

**ERGİMİŞ TUZ TORYUM REAKTÖRLERİ İÇİN KOR
PARAMETRELERİNİN VE YAKIT ÇEVİRİM
SENARYOLARININ İNCELENMESİ**

**INVESTIGATION OF CORE PARAMETERS AND FUEL
CYCLE SCENARIOS FOR MOLTEN SALT THORIUM
REACTORS**

SEFA KEMAL UZUN

Prof. Dr. H. OKAN ZABUNOĞLU

Tez Danışmanı

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin

Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı için Öngördüğü

DOKTORA TEZİ olarak hazırlanmıştır.

2024

ÖZET

ERGİMİŞ TUZ TORYUM REAKTÖRLERİ İÇİN KOR PARAMETRELERİNİN VE YAKIT ÇEVİRİM SENARYOLARININ İNCELENMESİ

Sefa Kemal UZUN

Doktora, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Prof. Dr. H. Okan ZABUNOĞLU

Eş Danışman: Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU

Ağustos 2024, 72 sayfa

Sunulan tez kapsamında, IV. nesil nükleer reaktör türlerinden biri olarak önerilen Ergimiş Tuz Reaktörleri (ETR) için Toryum (Th) içerikli yakıt çevrim senaryoları incelenmiştir. Öncelikle, yanma analizlerini gerçekleştirmek amacıyla Python dili ile özgün bir yazılım geliştirilmiştir. Geliştirilen yazılımın yanma modülü OECD/NEA ölçüt (*benchmark*) çalışması ile doğrulanmıştır. Geleneksel yanma kodlarında olmayan “sürekli (integral) kimyasal işleme” özelliğini de içerecek şekilde geliştirilen bir yazılım kullanılarak, MSBR tasarımından esas alınan birim hücre geometrilerinde Th-232 içeren farklı yakıt kompozisyonları ile yanma benzeşimleri yapılmıştır. Bu benzeşimler yoluyla, ilk yakıt yüklemesinde Uranyum-233 (U-233) yerine U-235 kullanmanın ve Th-232 oranındaki küçük değişimlerin etkileri incelenmiş, reaktöre yeni fisil (*fissile*) madde ilave edilmeden yalnızca Th-232 ile kritikliğin sürdürülebildiği ve yüksek yanma değerlerinin elde edilebildiği durumlar araştırılmıştır. İlk yüklemde yüksek zenginlikte (%93,3) U kullanılarak, fisyon ürünlerinin “döngü süreleri”ne göre düzenli olarak yakıt tuzundan ayrıldığı ve Pa-233’ün de belli periyotlarla yakıttan ayrılarak bir tankta bekletilip yakıtı geri beslediği senaryoda, dışarıdan yakıt ilavesi gerekmeden reaktör kritikliği devam etmekte ve Yanma Değeri (*burnup*) 800 GW-gün/t-AğırM düzeyine kadar çıkmaktadır. Çeşitli koşul ve faktörlere bağlı olsa da ulaşılan bu Yanma Değeri geleneksel reaktörlerdekine kıyasla 15-20 kat fazladır.

Anahtar Kelimeler: Ergimiş Tuz Reaktörü (ETR), Toryum, Yanma Değeri (*burnup*), Monte Carlo Metodu

ABSTRACT

INVESTIGATION OF CORE PARAMETERS AND FUEL CYCLE SCENARIOS FOR MOLTEN SALT THORIUM REACTORS

Sefa Kemal UZUN

Doctor of Philosophy, Department of Nuclear Engineering

Supervisor: Prof. Dr. H. Okan ZABUNOĞLU

Co- Supervisor: Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU

August 2024, 72 pages

In the context of the thesis presented, scenarios for fuel cycles containing Thorium (Th) have been investigated for Molten Salt Reactors (MSRs), proposed as one of the Generation IV nuclear reactor types. Initially, an original software was developed in Python for conducting burnup analyses. The burnup module of the developed software was validated against OECD/NEA benchmark studies. Utilizing the software with added reprocessing capability, which is not found in the traditional burnup codes, based on the unit cell model derived from the MSBR design, burnup simulations were performed with various fuel compositions containing Th-232. By these simulations, effects of using Uranium-235 (U-235) instead of U-233 and small changes in the Th-232 fraction in the initial fuel load were investigated and scenarios were explored where the criticality could be sustained leading high burnup values, achieved solely with Th-232 without any fissile material added externally. Using highly enriched (%93,3) U in the first fuel load, with the scenario where fission products are regularly separated from the fuel salt with respect to their “cycle times” and Pa-233 is also separated from the fuel, stored in a tank for a certain period and then fed back to the fuel; the criticality can be maintained in a self-sufficient way and burnup values as high as 800 GW-day/MTHM can be reached. Despite being dependent on several conditions and factors, the achievable burnup value is 15-20 times higher than that of the traditional reactors.

Keywords: Molten Salt Reactor (MSR), Thorium, Burnup, Monte Carlo Method

TEŞEKKÜR

Tez çalışmam sırasında bana her zaman tam destek olan danışman hocam Sayın Prof. Dr. Okan ZABUNOĞLU'na, görüş ve önerileri ile çalışmamın tamamlanmasına katkı sağlayan hocam Sayın Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU'na en içten teşekkürlerimi sunarım. Tez savunma jürisinde değerli yorumlarıyla katkı sağlayan Sayın Prof. Dr. S. Sinan KESKİN'e, Sayın Doç. Dr. Banu BULUT ACAR'a, Sayın Doç. Dr. Ali TİFTİKÇİ'ye teşekkür ederim. Ayrıca resmi iş ve işlemleri tamamlamamda bana yardımcı olan Sayın Prof. Dr. Cemil KOCAR'a ve tüm HÜNEM personeline de teşekkürlerimi sunarım. Tez çalışmam sırasında bana samimiyetle destek olan Dr. Mehmet TÜRKMEN'e ve Dr. Osman Şahin ÇELİKTEN'e de teşekkür ederim. Uzun süreli bu çalışma sırasında kendisini zaman zaman ihmal ettiğim ve sabırla bu süreçte bana destek olan değerli eşim Sinem UZUN'a teşekkürlerimi sunarım. Maddi ve manevi desteklerini hiçbir zaman benden esirgemeyen annem Fatma UZUN'a ve babam Fevzi UZUN'a da teşekkürlerimi sunarım. Doktora çalışmam sırasında bana kolaylık sağlayan çalıştığım şirket Yayla AGRO yönetimine ve çalıştığım departman olan ERP ve İş Yönetim Sistemleri Müdürlüğündeki mesai arkadaşlarıma da teşekkürlerimi sunarım.

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT	ii
TEŞEKKÜR.....	iii
İÇİNDEKİLER.....	iv
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	vi
ÇİZELGELER DİZİNİ	vii
KISALTMALAR VE SIK KULLANILAN BİRİMLER	viii
1. GİRİŞ	1
1.1. Motivasyon	2
1.2. Literatür Taraması.....	5
1.2.1. MSRE (<i>Molten Salt Reactor Experiment</i>).....	7
1.2.2. MSBR (<i>Molten Salt Breeder Reactor</i>).....	10
2. TEORİK ALTYAPI VE METOT	13
2.1. Nükleer Kritiklik ve Yanma.....	13
2.2. Birim Hücre Yaklaşımı ve ETR Yanma Modeli.....	17
2.3. Tesir Kesitlerinin Üretilmesi ve Monte Carlo Metodu	19
3. YANMA ANALİZ KODU VE ARAÇLAR.....	21
3.1. Numerik Çözüm Algoritması.....	21
3.2. Numerik Yöntem Kullanan Yanma Kodunun OECD/NEA Ölçütü (<i>Benchmark</i>) ile Doğrulanması	23
3.3. Numerik Yöntem Kullanan Yanma Kodunun PWR-Toryum “ <i>Pin/Cell Burnup Benchmark</i> ” ile Doğrulanması	27
3.4. ETR Farklı Birim Hücre Tasarımları için Numerik Yöntem ile Yanma Benzeşimleri	29
3.5. Yarı-Analitik Yöntem Yanma Algoritması.....	31

4.	YANMA SENARYOLARI VE ANALİZLER	35
4.1.	İlk Yakıt Yüklemesinde U-233 Yerine Sadece U-235, [%20 U-235 + %80 U-238] Ve [%25 U-235 + %75 U-238] İçeren Senaryolar.....	35
4.2.	İlk Yakıt Yüklemesinde [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] İçeren Ve 200 Günde Bir (Ağır Metal Olarak) Orijinal Yakıt İlavesinin Yapıldığı Senaryolar	38
4.3.	İlk Yakıt Yüklemesinde [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] İçeren Ve Pa-233'ün Yakıt Tuzundan Ayırılıp, Bekletilip Geri Beslendiği Senaryo	40
4.4.	İlk Yakıt Yüklemesinde U-233, Th-232 Ve [%0,25 U-235 + %99,75 U-238] İçeren Senaryolar Yoluyla Th-232 Oranındaki Küçük Azalmaların Etkisinin İncelenmesi..	42
5.	SONUÇLAR.....	45
6.	YORUM VE GELECEKTEKİ ÇALIŞMALAR İÇİN TAVSİYELER.....	47
	KAYNAKLAR	49
	EKLER.....	52
	Ek.1. <i>OECD/NEA Benchmark</i> Karşılaştırmalı Sonuçlar	52
	Ek 2. Th-232→U-233 Üretkenlik Oranı.....	55
	Ek 3. Senaryo 3 için U-233, U-235 ve Pu-239 Kütle Yüzdelerinin Zamanla Değişimi.....	56
	Ek 4. Dar Yakıt Kanal Çeperli Birim Hücre Modeli	58
	Ek 5. Çift Alanlı Kor, İki Farklı Birim Hücre İle Modelleme	60
	Ek 6. Senaryo 1'deki U-233 Yüzdesindeki Değişimlerin Etkisi	61
	ÖZGEÇMİŞ	62

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1.1 Th-232 → U-233 Dönüşme Reaksiyonu	4
Şekil 1.2.1 MSRE Diyagramı [12, s.10]	7
Şekil 1.2.2 MSRE Reaktörü Akış Kanalı ve Kontrol Çubukları Örgü Düzeni [12, s.82]	9
Şekil 1.2.3 MSBR Genel Tasarım Şeması [15].....	10
Şekil 1.2.4 MSBR Basitleştirilmiş Yakıt İşleme Şeması [15, s.59]	11
Şekil 2.2.1 MSBR Alan 1 ve Alan 2 Geometrik Modeli [19]	18
Şekil 2.2.2 Birim Hücre Modeli	19
Şekil 3.1.1 Numerik Çözüm Algoritması	21
Şekil 3.1.2 Numerik Çözüm Detay Algoritması	22
Şekil 3.2.1 Geliştirilen Kodun Katılımcıların Ortalamasından Sapma Grafiği,.....	25
Şekil 3.2.2 Farklı Tesir Kesiti Kütüphaneleri ile Elde Edilen Sapma Sonuçları,.....	26
Şekil 3.2.3 Geliştirilen Kodun Katılımcıların Ortalamasından Sapma Grafiği,.....	26
Şekil 3.2.4 Farklı Tesir Kesiti Kütüphaneleri ile Elde Edilen Sapma Sonuçları,.....	27
Şekil 3.4.1 Farklı Birim Hücre Tasarımları için Çarpım Faktörünün Zamanla Değişimi	30
Şekil 3.4.2 Farklı Birim Hücre Tasarımları için Üretkenlik Oranının Zamanla Değişimi	31
Şekil 3.5.1 Numerik Çözüm ile Filyon Ürünleri Etkisinin Hesaba Katılmadığı Yarı-Analitik Çözümün Karşılaştırması	33
Şekil 3.5.2 Numerik Çözüm ile Filyon Ürünleri Etkisinin Hesaba Katıldığı Yarı-Analitik Çözümün Karşılaştırması	34
Şekil 4.1.1 ETR Birim Hücre Nötron Spektrumu	36
Şekil 4.1.2 U-233 ve U-235 için Nötron Enerjisine Bağlı Filyon Tesir Kesitler [26].....	37
Şekil 4.1.3 Senaryo 1, 3 ve 4 için Numerik Yöntemle Hesaplanan	37
Şekil 4.1.4 Senaryo 1, 3 ve 4 için Yarı-Analitik Yöntemle Hesaplanan	38
Şekil 4.2.1 Senaryo 5, 6 ve 7 için Çarpım Faktörü – YD Grafikleri.....	39
Şekil 4.3.1 Senaryo 8 için Çarpım Faktörü - YD Grafiği.....	41
Şekil 4.4.1 Senaryo 9, 10 ve 11'in Çarpım Faktörü – YD İlişkisi Açısından Senaryo 1 ile Karşılaştırılması.....	43
Şekil 4.4.2 Th-232 ve U-238 Nötron Yakalama Tesir Kesitleri [26]	44

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.2.1 ETR Tasarımları [6]	6
Çizelge 1.2.2 MSRE Reaktörü Genel Özellikleri	8
Çizelge 1.2.3 MSBR Genel Özellikleri.....	12
Çizelge 2.1.1 Farklı Sıcaklıklarda η Değerleri [15, s.287].....	14
Çizelge 2.2.1 Yanma Hesabı Temel Parametreleri	18
Çizelge 3.2.1 <i>Benchmark</i> Problemi Temel Parametreleri.....	24
Çizelge 3.2.2 <i>Benchmark</i> Problemi Yanma Senaryoları	24
Çizelge 3.2.3 <i>Benchmark</i> Problemi Güç Yoğunluğu Değerleri.....	25
Çizelge 3.3.1 <i>Benchmark</i> Parametreleri.....	28
Çizelge 3.3.2 <i>Benchmark</i> Yakıt, Zarf ve Soğutucu Kompozisyonu.....	28
Çizelge 3.3.3 PWR-Toryum <i>Benchmark</i> Karşılaştırmalı Sonuçlar	29
Çizelge 3.4.1 Birim Hücre Tasarımları.....	30
Çizelge 4.1.1 U-233, U-235, [%20 U-235 + %80 U-238] ve [%25 U-235 + %75 U-238].....	35
Çizelge 4.2.1 Silah-kalitesinde U [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] Senaryoları.....	39
Çizelge 4.3.1 [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] İçeren Ve Pa-233'ün Yakıttan Ayrılıp, Bekletilip Geri Beslendiği Senaryo.....	40
Çizelge 4.4.1 İlk Yakıt Yüklemesindeki Th-232'nin Küçük Oranlarda Azaltılarak Yerine Tüketilmiş (Depleted) Uranyum Konulan Senaryolar.....	42

KISALTMALAR VE SIK KULLANILAN BİRİMLER

kg-AğırM	kg Ağır Metal	
kg-U	kg Uranyum	
L	Litre	
MWe	MegaWatt Elektrik Gücü	
MWt	MegaWatt Isı Gücü	
pcm	<i>per cent mille</i> (10^{-5})	
sn	saniye	
t-AğırM	ton Ağır Metal	
t-U	ton Uranyum	
2DS	2 (°C) Derece Senaryosu	<i>2-Degree Scenario</i>
AB (EU)	Avrupa Birliği	<i>European Union</i>
AğırM	Ağır Metal (uranyum, toryum, plütonyum, protaktinyum vd.)	
ARE	<i>Aircraft Reactor Experiment</i>	Uçak Reaktörü Deneyi
ETR (MSR)	Ergimiş Tuz Reaktörü	<i>Molten Salt Reactor</i>
HES (HPP)	Hidro Elektrik Santralleri	<i>Hydro Power Plant</i>
MSBR	<i>Molten Salt Breeder Reactor</i>	Üretken Ergimiş Tuz Reaktörü
MSRE	<i>Molten Salt Reactor Experiment</i>	Ergimiş Tuz Reaktörü Deneyi
NGS (NPP)	Nükleer Güç Santrali	<i>Nuclear Power Plant</i>
SMR	<i>Small Modular Reactor</i>	Küçük Modüler Reaktör
OECD/NEA	<i>OECD/Nuclear Energy Agency</i>	OECD/Nükleer Enerji Ajansı
ORNL	<i>Oak Ridge National Laboratory</i>	Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı
UEA (IEA)	Uluslararası Enerji Ajansı	<i>International Energy Agency</i>
YEK (RES)	Yenilenebilir Enerji Kaynakları	<i>Renewable Energy Sources</i>
YD	Yanma Değeri	<i>Burnup</i>

1. GİRİŞ

Dünya genelinde enerji teknolojilerinde son yıllarda ciddi bir dönüşüm yaşanmaktadır. Bu dönüşümün temel dinamiği, Uluslararası Enerji Ajansı (UEA) tarafından, ekonomik kalkınmayı ve enerji güvenliğini artırırken küresel iklim hedeflerinin tutturulması olarak belirtilmiştir. Küresel iklim hedeflerinden başlıca “2 °C Senaryosu” (2DS) esas alınarak enerji sistemlerinin dönüştürülmesi öngörülmektedir. Buna göre küresel sıcaklık artışının 2 °C’nin altında tutulması için, 2060 yılına kadar enerji sektörü kaynaklı CO₂ salınımının, enerji talep artışına karşın yaklaşık olarak dörtte bir oranına indirilmesi gerekmektedir [1, s.22]. Belirtilen hedeflere ulaşılması için hidrokarbon kaynakları ile yapılan enerji üretiminin büyük oranda azaltılması zorunludur. İklim değişikliği ile ilgili kaygılar ve teknolojik gelişmeler sebebiyle, hidrokarbon kaynakların yerine en büyük alternatif olarak Yenilenebilir Enerji Kaynakları (YEK) öne çıkmaktadır. Son yıllarda YEK’ten sağlanan enerji üretimi artışı istatistiklere de yansımıştır. 2010-2017 yılları arasında AB üyesi ülkelerde yenilenebilir enerji kullanımı %65,6 oranında artış göstermiştir [2]. 2DS kapsamında iklim hedeflerine ulaşılması için YEK kategorisinde özellikle rüzgar santrallerinin ve fotovoltaik güneş panellerinin kullanımının daha da artması öngörülmektedir. Bir yandan iklim değişikliği ile ilgili hassasiyetlere dikkat ederken diğer yandan “Enerji Arz Güvenliği” de dikkate alınmalıdır. UEA’ya göre Enerji Arz Güvenliği “Enerji Kaynaklarının Kesintisiz Şekilde Satın Alınabilir Fiyatta Hazır Bulunması” olarak tanımlanmıştır [3, s.13]. YEK’ten elde edilen enerjinin meteorolojik verilere bağımlı olması ve YEK ile elektrik şebekesinde yük takibi yapılamaması (HES dışında) enerji arz güvenliği açısından risk oluşturan unsurlardır. Bu nedenlerle ve önümüzdeki yıllarda enerjiye olan talebin artacağı da göz önünde bulundurulduğunda enerji arz güvenliğinin sağlanması için mutlaka enerji kaynakları çeşitlendirilmelidir. Buna göre, enerji kaynakları çeşitlendirilmesinde 2DS hedefleri kapsamında, düşük karbon salımlı ve ekonomik olarak uygulanabilir teknolojiler öne çıkacaktır. 2024 yılı verilerine göre, toplam 395 GW’lık güç düzeyi ile Nükleer Güç Santralleri (NGS), Hidro Elektrik Santrallerden (HES) sonra küresel ölçekte düşük karbon salımlı enerji üretiminde ikinci sıradadır [4]. Bu çerçevede, NGS’nin geleceğe yönelik potansiyel enerji teknolojilerinden biri olduğu söylenebilir.

İlk yatırım maliyetlerinin yüksek, inşa sürelerinin uzun olması ve nükleer güvenlik nedeniyle düzenleyici otoriteler tarafından sıkı lisanslama süreçlerine tabi tutulması günümüz NGS teknolojisine ekonomik rekabet açısından dezavantajlar getirmektedir. Üstelik YEK'e yönelik yatırımların birçok ülkede sübvansede edilmesi ve YEK'ten elde edilen enerjinin marjinal maliyetinin sıfır olması mevcut NGS açısından ekonomik rekabeti daha da zorlaştırmaktadır. Ayrıca YEK'in elektrik piyasasında payını giderek artırması, elektrik şebekesinde yük takibi ihtiyacını da artırmaktadır. Buna karşın, mevcut NGS'ler, güvenlik kaygıları ve ekonomik nedenlerle genellikle sabit güçte bazı yükü karşılamak üzere işletilmektedir, bu da NGS'ler açısından elverişsiz bir durum olarak düşünülebilir [4, s.162]. YEK ile birlikte enerji üretme kapasitesinin artırılması için ilk yatırım maliyetleri düşük ve şebeke yük takibi açısından daha esnek işletilebilecek nükleer teknolojilere ihtiyaç vardır. İlk yatırım maliyetlerini azaltmak, inşaat süresini kısaltmak ve esnek biçimde şebeke yük takibi yapabilmek açısından akla yatkın çözümlerden biri düşük güç düzeylerinde işletilebilen ve nispeten küçük boyutlara sahip NGS teknolojilerini geliştirmektir.

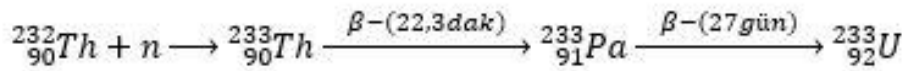
1.1. Motivasyon

Uzun süre kesintisiz enerji üretme kapasitesi ve çok düşük karbon salımı ile NGS, YEK ile birlikte gelecek enerji vizyonunda yerini koruma potansiyeline sahiptir, ancak bunun mevcut teknolojiler ile sağlanması gelişen elektrik piyasa şartları içinde oldukça zor görünmektedir. Bu nedenle, kendiliğinden güvenli, düşük güç kapasiteli ve nispeten ekonomik yeni nesil nükleer reaktörler geliştirilmektedir. Bu reaktörler, 300 MWe gücüne kadar olan ve parçaları modüler olarak üretilip monte edilebilen “Küçük Modüler Reaktörler” (*SMR: Small Modular Reactors*) olarak adlandırılmaktadır [5, s.1]. Avrupa Konseyi Parlamenter Meclisinin “Sürdürülebilir Kalkınmaya Temel Katkı Olarak Enerji Çeşitliliği” isimli raporunda teknolojik gelişmelere bağlı olarak düşük güç kapasiteli IV. nesil nükleer reaktörlerin yaşlanmış olan NGS'lerin yenilenmesi için bir ivme oluşturacağı belirtilmektedir [6, s.12]. Bu tez çalışmasında, hem SMR'nin alt türlerinden sayılan [5, s.3] hem de IV. nesil reaktörlerden biri olan [8] “Ergimiş Tuz Reaktörlerinin” (ETR) Th-232 temelli yakıt çevrim senaryoları incelenmiştir. ETR'lerin geleneksel reaktörlerden çok ciddi tasarım farklılıkları bulunmaktadır. Geleneksel hafif-sulu reaktörlerde yakıt, UO₂ formunda ve zirkonyumlu alaşımdan yapılmış zarf malzemesinin içinde katı halde bulunur ve yakıt çubuklarının dışından akan su ile soğutma sağlanır.

ETR'lerde ise yakıt $UF_4-ThF_4-PuF_3$ -Uranyum-ötesi florür formlarında ve $LiF-BeF_2$ ($NaF-BeF_2$) karışımı taşıyıcı flor tuzları içerisinde sıvı halde bulunmaktadır. Sıvı yakıt karışımı aynı zamanda soğutucu görevini de görmektedir. Yakıtın sıvı olmasının nükleer güvenlik açısından sağlayacağı en büyük avantaj, reaktörde meydana gelecek ani sıcaklık artışlarında, yakıt tuzunun genişleyerek zincir fisyon reaksiyonunu yavaşlatmasıdır. Bu geri besleme etkisi reaktörü tasarım itibarıyla güvenli hale getirmektedir. Soğutucu olarak su yerine flor tuzları kullanılması ETR'lerin yüksek basınç yerine atmosferik basınçta yakın basınçlarda yeterli sıcaklıkta çalışabilmesini sağlar ve bunun sayesinde olası kaza durumlarında radyoaktif maddelerin çevreye yayılma riski azalmış olur. Ayrıca acil durumlarda, yüksek sıcaklıkta eriyen tıkaçlar sayesinde sıvı yakıt tuzu reaktör kabından tanklara boşaltılarak sistem kritik-altı duruma getirilebilmektedir. Nükleer güvenlik açısından sağlanan bu avantajlar güvenlikten taviz vermeden ilk yatırım maliyetlerinin düşmesine yol açacaktır. ETR'lerin ekonomik açıdan sağlayacağı diğer bir fayda ise, flor tuzu formundaki nükleer yakıtların geleneksel yakıt çubuklarına göre daha kolay ve ucuz şekilde üretilebilmesidir. Reaktörün işletilmesi bakımından da sıvı yakıtlı tasarımın potansiyel olarak üstünlükleri vardır. Çalışma esnasında yakıt sıvısına müdahale edebilme imkanı birçok faydalar getirmektedir. Geleneksel hafif-sulu reaktörlerde olduğu gibi ilk yakıt yüklemesinde reaktörün 1-1,5 sene çalışmasını sağlayacak fazladan reaktiviteye ihtiyacı yoktur. Çalışma esnasında sıvı yakıtta fisil (*fissile*) madde eklenebilir. Böylece reaktörün kontrolü kolaylaşır ve şebeke yük takibi bakımından da çalışma esnekliği artar. Sıvı yakıtın sağlayacağı potansiyel faydalardan bir diğeri de yakıt tuzu içinde oluşan fisyon ürünlerinin işletme esnasında yakıt tuzundan ayrılabilmesidir. Reaktörü nötronik açıdan zehirleyen fisyon ürünlerinin yakıt tuzundan ayrılması, birim yakıt kütlesinden daha fazla enerji üretilmesini sağlar. ETR tasarımlarının birçok avantajının yanında kuşkusuz teknolojik olarak bir takım zorlukları da vardır. Yüksek sıcaklıktaki flor tuzlarının korozif etkilerine karşı dayanıklı malzemeler geliştirilmesi ETR teknolojisi için temel ihtiyaçlardan biridir. Radyasyon güvenliği açısından ETR'lerin en büyük sorunu geleneksel reaktörlere göre çok daha fazla H-3 (trityum) ortaya çıkarması ve sıvı yakıt sebebiyle daha fazla trityumun çevreye salınma riskidir. Termal nötronlar ile meydana gelecek fisyon reaksiyonları esas alınarak tasarlanan ETR'lerde moderatör olarak genellikle grafit malzeme kullanımı öngörülmektedir. Grafit malzemenin yüksek nötron akısı altında zamanla büzülme ve genişleme sorunu çözüm üretilmesi gereken bir başka konudur.

Fisyon sonucu ve aktivasyonla oluşan elementlerin yakıt tuzu karışımı içindeki fiziksel ve kimyasal davranışlarının ve çevreleriyle olan etkileşimlerinin tam olarak anlaşılabilmesi de ETR için başlıca sorunlardan biri olarak görülmektedir [8, s.37].

Bunlara ek olarak, yüksek miktarda radyoaktivite içeren sıvı yakıtın enerji üretim sisteminde dolaşması güvenli bir işletme için, iyi tasarlanmış ve uzaktan yönetilebilen enstrümantasyon ve kontrol gerektirmektedir. Çeşitli mühendislik zorluklarına rağmen ETR, sağlayacağı faydalar göz önüne alınarak farklı alt türleri üzerinde çalışılan ve ticari hale gelme potansiyeli olan bir teknolojidir. Bu teknolojinin potansiyel faydalarının tam olarak anlaşılması, sistem davranışının öngörülebilmesi ve tasarımların optimizasyonu için benzeşim yoluyla kapsamlı analizler yapılmasına ihtiyaç vardır. Nükleer güvenlik analizlerinin yanında maliyetlerin en aza indirilmesi, doğal kaynaklardan en fazla oranda yararlanılması ve kullanılmış nükleer yakıtların radyotoksikliğinin en aza indirilmesi için farklı yakıt çevrim senaryolarının incelenmesi gerekmektedir. Tasarım özellikleri itibarıyla farklı yakıt tuzu seçenekleri, çalışma esnasında yakıt tuzunun işlenebilmesi, farklı nötron spektrumu özellikleri göz önünde bulundurulduğunda optimum çözümü bulabilmek için çok sayıda benzeşim yapılarak karşılaştırma yapılmalıdır. Ticari olarak tasarlanmış ilk ETR’de yakıt çevriminin Th-232 tabanlı olması öngörülmüştür. Günümüzde de Th-232 yakıtlı ETR geliştirme faaliyetleri değişik ülkelerde devam etmektedir [4, s.73]. Esasen Th-232 fisil bir izotop değildir, ancak Şekil 1.1.1’de gösterildiği üzere bir nötron yakaladıktan sonra iki beta-eksi bozunumu yaparak fisil (*fissile*) U-233’e dönüşmektedir. Bundan dolayı ilk yakıt yüklemesinde Th-232 tek başına kullanılsa da potansiyel bir nükleer yakıttır.



Şekil 1.1.1 Th-232→U-233 Dönüşme Reaksiyonu

Yer kabuğunda toryum kaynaklarının uranyuma göre 3-4 kat fazla bulunması, Th-232’den meydana gelen U-233’ün üstün nötronik özellikleri ve termal reaktörlerde Th-232’nin fisil U-233’e dönüşme oranının U-238’in fisil Pu-239’a dönüşme oranından fazla olması, Th-232’yi nükleer yakıt katkısı olarak cazip hale getiren vasıflardır. Yanı sıra, toryum esaslı kullanılmış yakıtlarda oluşan yüksek enerjili gama-aktif izotoplar nükleer silahların yayılmasının önlenmesine yardımcı olabilir [9, s.1–2].

ETR'nin yapısal özellikleri ile, Th-232'yi yakıt katkısı, veya bir başka deyişle, belli periyotlarla dışarıdan fisil madde ilavesine ihtiyaç bırakmadığı için "reaktör-içi fisil izotop kaynağı" olarak kullanmak daha uygun olmaktadır. Bu bağlamda, ETR'ye odaklı bu tez çalışmasında, fisil bir izotopu bulunmadığı için gerçek nükleer yakıt olmadığı halde, toryumu "yakıt" olarak nitelemek yanlış olmaz.

Th-232'nin U-233'e dönüşmesi sırasında oluşan Pa-233 sıvı yakıttan ayrılabilir. Pa-233 termal ve rezonans bölgelerde yüksek nötron yakalama tesir kesitine sahip olduğundan reaktöre negatif reaktivite getirmektedir ve U-233'e dönüşme oranını düşürmektedir. Bu yüzden, Pa-233'ün yakıt tuzundan ayrılması birim yakıt kütlelerinden daha fazla enerji üretilmesini sağlarken aynı zamanda U-233'e dönüşme oranını da artıracaktır. Öyle ki ilk ETR tasarımı olan MSBR'nin (*Molten Salt Breeder Reactor*) Th-232 yakıtlı üretken bir reaktör olabilmesi, işletme sırasında fisyon ürünlerinin ve Pa-233'ün yakıt tuzundan ayrılması ile mümkün olmaktadır.

1.2. Literatür Taraması

ETR geliştirilmesine yönelik çalışmalar günümüzden yaklaşık 70 yıl öncesine kadar uzanmaktadır. 1954 yılında A.B.D'nin Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı'nda (ORNL) ARE (*Aircraft Reactor Experiment*) programı kapsamında ilk defa NaF-ZrF₄-UF₄ yakıtlı 2,5 MWt güce kadar değişik güçlerde ETR reaktörü çalıştırılmış ve son 74 saat boyunca MW düzeyinde güç ürettiği bildirilmiştir [11]. Bu deney, fisil UF₄'ün çözelti içerisinde kimyasal olarak kararlı şekilde bulunduğunu ve gaz fisyon ürünlerinin yakıt tuzu sirkülasyon pompasının hareketiyle otomatik olarak yakıt tuzundan ayrıldığını göstermiştir. Ayrıca söz konusu deneyde, ETR'nin yüksek negatif sıcaklık geri besleme etkisi ile kontrol çubukları olmadan güç talebine bağlı olarak başlatılıp durdurulabildiği görülmüştür [12]. İlk olarak askeri amaçlar için düşünülen ETR'nin, daha sonra olası avantajları hesaba katılarak elektrik üretimine yönelik güç reaktörü olma potansiyeli araştırılmıştır. Bunun için yine ORNL'de MSRE (*Molten Salt Reactor Experiment*) programı kapsamında 10 MWt güce sahip bir araştırma reaktörü geliştirilmiştir.

Dünya'da farklı ülkelerde flor ve klor tabanlı yakıt tuzları içeren ve kavramsal tasarım olarak ortaya koyulan ETR tipleri de bulunmaktadır. Bu tasarımlar özet olarak Çizelge 1.2.1'de verilmiştir.

Çizelge 1.2.1 ETR Tasarımları [6]

Ülke/İsim	Yakıt	Moderatör	Thermal Güç/ Elektrik Güç (MW)	Reaktör Kabı Boyutları: Yükseklik/Çap (m)	Kor Giriş/Çıkış Sıcaklıkları (°C)	Yanma Değeri (GWgün /t-AğırM)
Kanada/ IMSR (Integral Molten Salt Reactor)	Ergimiş Tuz (Florür) - ^a LEU	Grafit	400/190	7,0/3,6	625-660/ 670-700	
Danimarka/ CMSR (Compact Molten Salt Reactor)	Ergimiş Tuz (NaF - %93 Th, %3,5 U, %3,5 Pu) Pre-processed ^b SNF (%1, fisil U, %69 fisil Pu)	Özel Moderatör Malzemesi	250/ 110-115	2,5/2,1	600-700/ 700-900	250
Danimarka/ Kopenhag Atomic Waste Burner	Ergimiş Tuz (LiF-ThF ₄ - ^b SNF)	Ağır Su	50/20			
Endonezya/ ThorCon	NaF-BeF ₂ -ThF ₄ -UF ₄ 76/12/9,5/2,5 uranyum %19,7 zengin	Grafit	557/250	12,0/8,0	565/704	220/ t ^a LEU
Japonya/ International Thorium Molten Salt Forum	Ergimiş Tuz LiF-BeF ₂ -ThF ₄ - ²³³ UF ₄ (71,76-16-12-0,24 mol %)	Grafit	450/200	5,4/5,34	565/704	
Birleşik Krallık/ Stable Salt Reactor (SSR)	%60 NaCl, ^c Reaktör-kalitesinde Pu, %20 PuCl ₃ , %20 UCl ₃	Yok-Hızlı	750/300	5/6/5 (Yükseklik/Uzunluk/Genişlik)	500/630	300

^a LEU: *Low Enriched Uranium* – Düşük Zenginleştirilmiş Uranyum (< %5 U-235)

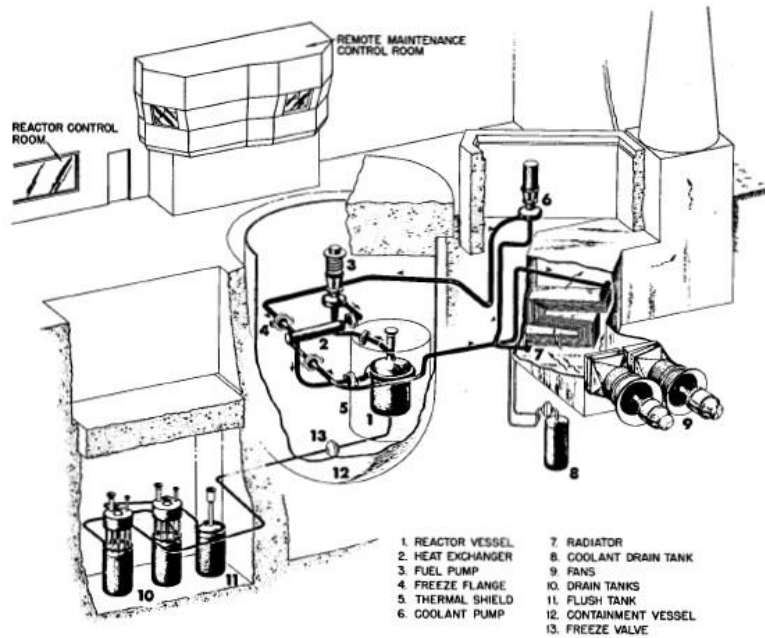
^b SNF: *Spent Nuclear Fuel* – Kullanılmış Nükleer Yakıt

^c Reaktör-kalitesinde Pu: *Reactor-grade Pu* (Güç reaktörlerinin kullanılmış yakıtından elde edilen Pu.)

1.2.1. MSRE (Molten Salt Reactor Experiment)

ETR'nin potansiyel olarak ucuz elektrik üretme kapasitesine sahip olması, flor tuzlarının akışkan yakıt olarak kullanıldığında kararlı termal ve radyasyon özellikleri, flor tuzlarının kimyasal olarak su ve havayla şiddetli tepkimeye girmemesi araştırmanın motive edici unsurlarından bazıları olarak bildirilmiştir [12, s.3–4]. Ayrıca işletme sırasında akışkan yakıttan fisyon ürünlerinin ayrılabilmesi ve $\text{Th-232} \rightarrow \text{U-233}$ dönüştürme veriminin yüksek olması da bu araştırmanın teşvik edici yönlerindedir. MSRE kapsamında geliştirilen reaktörde ilk tasarımda öngörülen ve çözüm üretilen bazı sorunlar da mevcuttu. Yakıt tuzunun ergime sıcaklığının yaklaşık $450\text{ }^\circ\text{C}$ olması sebebiyle ve katılaşmayı engellemek için bütün yakıt tuzunun dolaştığı sistem elektrikli ısıtıcılarla kaplanmıştır.

Risk oluşturabilecek diğer bir faktör ise yakıt tuzunun O_2 ile reaksiyona girmesi sonucu özellikle yakıt tuzundaki UF_4 'ün UO_2 olarak çökmesidir. Bu sorun, yakıt tuzuna ZrF_4 'ün çökme ajanı olarak ilave edilmesiyle ve yakıt tuzunun hava ve suyla temasını engelleyecek He koruyucu gaz sistemi geliştirilerek aşılmıştır. Yakıt tuzundaki BeF_2 'nin düşük ergime sıcaklığı sağladığı ve LiF'in (%99,99 Li-7) ise iyi akış özellikleri getirdiği belirtilmiştir [12, s.7]. MSRE reaktör diyagramı Şekil 1.2.1'de gösterilmiştir.



Şekil 1.2.1 MSRE Diyagramı [12, s.10]

Yakıt tuzu, Şekil 1.2.1’de (1) numara ile gösterilen reaktör kabının üst kısmından (3) numara ile gösterilen pompa ile emilerek (2) numara ile gösterilen ısı deęiřtiriciye pompalanır. Isı deęiřtiricinin kabuk kısmından yakıt tuzu akarken tüplerin iinden de soęutucu tuz akmaktadır. Isı deęiřtiriciden ıkan yakıt tuzu reaktör kabının üstündeki giriř noktasından girer ve spiral bir yol izleyerek reaktör kabının alt kısmına gelir. Alt kısımdan da grafit ubukların arasında oluřan kanallardan yukarı doęru akar. Kritiklięin saęlanmasıyla zincir fisyon reaksiyonu bu kanallardan akıř esnasında meydana gelir ve yakıt tuzu ısınarak tekrar üst kısma gelir.

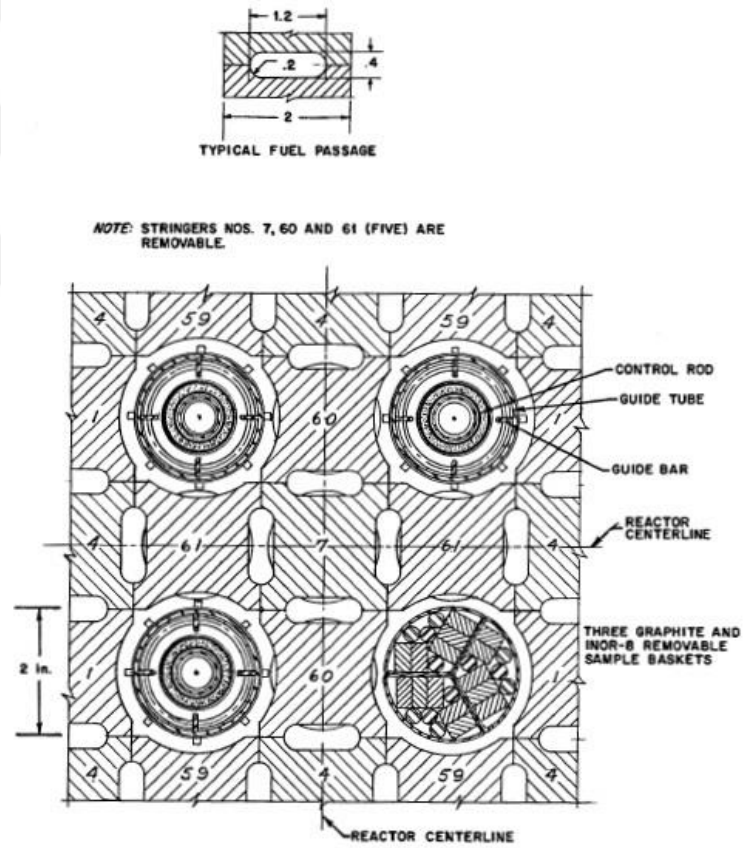
Soęutucu tuz ise ısı deęiřtiriciden ıkarak Şekil 1.2.1’de (9) numara ile gösterilen radyatör kısmında fanlar ile saęlanan hava akıřı ile soęutulur. MSRE reaktörünün genel özellikleri izelge 1.2.2’de verilmiřtir. İlk ařamada kullanılan yakıt tuzundaki uranyumun U-235 oranı %33 olarak belirtilmiřtir.

izelge 1.2.2 MSRE Reaktörü Genel Özellikleri

Reaktör Kabı	
Yapı Malzemesi	INOR-8 (Alařım)
ap	~1,5 m
Yükseklik	~2,5 m
Yakıt Giriř Sıcaklıęı	~635 °C
Yakıt ıkıř Sıcaklıęı	~663 °C
Basın	~1,4 atm
Kor	
Ortalama Termal Nötron Akıřı ($\Phi_t - n/cm^2sn$)	$1,5 \times 10^{13}$
Isıl Gü	8 MWt
Grafit ubuk Sayısı	513
Grafit ubuk Boyutları	5x5 cm kesit, 170 cm
Akıř Kanalı Sayısı	1140
Grafit Hacmi	~2 m ³
Yakıt Hacmi	~0,57 m ³
Yakıt (% Mol)	%65 LiF (%99,99 Li-7), %29,1 BeF ₂ , %5 ZrF ₄ ,

MSRE reaktörü teknik dokümanında verilen bilgiye göre reaktör korunda üretilen termal güç 8 MW'tır [12, s.9]. Buna göre kor güç yoğunluğu yaklaşık olarak 14 kW/L'dir. MSRE reaktörü akış kanalı şekli ve kontrol çubukları örgü düzeni Şekil 1.2.2'de verilmiştir. Taralı alanlar grafit çubukları göstermektedir. 3 adet eş kontrol çubuğu ve 1 adet numune ışınlama haznesi eksen çizgisinin yaklaşık 5 cm uzağına yerleştirilmiştir. Grafit çubukların arasında kalan yakıt akış kanalı, köşeleri yuvarlak ve yaklaşık 3x1 cm boyutlarındadır. Yakıt tuzu bu kanallardan reaktör merkezinde yaklaşık 0,21 m/sn hızla laminar olarak akmaktadır

Reaktör merkezindeki 5 adet grafit çubuk çıkarılabilir olarak tasarlanmıştır. Kontrol çubukları, düşük güç modunda nötron akısını sabit tutacak şekilde çalışırken normal güç modunda yakıt çıkış sıcaklığının sabit kalmasını sağlamaktadır.



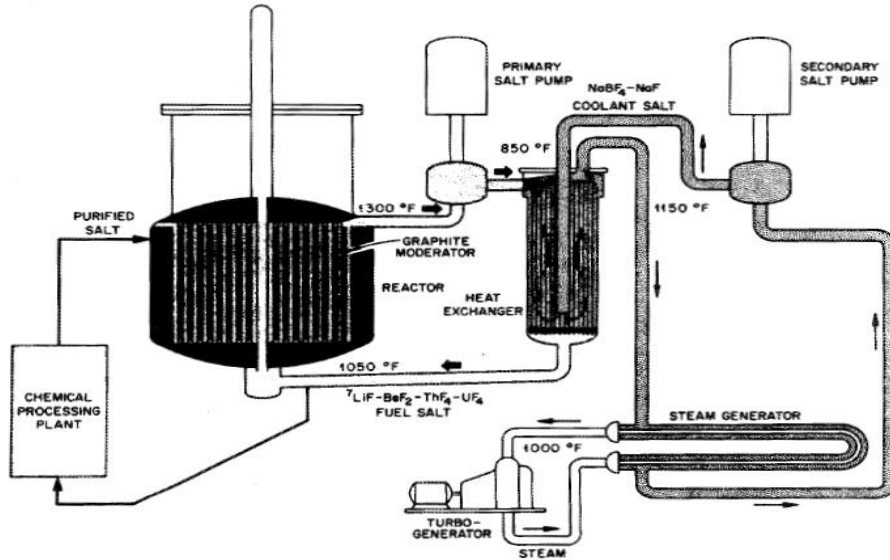
Şekil 1.2.2 MSRE Reaktörü Akış Kanalı ve Kontrol Çubukları Örgü Düzeni [12, s.82]

Akışkan yakıt nedeniyle reaktör korunu terkeden gecikmiş nötron öncüllerinin neden olduğu reaktivite kaybı da MSRE reaktör tasarımında hesaba katılmıştır. Reaktör güvenliği açısından önemli parametrelerden olan yakıt sıcaklık reaktivite katsayısı ve grafit sıcaklık reaktivite katsayısı sırasıyla yaklaşık -5,9 pcm/K ve -6,6 pcm/K olarak raporlanmıştır [14].

Yakıtın reaktör korunda fisyonu uğraması ile açığa çıkan Xe ve Kr gazları, zamanla Şekil 1.2.1'de (3) numara ile gösterilen pompanın altında bulunan çanak hacminde birikmektedir. Biriken bu gazlar He gazının çanaktan geçirilmesi ile gaz tahliye sistemine süpürülmektedir. He gazı aynı zamanda yakıt tuzunun hava ve nem ile temasını engellemektedir. Reaktör kapatıldığında veya acil durumlarda yakıt tuzunun ve soğutucu tuzun depolanması için 4 adet tahliye tankı yerleştirilmiştir. Bu tanklardan ikisi yakıt tuzu, biri soğutucu tuz ve diğeri de içinde fisil (*fissile*) madde bulunmayan rezerv tuz için ayrılmıştır. Yakıt tuzu tahliye tankları 300 kW düzeyindeki fisyon ürünleri bozunma ısısını alacak şekilde soğutma sistemi ile donatılmıştır.

1.2.2. MSBR (*Molten Salt Breeder Reactor*)

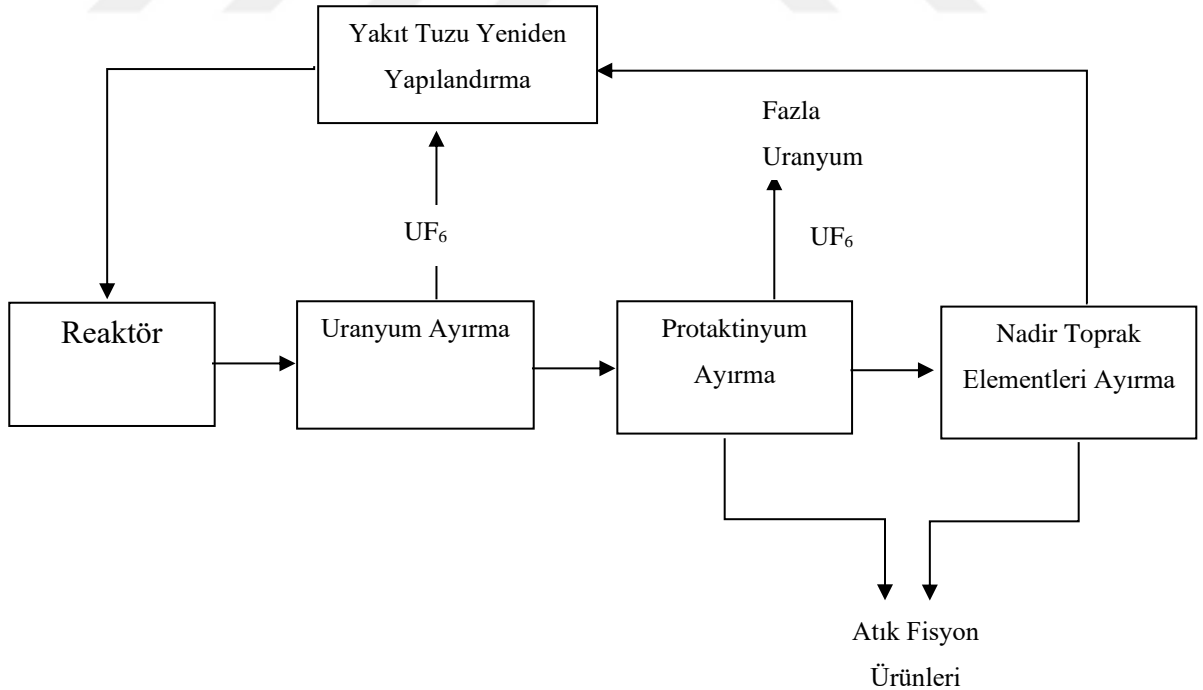
Yaklaşık dört yıl süren MSRE'den elde edilen tecrübelerden de faydalanılarak, ilk defa elektrik üretimine yönelik olarak MSBR kavramsal tasarımı geliştirilmiştir. ORNL tarafından ortaya konulan MSBR, yakıt tuzunda büyük oranda Th-232 içerecek şekilde ve 1000 MWe gücünde üretken bir reaktör türü olarak tasarlanmıştır (Şekil 1.2.3).



Şekil 1.2.3 MSBR Genel Tasarım Şeması [15].

MSBR kor tasarımı grafit bloklardan ve bu bloklar arasındaki (yakıt tuzunun akacağı) boşluklardan oluşmaktadır. Tasarımın reaktör korunda yakıt tuzu kanalının grafit bloğa hacimsel oranı bakımından iki farklı bölge bulunmaktadır.

Yakıt tuzu hacim oranı %13 olan bölgede nötron spektrumunda termal nötronların daha ağırlıklı olması nedeniyle daha çok fisyon olayı gerçekleşmektedir. Yakıt tuzu hacim oranı %37 olan bölgede ise epitermal nötronların oranı fazla olduğundan $\text{Th-232} \rightarrow \text{U-233}$ dönüşümü daha baskındır. Yakıt tuzu grafit blokların arasından akarken, U-233'ün fisyonu uğramasıyla açığa çıkan enerji yakıt tuzunun ısınmasını sağlar. Isınan yakıt tuzu, ısı değiştiriciye pompalanır ve burada ikinci çevrimdeki soğutucu tuz, yakıt tuzu ile ısıtılır. Yüksek sıcaklıktaki soğutucu tuz ise su-buhar çevrimindeki buhar üreticinde buhar üretimini sağlar. Böylece elektrik üretebilmek için türbinleri çalıştıracak yüksek basınçlı buhar elde edilmiş olur. MSBR tasarımında elektrik üretiminin yanı sıra tüketilenden fazla U-233 üretimi öngörülmüştür. Üretkenliği sağlamak için nötron yutucu fisyon ürünlerinin ve Pa-233'ün yakıt tuzundan ayrılması gerekmektedir. Bu nedenle tasarıma, Şekil 1.2.3'te gösterilen kimyasal işleme ünitesi eklenmiştir. Kimyasal işlemenin basitleştirilmiş akış şeması Şekil 1.2.4'te verilmiştir.



Şekil 1.2.4 MSBR Basitleştirilmiş Yakıt İşleme Şeması [15, s.59]

MSBR'nin genel teknik özellikleri Çizelge 1.2.3'te verilmiştir [15, s.60].

Çizelge 1.2.3 MSBR Genel Özellikleri

Isı Gücü (MWt)	2250
Net Elektrik Çıkış Gücü (MWe)	1000
Termal Verim (%)	44
Yakıt Kompozisyonu (mol yüzdesi)	%71,7 ⁷ LiF, %16 BeF ₂ , %12 ThF ₄ , % 0,3 UF ₄
Yakıt Tuzu Giriş ve Çıkış Sıcaklıkları (°C)	566 ve 704
Soğutucu Tuz Giriş ve Çıkış Sıcaklıkları (°C)	454 ve 621
Reaktör Kabı İç Çapı ve Yüksekliği (m)	6,7 ve 6,1
Kor Yüksekliği (m)	3,96
Kor Çapı (m)	4,26
Kor Grafit Blok Eleman Sayısı	1412
Kor Grafit Eleman Boyutları (genişlik, yükseklik: cm)	10,06x10,06x451,1
Reaktör Toplam Grafit Ağırlığı (kg)	669000
Korda Maksimum Yakıt Tuzu Hızı (m/s)	2,59
Reaktör Boyunca Akış Nedeniyle Basınç Düşüşü (kPa)	124,1
Kor Ortalama Güç Yoğunluğu (W/cm ³)	22
Tahmini Grafit Ömrü (yıl)	4
Toplam Th-232 Miktarı (kg)	68000
Reaktör ve Kimyasal İşleme Ünitesinde Fisil (<i>Fissile</i>) Yakıt	1504
Üretkenlik Oranı	1,07

2. TEORİK ALTYAPI VE METOT

2.1. Nükleer Kritiklik ve Yanma

Nükleer reaktörlerin kararlı şekilde enerji üretimine devam edebilmesi, kritiklik durumunun detaylı bir şekilde incelenmesini gerektirir. Nükleer kritiklik, bir reaktördeki nötron sayısının sabit kaldığı, zincirleme fisyon reaksiyonlarının kontrol altında olduğu ve çarpım faktörünün 1 değerinde olduğu durumu ifade eder. Reaktörün kritikliği, reaktör korunda bulunan nötronların konum, enerji, zaman ve açı bağımlı olarak dağılımını veren nötron transport denkleminin çözülmesi ile analiz edilebilir. Nötron transport denkleminin reaktörde bulunan tüm nötron enerji aralığı ve bütün olası açılar için çözülmesi genellikle oldukça zahmetli ve hantal bir yöntemdir. Buna göre, sınır koşulları ve reaktör tasarımına bağlı olarak farklı matematiksel yöntemler ile nötron transport denklemi sadeleştirilmektedir. Birçok reaktör tasarımı için kaba olarak doğru sonuçlar veren ve nötron transport denkleminin türetilen eşitlik nötron difüzyon denklemdir.

Nötron difüzyon denklemi, reaktör içinde nötronların hareketini tanımlayan bir kısmi diferansiyel eşitlik formülasyonudur. Tek enerji grubu için nötron difüzyon denklemi şu şekildedir:

$$D \nabla^2 \Phi - \Sigma_a \Phi + \frac{1}{k} \nu \Sigma_f \Phi = 0 \quad (2.1)$$

Bu denklemin bileşenleri aşağıda belirtilmektedir.

- D: Nötron difüzyon katsayısı.
- $\nabla^2 \Phi$: Nötron akısının Laplace operatörü.
- k: Çarpım faktörü
- Σ_a : Makroskopik soğurma tesir kesiti.
- Σ_f : Makroskopik fisyon tesir kesiti.
- Φ : Nötron akısı.
- $\nu \Sigma_f \Phi$: Fisyon kaynak terimi.
- ν : Fisyon başına açığa çıkan ortalama nötron sayısı

Eşitlik 2.1'e göre nükleer reaktör kritikliğini gösteren çarpım faktörü Eşitlik 2.2'deki gibi ifade edilebilir.

B^2 , reaktör geometrisine bağlı nötron akısındaki bükülmeyi ifade eder. Eşitlik 2.2'de verilen oranın, pay terimi reaktör içerisinde fisyon sonucu ortaya çıkan nötron kaynak terimidir; paydada ise yutulmaya ve reaktör koru dışına kaçmaya bağlı olarak oluşan nötron kayıp terimi vardır. Buna göre, kaynak teriminin kayıp terimine oranının (çarpım faktörü) BİR olduğu duruma reaktörün kritik olması durumu denir.

$$k = \frac{v\Sigma_f}{\Sigma_a + DB^2} \quad (2.2)$$

Σ_f (makroskopik fisyon tesir kesiti) terimi mikroskopik tesir kesiti (σ) ve atom yoğunluğunun (N) çarpımı ile elde edilir.

$$\Sigma_f = N \cdot \sigma_f \quad (2.3)$$

$$N = \frac{\rho N_A}{M} \quad (2.4)$$

Eşitlik 2.2'deki v terimi, reaktörde yakıt olarak kullanılan fisil izotopun fisyonla uğraması sonucunda çıkan ortalama nötron sayısını ifade eder. Bu değer büyük olması reaktörün kritikliği açısından avantaj oluşturur. v terimi yakıt izotopu tarafından yutulan nötron sayısına bölündüğünde, yakıt tarafından yutulan nötron başına fisyon sonucu açığa çıkan ortalama nötron sayısı (η) elde edilir. Nükleer reaktörlerde yakıt olarak kullanılacak başlıca fisil izotopların termal enerji aralığındaki η değerleri Çizelge 2.1'de verilmiştir.

Çizelge 2.1.1 Farklı Sıcaklıklarda η Değerleri [15, s.287]

T °C	U-233	U-235	Pu-239
20	2,284	2,065	2,035
100	2,288	2,063	1,998
200	2,291	2,060	1,947
400	2,292	2,050	1,860
600	2,292	2,042	1,811
800	2,292	2,037	1,785
1000	2,292	2,033	1,770

Çizelge 2.1.1’de verilen değerlere göre termal enerji aralığında ($< 0,025$ eV) fisyon sonucu bir nötron başına en fazla nötron açığa çıkaran izotop U-233’tür. Buna göre, teorik olarak diğer bütün koşulların aynı olduğu durumda U-233 kullanılarak diğer izotoplara göre daha az kütle ile reaktör kritik hale getirilebilir. Eşitlik 2.2’de verilen çarpım faktöründeki nötron kaynak terimi $v\Sigma_f$ (fisyon sonucu açığa çıkan nötronlar) yakıt miktarının zamana bağlı azalmasıyla azalacaktır. Diğer yandan, fisyon sonucu ortaya çıkan yüksek nötron yutma tesir kesitine sahip fisyon ürünleri de çarpım faktöründeki kayıp terimini artıracaktır. Böylece çarpım faktörü zamanla azalacak ve kaybedilen reaktivite kontrol çubukları ile karşılanamaz duruma geldiğinde reaktör kritik-altı duruma gelecektir. Nükleer reaktörlerde ilk yakıt yüklemesinden itibaren reaktör kritik-altı olana kadar geçen süre içerisinde fisyon reaksiyonu sonucunda elde edilen toplam ısı enerjisi “Yanma Değeri (YD)” (*Burnup*) olarak tanımlanmaktadır. Reaktör kritik-altı olmadıkça düzenli enerji üretimi devam eder ve bu süreçte YD de artar. En az kaynak kullanılarak en uzun süre boyunca reaktörün kritikliğini sağlayarak enerji üretimini devam ettirmek doğal kaynakların verimli kullanılması ve üretilen enerjinin ekonomik rekabet gücü açısından önemlidir. YD’yi hesaplayabilmek için reaktördeki fisil madde miktarının ve fisyon ürünlerinin zamana bağlı değişimini belirlemek gerekmektedir. Nükleer reaktör korunda bulunan herhangi bir izotopun zamana bağlı değişimi genel olarak Eşitlik 2.5’teki gibi ifade edilebilir.

$$\frac{\partial N_i}{\partial t} = -N_i \sum_g \bar{\sigma}_{n,g}^i \bar{\Phi}_g - \lambda_i N_i + \sum_k N_k \sum_g \bar{\sigma}_{n,g}^k \bar{\Phi}_g + \sum_m \lambda_m N_m \quad (2.5)$$

Nötron etkileşimleri ve radyoaktif bozunma, (i) ile gösterilen izotopun atom yoğunluğunu azaltırken, diğer maddelerin nötron etkileşimleri (k) ve radyoaktif bozunması (m) ile (i) izotopunun oluşması atom yoğunluğunu artıracaktır. Atom veya kütle numarasının değişimine sebep olan bütün nötron etkileşimleri ve radyoaktif bozunum türleri hesaba dâhil edilmelidir. (n,fisyon), (n,2n), (n,3n), (n,gama), (n,proton), (n,döteryum), (n,trityum), (n,He-4), (n,He-3) nükleer reaksiyonları hesaba katılmıştır. Bu reaksiyonlar yoluyla ve/veya radyoaktif bozunma sonucu oluşan ve reaktörün nötron akısına etki eden tüm izotopların zamana bağlı değişimi izlenmelidir.

Nötron yutucu fisyon ürünleri ve reaktörde önemli miktarda oluşan aktinitler özellikle izlenmesi gereken maddelerdir. Tesir kesitleri ve nötron akı değerleri, belirli enerji aralıklarında gruplandırılarak (g) ve (tanımlanmış hücreler üzerinden) hacimsel ortalamaları alınarak Eşitlik 2.5'e dâhil edilmiştir. Fisyon ürünlerinin zamana bağlı değişimi, Eşitlik 2.5'in özelleştirilmiş bir hali olup Eşitlik 2.6 ile verilmiştir.

$$\frac{\partial N_p}{\partial t} = -N_p \sum_g \bar{\sigma}_{n,g}^p \bar{\Phi}_g - \lambda_p N_p + \sum_F N_F \chi_F \sum_g \bar{\sigma}_{f,g}^F \bar{\Phi}_g + \sum_m \lambda_m N_m \quad (2.6)$$

Fisyon ürünleri reaktör korunda bulunan fisil izotopların fisyonu (F) uğraması ile zamanla artarken, nötron etkileşimleri ve radyoaktif bozunma ile de azalır. Belirli bir fisyon ürününün belli bir fisil izotoptan hangi oranda oluşacağı χ_F (fisyonun oluşma verimi: *fission product yield*) sembolü ile gösterilmiştir. Fisyon ürünleri fisyon dışındaki nötron etkileşimleri ile de artış gösterebilir. ETR'lerde teorik olarak reaktörün çalışması sırasında fisyon ürünlerinin yakıttan ayrıştırılabilmesi ve reaktöre fisil madde eklenmesi de mümkündür. Bunları da hesaba katarak, en az doğal kaynak ile en uzun süre kararlı şekilde enerji üretimini sağlayacak yanma rejimini bulmak için Eşitlik 2.5 ve Eşitlik 2.6'nın çözüldüğü kapsamlı benzeşimlere ihtiyaç duyulur. Verilen denklemlerin yanma hesabına etki eden tüm radyonüklitler için tam korda çözülmesi, çok yüksek hesaplama kapasitesi gerektirmektedir. Bu yüzden, genellikle çözüm için çeşitli mühendislik yaklaşımları kullanılarak hesaplamalarda sadeleştirmeler yapılmaktadır. Nükleer reaktör hesaplamalarında yaygın olarak kullanılan "birim hücre" yaklaşımı bu çalışmada tercih edilmiştir. Bu yöntemin tercih edilmesinin bir diğer sebebi de geleneksel reaktörlerden farklı olarak ETR'lerde yakıt tuzunun sirkülasyon halinde olmasıdır. Yakıt tuzu için reaktör kor geçiş süresi ve kor dışı dolaşım süreleri yanma hesabında Eşitlik 2.5'in çözümünü direkt olarak etkilemektedir. Yakıt kor bölgesinden geçerken nötron akısı ile fisyon reaksiyonu ve diğer nötron etkileşimleri gerçekleşecektir. Ancak kor dışında nötron akısı sıfır olacağı için fisyon ve diğer nötron etkileşimleri gerçekleşmeyecek, madde miktarları yalnızca radyoaktif bozunma ile değişecektir. Geleneksel nükleer reaktörlerden farklı olarak ETR'lerde fisyon ürünleri yakıt tuzundan ayrılabilir. ETR'lerde fisyon ürünleri yakıt tuzundan ayrılabilir.

Ayırma işleminin yanma hesaplarına dahil edilebilmesi için fisyon ürünlerinin yakıttan tamamen ayrılma sürelerini ifade eden bir parametre olarak “Döngü Süresi” (*Cycle Time*) kullanılmıştır [18]. Belirli fisyon ürünü gruplarına ait Döngü Süreleri Çizelge 2.1.1’de verilmiştir.

Çizelge 2.1.1 Yakıttan Ayrılan Fisyon Ürünleri

Fisyon Ürün Grubu	Döngü Süresi (<i>Cycle Time</i>)
Uçucu Gazlar (Xe, Kr)	20 Saniye
Soy Metaller (Tc, Mo, Ru, Rh, Pa, Ag)	20 Saniye
Nadir Toprak Elementleri (Nd, Pm, Sm, Gd, Ho)	50 Gün
Eu	500 Gün
Diğer Fisyon Ürünleri (I, Cs, Cd)	9,4 Yıl

Çizelge 2.1.1’de verilen Döngü Süreleri esas alınarak, kimyasal işleme sonrası yakıtta kalan fisyon ürün gruplarının miktarları Eşitlik 2.7’deki formül ile hesaplanmıştır.

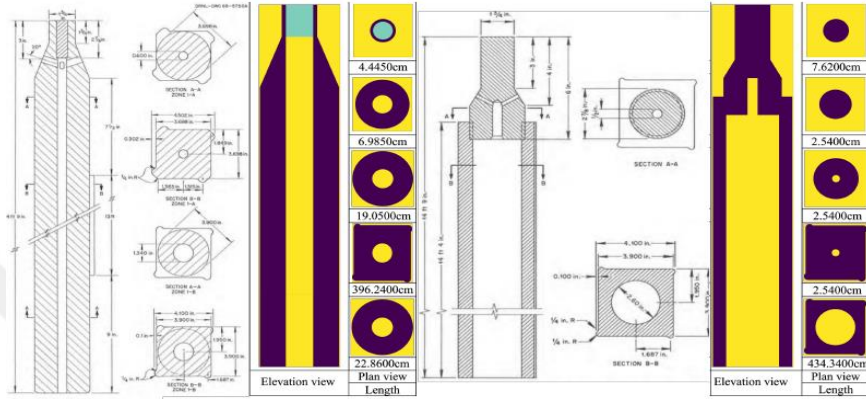
$$N_R = N_P \left(1 - \frac{T \text{ mod } T_{döngü}}{T_{döngü}} \right) \quad (2.7)$$

Eşitlik 2.7’da; N_R ve N_P sırasıyla kimyasal ayırma sonrası ve öncesi atom yoğunluğunu, T ise geçen zamanı göstermektedir. T ’nin Döngü Süresine göre “mod”unun Döngü Süresine bölünmesiyle, ayrılan madde miktarının ayırma öncesindeki miktara oranı bulunur.

2.2. Birim Hücre Yaklaşımı ve ETR Yanma Modeli

Birim hücre yaklaşımı, bir sistemi daha küçük, tekrar eden birim hücrelere bölmeyi ve bu hücrelerdeki olayları modellenen sistemin tamamına genişletmeyi amaçlar. Nükleer reaktörlerde de genellikle reaktör korunun küçük bir bölgesi modellenerek bu modelin tüm kora genişletilmesi yoluyla hesaplama karmaşıklığının azaltılması ve hesaplama süresinin kısaltılması sağlanır. Orijinal MSBR tasarımı, termal nötron spektrumlu “Alan 1” ve epitermal nötron spektrumlu “Alan 2” bölümlerinden oluşmaktadır. Buna göre, ağırlıklı olarak Alan 1’de fisyon reaksiyonu gerçekleşmekte, Alan 2’de ise Th-232’nin nötron yakalayarak U-233’e dönüşme süreci başlatılmaktadır. Yakıt kanalı yarıçapı Alan 1 için 1,70 cm, Alan 2 için 3,30 cm’dir ve grafit blok kenar uzunluğu 10,4 cm olarak verilmiştir.

Yanma hesaplamalarının karmaşıklığını azaltmak amacıyla MSBR'nin geometrik özelliklerinden yola çıkılarak elde edilen birim hücreler ile simülasyonlar gerçekleştirilmiştir. MSBR için Rykhlevskii'nin kullandığı yakıt kanalı modelleri Şekil 2.2.1'de verilmiştir. Buna göre, yakıt kanalı modellerinde Alan 1 ve Alan 2 için z yönünde değişen kesit alanları ve bu alanların görece uzunlukları dikkate alınarak hesaplanan ortalama tek bir alan için modelleme yapılmıştır.



Şekil 2.2.1 MSBR Alan 1 ve Alan 2 Geometrik Modeli [19]

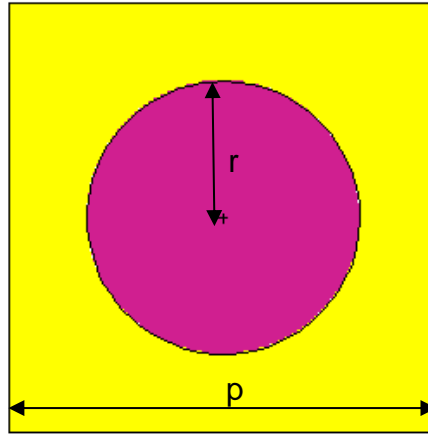
İki alanlı MSBR tasarımından yola çıkarak tek alanlı modelleme yapabilmek için tek kanal için kor geçiş süresi ve güç yoğunluğu hesaplanmıştır. Alan 1 ve Alan 2'deki yakıt tuzu hacimleri ve güç miktarları toplanarak tek kanal güç yoğunluğu bulunur. Alan 1 ve Alan 2 için kor geçiş süreleri ve spesifik güç değerleri çarpılarak birim yakıt kütesinden elde edilen enerji yaklaşık 403 kJ/kg-AğırM olarak elde edilmiştir. Tek kanal için hesaplanan spesifik güç ile birim yakıt kütesinden aynı enerjiyi elde edebilmek için tek kanal kor geçiş süresinin 4,54 saniye olması gerektiği bulunmuştur. Hesaplamaya ait parametreler Çizelge 2.2.1'de verilmiştir.

Çizelge 2.2.1 Yanma Hesabı Temel Parametreleri

	Alan 1	Alan 2	Model Alanı (Tek Alan)
Yakıt Tuzu Hacmi (m ³)	7,9	8,382	16,282
Güç (MWt)	1830	420	2250
Yakıt Yoğunluğu (kg/m ³)	3350	3350	3350

Th-232 Kütle Oranı	0,434667	0, 434667	0, 434667
U-233 Kütle Oranı	0,010914	0,010914	0,010914
Kor Geçiş Süresi (sn)	2,71	12,5	4,54
Kor Dışı Dolaşım Süresi (sn)	6,08	6,08	6,08
Ağır Metal Ağırlığı (kg)	11792,3	12511,78	24304,08
Spesifik Güç (kW/kg-AğırM)	155,18	33,56	92,57
Güç Yoğunluğu (W/cm ³)	231,64	50,10	138,19

Alan 1 ve Alan 2 etkilerini tek kanalda birleştirebilmek için ortalama yarıçap $r=2,67$ cm olarak belirlenmiştir. Gerçek tasarımda kanallar arasında bulunan ve yakıt dolu olan dar ara kanalların nötron yavaşlatmaya olan negatif etkisi ise grafit blok kenar uzunluğu azaltılarak modellenmiştir. Buna göre grafit blok kenar uzunluğu $p=8,414$ cm olarak ayarlanmıştır. Şekil 2.2.2’de verilen geometrik modele göre nötron tesir kesitleri, belirli periyotlarla Monte Carlo yöntemiyle çalışan kod ile üretilerek yanma hesabı için geliştirilen kod tarafından okunup yanma hesabı gerçekleştirilmiştir.



Şekil 2.2.2 Birim Hücre Modeli

2.3. Tesir Kesitlerinin Üretilmesi ve Monte Carlo Metodu

Eşitlik 2.5 ve 2.6’da verilen yanma denklemlerinin çözülebilmesi için hesaba dahil edilen her bir radyonüklite ait nötron etkileşim mikroskopik tesir kesit verilerinin bilinmesi gerekmektedir. Fisyon, nötron yakalama ve diğer nötron etkileşim tesir kesitleri yüksek oranda nötron enerjisine bağlıdır.

Buna göre nötron spektrumuna bağlı olarak mikroskopik tesir kesitlerinin elde edilmesi için Monte Carlo metodu ile nötron transport deklemini çözen MCNP5 programı kullanılmıştır. Tesir kesitleri, MCNP5 programı F4 çetelesinden çarpan özelliği ile alınmaktadır. MSBR tasarımı ortalama kor sıcaklığı yaklaşık 900 K kabul edilerek NJOY programı ile ENDF/B.VIII. tesir kesiti veritabanı ile tesir kesit kütüphaneleri üretilmiştir. Nötron enerji gruplandırılması Rykhlevskii tarafından MSBR'nin tüm kor modellemesinde elde edilen nötron spektrumuna göre iki grup olarak yapılmıştır [19]. Buna göre 1 eV altı termal, 1 eV üstü ise hızlı grup olarak adlandırılmıştır. Bu parametreler ve Şekil 2.2.2'de verilen birim hücre modeli ile MCNP5 programı kullanılarak mikroskopik tesir kesitleri üretilmiştir. Mikroskopik tesir kesitleri üretiminde MCNP5'in F4 çetelesinden ve bu çetelenin reaksiyon hızı çarpanından yararlanılmıştır [20].

MCNP5 F4 çetelesi tanımlanmış birim hücre için hesaplanan ortalama nötron akısıdır ve birimi nötron/cm² dir. Bu çetele yakıt tuzu içerisindeki hesaba katılan her bir radyonüklit için FM4 çarpanıyla birlikte (n,f), (n,γ), (n,p), (n,d), (n,t), (n,He-3), (n,α) etkileşimleri için tanımlanmıştır. Buna göre her bir radyonüklit için tanımlanan reaksiyonların sayıları çıktı dosyasına yazılır ve reaksiyon sayılarından da mikroskopik tesir kesitleri bulunur. Reaksiyon hızı, mikroskopik tesir kesiti ve nötron akısı arasındaki ilişki Eşitlik 2.8'de verilmiştir.

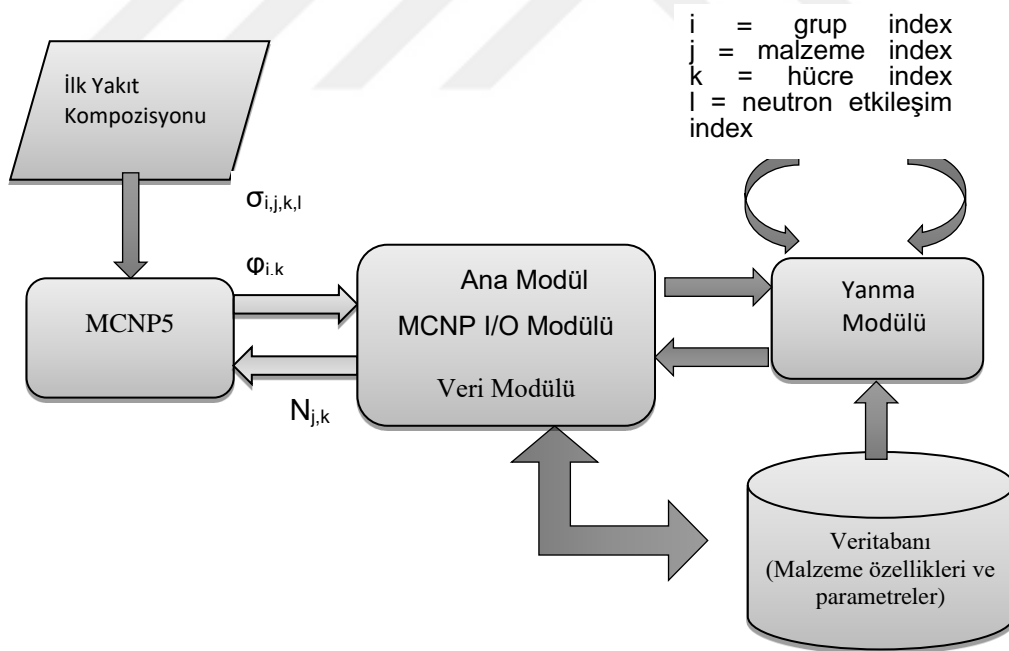
$$RH = N \int \sigma(E) \Phi(E) dE \quad (2.8)$$

Burada; RH reaksiyon hızı, N atom yoğunluğu, $\sigma(E)$ enerjiye bağlı mikroskopik tesir kesiti, $\Phi(E)$ ise enerjiye bağlı nötron akısıdır.

3. YANMA ANALİZ KODU VE ARAÇLAR

3.1. Numerik Çözüm Algoritması

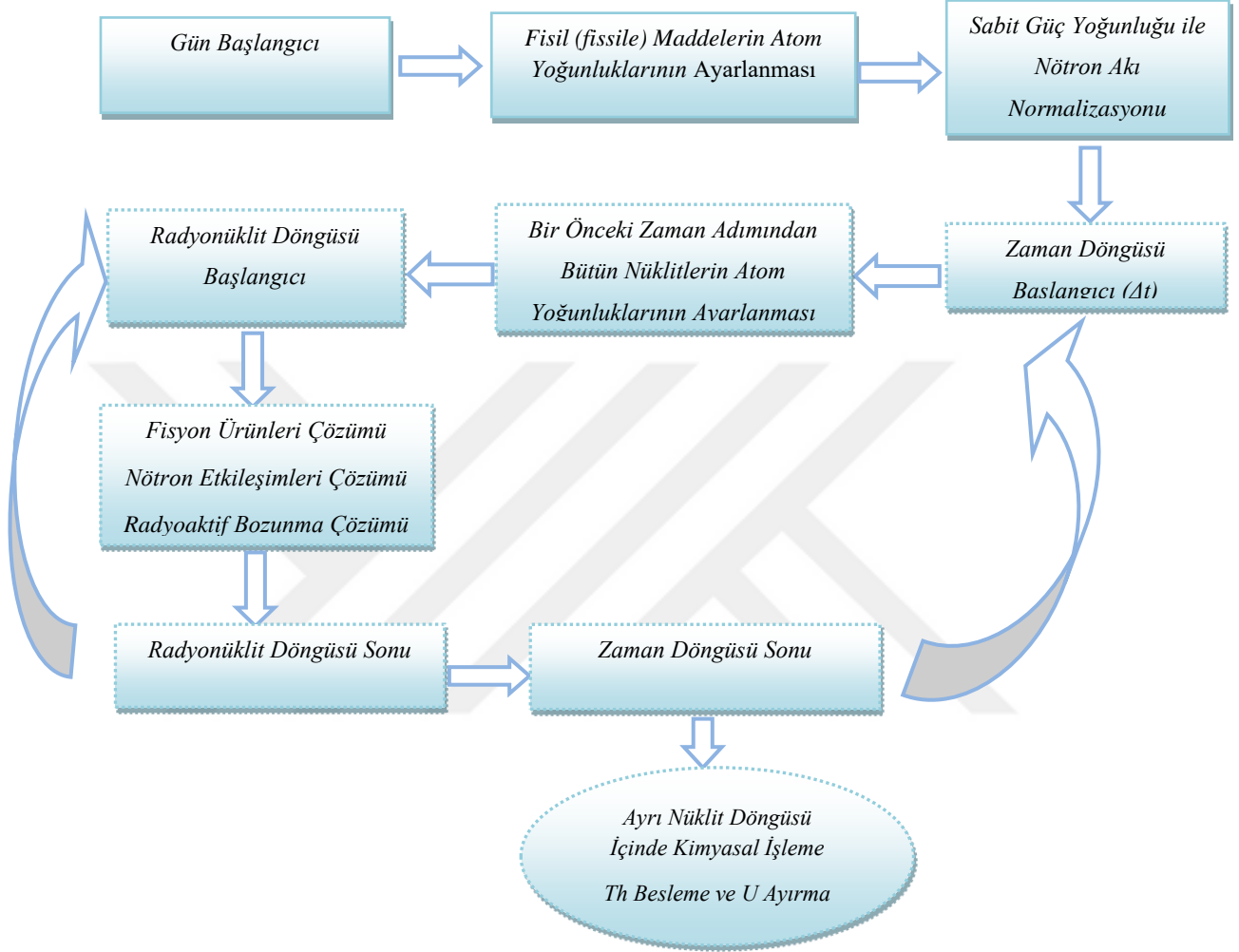
ETR'lerin yanma rejimlerini incelemek amacıyla tez kapsamında Python dili ile geliştirilen yazılımın temel çalışma prensibi yanma denklemlerinin *Explicit Euler* yöntemi ile çözülmesine dayanmaktadır. Tesir kesitlerinin yanında yakıt dolu hücre veya hücreler için belirlenen enerji grup sayısı kadar normalize edilmemiş nötron akı değerleri de MCNP5'ten alınarak yanma modülüne aktarılır. İlk yakıt yüklemesinde tanımlanmış atom yoğunlukları hesaplamanın başlangıcında $t=0$ anı için kullanılmaktadır. Geliştirilen yazılımın genel veri akış diagramı Şekil 3.1.1'de gösterilmiştir. Atom yoğunluğunun zamana bağlı değişimine etki eden radyoaktif bozunmaya ait yarı-ömür ve bozunma tipi gibi bilgiler dosya bazlı veri tabanında saklanmaktadır. Ayrıca zaman uzayında (*time domain*) yapılacak bölümlendirmeye ait bilgiler de hesaplama başlamadan veri tabanına kaydedilir ve tüm yanma hesaplaması bu bölümlendirme planına göre ilerler.



Şekil 3.1.1 Numerik Çözüm Algoritması

Yanma hesaplamasında tesir kesitleri dışında radyoaktif bozunma, fisyon oluşma verimi (χ_F) gibi verilere de ihtiyaç duyulmaktadır. Bu veriler dosya tabanlı olarak oluşturulan SQLite veri tabanına aktarılmıştır.

Bu veri tabanındaki radyoaktif bozunmaya ait bozunma sabiti (λ) ve “dallara-ayrılma oranı” (*branching fraction*) verileri JEFF 3.1 dokümanından alınarak tablolara dönüştürülmüştür [21]. χ_F değerleri ise IAEA-WIMS kütüphanelerinden alınarak veri tabanına eklenmiştir. Yanma algoritması detayları Şekil 3.1.2’de gösterilmiştir.



Şekil 3.1.2 Numerik Çözüm Detay Algoritması

Eşitlik 2.5’in numerik olarak çözülebilecek formattaki hali aşağıda verilmiştir.

$$\frac{N_{i,t+1} - N_{i,t}}{\Delta t} = -N_{i,t} \sum_n \sum_g \sigma_{n,g}^i \phi_g - \lambda_i N_{i,t} + \sum_k N_{k,t} \sum_n \sum_g \sigma_{n,g}^k \phi_g + \sum_m \lambda_m N_{m,t} \quad (3.1)$$

Yanma hesabı ilk yakıt yüklemesindeki atom yoğunlukları, MCNP5’ten elde edilen tesir kesitleri ve akı değerleri ile başlatılır.

MCNP5'ten elde edilen akı değeri örneklem yapılarak tek bir nötron başına bulunduğu için, hücre güç yoğunluğu (W/m^3) ile akı değeri normalize edilerek Eşitlik 3.1'de kullanılır. Akı normalizasyonu için Eşitlik 3.2'deki ifade kullanılmıştır.

$$K = \frac{P}{\sum_F N_F \omega_F \left(\sum_g \sigma_f^g \Phi_g \right)} \quad (3.2)$$

Eşitlik 3.2'de; K normalizasyon faktörünü, P güç yoğunluğunu, N_F fisil madde atom yoğunluğunu, ω_F her fisil madde için fisyon başına açığa çıkan enerji miktarını, σ_f^g her fisil madde için belirli enerji grubundaki fisyon tesir kesitini, Φ_g ise belirli enerji grubundaki örneklenen nötron başına hücresele nötron akısını ifade etmektedir. İlk yakıt yüklemesinde bulunan fisil madde miktarı zaman içerisinde değişeceği için gücü sabit tutarak akı normalizasyonu belirli periyotlarda tekrar edilir.

Fisyon başına açığa çıkan enerji miktarı Origen 2.1'den alınan Eşitlik 3.3 ile hesaplanır.

$$R \left(\frac{MeV}{fisyon} \right) = 1,29927 \times 10^{-3} \cdot (Z^2 \cdot A^{0,5}) + 33,12 \quad (3.3)$$

Burada, Z fisil izotopun atom numarasını, A kütle numarasını göstermektedir.

3.2. Numerik Yöntem Kullanan Yanma Kodunun OECD/NEA Ölçütü (*Benchmark*) ile Doğrulanması

Yanma hesabı için geliştirilen kod ile elde edilen sonuçları doğrulamak için iyi tanımlanmış *benchmark* çalışmaları kullanılmıştır. Buna göre OECD/NEA tarafından düzenlenmiş *benchmark* çalışmasındaki koşullar esas alınarak, yanma hesapları geliştirilen kod ile yapılmış ve *benchmark* katılımcılarının sonuçları ile karşılaştırılmıştır [22]. Buna göre *benchmark* problemi genel özellikleri Çizelge 3.2.1'de yer almaktadır.

Çizelge 3.2.1 *Benchmark* Problemi Temel Parametreleri

Parametre	Veri
Yakıt Pelet Tipi	UO ₂
Yakıt yoğunluğu	10,045 g/cm ³
Yakıt Çubuğu Dış Çapı	1,118 cm
Yakıt Çubuğu İç Çapı	0,986 cm
Yakıt Çapı	0,9563 cm
Aktif yakıt uzunluğu	347,2 cm
Etkin yakıt sıcaklığı	841 K
Zarf sıcaklığı	620 K
Zarf Malzemesi	^a Zircaloy-2 (%97,91 Zr, %1,59 Sn, %0,5 Fe)
Su sıcaklığı	558 K
Su yoğunluğu	0,7569 g/cm ³

^a Zircaloy-2 için verilen oranlar kütle yüzdesidir.

Benchmark problemi yanma senaryoları Çizelge 3.2.2 ve 3.2.3'te verilmiştir.

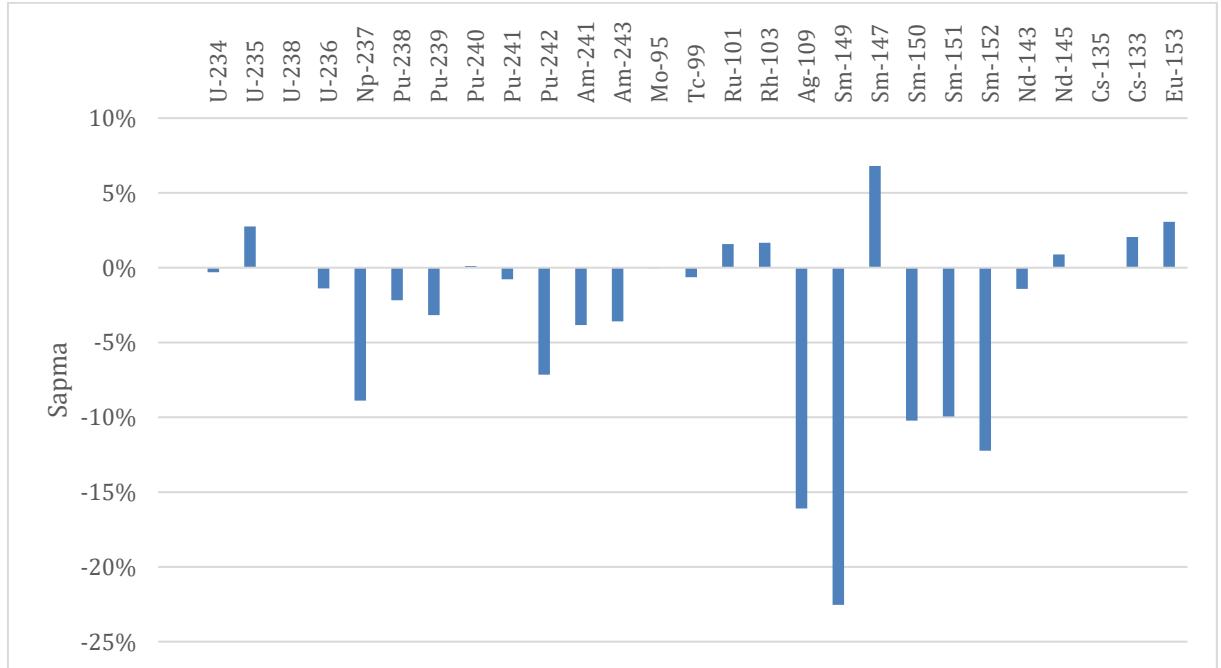
Çizelge 3.2.2 *Benchmark* Problemi Yanma Senaryoları

	Yanma Süresi (Gün)	Kapatılan Süre (Gün)	Boron Konsantrasyonu (ppm: milyonda bir)	Boron Konsantrasyonu (Çevrim 1'deki değer in %'si olarak)
Çevrim 1	306,0	71,0	331,0	100,0
Çevrim 2	381,7	83,1	469,7	141,9
Çevrim 3	466,0	85,0	504,1	152,3
Çevrim 4	461,1	1870,0	492,5	148,8

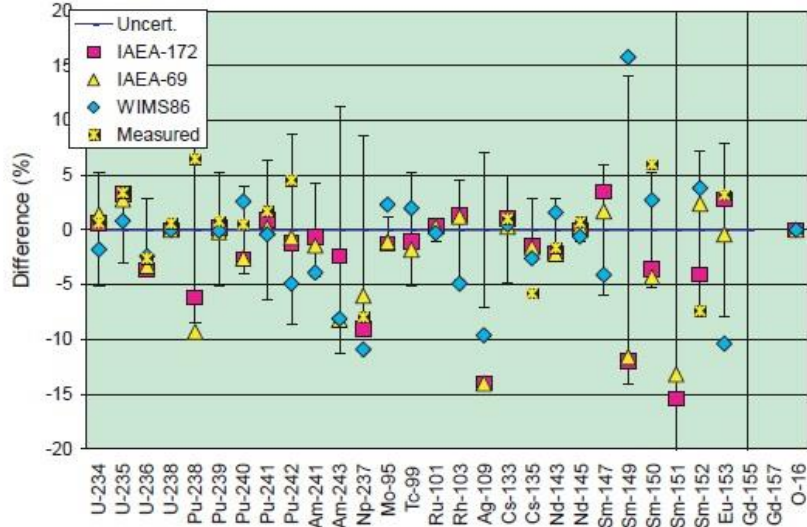
Çizelge 3.2.3 *Benchmark* Problemi Güç Yoğunluğu Değerleri

ÇEVİRİM	A (kW/kg-U)	B (kW/kg-U)	C (kW/kg-U)
	Nihai YD =27,35 GWgün/t-U	Nihai YD=37,12 GWgün/t-U	Nihai YD=44,34 GWgün/t-U
1	17,24	24,72	31,12
2	19,43	26,76	32,51
3	17,04	22,84	26,2
4	14,57	18,87	22,12

Geliştirilen programda MCNP5 programı ile ENDF VII kütüphaneleri kullanılarak üretilen tesir kesitleri ile yanma hesabı yapılmıştır. A durumu, verilen tanımlamalara göre geliştirilen yanma kodu ile modellenmiştir ve elden edilen sonuçlar *benchmark* katılımcılarının ortalaması ve deneysel sonuçlar ile karşılaştırılmıştır. Geliştirilen kod ile elde edilen sonuçların katılımcıların ortalamasından sapma grafiği Şekil 3.2.1’de verilmiştir. Aynı *benchmark* için farklı tesir kesiti kütüphaneleri ile elde edilen sapma sonuçları Şekil 3.2.2’de verilmiştir. Deneysel sonuçlardan sapma değerlerini içeren karşılaştırmalı sonuçlar Ek 1’de verilmiştir.

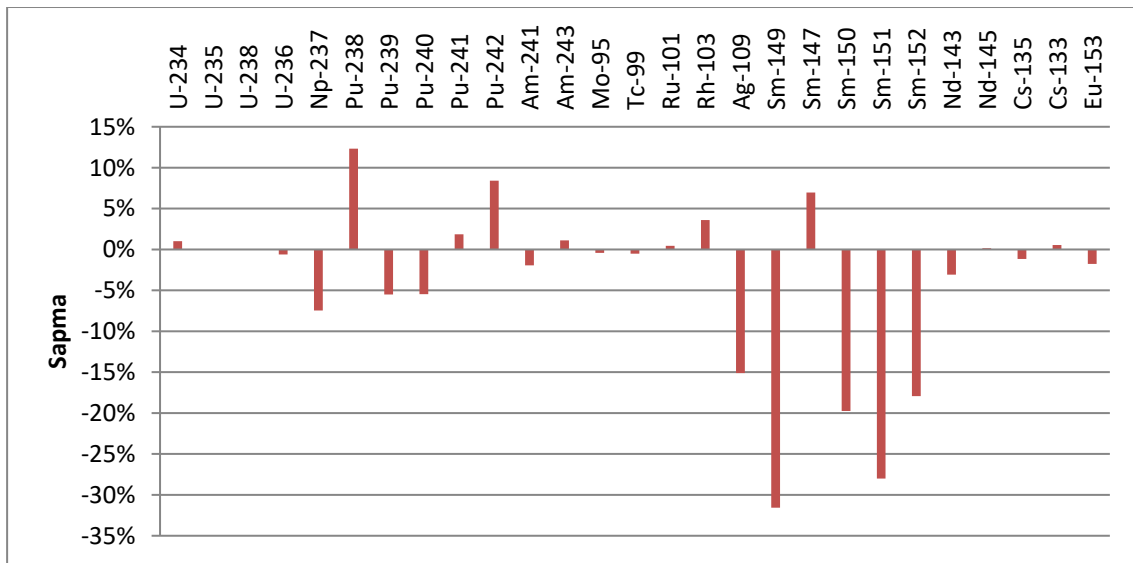


Şekil 3.2.1 Geliştirilen Kodun Katılımcıların Ortalamasından Sapma Grafiği,
27,35 GWgün/t-U YD İçin

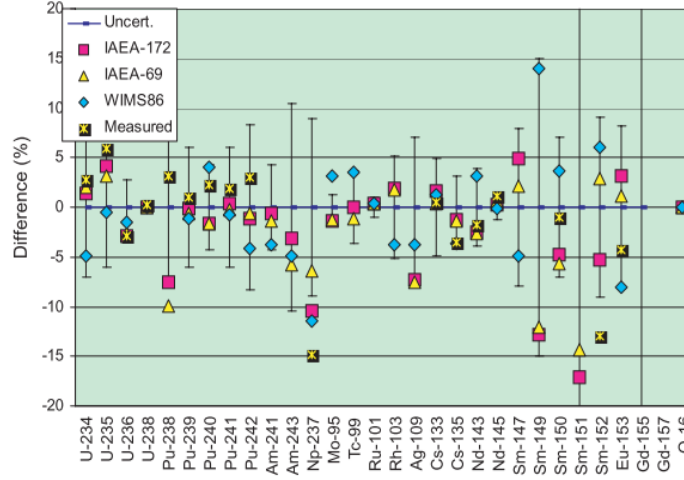


Şekil 3.2.2 Farklı Tesir Kesiti Kütüphaneleri ile Elde Edilen Sapma Sonuçları,
27,35 GWgün/t-U YD için [23]

Şekil 3.2.1 ve Şekil 3.2.2'deki sonuçlar karşılaştırıldığında radyonüklitlerin çoğunda sapma değerlerinin uyumlu olduğu görülmektedir. Sm-149 gibi termal veya rezonans nötron soğurma tesir kesiti çok yüksek olan radyonüklitlerde belirsizliğin diğer radyonüklitlere göre yüksek olduğu Şekil 3.2.2'den anlaşılmaktadır. Tesir kesitindeki istatistiksel hata düşük bile olsa tesir kesiti değerleri çok yüksek olduğu için yanma hesabında belirsizlik artmaktadır.



Şekil 3.2.3 Geliştirilen Kodun Katılımcıların Ortalamasından Sapma Grafiği,
37,12 GWgün/t-U YD için



Şekil 3.2.4 Farklı Tesir Kesiti Kütüphaneleri ile Elde Edilen Sapma Sonuçları,
37,12 GWgün/t-U YD için [23]

Yapılan denemeler sonucunda, geliştirilen Python yazılımının nötron spektrumunun doğru ele alındığı durumlarda yanma hesabını kabul edilebilir hata sınırları içinde yapabildiği anlaşılmıştır.

Yanma hesabında, nötron spektrumuna etki eden güçlü soğurucuların (Xe-135, Sm-149) denge süreleri de dikkate alınarak zaman uzayında (*time domain*) tesir kesitleri uygun aralıklarla yeniden üretilmelidir. Geometrik yaklaşım, kullanılan tesir kesiti kütüphaneleri, enerji gruplandırması gibi faktörler hesaplama sonuçlarına etki etmektedir.

3.3. Numerik Yöntem Kullanan Yanma Kodunun PWR-Toryum “Pin/Cell Burnup Benchmark” ile Doğrulanması

Geliştirilen yanma kodunun doğrulanması için ikinci olarak PWR-Toryum “Pin/Cell Burnup Benchmark” verileri kullanılmıştır [24]. *Benchmark* parametreleri Çizelge 3.3.1’de verilmiştir.

Çizelge 3.3.1 *Benchmark* Parametreleri

Parametre	Veri
Yakıt Sıcaklığı	900 K
Güç Yoğunluğu	38,1347 kW/kg-AğırM
Yakıt Yoğunluğu	9,424 g/cm ³
Zarf Sıcaklığı	621,1 K
Zarf Yoğunluğu	6,505 g/cm ³
Soğutucu Sıcaklığı	583,1 K
Soğutucu Yoğunluğu	0,705 g/cm ³
Yakıt Peleti Yarıçapı	4,1274 mm
Zarf İç Yarıçapı	4,1896 mm
Zarf Dış Yarıçapı	4,7609 mm
Pin Aralığı	12,626 mm

Benchmark yakıt, zarf ve soğutucu kompozisyonu Çizelge 3.3.2’de verilmiştir.

Çizelge 3.3.2 *Benchmark* Yakıt, Zarf ve Soğutucu Kompozisyonu

	Nüklit	Kütle %	Atom Yoğunluğu
Yakıt	Th-232	65,909	1,6122x10 ²²
	U-234	0,04	8,2452x10 ¹⁸
	U-235	4,291	1,0362x10 ²¹
	U-238	17,74	4,2296x10 ²¹
	O-16	12,026	4,2684x10 ²²
Zarf	Zircaloy-4	100	4,3144x10 ²² (Zr için)
Soğutucu	H-1	11,19	4,7105x10 ²²
	O-16	88,81	2,3566x10 ²²

60,749 MWgün/kg-AğırM YD için, referans olarak kabul edilen Casmo-4 sonuçları ile geliştirilen yanma programının sonuçları karşılaştırmalı olarak Çizelge 3.3.3'te verilmiştir.

Çizelge 3.3.3 PWR-Toryum *Benchmark* Karşılaştırmalı Sonuçlar

	Casmo-4 (Referans) atom/cm³	Geliştirilen Kod atom/cm³	Sapma (%)
Th-232	1,53769x10 ²²	1,53557x10 ²²	-0,14
Pa-231	1,70044x10 ¹⁸	1,55574x10 ¹⁸	-8,51
Pa-233	1,95229x10 ¹⁹	2,01394x10 ¹⁹	3,16
U-232	1,56006x10 ¹⁸	1,57404x10 ¹⁸	0,90
U-233	2,74202x10 ²⁰	2,75553x10 ²⁰	0,49
U-234	5,15172x10 ¹⁹	5,27343x10 ¹⁹	2,36
U-235	1,78104x10 ²⁰	1,68868x10 ²⁰	-5,19
U-236	1,39420x10 ²⁰	1,47140x10 ²⁰	5,54
U-238	3,88419x10 ²¹	3,90269x10 ²¹	0,48
Np-237	1,82660x10 ¹⁹	1,79725x10 ¹⁹	-1,61
Np-239	7,61806x10 ¹⁷	7,39855x10 ¹⁷	-2,88
Pu-238	8,90932x10 ¹⁸	9,93308x10 ¹⁸	11,49
Pu-239	5,37090x10 ¹⁹	4,89116x10 ¹⁹	-8,93
Pu-240	1,82233x10 ¹⁹	1,53502x10 ¹⁹	-15,77
Pu-241	1,90707x10 ¹⁹	1,89124x10 ¹⁹	-0,83
Pu-242	9,96772x10 ¹⁸	1,02570x10 ¹⁹	2,90

3.4. ETR Farklı Birim Hücre Tasarımları için Numerik Yöntem ile Yanma Benzeşimleri

İlk yakıt yüklemesinde MSBR tasarımında mol yüzdesi olarak %71,7 LiF (Li-7), %16 BeF₂, %12 ThF₄, %0,3 UF₄ içeren yakıt tuzu karışımı kullanılmıştır. Çizelge 3.4.1'de verilen birim hücre geometrileri için 10 yıllık yanma benzeşimleri gerçekleştirilmiştir.

Çizelge 3.4.1 Birim Hücre Tasarımları

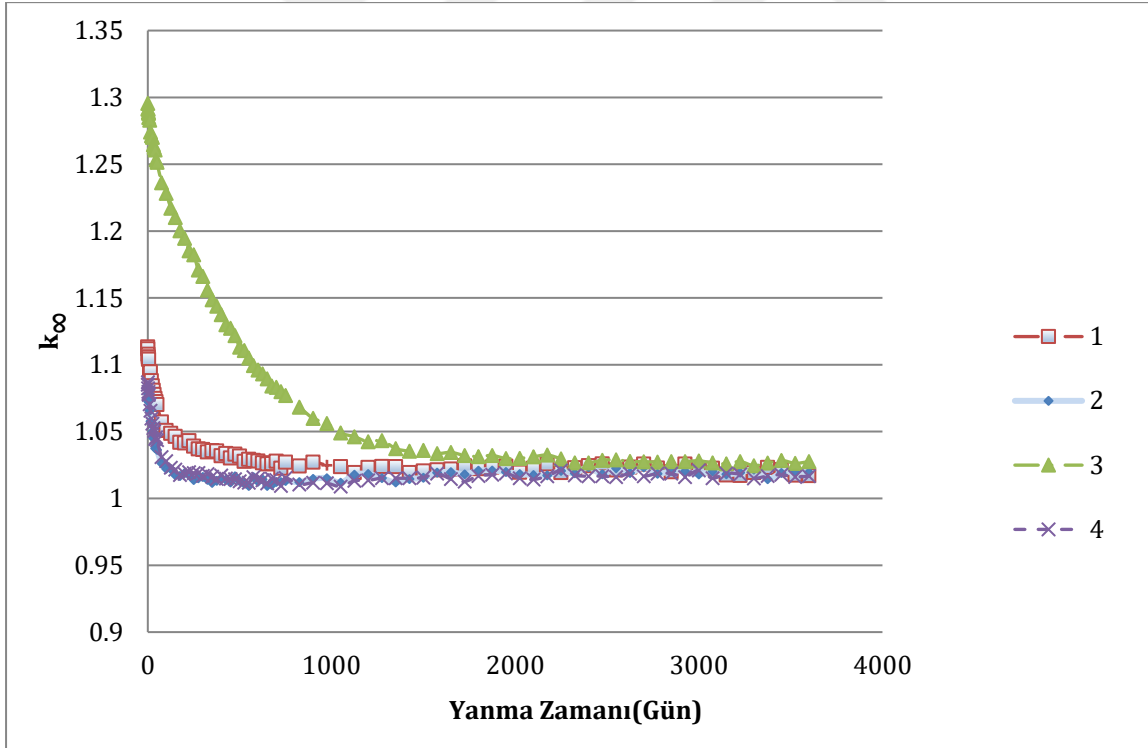
Geometri	r (cm)	p (cm)	Birim Hücre Yakıt Hacmi, V_f (cm ³)	Birim Hücre Moderatör Hacmi, V_m (cm ³)	V_f / V_m
1	2,67	8,414	22,3961	48,40	0,462
2 ^a	1,8	5,69	10,17876	22,20	0,458
3 ^b	1,8	8,97	10,17876	70,30	0,145
4 ^c	2,67	8,12	22,3961	43,54	0,514

^a 1 numaralı geometriye göre azaltılmış r ve p, sabit V_f/V_m

^b 1 numaralı geometriye göre azaltılmış r ve artırılmış p

^c 1 numaralı geometriye göre azaltılmış p (%10 azaltılmış V_m)

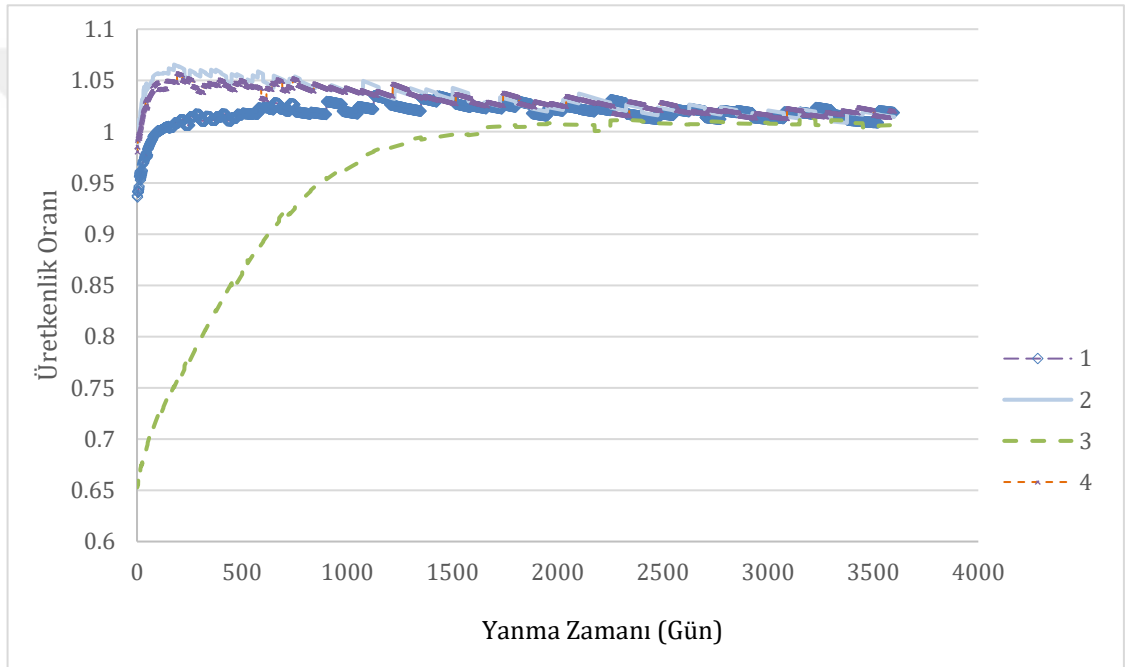
Çizelge 3.4.1’de verilen dört farklı birim hücre geometrisi için 3600 günlük süre boyunca yanma simülasyonundan elde edilen k_∞ değerlerinin zamana bağlı değişimi Şekil 3.4.1’de verilmiştir.



Şekil 3.4.1 Farklı Birim Hücre Tasarımları için Çarpım Faktörünün Zamanla Değişimi

Şekil 3.4.1’deki grafiklere göre, moderatör-yakıt hacmi oranı artırıldığında termal nötron spektrumunun ağırlık kazanmasına bağlı olarak başlangıç k_∞ değeri artış göstermektedir.

Buna karşın 10 yıllık yanma süresi boyunca yaklaşık 2000'inci güne kadar k_{∞} değeri azalarak devam etmektedir. Moderatör hacmi azaltıldığında ise başlangıç k_{∞} değeri düşmesine karşın nispeten kısa bir süre sonra k_{∞} sabit kalmakta veya hafif artış eğilimi göstermektedir. Tüm geometriler için k_{∞} değeri 10 yıl sonunda yaklaşık aynı değerlere yakınsamaktadır. Tüm birim hücre geometrileri için YD 319 GWgün/t-AğırM düzeyini aşmaktadır. YD'nin yüksek olmasını sağlayan temel mekanizma fisyon zincir reaksiyonu devam ederken tüketilen fisil maddenin yerine $\text{Th-232} \rightarrow \text{U-233}$ dönüşümü ile yeni fisil maddenin gelmesidir. Bunu gösteren üretkenlik oranı grafiği Şekil 3.4.2'de verilmiştir. Üretkenlik oranı Ek 2'de tanımlanmıştır.



Şekil 3.4.2 Farklı Birim Hücre Tasarımları için Üretkenlik Oranının Zamanla Değişimi

3.5. Yarı-Analitik Yöntem Yanma Algoritması

Nümerik yöntem yoluyla (AMD A10 işlemcili ve 12 GB RAM'e sahip bir bilgisayar ile) 10 yıl ve üzeri yanma simülasyonu çok uzun sürdüğü için alternatif olarak yarı-analitik yöntem kullanılarak simülasyonlar gerçekleştirilmiştir. Bu yöntemde yanma hesabına etki eden başlıca 15 radyonüklit dikkate alınarak matris formunda hız denklemleri çözülmüştür. Taylor yaklaşımı kullanılarak analitik çözüm Python koduna çevrilmiştir. U-235 için yazılan örnek hız denklemi Eşitlik 3.4'te verilmiştir.

$$\frac{dN^{235}}{dt} = - \int (\sigma_{\gamma}(E) + \sigma_f(E)) \phi(E) dE N^{235} - \lambda_{235} N^{235} + \lambda_K N^K + \int \sigma_{\gamma}^{234}(E) \phi(E) dE N^{234} \quad (3.4)$$

Eşitlik 3.4'te kayıp terimleri nötron etkileşimleri ve radyoaktif bozunma ile gelen terimlerdir. Kaynak terimleri ise kütle numarası bir eksik olan izotopun nötron yakalamasından veya uygun radyonüklitin radyoaktif bozunmasından gelmektedir. Nötron enerjisine bağlı olan tesir kesitleri ve nötron akısı iki enerji grubuna bölünerek hesaplanmıştır. Mikroskopik tesir kesitleri, numerik yöntemin kullanıldığı orijinal MSBR yakıt kompozisyonu ile yapılan simülasyondan alınmıştır.

Atom yoğunluğu (N) ile çarpılan bütün terimler toplanarak 15 radyonüklit (Th-232, Th-233, Pa-233, U-233, U-234, U-235, U-236, U-237, U-238, U-239, Np-239, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242) için eşitlik seti matris formuna getirilmiştir.

$$\omega = - \sum_n^2 (\sigma_{\gamma}^n \phi^n + \sigma_f^n \phi^n) - \lambda \quad (3.5)$$

$$\beta = \sum_n^2 (\sigma_{\gamma}^n \phi^n) \text{ veya } \lambda_K \quad (3.6)$$

$$\frac{d}{dt} \begin{bmatrix} {}^{232}_{90}N \\ {}^{233}_{90}N \\ {}^{233}_{91}N \\ \vdots \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \omega^{232} & 0 & 0 \\ \beta^{232} & \omega^{233} & 0 \\ \vdots & \vdots & \vdots \end{bmatrix} \begin{bmatrix} {}^{232}_{90}N \\ {}^{233}_{90}N \\ {}^{233}_{91}N \\ \vdots \end{bmatrix} \quad (3.7)$$

Eşitlik 3.7'nin analitik çözümü üstel formda Eşitlik 3.8'de verilmiştir. Katsayılarından (ω ve β) oluşan matris A ile gösterilmiştir.

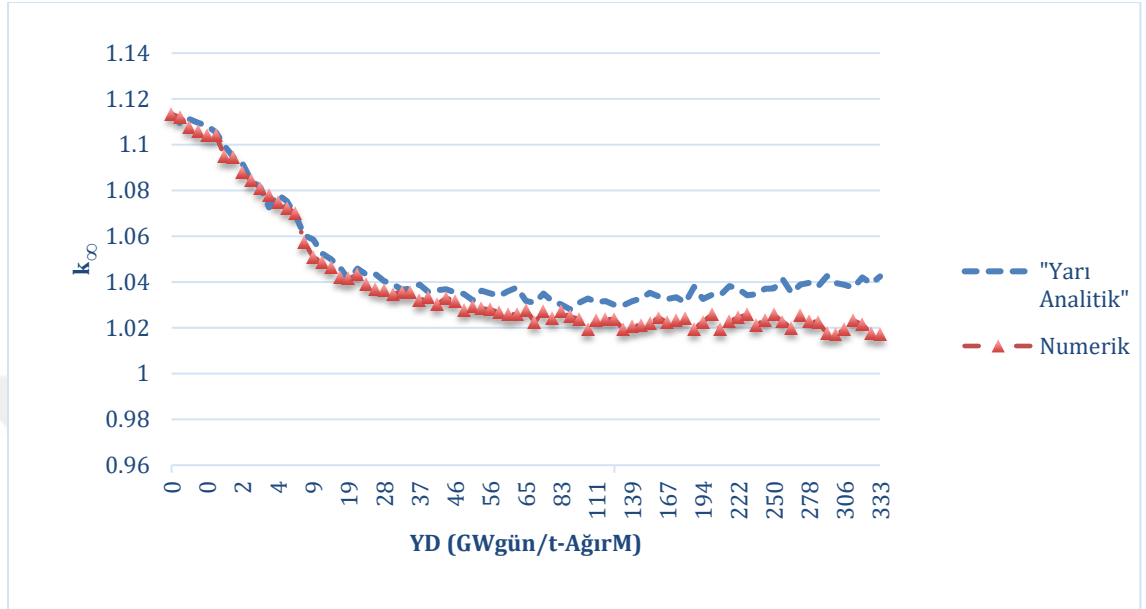
$$N(t) = e^{At} N(0) \quad (3.8)$$

Eşitlik 3.8'in Python kodu ile çözülebilmesi için üstel terimin Taylor seri açılımı kullanılmıştır. Yakıt tuzunun reaktör korundaki dolaşım süresi için 4,542 saniye, kor dışı dolaşım süresi için 6,048 saniye değerleri kullanılarak iki farklı Taylor seri matrisi elde edilmiştir. Kor dışı dolaşımında nötron akısı sıfır olduğundan A matrisinde nötron etkileşim değerleri sıfır olarak ayarlanmıştır.

$$e^{At} = I + At + \frac{(At)^2}{2!} + \frac{(At)^3}{3!} + \dots \quad (3.9)$$

Yarı-analitik çözümde, fisyon ürünlerinden gelen negatif reaktivite, numerik çözüm ile analitik çözüm arasındaki reaktivite farkından korelasyon ile tahmin edilmiştir.

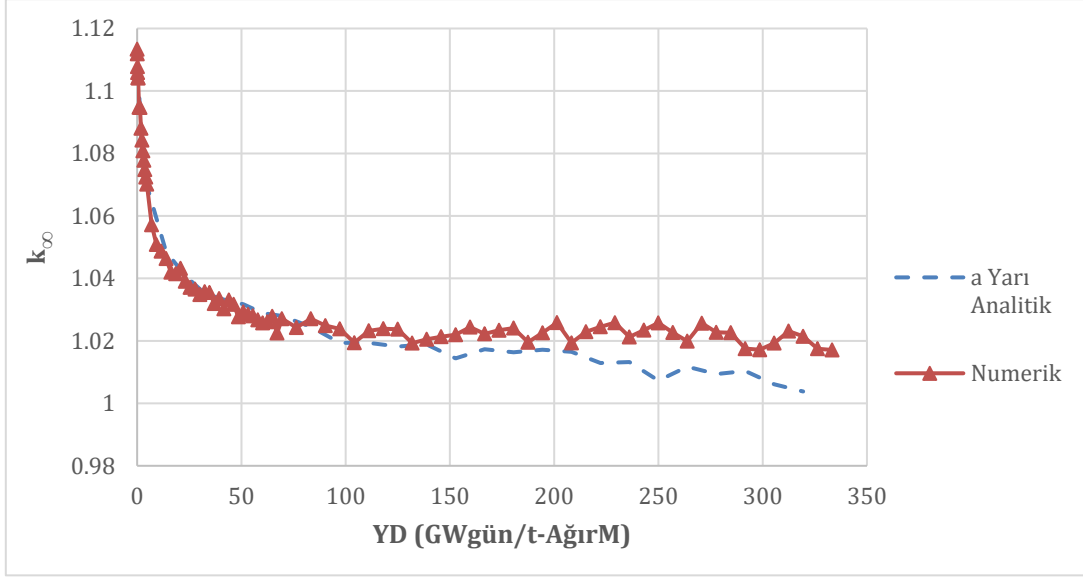
Şekil 3.5.1’de verilen grafikteki numerik çözümde fisyon ürünleri döngü sürelerine göre yakıttan ayrılmaktadır. Bu ayırma nedeniyle yaklaşık 50 GWgün/t-AğırM YD’den sonra fisyon ürünlerinin çarpım faktörüne etkisi daha belirgin hale gelmektedir.



Şekil 3.5.1 Numerik Çözüm ile Fisyon Ürünleri Etkisinin Hesaba Katılmadığı Yarı-Analitik Çözümün Karşılaştırması

Şekil 3.5.1’den yola çıkılarak anlamlı reaktivite farkının oluşmaya başladığı YD’den itibaren, birim yanma başına reaktivite farkı değerlerinin ortalaması alındığında, yanmaya bağlı olarak fisyon ürünlerinden gelen negatif reaktivite -7,59 pcm/(GWgün/t-AğırM) olarak hesaplanmıştır.

MSBR orijinal yakıt kompozisyonu kullanılarak numerik ve fisyon ürünleri düzeltmesi yapılmış yarı-analitik yöntem ile 10 yıllık yanma trendini gösteren grafik Şekil 3.5.2’de verilmiştir.



^a Yarı-analitik yöntemden elde edilen yakıt kompozisyonu ile üretilen tesir kesitleri kullanılmıştır.

Şekil 3.5.2 Numerik Çözüm ile Fisyon Ürünleri Etkisinin Hesaba Katıldığı Yarı-Analitik Çözümün Karşılaştırması

4. YANMA SENARYOLARI VE ANALİZLER

Bölüm 3'te; referans alınan MSBR yakıt kompozisyonu, ilgili parametreler ve geometrik veriler ile oluşturulan birim hücre modeli esas alınarak, numerik ve yarı-analitik yöntemle yanma analizleri yapılmış ve sonuçlar Şekil 3.5.1 ve 3.5.2'de sunulmuştur. Buna göre, söz konusu MSBR modelinin en az 10 yıl boyunca taze yakıt gerektirmeden yüksek YD'lere ulaşacağı gösterilmiştir. Bu bölümde, referans MSBR'nin yakıt kompozisyonunu Senaryo 1 diye adlandırarak, ilk yakıt yüklemesindeki kompozisyon değişikliklerinin etkisi ele alınmıştır. Tüm benzeşimlerde aynı birim hücre modeli ve ilgili parametreler kullanılmıştır.

4.1. İlk Yakıt Yüklemeinde U-233 Yerine Sadece U-235, [%20 U-235 + %80 U-238] Ve [%25 U-235 + %75 U-238] İçeren Senaryolar

Bu Alt Bölüm'de, Çizelge 4.1.1'de gösterildiği üzere, referans MSBR yakıt kompozisyonundaki (Senaryo 1: kütle %29,1 LiF (Li-7), %11,7 BeF₂, %57,7 ThF₄, %1,44 UF₄) toplam AğırM oranı sabit tutularak U-233 yerine U-235 (Senaryo 2), [%20 U-235 + %80 U-238] (Senaryo 3) ve [%25 U-235 + %75 U-238] (Senaryo 4) içeren yakıtlar için yanma benzeşimleri yapılmıştır.

Çizelge 4.1.1 U-233, U-235, [%20 U-235 + %80 U-238] ve [%25 U-235 + %75 U-238] Senaryoları

Senaryo	U-233 (kütle %)	U-235 (kütle %)	U-238 (kütle %)	U zenginliği (kütle %)	Th-232 (kütle %)	k_{∞} at t=0	YD (Süre) MWgün kg-AğırM (Gün)
1	1,0914	0	0	-	43,46	1,11174	> 319 (> 3600)
2	0	1,0914	0	-	43,46	0,91338	-
3	0	4,4757	17,902	20	21,927	1,03634	< 22,7 (< 250)
4	0	5,5946	16,7828	25	21,927	1,07561	< 81,7 (< 900)

Senaryo 2'de, yani U-233 yerine aynı oranda U-235 konulunca, çarpım faktörü direkt 1'in altına düşmekte ve herhangi bir YD'ye ulaşamamaktadır. Bu durumun 4-faktör formülüne (Eşitlik 4.1) göre sebeplerinden birisi U-235 eta (η) değerinin U-233'ün eta (η) değerinden düşük olmasıdır.

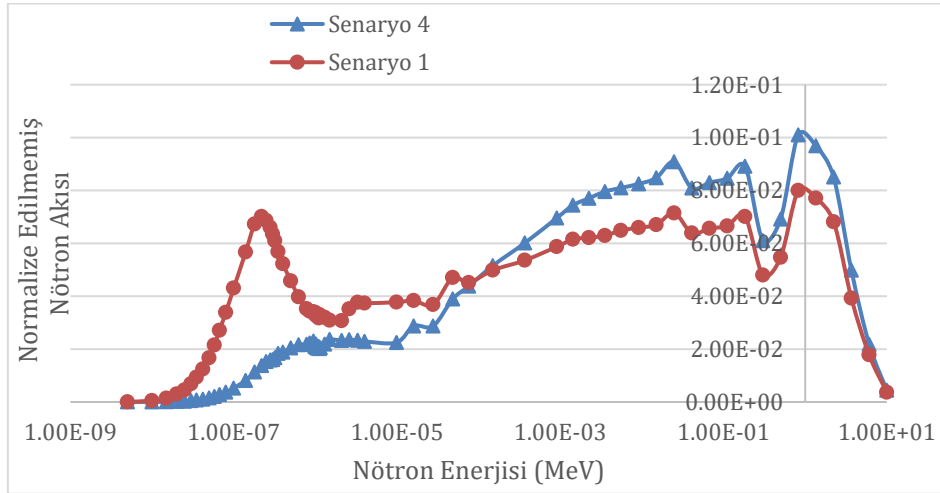
$$k_{\infty} = \eta \epsilon p f \quad (4.1)$$

Eşitlik 4.1’de; η fisyon başına salınan ortalama nötron sayısını (yutulan 1 nötron için), ϵ hızlı fisyon faktörünü, p rezonanstan kaçma olasılığını, f yakıt faydalanma oranını ifade eder.

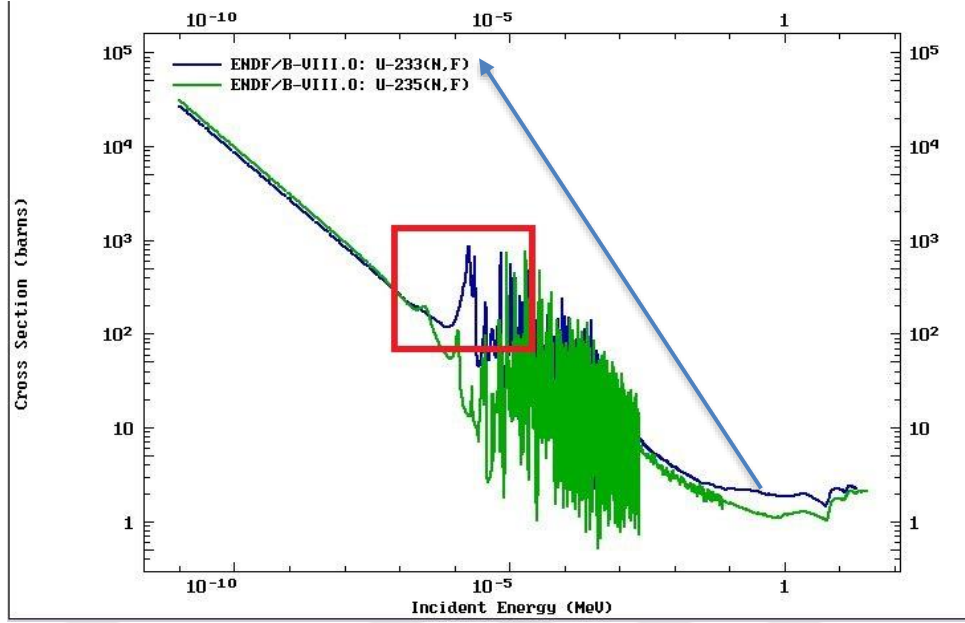
Senaryo 3 ve 4’te ise, tamamı U-235’ten oluşan fisil içerik Senaryo 1’dekinden oldukça yüksek olmasına rağmen elde edilen YD’ler çok daha düşüktür. Şekil 4.1.1’de gösterildiği gibi nötron spektrumu termal bölgeden epitermal bölgeye doğru kayma göstermektedir. U-233 ve U-235 fisyon tesir kesitleri karşılaştırıldığında Şekil 4.1.2’de kare bölge ile gösterilen enerji aralığında (10^{-6} - 10^{-5} MeV) U-233 fisyon tesir kesiti U-235’e göre 10 kat daha yüksek olabilmektedir. Buna göre, Eşitlik 4.2’den de [25] anlaşılacağı üzere, U-233’ün mevcut enerji spektrumundaki η değeri U-235’in η değerinden Çizelge 2.1’de verilene kıyasla daha da yüksek olacaktır.

$$\eta(E) = v(E)\sigma_f(E) / (\sigma_c(E) + \sigma_f(E)) \quad (4.2)$$

Burada; $\eta(E)$ nötron enerjisine bağlı “eta” faktörünü $v(E)$ nötron enerjisine bağlı fisyon başına açığa çıkan nötron sayısını, $\sigma_f(E)$ nötron enerjisine bağlı mikroskopik fisyon tesir kesitini, $\sigma_c(E)$ nötron enerjisine bağlı yakalama tesir kesitini gösterir.

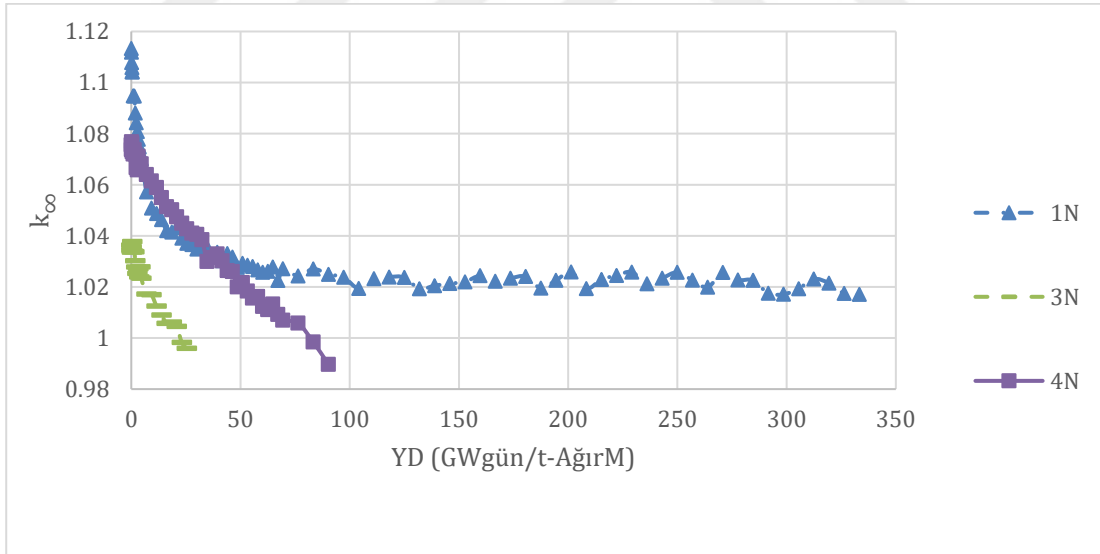


Şekil 4.1.1 ETR Birim Hücre Nötron Spektrumu

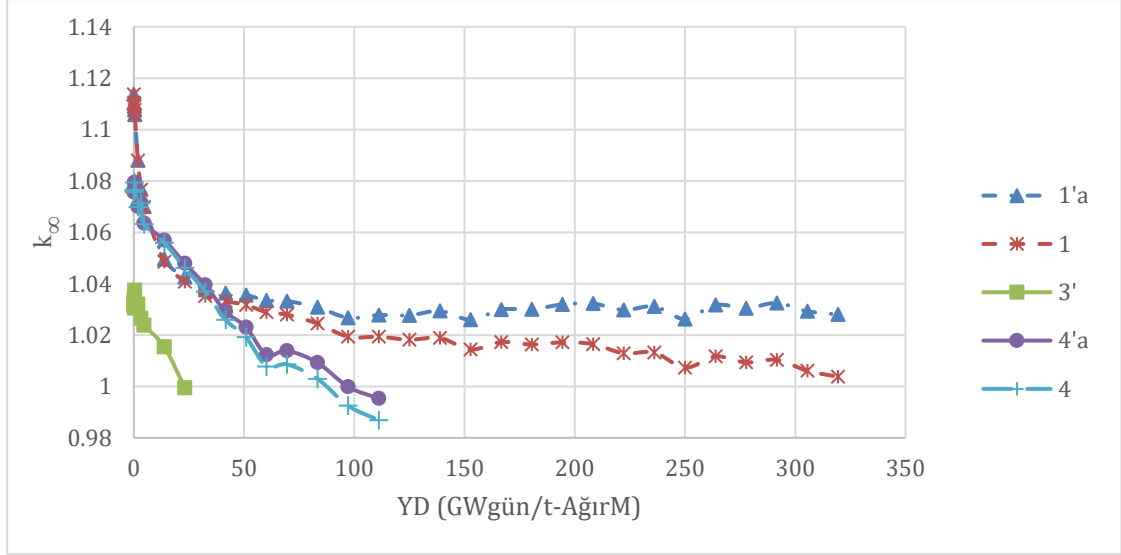


Şekil 4.1.2 U-233 ve U-235 için Nötron Enerjisine Bağlı Filyon Tesir Kesitler [26]

Şekil 4.1.3'te Senaryo 1, 3 ve 4 için numerik yöntem ile elde edilen Çarpım Faktörü - YD ilişkisi sunulmaktadır, yarı-analitik yöntem ile hesaplanan sonuçlar ise Şekil 4.1.4'te verilmiştir.



Şekil 4.1.3 Senaryo 1, 3 ve 4 için Numerik Yöntemle Hesaplanan Çarpım Faktörü – YD Grafikleri



^a Filyon ürünleri etkisi hesaba katılmamıştır.

Şekil 4.1.4 Senaryo 1, 3 ve 4 için Yarı-Analitik Yöntemle Hesaplanan Çarpım Faktörü – YD Grafikleri

Şekil 4.1.4'te 1', 3' ve 4' diye işaretlenen senaryolarda filyon ürünleri etkisi dikkate alınmamıştır. Senaryo 3 için, yani filyon ürünleri etkisinin hesaba katıldığı senaryo için, yanma analizi yapmaya gerek görülmemiştir, çünkü YD'nin daha da düşük çıkacağı (reaktörün daha da kısa sürede kritik-altı olacağı) belirgindir.

İlaveten, Senaryo 3 için; Th-232'den üretilen U-233'ün ve U-238'den üretilen Pu-239'un toplam kütle yüzdesinin zamanla artışının, U-235 kütle yüzdesinin zamanla azalışından oldukça düşük olduğu Ek 3'teki grafiklerde ortaya konmaktadır.

4.2. İlk Yakıt Yüklemede [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] İçeren Ve 200 Günde Bir (Ağır Metal Olarak) Oriijinal Yakıt İlavesinin Yapıldığı Senaryolar

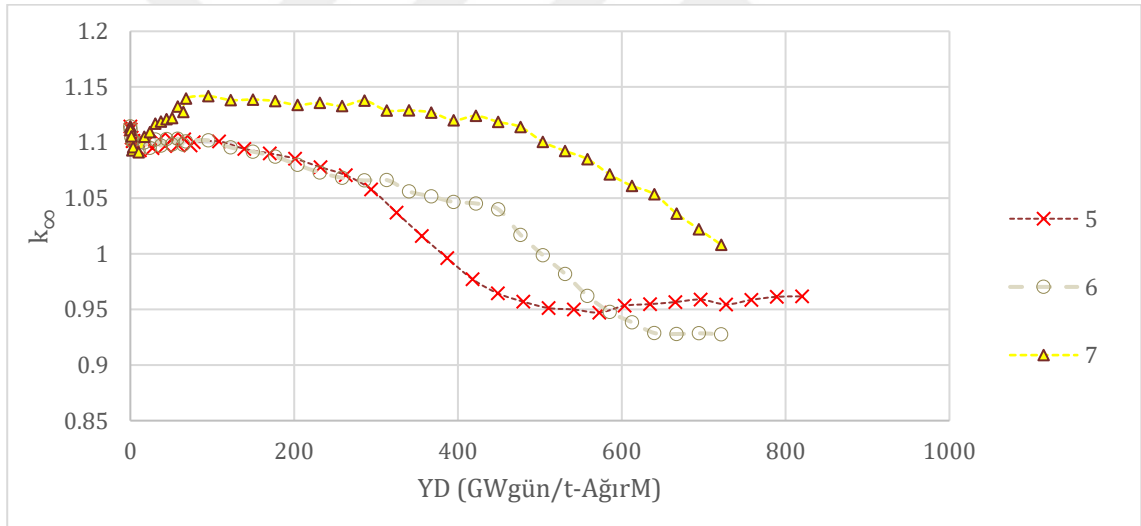
Bu Alt Bölüm'de, silah-kalitesinde (*weapons-grade*) U'un [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] Th-232'ye eklendiği Senaryolar (5, 6 ve 7) incelenmiştir. Ayrıca, her 200 günde bir, silah-kalitesinde U yakıt tuzuna (gerektiği kadar) ilave edilerek eksilen fisil madde miktarının yanma süresi boyunca tamamlanması sağlanmıştır. Bahsi geçen senaryolar Çizelge 4.2.1'de ve yanma hesapları sonucunda elde edilen Çarpım Faktörü – YD grafikleri Şekil 4.2.1'de verilmiştir.

Çizelge 4.2.1 Silah-kalitesinde U [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] Senaryoları

Senaryo	U-235 (kütle %)	U-238 (kütle %)	Th-232 (kütle %)	U Zenginliği (kütle %)	U-235 Besleme Miktarı (kg)	Th-232 Besleme Miktarı (kg)	Besleme Periyodu (gün)	Besleme Süresi (yıl)	YD (Süre) GWgün/t-AğırM (Gün)
^a 5	2,9	0,2081	41,45	93,3	129,36	106,63	200	10	< 386 (< 5000)
^a 6	2,9	0,2081	41,45	93,3	129,36	106,63	200	18	< 503 (< 7400)
^b 7	2,9	0,2081	41,45	93,3	129,36	106,63	200	18	>720 (> 10600)

^a 1 numaralı senaryoda üretilen tesir kesitleri ile yanma hesabı yapılmıştır.

^b Yarı-analitik yöntem ile elde edilen yakıt kompozisyonu ile üretilen tesir kesitleri kullanılmıştır.



Şekil 4.2.1 Senaryo 5, 6 ve 7 için Çarpım Faktörü – YD Grafikleri

Senaryo 5 ve 6 için tesir kesitleri Senaryo 1'in numerik çözümünden alınmıştır, bu iki senaryo arasındaki tek fark yakıt takviye süresidir (Senaryo 5 için 10 yıl, Senaryo 6 için 18 yıl). Senaryo 6 ve 7 arasındaki tek fark ise Senaryo 7'de yarı-analitik çözüm içerisinde MCNP5 ile üretilen tesir kesitlerinin kullanılmış olmasıdır. Bu nedenle, Senaryo 7'nin sonuçları diğer ikisine göre daha anlamlıdır. Hem tesir kesitlerinden hem de taze yakıt takviye sürelerinden kaynaklanan farkların görülebilmesi açısından üç senaryo da bu bölüme dahil edilmiştir.

Şekil 4.2.1’de görüldüğü üzere, üç senaryoda da taze yakıt takviyesi durdurulduktan sonra Çarpım Faktörü düşüşe geçmektedir. Bir başka deyişle, Th-232’den üretilen U-233 miktarı reaktörü kendi-kendine yetecek şekilde devam ettirmek için yeterli olmamaktadır. Bunun temel nedeni ise reaktörün ana yakıt malzemesinin U-235’ten meydana gelmesi ve U-235’in η değerinin 2’nin altında olmasıdır. Buna rağmen ulaşılan YD’ler konvansiyonel reaktörlere göre 8 ila 10 kat düzeyindedir.

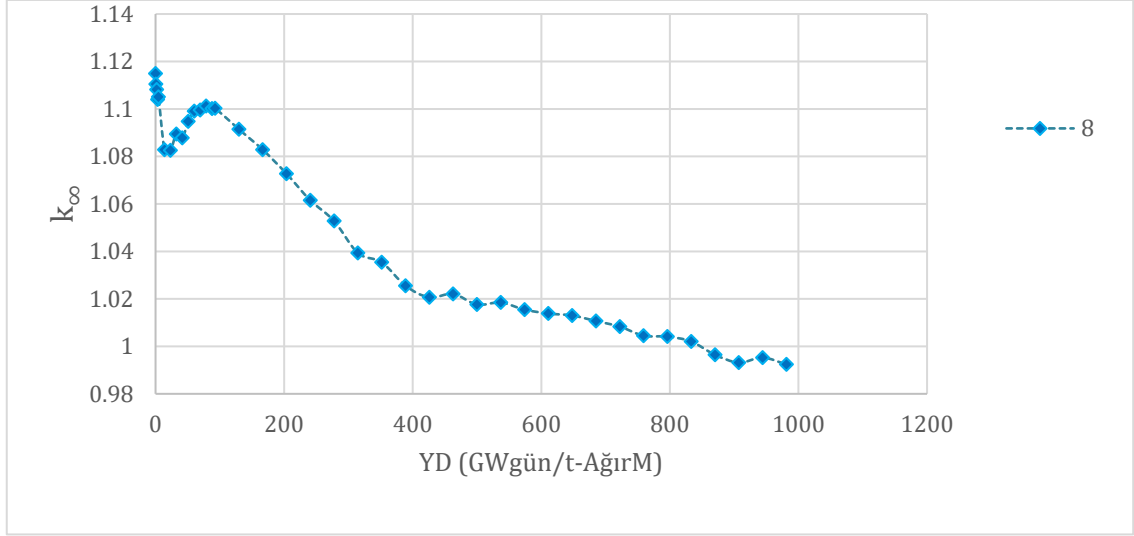
4.3. İlk Yakıt Yüklemesinde [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] İçeren Ve Pa-233’ün Yakıt Tuzundan Ayrılıp, Bekletilip Geri Beslendiği Senaryo

Bu Alt Bölüm’de, Senaryo 7’deki yakıt kompozisyonu ile başlayarak, reaktöre dışarıdan fisil madde ilave etme ihtiyacı olmadan, Th-232’den üretilen U-233 ile çok yüksek YD’lere ulaşmak amaçlanmıştır. Buna yönelik olarak, Th-232’den U-233 üretimi sürecinde ara izotop olan Pa-233’ün yakıt tuzundan belirli periyotlar ile ayrılması, U-233’e dönüşmesi için kor dışında tanklarda bekletilmesi ve tekrar yakıt tuzuna geri beslenmesi stratejisi (Senaryo 8) ele alınmıştır, bk. Çizelge 4.3.1.

Çizelge 4.3.1 [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] İçeren Ve Pa-233’ün Yakıttan Ayrılıp, Bekletilip Geri Beslendiği Senaryo

Senaryo	U-235 (kütle %)	U-238 (kütle %)	Th-232 (kütle %)	U Zenginliği (kütle %)	Pa-233’ü Yakıttan Ayrılma Periyodu (gün)	Pa-233’ü Tankta Bekletme Süresi (gün)	YD (Süre) GWgün/ t-AğırM (Gün)
8	2,9	0,2081	41,45	93,3	10	200	< 870 (< 9400)

Senaryo 8 için Çarpım Faktörü – YD ilişkisi Şekil 4.3.1’de gösterilmektedir.



Şekil 4.3.1 Senaryo 8 için Çarpım Faktörü - YD Grafiği

Her 10 günde bir ayrılan Pa-233 gruplarının her biri 200 gün bekletme tankında kaldıktan sonra 210'uncu günden itibaren 10'ar gün aralıklarla reaktöre geri beslenmiştir. Bu sayede (yani yüksek oranda U-233 içeren [U-233 + Pa-233] karışımının beslenmesi ile) gerçekleşen reaktivite artışı Şekil 4.3.1'de gözlemlenmektedir. Söz konusu reaktivite artışı U-233 dengeye gelene kadar devam etmekte olup, yaklaşık 100 GWgün/t-AğırM YD'den sonra reaktivite kaybı başlamaktadır.

Pa-233 ayırma, bekletme ve geri besleme işlemi sürekli devam ettiği için, ilk yakıt yüklemesindeki U-235'in yerini giderek U-233 almaktadır. Bunun da sonucu olarak 400 GWgün/t-AğırM YD'den sonra reaktivite kaybı hızında yavaşlama gözlemlenmektedir.

Pa-233'ün nötron yutma kesiti oldukça büyük olduğundan, yakıt tuzundan ayrılarak kor dışında bekletilmesi nötronik açıdan ciddi bir pozitif etki oluşturmaktadır. Sonuç olarak, reaktöre dışarıdan fisil madde ilave edilmeden 800 GWgün/t-AğırM YD'ye ulaşılmaktadır. Bu değer geleneksel reaktörlerin yaklaşık 15-20 katı kadar fazla bir YD'yi ifade etmektedir.

Senaryo 8'deki silah-kalitesinde U yerine %20 zengin U kullanarak aynı strateji ile bir benzeşim daha gerçekleştirildi. Ancak, o hesaplamaların sonuçları buraya dahil edilmedi, çünkü reaktör 150 günde kritik-altı oldu.

Bunun temel sebebi, ilk yüklemdeki U-238 oranının Senaryo 8'dekinden çok daha yüksek ve de Th-232 oranının aynı ölçüde azaltılmış oluşudur. Sonuçta, Th-232 oranı azalınca ondan üretilen U-233 miktarı reaktörü kendi-kendine yetecek düzeye getirememektedir.

4.4. İlk Yakıt Yüklemesinde U-233, Th-232 Ve [%0,25 U-235 + %99,75 U-238] İçeren Senaryolar Yoluyla Th-232 Oranındaki Küçük Azalmaların Etkisinin İncelenmesi

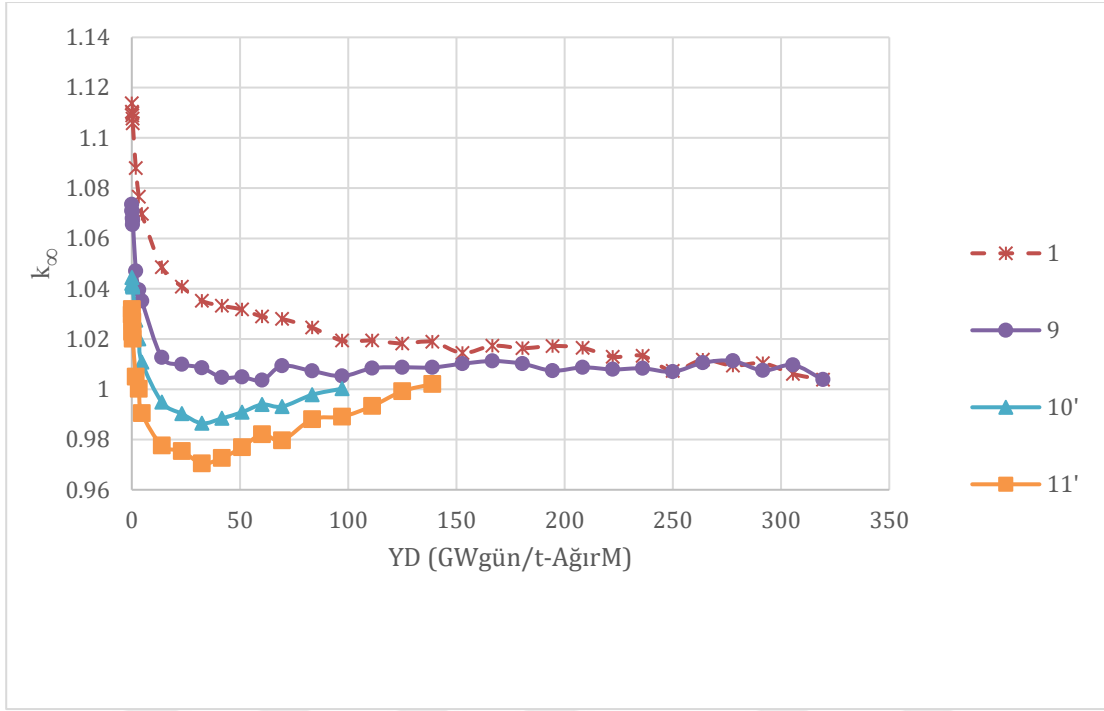
Aslında önceki Alt Bölüm'lerdeki senaryoların sonuçları dikkate alındığında, Th-232 oranındaki azalmanın negatif bir etki yaratacağı öngörülebilir. Ancak, o senaryoların hepsinde fisil içerik U-233 yerine U-235 ile sağlanmıştı. Bu Alt Bölüm'de U-233 ile başlayarak Th-232 oranındaki küçük azalmaların etkisi incelenmiştir.

Azaltılan Th-232 yerine %0,25 oranında U-235 içeren tüketilmiş U (*depleted U*) konmuştur, yani, bir bakıma Th-232'nin küçük bir kısmı U-238 ile yer değiştirmiştir. Tüketilmiş U'un %0,25'ini oluşturan U-235 nedeniyle, U-233 oranında da çok küçük bir azaltma yaparak toplam fisil içeriğin sabit tutulması sağlanmıştır. Th-232 miktarının %0,5, %1,0 ve %1,5 azaltılarak yerine tüketilmiş U'un eklendiği senaryolar Çizelge 4.4.1'de verilmektedir.

Çizelge 4.4.1 İlk Yakıt Yüklemesindeki Th-232'nin Küçük Oranlarda Azaltılarak Yerine Tüketilmiş (Depleted) Uranyum Konulan Senaryolar

Senaryo	U-233 (kütle %)	U-235 (kütle %)	U-238 (kütle %)	U zenginliği (kütle %)	Th-232 (kütle %)	k_{∞} at t=0	YD (Süre) MWgün/ kg-AğırM (Gün)
9	1,0902	0,00125	0,5	0,25	42,9667	1,07349	> 319 (> 3600)
10	1,0889	0,0025	1	0.25	42,4667	1,04208	< 13 (< 150)
11	1,0877	0,00375	1,5	0.25	41,9667		< 5 (< 50)

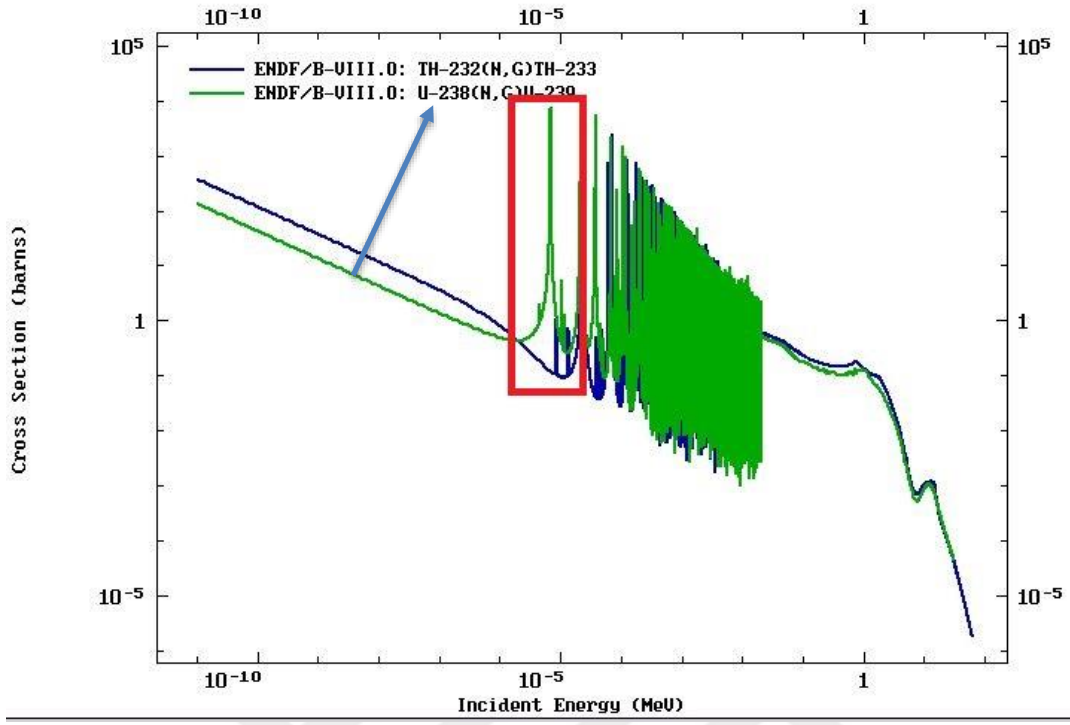
Şekil 4.4.1’de 10’ ve 11’ ile belirtilen senaryolarda fisyon ürünleri etkisi hesaba katılmamıştır. Fisyon ürünleri ihmal edildiğinde bile reaktör çok küçük bir YD’den sonra kritik-altı olduğundan, söz konusu etkiyi hesaba katmaya gerek görülmemiştir.



Şekil 4.4.1 Senaryo 9, 10 ve 11’in Çarpım Faktörü – YD İlişkisi Açısından Senaryo 1 ile Karşılaştırılması

Şekil 4.4.1’de görüldüğü üzere, Th-232’deki %1’lik bir azalma bile reaktörün çok kısa sürede kritik-altı olmasına yol açmaktadır. Bu denli küçük bir azalmanın böylesine önemli bir fark yaratıyor oluşunu sadece Th-232’den üretilen U-233’teki azalma ile veya ilk yüklemdeki U-233 oranındaki çok küçük azalma¹ ile izah etmek tatminkar değildir. Bu durumun asıl önemli sebebi, Şekil 4.4.2’deki özellikle “dikdörtgen ile” gösterilen bölgede U-238’in nötron yakalama tesir kesidinin çok yüksek oluşudur.

¹ Bu noktada, Senaryo 1’deki U-233 oranındaki değişimlerin sonuçları nasıl etkilediğini de inceleme gereği duyulmuştur. U-233 oranı 1,0914’ten 1,04’e azaltılarak ve 1,5581’e artırılarak iki hesaplama daha yapılmıştır. Ek 6’da sonuçları verilen bu iki senaryoda Çarpım Faktörü en az 10 yıl boyunca 1’in üstünde kalmakta ve bu sürede 319 MWgün/kg-AğırM YD’ye ulaşılmaktadır. Çizelge 4.4.1’deki Senaryo 10 ve 11’de belirtilen U-233 yüzdeleri dikkate alındığında, Th-232’deki %1,0 ve 1,5’lik azalmaların ciddi negatif etkisinin çok az miktarda U-233 yerine U-235 eklenmesinden kaynaklanmadığı anlaşılmaktadır.



Şekil 4.4.2 Th-232 ve U-238 Nötron Yakalama Tesir Kesitleri [26]

5. SONUÇLAR

Bölüm 2’de değinilen MSBR tasarımı [15] esas alınarak belirlenen model ve metot ile Bölüm 3’te benimsenen kabuller çerçevesinde geliştirilen bilgisayar kodu kullanılarak Bölüm 4’te yapılan ve sunulan yanma benzeşimlerinin sonuçları aşağıda özetlenmektedir.

5.1. İlk Yakıt Yüklemesinde U-233 yerine saf U-235 ve %20 ve %25 Zengin U Kullanmanın Etkisi

- Tüm U-233 yerine aynı miktarda saf U-235 konunca reaktör direkt kritik-altı olmaktadır. (Bk. Senaryo 2, Alt Bölüm 4.1.1 ve Çizelge 4.1.1).
- %20 ve %25 U-235 içeren (gerisi U-238) U konursa, U-233’lü referans senaryoya (Senaryo 1) göre çok daha düşük Yanma Değerlerine (YD’lere) ulaşılmaktadır. (Bk. Senaryo 3 ve 4, Çizelge 4.1.1 ve Şekil 4.1.4).

5.2. U-233 Yerine [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] Silah-Kalitesinde U Kullanmanın Etkisi

- %93,3 U-235 içeren U kullanıldığında 200 günde bir taze yakıt (%93,3 zengin U) takviyesi yapılırsa reaktör uzun yıllar çalıştırılabilir ve konvansiyonel reaktörlere kıyasla 8 ila 10 kat yüksek YD’lere ulaşılabilir. (Bk. Senaryo 7, Çizelge 4.2.1 ve Şekil 4.2.1).

5.3. U-233 Yerine [%93,3 U-235 + %6,7 U-238] Kullanarak Taze Yakıt Takviyesi Yapmadan Yüksek YD’lere Ulaşmanın Yolu

- Bunu sağlamak için; Pa-233 her 10 günde bir yakıt tuzundan ayrılmış, 200 gün bekletme tankında kaldıktan sonra 210’uncu günden itibaren (çoğu U-233’ten oluşan karışım) 10’ar gün aralıklarla yakıt tuzuna geri beslenmiştir. Bu yolla, dışarıdan fisil izotop takviyesine gereksinim duyulmadan çok yüksek (geleneksel reaktörlerdekinin 15-20 katı) YD’lere ulaşmanın mümkün olduğu görülmüştür. (Bk. Senaryo 8; Çizelge 4.3.1 ve Şekil 4.3.1)

5.4. Referans MSBR'nin (Senaryo 1) U-233 ve Th-232 karışımındaki Th-232 yerine U-238 Kullanmanın Etkisi

- Saf U-238 temini mümkün olmadığından %0,25 U-235 içeren tüketilmiş U kullanarak yapılan yanma hesaplamaları, benimsenen MSBR modelinin Th-232 oranına son derece hassas olduğunu göstermiştir. Th-232 oranındaki kabaca %0,5'ten yüksek azalmalar bile ciddi negatif bir etki yaratmaktadır. (Bk. Senaryo 9, 10 ve 11; Çizelge 5.4.1 ve Şekil 5.4.1)



6. YORUM VE GELECEKTEKİ ÇALIŞMALAR İÇİN TAVSİYELER

ETR'lerde Th-232'nin etkin bir nükleer yakıt olarak kullanılmasına yönelik yapılan bu çalışma kapsamında, birçok parametrenin yanmaya etkisini görebilmek için çok sayıda deneme yapılmıştır. Referans MSBR yakıt kompozisyonu (Senaryo 1) sabit tutularak birim hücre tasarımı, kimyasal işleme parametreleri, güç yoğunluğu gibi etkenler değiştirilerek aynı anda Th-232'nin U-233'e dönüşmesini ve reaktör kritikliğinin sürmesini sağlayan durumlar incelenmiştir. MSBR orijinal kor tasarımından esas alınarak birim hücre dışında dar yakıt kanallı tasarım ile yanma benzeşim denemeleri yapılmıştır (Bk. Ek 4). Bu birim hücre tasarımı ile farklı kanal boyutları kullanılarak elde edilen sonuçlar kendi içerisinde tutarlılık göstermemiştir. Bunun başlıca nedenleri, birim hücre sınır koşullarının tam olarak yansıtma durumunu karşılamaması ve esas birim hücre yakıt kanalının dışında ince de olsa başka nötron yutucu bir ortam olmasıdır. Söz konusu faktörler nötron spektrumunun doğruya yakın şekilde hesaplanmasını zorlaştırmaktadır.

Bir başka denemede ise çift alanlı kor tasarımının iki farklı birim hücre yaklaşımı ile yanma benzeşimi araştırılmıştır (Bk. Ek 5). Epitermal ve termal spektruma sahip iki farklı birim hücre tasarımı ile yanma benzeşiminin oldukça karmaşık bir süreç olduğu görülmüştür. Farklı kanal çapına sahip kanallarda yakıt tuzunun kanal akış hızının farklı olmasına bağlı olarak zamana bağlı gerçekleşen yanma olayı da farklılık gösterecektir. Ayrıca kanallardan çıkan yakıt tuzlarının matematiksel olarak doğru şekilde modellemeye dayalı karıştırılması gerekmektedir. Bu yöntem, içerisinde çok fazla karmaşıklık barındırdığı için tercih edilmemiştir. Sonuç olarak yapılan denemelerden de elde edilen tecrübeler ile, çift alanlı reaktör korunun temsili ortalama bir birim hücre ile modellenmesi ve kor geçiş hızlarının buna göre hesaplanmasının en makul yöntem olduğu düşünülmüştür.

Eldeki araştırmayı yapabilmek için amaca yönelik bir yanma kodu geliştirilmiş ve bilinen çalışmalar (*benchmark*) ile kod doğrulaması yapılmıştır. Yanma kodu ile, fisyon ürünlerinin yakıttan ayrılması ve/veya yakıt besleme gibi durumlar kolayca uygulanabilmiştir. Geliştirilen araç ile elde edilen sonuçlar kendi içerisinde ve literatür çalışmaları ile tutarlıdır.

Geliştirilen kodun yalnızca hesaplamaları doğru yapması yeterli olmamıştır, çünkü çok sayıda benzeşim yapabilmek için aynı zamanda kodun hızlı sonuç üretmesi de gerekmektedir. Bu yüzden, Alt Bölüm 3.5'te açıklandığı şekilde, kodun yarı-analitik metoda uyarlanması yoluyla yanma hesaplamalarının 20-30 kat daha hızlı yapılması sağlanmıştır. Böylece, daha fazla sayıda senaryo benzeşimi gerçekleştirilebilmiştir.

Yanma hesabı yapan aracın amaca yönelik revizyonu ETR'lerin yanma senaryolarındaki varyasyonların analizini de kolaylaştırmıştır. Bir radyonüklitin yakıttan ayrılması, belirli bir süre kor dışında bekletilip tekrar yakıtta eklenmesi gibi durumları incelemek kolayca mümkün olmuştur.

Bu tez çalışması yalnızca nükleer kritiklik ve yanma üzerine odaklanmıştır. Çalışma kapsamında belirlenen senaryolar nükleer emniyet, nükleer güvenlik, termal-hidrolik ve yakıt kimyası açısından da irdelenmelidir. Ayrıca, birim hücre modeli kullanıldığı için reaktör koru dışına kaçan nötronlardan gelecek reaktivite kaybı göz ardı edilmiştir. Bu araştırma için yazılmış bilgisayar kodu kullanılarak ve gereksinimlere göre geliştirilerek ETR'ler için çok daha çeşitli senaryolar incelenebilir.

KAYNAKLAR

- [1] International Energy Agency, “Energy Technology Perspectives 2017: Catalysing Energy Technology Transformations,” 2017.
- [2] Eurostat, “Energy statistics - an overview,” *Eurostat Official Website*, vol. 2016, no. July 2018, pp. 1–22, 2019.
- [3] International Energy Agency, “Energy Supply Security: Emergency Response of IEA Countries 2014,” 2014, doi: 10.1787/9789264040045-en.
- [4] <https://world-nuclear.org/nuclear-reactor-database/summary>. (Erişim Tarihi **06.08.2024**)
- [5] GIF, “Generation IV International Forum (GIF) Annual Report,” p. 183, 2017.
- [6] International Atomic Energy Agency, “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments,” p. 150, 2018.
- [7] Assembly Parliamentary, Council of Europe, and Ms. D. BARNETT, “Energy diversification as a fundamental contribution to sustainable development,” 2013.
- [8] GIF, “Generation IV International Forum Annual Report 2012,” no. November, pp. 63–75, 2012, doi: 10.1134/S0040601508050017.
- [9] J. K. David F. Williams, Phillip F. Britt, Alexa Navrotsky, Mark Williamson, Sam Bryan, Shena Dai, Bill DeCul, Tina Nenoff, James Keiser, Preet Singh, Bobby Sumpter, Brian Wirth, Charles Henager, John Herczeg, Stephen Kung, Deborah Counce, LeJean Hardin, Cindy, “Technology and Applied R&D Needs For Molten Salt Chemistry Innovative Approaches to Accelerate Molten Salt Reactor Development and Deployment,” 2017.
- [10] IAEA, “Thorium fuel cycle: Potential benefits and challenges-TECDOC 1450,” no. May, 2005.
- [11] E. S. Bettis, W. B. Cottrell, E. R. Mann, J. L. Meem, and G. D. Whitman, “The Aircraft Reactor Experiment—Operation,” *Nuclear Science and Engineering*, 1957, doi: 10.13182/nse57-a35497.

- [12] J. Serp *et al.*, “The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives,” *Progress in Nuclear Energy*, vol. 77, pp. 308–319, 2014, doi: 10.1016/j.pnucene.2014.02.014.
- [13] R. C. Robertson, “MSRE Design and Operations Report: Part I Description of Reactor Design,” 1965. doi: 10.1017/CBO9781107415324.004.
- [14] E. Prince, C. Claiborne, N. Haubenreich, and J. Engel, “MSRE Design and Operations Report: PART III Nuclear Analysis,” 1964.
- [15] Oak Ridge National Laboratory, “The Development Status of Molten-Salt Breeder Reactors,” p. 416, 1972, [Online]. Available: <http://www.energyfromthorium.com/pdf/ORNL-4812.pdf>
- [16] Oak Ridge National Laboratory, “The Development Status of Molten-Salt Breeder Reactors,” p. 416, 1972.
- [17] J. R. Lamarsh and B. A. J., *Introduction to Nuclear Engineering*. 1982. doi: 10.1119/1.1933896.
- [18] J. J. Powers, J. C. Gehin, A. Worrall, T. J. Harrison, and E. E. Sunny, “an Inventory Analysis of Thermal-Spectrum Thorium-Fueled Molten Salt Reactor Concepts,” *Physor 2014*, 2014.
- [19] A. Rykhlevskii, A. Lindsay, and K. Huff, “Full-core analysis of thorium-fueled molten salt breeder reactor using the SERPENT 2 Monte Carlo code,” *Trans Am Nucl Soc*, vol. 117, pp. 1343–1346, 2017.
- [20] M. A. General, M. Carlo, and X.-M. C. Team, “MCNP5 manual Volume II,” 2003.
- [21] M. A. Kellett, O. Bersillon, and R. W. Mills, *The JEFF-3.1/-3.1. 1 radioactive decay data and fission yields sub-libraries*, vol. 20, no. 6287. 2009.
- [22] M.D.DeHart, M.C.Brady, and C.V.Parks, “OECD/NEA BURNUP CREDIT CALCULATIONAL CRITICALITY PHASE I-B RESULTS,” 1996.
- [23] IAEA, *WIMS-D Library Update*. 2007.
- [24] K. D. Weaver *et al.*, “A PWR Thorium Pin Cell Burnup Benchmark Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next

Millennium (PHYSOR 2000) A PWR Thorium Pin Cell Burnup Benchmark,”
2000.

[25] J. H. B. Brent J. Lewis, E. Nihan Onder, “Fundamentals of Nuclear
Engineering,” *John Wiley & Sons*, vol. 9, p. 984, 2017.

[26] <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>. (Erişim Tarihi: **03.02.2024**)



EKLER

Ek. 1. OECD/NEA Benchmark Karşılaştırmalı Sonuçlar

Çizelge E 1.1 OECD/NEA Benchmark Karşılaştırmalı Sonuçlar (YD = 27,35 GWgün/t-U)

YD = 27,35 GWgün/t-U					
	Geliştirilen Kod	Katılımcıların Ortalaması	Katılımcıların Ortalamasından Sapma	Ölçüm Sonucu	Ölçüm Sonucundan Sapma
U-234	1,59x10 ⁻¹	1,59x10 ⁻¹	%-0,31	1,60x10 ⁻¹	%-0,93
U-235	8,42	8,19	%2,76	8,47	%-0,64
U-238	8,37x10 ²	8,38x10 ²	%0,00	8,43x10 ²	%-0,60
U-236	3,18	3,22	%-1,38	3,14	%1,25
Np-237	2,61x10 ⁻¹	2,86x10 ⁻¹	%-8,88	2,68x10 ⁻¹	%-2,64
Pu-238	8,83x10 ⁻²	9,03x10 ⁻²	%-2,17	1,01x10 ⁻¹	%-12,74
Pu-239	4,10	4,23	%-3,17	4,26	%-3,94
Pu-240	1,71	1,71	%0,12	1,72	%-0,41
Pu-241	6,65x10 ⁻¹	6,70x10 ⁻¹	%-0,77	6,81x10 ⁻¹	%-2,44
Pu-242	2,56x10 ⁻¹	2,76x10 ⁻¹	%-7,16	2,89x10 ⁻¹	%-11,18
Am-241	2,33x10 ⁻¹	2,43x10 ⁻¹	%-3,84		
Am-243	3,95x10 ⁻²	4,10x10 ⁻²	%-3,59		
Mo-95	5,66x10 ⁻¹	5,67x10 ⁻¹	%-0,04		
Tc-99	5,95x10 ⁻¹	5,99x10 ⁻¹	%-0,64		
Ru-101	5,73x10 ⁻¹	5,64x10 ⁻¹	%1,58		
Rh-103	3,55x10 ⁻¹	3,49x10 ⁻¹	%1,67		
Ag-109	4,53x10 ⁻²	5,40x10 ⁻²	%-16,10		
Sm-149	1,59x10 ⁻³	2,05x10 ⁻³	%-22,53	2,90x10 ⁻³	%-45,13
Sm-147	1,93x10 ⁻¹	1,81x10 ⁻¹	%6,80		
Sm-150	1,75x10 ⁻¹	1,95x10 ⁻¹	%-10,23	2,07x10 ⁻¹	%-15,30
Sm-151	8,77x10 ⁻³	9,74x10 ⁻³	%-9,94		
Sm-152	8,24x10 ⁻²	9,39x10 ⁻²	%-12,24	8,70x10 ⁻²	%-5,23
Nd-143	6,14x10 ⁻¹	6,23x10 ⁻¹	%-1,42	6,13x10 ⁻¹	%0,22
Nd-145	5,11x10 ⁻¹	5,07x10 ⁻¹	%0,89	5,10x10 ⁻¹	%0,22
Cs-135	3,82x10 ⁻¹	3,82x10 ⁻¹	%-0,01	3,60x10 ⁻¹	%6,13
Cs-133	8,59x10 ⁻¹	8,42x10 ⁻¹	%2,06	8,50x10 ⁻¹	%1,04
Eu-153	7,89x10 ⁻²	7,66x10 ⁻²	%3,07	7,90x10 ⁻²	%-0,13
Gd-155	2,17x10 ⁻³	3,88x10 ⁻³	%-44,17		

Çizelge E 1.2 OECD/NEA Benchmark Karşılaştırmalı Sonuçlar (YD = 37,12 GWgün/t-U)

YD = 37,12 GWgün/t-U					
	Geliştirilen Kod	Katılımcıların Ortalaması	Katılımcıların Ortalamasından Sapma	Ölçüm Sonucu	Ölçüm Sonucundan Sapma
U-234	$1,37 \times 10^{-1}$	$1,36 \times 10^{-1}$	%0,79	$1,40 \times 10^{-1}$	%-1,87
U-235	4,88	4,88	%-0,04	5,17	%-5,67
U-238	$8,30 \times 10^2$	$8,30 \times 10^2$	%0,00	$8,33 \times 10^2$	%-0,27
U-236	3,61	3,63	%-0,69	3,53	%2,21
Np-237	$3,87 \times 10^{-1}$	$4,18 \times 10^{-1}$	%-7,52	$3,56 \times 10^{-1}$	%8,66
Pu-238	$1,97 \times 10^{-1}$	$1,75 \times 10^{-1}$	%12,58	$1,89 \times 10^{-1}$	%3,84
Pu-239	4,07	4,31	%-5,59	4,36	%-6,53
Pu-240	2,07	2,19	%-5,42	2,24	%-7,53
Pu-241	$9,02 \times 10^{-1}$	$8,86 \times 10^{-1}$	%1,86	$9,03 \times 10^{-1}$	%-0,04
Pu-242	$6,06 \times 10^{-1}$	$5,59 \times 10^{-1}$	%8,36	$5,76 \times 10^{-1}$	%5,20
Am-241	$3,06 \times 10^{-1}$	$3,12 \times 10^{-1}$	%-1,91		
Am-243	$1,15 \times 10^{-1}$	$1,14 \times 10^{-1}$	%1,38		
Mo-95	$7,30 \times 10^{-1}$	$7,33 \times 10^{-1}$	%-0,46		
Tc-99	$7,71 \times 10^{-1}$	$7,75 \times 10^{-1}$	%-0,45		
Ru-101	$7,64 \times 10^{-1}$	$7,61 \times 10^{-1}$	%0,42		
Rh-103	$4,60 \times 10^{-1}$	$4,44 \times 10^{-1}$	%3,68		
Ag-109	$6,99 \times 10^{-2}$	$8,24 \times 10^{-2}$	%-15,08		
Sm-149	$1,51 \times 10^{-3}$	$2,21 \times 10^{-3}$	%-31,50	$3,00 \times 10^{-3}$	%-49,58
Sm-147	$2,15 \times 10^{-1}$	$2,01 \times 10^{-1}$	%6,96		
Sm-150	$2,20 \times 10^{-1}$	$2,74 \times 10^{-1}$	%-19,70	$2,71 \times 10^{-1}$	%-18,87
Sm-151	$7,85 \times 10^{-3}$	$1,09 \times 10^{-2}$	%-28,13		
Sm-152	$9,85 \times 10^{-2}$	$1,20 \times 10^{-1}$	-%17,58	$1,04 \times 10^{-1}$	%-5,30
Nd-143	$7,07 \times 10^{-1}$	$7,29 \times 10^{-1}$	%-3,11	$7,16 \times 10^{-1}$	%-1,32
Nd-145	$6,46 \times 10^{-1}$	$6,45 \times 10^{-1}$	%0,09	$6,53 \times 10^{-1}$	%-1,08
Cs-135	$4,10 \times 10^{-1}$	$4,15 \times 10^{-1}$	%-1,11	$4,00 \times 10^{-1}$	%2,55
Cs-133	1,10	1,09	%1,01	1,09	%0,54
Eu-153	$1,12 \times 10^{-1}$	$1,14 \times 10^{-1}$	%-1,67	$1,09 \cdot 10^{-1}$	%2,75
Gd-155	$4,19 \cdot 10^{-3}$	$6,68 \cdot 10^{-3}$	%-37,26		

Çizelge E 1.3 OECD/NEA Benchmark Karşılaştırmalı Sonuçlar (YD = 44,34 GWgün/t-U)

YD = 44,34 GWgün/t-U					
	Geliştirilen Kod	Katılımcıların Ortalaması	Katılımcıların Ortalamasından Sapma	Ölçüm Sonucu	Ölçüm Sonucundan Sapma
U-234	1,24x10 ⁻¹	1,22x10 ⁻¹	%1,71	1,20x10 ⁻¹	%2,98
U-235	3,30	3,20	%2,94	3,54	%-6,92
U-238	8,24x10 ²	8,25x10 ²	%-0,05	8,25x10 ²	%-0,07
U-236	3,75	3,77	%-0,44	3,69	%1,69
Np-237	4,72x10 ⁻¹	5,01x10 ⁻¹	%-5,74	4,68x10 ⁻¹	%0,81
Pu-238	2,77x10 ⁻¹	2,45x10 ⁻¹	%13,00	2,69x10 ⁻¹	%3,08
Pu-239	4,19	4,30	%-2,56	4,36	%-3,77
Pu-240	2,32	2,44	%-4,88	2,54	%-8,85
Pu-241	1,02	9,89x10 ⁻¹	%3,10	1,02	%-0,02
Pu-242	8,60x10 ⁻¹	7,99x10 ⁻¹	%7,73	8,40x10 ⁻¹	%2,40
Am-241	3,39x10 ⁻¹	3,40x10 ⁻¹	%-0,31		
Am-243	1,95x10 ⁻¹	1,92x10 ⁻¹	%1,92		
Mo-95	8,40x10 ⁻¹	8,44x10 ⁻¹	%-0,43		
Tc-99	8,92x10 ⁻¹	8,96x10 ⁻¹	%-0,45		
Ru-101	9,06x10 ⁻¹	9,02x10 ⁻¹	%0,47		
Rh-103	5,21x10 ⁻¹	5,10x10 ⁻¹	%2,18		
Ag-109	8,58x10 ⁻²	1,04x10 ⁻¹	%-17,23		
Sm-149	1,59x10 ⁻³	2,34x10 ⁻³	%-32,07	4,70x10 ⁻³	%-66,24
Sm-147	2,23x10 ⁻¹	2,07x10 ⁻¹	%7,68		
Sm-150	2,58x10 ⁻¹	3,31x10 ⁻¹	%-22,10	3,61x10 ⁻¹	%-28,55
Sm-151	8,36x10 ⁻³	1,17x10 ⁻²	%-28,57		
Sm-152	1,08x10 ⁻¹	1,36x10 ⁻¹	%-20,09	1,21x10 ⁻¹	%-10,51
Nd-143	7,54x10 ⁻¹	7,75x10 ⁻¹	%-2,72	7,63x10 ⁻¹	%-1,22
Nd-145	7,34x10 ⁻¹	7,34x10 ⁻¹	%-0,01	7,44x10 ⁻¹	%-1,37
Cs-135	4,35x10 ⁻¹	4,32x10 ⁻¹	%0,82	4,30x10 ⁻¹	%1,24
Cs-133	1,26	1,24	%1,14	1,24	%1,46
Eu-153	1,33x10 ⁻¹	1,40x10 ⁻¹	%-4,78	1,48x10 ⁻¹	%-10,12
Gd-155	5,25x10 ⁻³	8,85x10 ⁻³	%-40,70		

Ek 2. Th-232→U-233 Üretkenlik Oranı

$$\ddot{U}O = \left(N_{Th} \sum_i^n \phi_i \sigma_{Th,i}^a - N_{Th} \sum_i^n \phi_i \sigma_{Th,i}^f \right) / \left(N_U \sum_i^n \phi_i \sigma_{U,i}^f + N_U \sum_i^n \phi_i \sigma_{U,i}^a \right) \quad E 2.1$$

ÜO : Üretkenlik Oranı

N_{Th} : Th-232 Atom Yoğunluğu

N_U : U-233 Atom Yoğunluğu

σ_{Th}^a : Th-232 Nötron Yakalama Tesir Kesiti

σ_{Th}^f : Th-232 Fisyon Tesir Kesiti

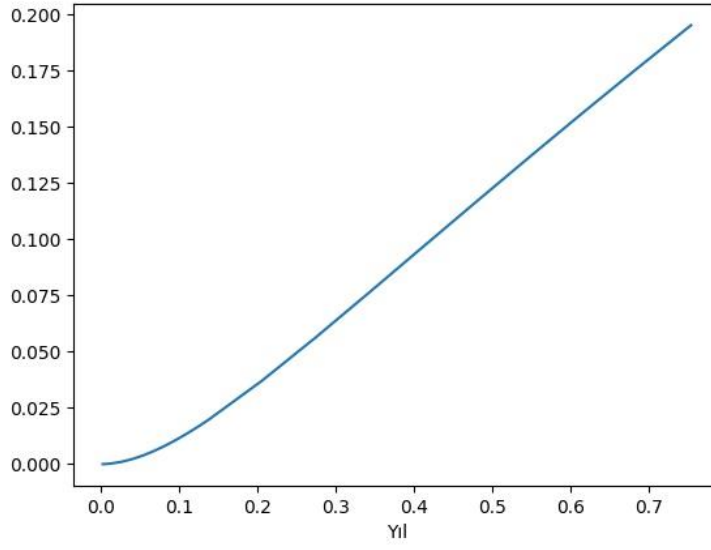
σ_U^a : U-233 Nötron Yakalama Tesir Kesiti

σ_U^f : U-233 Fisyon Tesir Kesiti

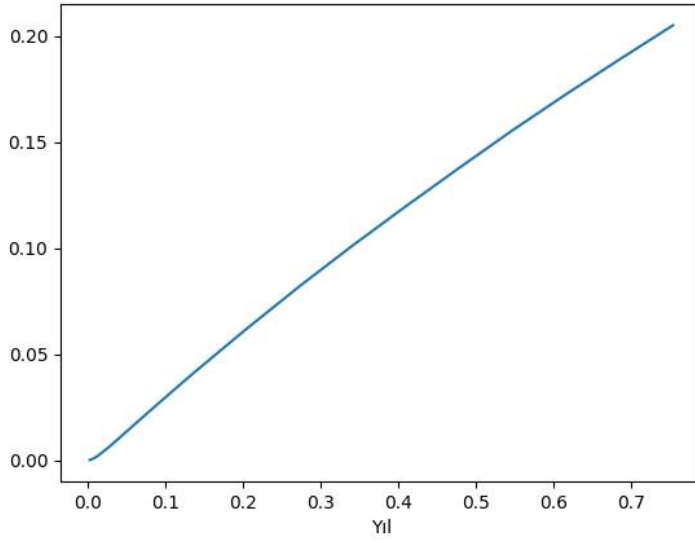
Φ : Nötron Akısı

i : Enerji Grup İndeksi

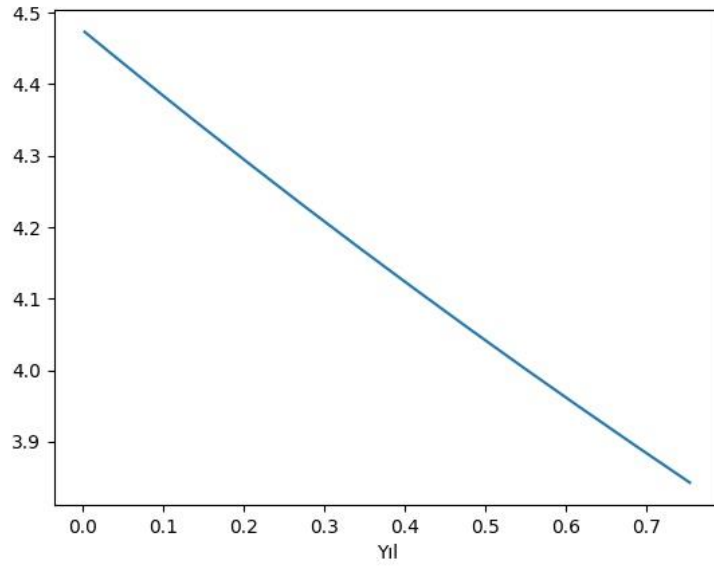
Ek 3. Senaryo 3 için U-233, U-235 ve Pu-239 Kütle Yüzdelerinin Zamanla Değişimi



Şekil E 3.1 Senaryo 3 için U-233 Kütle Yüzdelerinin Zamanla Değişimi

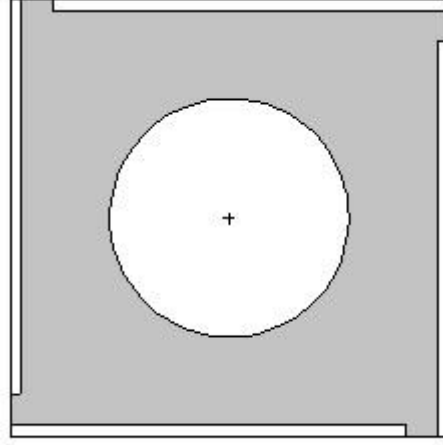


Şekil E 3.2 Senaryo 3 için Pu-239 Kütle Yüzdelerinin Zamanla Değişimi



Şekil E 3.3 Senaryo 3 için U-235 Kütlesinin Zamanla Değişimi

Ek 4. Dar Yakıt Kanal Çeperli Birim Hücre Modeli



Şekil E 4.1 Dar Yakıt Kanal Çeperli Birim Hücre Modeli

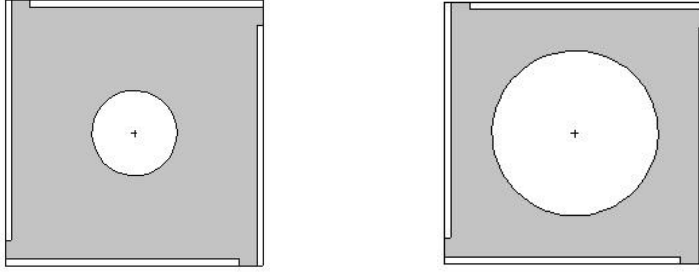
Çizelge E 4.1 Yanma Parametreleri

Yakıt Tuzu Kompozisyonu	${}^7\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ThF}_4 - \text{UF}_4$ (%71,7 - %16 - %12 - %0,3 mol yüzdesi)
Termal Güç (MWt)	2250
Toplam Yakıt Tuzu Hacmi (m^3)	48,7
Güç Yoğunluğu (W/cm^3)	22
Ortalama Yakıt Sıcaklığı (K)	907
Yanma Süresi (Yıl)	10

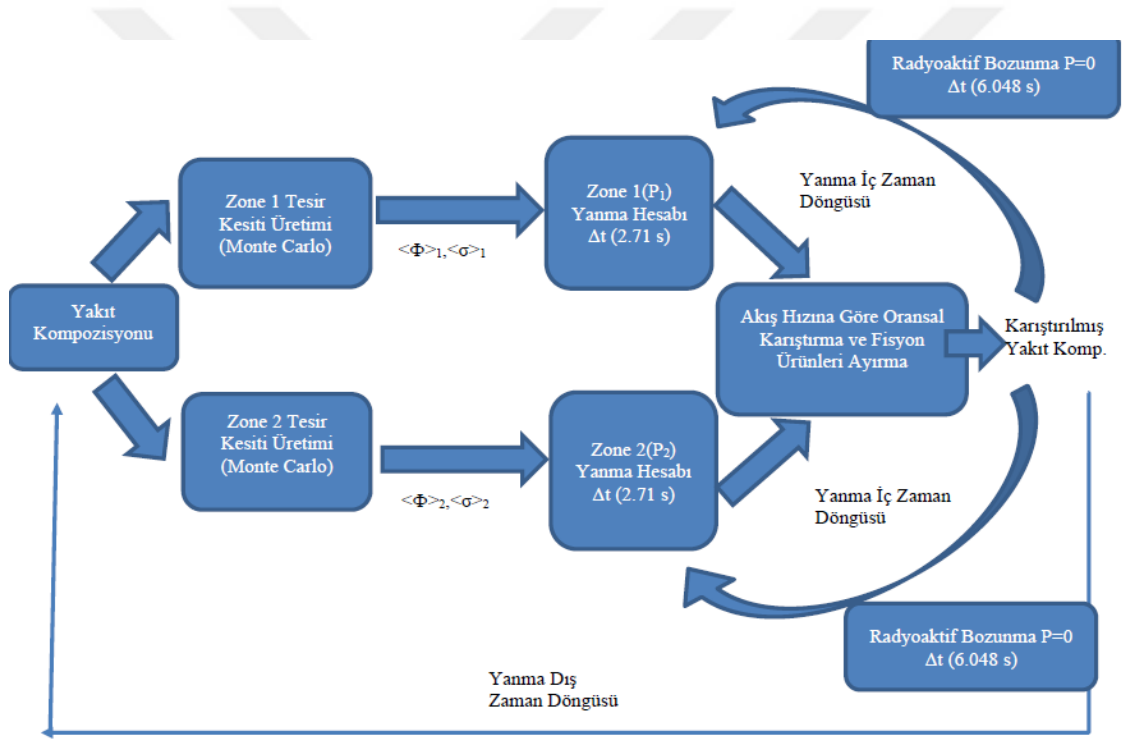
Çizelge E 4.2 Dar Yakıt Kanal Çeperli Yanma Sonuçları

	Yakıt Kanalı Çapı (cm)	Yakıttan Ayrılmayan Radyonüklitler	k_{∞} (0'inci Gün)	k_{∞} (325'inci Gün)	Üretkenlik oranı -325'inci günde
1	2,616	Pd-107 Dy-161 Sm-148	1,04883	1,02245	0,98845
2	2,536	Pd-107 Dy-161 Sm-148	1,08865	1,05831	0,92434
3	2,606	Pd-107 Dy-161 Sm-148	1,07995	1,05478	0,94250
4	2,756	Pd-107 Dy-161 Sm-148	1,06015	1,03018	0,96755
5	2,896	Pd-107 Dy-161 Sm-148	1,03560	1,01541	1,00540
6	2,896	-	1,03560	1,01296	1,01205
7	2,856	-	1,04542	1,01628	1,00139

Ek 5. Çift Alanlı Kor, İki Farklı Birim Hücre İle Modelleme



Şekil E 5.1 Termal ve Epitermal Spektrumlu Çift Birim Hücre Modeli

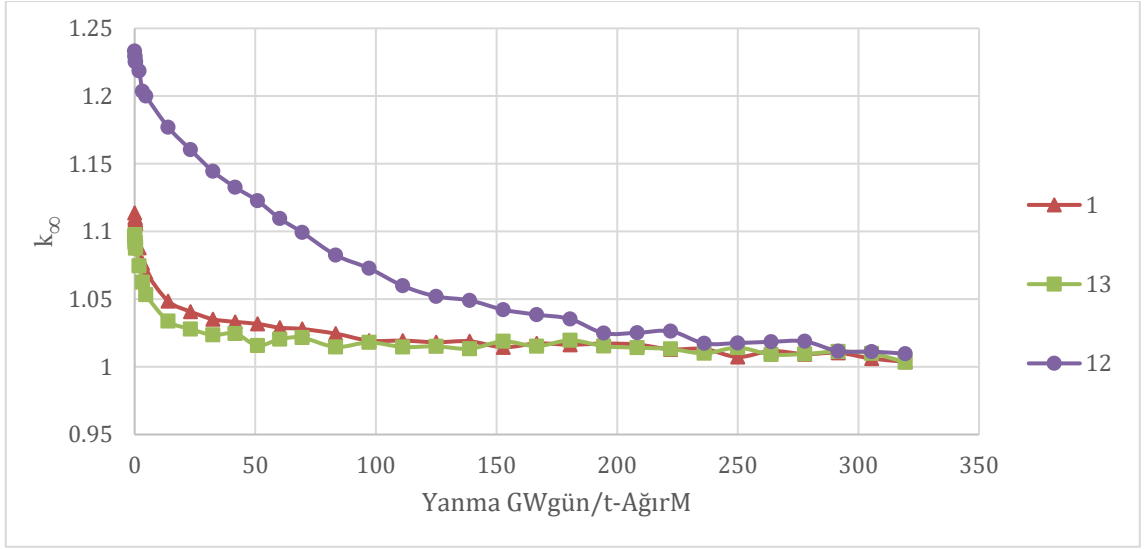


Şekil E 5.2 Çift Birim Hücre Modeli Yanma Algoritması

Ek 6. Senaryo 1'deki U-233 Yüzdesindeki Değişimlerin Etkisi

Çizelge E.6.1 Senaryo 12 ve 13

Senaryo	U-233 (kütle %)	U-235 (kütle %)	U-238 (kütle %)	U zenginliği (kütle %)	Th-232 (kütle %)	k_{∞} at $t=0$	YD (Süre) MWgün/kg-AğırM (Gün)
1	1,0914	0	0	-	43,46	1,11174	> 319 (> 3600)
12	1.5581	0	0	0	43	1.23318	> 319 (> 3600)
13	1.04	0	0	0	43.5181	1.09613	> 319 (> 3600)



Şekil E 6.2 Senaryo 12 ve 13'ün Çarpım Faktörü – YD İlişkisi Açısından Senaryo 1 ile Karşılaştırılması