Pu izotopunun %69'u olan 844 kg'lık yakıt yanmakta ve geriye sadece 377,5 kg'lık ^{239}Pu izotopu kalmaktadır. Bu nedenle WGrPu tipi yakıtların bu reaktörde barışçıl amaçlarla kullanılarak yok edilebilmesi sağlanabilir. Bunun yanında ^{239}Pu yanarken fisil malzemelerden olan ^{233}U , ^{235}U ve ^{241}Pu izotopları ise çok düşük miktarlarda oluşmaktadır.

RGrPu tipi yakıtlarda ise aynı ifadeleri kullanmak mümkün olmamaktadır. %50 RGrPu'da ^{239}Pu izotopunun %6'sı harcanırken geriye kalan 1958 kg ^{239}Pu ile %19 WGrPu tipi yakıt imal etmek mümkün görünmektedir. Bunun yanında %90RGrPu'da bu yanma oranı %36'ya kadar çıkmakta ancak geriye 2404 kg gibi çok yüksek

miktarda ^{239}Pu kalmaktadır. Aynı zamanda yine bir fisil malzeme olan ^{241}Pu 'da ise %34'lük bir artış olmaktadır. Her iki karışım için çalışma süreleri sırasıyla 175 gün ve 1895 gün olduğu göz önüne alındığında hem yayılım direnci hemde yakıt ekonomisi açısından bu yakıtlarda %19 WGrPu tipi yakıtın (çalışma süresi 975 gün) bu reaktörde toryum ile birlikte kullanımı daha avantajlı görünmektedir. %90 MA tipi yakıtta bakıldığında ise ^{239}Pu izotopunun sadece %3'ünün yakıldığı veya dönüştüğü görülmektedir. Ancak kullanılan yüksek miktarlardaki yakıt nedeni ile elde kalan yüksek miktarlarda ^{239}Pu izotopu kalmaktadır. 75 gün gibi çok kısa çalışma süresinde göz önüne alındığında %90 MA tipi yakıtın kullanımında uygun görünmemektedir.

Dikkate alınabilecek bir başka kriterde ^{232}Th izotopunun kullanım oranıdır. Nötron soğurarak fisil ^{233}U izotopuna dönüşebilen bu izotop %19 WGrPu'da %3,2, %50 RGrPu'da %0,6, %90 RGrPu'da %6,2 ve %90 MA tipi yakıtta ise %0,26 kadar kullanılmıştır. Bu noktada toryumun azami miktarda kullanılması önemlidir. Ancak kütleli olarak bakıldığında %19 WGrPu'da 153 kg, %50 RGrPu'da 18 kg, %90 RGrPu'da 36,3 kg ve %90 MA için ise 0,15 kg toryum kullanılmıştır. Verilen durumda WGrPu dönüşebilme açısından diğer yakıtlardan daha çok fisil malzeme üretmiş ve bunu reaktörün kullanımına sunmuştur.

Yukarıda verilen sonuçlara göre incelenen tüm alternatif yakıtlardan toryum ile karıştırılarak kullanılabilmeye uygun sadece %19 WGrPu ve %90 RGrPu uygun görünmektedir. Ancak bu iki tip yakıt karşılaştırıldığında %19 WGrPu tüm kriterlerde bir adım öne çıkmaktadır. GT-MHR kullanılarak %19 WGrPu - % 81 Th karışımı yakıtların kullanılması sağlanabilir ve bu yakıt ile atıl durumda bulunan ve tehlike arz eden atıl nükleer savaş başlıklarında bulunan malzemeler barışçıl amaçlar için kullanılabilir ve ülkemizde büyük miktarlar halinde bulunan toryum gibi bir elementinde yardımı ve farklı tipteki yakıtların dönüşümlü kullanılması ile bu yakıtın verimliliği ve kullanım ömrü uzatılabilir.

KAYNAKLAR

1. Baxi CB., “Design Summary and T-H R&D Needs of The GT-MHR Workshop on R&D in the Areas of Thermal Fluids and Reactor Safety”, *General Atomics, Presentation, San Diego, USA*, (2007).
2. Talamo, A., Gudowsky, W., “Adapting the Deep Burn In-Core Fuel Management Strategy for the Gas Turbine-Modular Helium Reactor to a Uranium-Thorium Fuel”, *Annals of Nuclear Energy*, 32:1750-1781 (2005).
3. LaBar, Malcom P., “The Gas Turbine-Modular Helium Reactor : A Promising Option for Near Term Deployment”, *General Atomics, GA-A23952, San Diego*, 2 (2002).
4. Yari, M., Mahmoudi, S.M.S., “Utilization of waste heat from GT-MHR for power generation in organic Rankine cycles”, *Applied Thermal Engineering*, 30:366-375 (2010).
5. Dardour, S., Nisan, S., Charbit, F., “Utilisation of waste heat from GT-MHR and PBMR reactors for nuclear desalination”, *Desalination*, 205:254-268 (2007).
6. LaBar, M.P., Shenoy, A.S., Simon, W.A., Campbell, E.M., “Status of the GT-MHR for Electricity Production”, *World Nuclear Association Annual Symposium*, 1-15 (2003).
7. Gauthier, Jean-Claude, Brinkmann, G., Copsey, B., Lecomte, M., “ANTARES: The HTR/VHTR project at Framatome ANP”, M., *Nuclear Engineering and Design*, 236:526-533 (2006).
8. “GT-MHR Conceptual Design Description Report”, *GA Project No. 6302*, (January 1995).
9. Kujiper, J.C. ve ark., “HTGR Reactor Physics and Fuel Cycle Studies”, *Nuclear Engineering and Design*, 236:615-634 (2006).
10. Kodochigov, N.G. ve ark., ”Computational and Experimental Investigations of the Neutron-Physical Characteristics of the GT-MHR Core”, *Atomic Energy*, 102:75-81 (2007).
11. Talamo, A., Ji, W., Cetnar, J., Gudowski, W., “Comparison of MCB and MONTEBURNS Monte Carlo burnup codes on a one-pass deep burn”, *Annals of Nuclear Energy*, 33:1176-1188 (2006).
12. Kodochigov, N.G. ve ark, “Neutronic Features of the GT-MHR Reactor”, *Nuclear Engineering and Design*, 222:161-171 (2003).

13. Kodochigov, N.G., Sukharev, Yu.P., Marova, E.V., Usynina, S.G., “Possibility of Operating GT-MHR with Different Fuels”, *Atomic Energy*, 102:81-85 (2007).
14. Talamo, A., Gudowski, W., “Adapting the Deep Burn In-Core Fuel Management Strategy for the Gas Turbine-Modular Helium Reactor to a Uranium-Thorium Fuel”, *Annals of Nuclear Energy*, 32:1750-1781 (2005).
15. Talamo, A., Gudowski, W., “Performance of the Gas Turbine-Modular Helium Reactor Fuelled with Different Types of Fertile TRISO Particles”, *Annals of Nuclear Energy*, 32:1719-1749 (2005).
16. Talamo, A., Gudowski, W., “Incineration of Light Water Reactor Waste in High-Temperature Gas Reactors: Axial Fuel Management and Efficiency of Americium and Curium Transmutation”, *Nuclear Science and Engineering*, 156:244-266 (2007).
17. Talamo, A., Gudowski, W., Cetnar, J., “Comparative Studies of ENDF/B-6.8, JEF-2.2 and JENDL-3.2 Data Libraries by Monte Carlo Modeling of High Temperature Reactors on Plutonium Based Fuel Cycles”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 41:1228-1236 (2004).
18. Talamo, A., Gudowski, W., Venneri, F., “The burnup capabilities of the Deep Burn Modular Helium Reactor analyzed by the Monte Carlo Continuous Energy Code MCB”, *Annals of Nuclear Energy*, 31:173-196 (2004).
19. Talamo, A., Gudowski, W., “Comparative Studies of JENDL-3.3, JENDL-3.2, JEFF-3, JEF-2.2 and ENDF/B-6.8 Data Libraries on the Monte Carlo Continuous Energy Modeling of the Gas Turbine-Modular Helium Reactor Operating with Thorium Fuels”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 42:1040-1053 (2005).
20. Talamo, A., “Studies on the Feasibility of the LWRs Waste-Thorium In-Core Fuel Cycle in the Gas Turbine-Modular Helium Reactor”, *Journal of Nuclear Science and Engineering*, 43:1379-1394 (2006).
21. Talamo, A., Gudowski, W., “A Deep Burn Fuel Management Strategy for the Incineration of Military Plutonium in the Gas Turbine-Modular Helium Reactor Modeled in a Detailed Three-Dimensional Geometry by the Monte Carlo Continuous Energy Burnup Code”, *Nuclear Science and Engineering*, 153:172-184 (2006).
22. Talamo, A., “Prediction of TRISO coated particle performances for a one-pass deep burn”, *Journal of Nuclear Materials*, 373:407-414 (2008).

23. Zakova, J., Talamo, A., "Criticality Assessment for Prismatic High Temperature Reactors by Fuel Stochastic Monte Carlo Modeling", *Annals of Nuclear Energy*, 35:856-860 (2008).
24. Lee, Kyung-Hoon ve ark., "IAEA GT-MHR benchmark calculations by using the HELIOS/MASTER physics analysis procedure and the MCNP Monte Carlo code", *Nuclear Engineering and Design*, 238:2654-2667 (2008).
25. Talamo, A., "Managing the reactivity excess of the gas turbine-modular helium reactor by burnable poison and control rods", *Annals of Nuclear Energy*, 33:84-98 (2006).
26. Talamo, A., "Effects of the burnable poison heterogeneity on the long term control of excess of reactivity", *Annals of Nuclear Energy*, 33:794-803 (2006).
27. Ball, S., "Sensitivity studies of modular high-temperature gas-cooled reactor postulated accidents", *Nuclear Engineering and Design*, 236:454-462 (2006).
28. Ball, S., Richards, M., Shepelev, S., "Sensitivity studies of air ingress accidents in modular HTGRs", *Nuclear Engineering and Design*, 238:2935-2942 (2008).
29. Cocheme, F.G., "Assessment of Passive Decay Heat Removal in the General Atomic Modular Helium Reactor", Y. Lisans Tezi, *Texas A&M Üniversitesi*, 31-48 (2004).
30. Thielman, J., Ge, P., Wu, Q., Parme, L., "Evaluation and optimization of General Atomics' GT-MHR reactor cavity cooling system using an axiomatic design approach", *Nuclear Engineering and Design*, 235:1389-1402 (2005).
31. Kostin, V.I. ve ark. , "Development of a Design for the GT-MHR Energy Conversion Unit", *Atomic Energy*, 102:67-74 (2007).
32. Penner, S.S., Seiser, R., Schultz, K.R., "Steps Toward Passively Safe, Proliferation-Resistant Nuclear Power", *Progress in Energy and Combustion Science*, 34(3):275-287 (2008).
33. Şahin, S., Şahin, H.M., Acır, A., "Utilization of TRISO Fuel with Reactor Grade Plutonium in CANDU Reactors", *Nuclear Engineering and Design*, 240:2066-2074 (2010).
34. İnternet : Kore Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü "Table of Nuclides" <http://atom.kaeri.re.kr/ton/index.html> (2011).
35. Department of Energy, "Nonproliferation and arms control assessment of weapons-usable fissile material storage and excess plutonium disposition alternatives", *DOE, Technical Report DOE/NN--0007*, 37-39 (1997).

36. Şahin, S., Şahin, H.M., Acır, A., Al-Kusayer, Tawfik Ahmed, "Criticality Investigations for the Fixed Bed Nuclear Reactor Using Thorium Fuel Mixed with Plutonium or Minor Actinides", *Annals of Nuclear Energy*, 36:1032-1038 (2009).
37. International Atomic Energy Agency, "Potential of Thorium Based Fuel Cycles to Constrain Plutonium and Reduce Long Lived Waste Toxicity", *IAEA, Vienna, Austria, IAEA-TECDOC-1349*:55 (2003).
38. Manson, B., Pigford, T.H., Levi, H.W., "Nuclear Chemical Engineering", *McGraw-Hill Book Co*, New York, 370 (1981).
39. Los Alamos National Laboratory X-5, "Criticality Calculations with MCNP5: A Primer 2nd Edition", *LANL, LA-UR-04-0294*, 130-140 (2003).
40. Şahin, S., "Hızlı Reaktörlerin Radyasyon Zırhlaması Hesapları", Gazi Üniversitesi Yayın No. 169, Ankara, Türkiye, 1-117 (1991).
41. Kulikowska, T., "An Introduction to the Neutron Transport Phenomena", *Workshop on Nuclear Data and Nuclear Reactors: Physics Design and Safety*, Trieste (2000).
42. Los Alamos National Laboratory X-5 Monte Carlo Team, "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 : Volume I, Overview and Theory", *LANL, LA-UR-03-1987*, 1-3 (2003).
43. Poston, D.I., Holly, R.T., "User's Manual, Version 2.0 for MonteBurns 1.0", *LANL, LA-UR-99-4999*, 4-5, (1999)
44. Broadhead, B.L., Wagschal, J.J., "The Fission Spectrum Uncertainty", *PHYSOR 2004*, Chicago IL (2004).
45. Cullen, D.E., "Sampling ENDL Watt Fission Spectra", *UCRL-TR-203351*, 1-7 (2004).
46. Kok, K. D., "Nuclear Engineering Handbook", *CRC Press*, 576-577 (2009).
47. Lamarsh, J.R., Baratta, A.J., "Introduction to Nuclear Engineering", *Prentice Hall*, 127-129 (2001).
48. Übeyli, M., "Yüksek Güç Yoğunluklu Bir Hibrid Reaktörde Atık Nükleer Yakıtın Değerlendirilmesi", Doktora Tezi, *Gazi Üniversitesi*, 128 (2004).
49. Ding, M., Kloostermann, J.L., "Parametric Neutronics Design of a Small and Long-Life HTR", *Proceedings of HTR 2010*, Prag (2010).

EKLER

EK-1. Enerji Grupları

No	Enerji (MeV)	No	Enerji (MeV)	No	Enerji (MeV)
1	1,00E-10	46	9,25E-07	91	3,05E-06
2	5,00E-10	47	9,50E-07	92	3,15E-06
3	7,50E-10	48	9,75E-07	93	3,50E-06
4	1,00E-09	49	1,00E-06	94	3,73E-06
5	1,20E-09	50	1,01E-06	95	4,00E-06
6	1,50E-09	51	1,02E-06	96	4,75E-06
7	2,00E-09	52	1,03E-06	97	5,00E-06
8	2,50E-09	53	1,04E-06	98	5,40E-06
9	3,00E-09	54	1,05E-06	99	6,00E-06
10	4,00E-09	55	1,06E-06	100	6,25E-06
11	5,00E-09	56	1,07E-06	101	6,50E-06
12	7,50E-09	57	1,08E-06	102	6,75E-06
13	1,00E-08	58	1,09E-06	103	7,00E-06
14	2,53E-08	59	1,10E-06	104	7,15E-06
15	3,00E-08	60	1,11E-06	105	8,10E-06
16	4,00E-08	61	1,12E-06	106	9,10E-06
17	5,00E-08	62	1,13E-06	107	1,00E-05
18	6,00E-08	63	1,14E-06	108	1,15E-05
19	7,00E-08	64	1,15E-06	109	1,19E-05
20	8,00E-08	65	1,18E-06	110	1,29E-05
21	9,00E-08	66	1,20E-06	111	1,38E-05
22	1,00E-07	67	1,23E-06	112	1,44E-05
23	1,25E-07	68	1,25E-06	113	1,51E-05
24	1,50E-07	69	1,30E-06	114	1,60E-05
25	1,75E-07	70	1,35E-06	115	1,70E-05
26	2,00E-07	71	1,40E-06	116	1,85E-05
27	2,25E-07	72	1,45E-06	117	1,90E-05
28	2,50E-07	73	1,50E-06	118	2,00E-05
29	2,75E-07	74	1,59E-06	119	2,10E-05
30	3,00E-07	75	1,68E-06	120	2,25E-05
31	3,25E-07	76	1,77E-06	121	2,50E-05
32	3,50E-07	77	1,86E-06	122	2,75E-05
33	3,75E-07	78	1,94E-06	123	3,00E-05
34	4,00E-07	79	2,00E-06	124	3,13E-05
35	4,50E-07	80	2,12E-06	125	3,18E-05
36	5,00E-07	81	2,21E-06	126	3,33E-05
37	5,50E-07	82	2,30E-06	127	3,38E-05
38	6,00E-07	83	2,38E-06	128	3,46E-05
39	6,25E-07	84	2,47E-06	129	3,55E-05
40	6,50E-07	85	2,57E-06	130	3,70E-05
41	7,00E-07	86	2,67E-06	131	3,80E-05
42	7,50E-07	87	2,77E-06	132	3,91E-05
43	8,00E-07	88	2,87E-06	133	3,96E-05
44	8,50E-07	89	2,97E-06	134	4,10E-05
45	9,00E-07	90	3,00E-06	135	4,24E-05

EK-1(Devam). Enerji Grupları

No	Enerji (MeV)	No	Enerji (MeV)	No	Enerji (MeV)
136	4,40E-05	181	9,50E-03	226	2,48E+00
137	4,52E-05	182	1,30E-02	227	3,00E+00
138	4,70E-05	183	1,70E-02	228	4,30E+00
139	4,83E-05	184	2,50E-02	229	4,80E+00
140	4,92E-05	185	3,00E-02	230	6,43E+00
141	5,06E-05	186	4,50E-02	231	8,19E+00
142	5,20E-05	187	5,00E-02	232	1,00E+01
143	5,34E-05	188	5,20E-02	233	1,28E+01
144	5,90E-05	189	6,00E-02	234	1,38E+01
145	6,10E-05	190	7,30E-02	235	1,46E+01
146	6,50E-05	191	7,50E-02	236	1,57E+01
147	6,75E-05	192	8,20E-02	237	1,73E+01
148	7,20E-05	193	8,50E-02	238	2,00E+01
149	7,60E-05	194	1,00E-01		
150	8,00E-05	195	1,28E-01		
151	8,20E-05	196	1,50E-01		
152	9,00E-05	197	2,00E-01		
153	1,00E-04	198	2,70E-01		
154	1,08E-04	199	3,30E-01		
155	1,15E-04	200	4,00E-01		
156	1,19E-04	201	4,20E-01		
157	1,22E-04	202	4,40E-01		
158	1,86E-04	203	4,70E-01		
159	1,93E-04	204	5,00E-01		
160	2,08E-04	205	5,50E-01		
161	2,10E-04	206	5,73E-01		
162	2,40E-04	207	6,00E-01		
163	2,85E-04	208	6,70E-01		
164	3,05E-04	209	6,79E-01		
165	5,50E-04	210	7,50E-01		
166	6,70E-04	211	8,20E-01		
167	6,83E-04	212	8,61E-01		
168	9,50E-04	213	8,75E-01		
169	1,15E-03	214	9,00E-01		
170	1,50E-03	215	9,20E-01		
171	1,55E-03	216	1,01E+00		
172	1,80E-03	217	1,10E+00		
173	2,20E-03	218	1,20E+00		
174	2,29E-03	219	1,25E+00		
175	2,58E-03	220	1,32E+00		
176	3,00E-03	221	1,36E+00		
177	3,74E-03	222	1,40E+00		
178	3,90E-03	223	1,50E+00		
179	6,00E-03	224	1,85E+00		
180	8,03E-03	225	2,35E+00		

ÖZGEÇMİŞ

Kişisel Bilgiler

Soyadı, Adı : EROL, Özgür
 Uyuşu : T.C.
 Doğum tarihi ve yeri : 18.02.1976 Karabük
 Medeni hali : Bekar
 Telefon : 0 (541) 802 69 66
 Faks :
 e-mail : erolo@asme.org

Eğitim

Derece	Eğitim Birimi	Mezuniyet tarihi
Yüksek lisans	ODTÜ/Makine Mühendisliği	2002
Lisans	ODTÜ/Makine Mühendisliği	1999
Lise	TED. Karabük Koleji	1993

İş Deneyimi

Yıl	Yer	Görev
2000-2001	Aytemizler ltd.	Üretim Mühendisi
2003-2005	Vestelkom A.Ş.	Mekanik Tasarım Mühendisi
2006-2007	Elimko ltd.	Sistem Mühendisi
2007-2008	Başkent Üniversitesi	Araştırma Görevlisi
2009-...	Başkent Üniversitesi	Öğretim Görevlisi

Yabancı Dil

İngilizce, Almanca

Yayımlar

1. ACIR, A., COŞKUN, H., ŞAHİN, H.M., EROL, Ö., "Criticality and Burn-up Analyses of a PBMR-400 Full Core Using Monte Carlo Calculation Method", Annals of Nuclear Energy, Vol. 38, Issue 2-3, pp. 298-301, 2011

2. YAVUZ, T., EROL, Ö., KAYA, M., "Heat Transfer Characteristics of Laminar Annual Duct Flow with Viscous Dissipation", Proceedings of the Institution of Mechanical Engineers, Part C: Journal of Mechanical Engineering Science, Vol. 225, No 7, pp. 1681-1692, 2011
3. ŞAHİN, H.M., EROL, Ö., "Utilization of Thorium in a Gas Turbine-Modular Helium Reactor with Alternative Fuels", Energy Conversion and Management, Vol. 53, No. 1, pp. 224-229, 2012

Hobiler

Fotoğrafçılık