

**KULLANILMIŞ YAKITTAN URANYUM VE
PLÜTONYUMUN TAM BİRLİKTE GERİ KAZANILDIĞI
YAKIT ÇEVİRİMİNİN NÜKLEER SİLAHSIZLANMA
AÇISINDAN DEĞERLENDİRİLMESİ**

**NUCLEAR NON-PROLIFERATION ASSESSMENT OF
FUEL CYCLE WITH COMPLETE CO-PROCESSING OF
SPENT FUEL**

YUSUF CAN

**DR. ÖĞR. ÜYESİ BANU BULUT ACAR
TEZ DANIŞMANI**

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin

Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı için Öngördüğü

YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak hazırlanmıştır.

ÖZET

KULLANILMIŞ YAKITTAN URANYUM VE PLÜTONYUMUN TAM BİRLİKTE GERİ KAZANILDIĞI YAKIT ÇEVİRİMİNİN NÜKLEER SİLAHSIZLANMA AÇISINDAN DEĞERLENDİRİLMESİ

Yusuf CAN

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği

Tez Danışmanı: Dr. Öğr. Üyesi BANU BULUT ACAR

Haziran 2021, 103 sayfa

Tipik bir PWR tipi reaktörden çıkarılan kullanılmış yakıtta kütlece yaklaşık %95 civarında uranyum (U), %0,5-1 plütonyum (Pu) ve az miktarda minör aktinitlerle fisyon ürünleri bulunur. Kullanılmış yakıtlar, içerdikleri yararlı U ve Pu izotoplarını geri kazanmak amacıyla yeniden işlenebilir. PUREX (*Plutonium Uranium Extraction*) kimyasal ayırma işlemi kullanılmış yakıtın yeniden işlenmesi için yaygın olarak uygulanan yöntemdir. PUREX yönteminde U ve Pu ayrı akış kanallarında saf olarak elde edilir. Pu'un saf bir şekilde geri kazanılması nükleer silahlanma ile ilgili kaygılara neden olmaktadır. Alternatif bir yöntem olarak önerilen tam birlikte yeniden işleme yönteminde ise U ve Pu bütün işlem boyunca fisyon ürünlerinden ve aktinitlerden birlikte arındırılır ve birlikte kazanılır.

Bu çalışmada, kullanılmış yakıttaki uranyum ve plütonyumun tek bir ürün olarak işlendiği ve beraberce geri kazanıldığı kapalı yakıt çevriminin nükleer silahsızlanma açısından değerlendirilmesi amaçlanmıştır. Bu amaçla, tek geçişli yakıt çevrimi, standart yeniden işleme uygulanan kapalı yakıt çevrimi ve tam birlikte işleme uygulanan kapalı yakıt çevriminin nükleer silahlanmaya karşı direnç özellikleri karşılaştırılmıştır. İncelenen yakıt çevrimlerinin nükleer silahlanmaya karşı direnci, 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan plütonyum miktarı ve kalitesi ile kullanılmış yakıtın sahip olduğu radyasyon bariyeri bakımından ele alınmıştır. Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı nükleer

silah üretimi riskinin ihmal edilemeyeceği yaklaşık nükleer madde miktarını “kayda değer miktar” olarak tanımlamaktadır. Bu sebeple, çalışmada 1 kayda değer miktar plütonyum elde etmek için barışçıl amaçlardan saptırılması gereken kullanılmış yakıt miktarları ile ilgili değerlendirmeler yapılmıştır. Nükleer silahlanmaya karşı direnç özelliklerinin davranışı ile reaktörün yanma oranı arasındaki ilişkiyi değerlendirmek amacıyla hesaplamalar 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM için gerçekleştirilmiştir. Yakıt çevrimlerinde oluşan nükleer madde miktarı ve kalitesi ile ilgili analizlerde MONTEBURNS yanma ve bozunum kodu, kullanılmış yakıtın radyasyon bariyeri ile ilgili analizlerde ise Microshield doz değerlendirme kodu kullanılmıştır.

Çalışma sonuçları, incelenen çevrimler arasında kullanılmış yakıtta tam birlikte işlemenin uygulandığı ve elde edilen ürünün zenginleştirilmiş uranyum ile karıştırılarak tekrar yakıt olarak kullanıldığı yakıt çevriminin tüm direnç parametreleri birlikte değerlendirildiğinde en yüksek silahlanma direncine sahip olduğunu göstermektedir. Yakıt çevrimlerinin nükleer silahsızlanmaya karşı direnç özellikleri yanma oranının artmasından olumlu etkilenmektedir.

Anahtar Kelimeler: Kullanılmış Yakıt, Nükleer Yakıt Çevrimi, Yeniden İşleme, Nükleer Silahsızlanma, Plütonyum, Nükleer Silahlanma Direnci

ABSTRACT

NUCLEAR NON-PROLIFERATION ASSESSMENT OF FUEL CYCLE WITH COMPLETE CO-PROCESSING OF SPENT FUEL

Yusuf CAN

Master of Science, Department of Nuclear Energy Engineering

Supervisor: Asst. Prof. Dr. Banu BULUT ACAR

June 2021, 103 pages

Spent nuclear fuel discharged from a typical LWR contains approximately 95 weight percent (w/o) uranium (U) and 0.5-1.0 w/o plutonium (Pu); the remainder consists of a small amount of fission products and minor actinides. Spent fuel could be reprocessed to recover the useful U and Pu in it. The PUREX (Plutonium Uranium Extraction) chemical separation is a widely applied method for spent fuel reprocessing. In the standard PUREX, U and Pu in spent fuel are obtained as pure and separate streams. Recovery of Pu in pure form causes nuclear proliferation concerns. An alternative to the standard PUREX is the complete co-reprocessing, in which U and Pu are separated from fission products and minor actinides and kept together throughout the whole process.

In this study, it is aimed to evaluate the closed fuel cycle employing the complete co-processing from the standpoint of nuclear non-proliferation. To this end, the nuclear-proliferation resistance properties of the once-through fuel cycle and the closed fuel cycles with the standard reprocessing and complete co-processing are compared. The resistance of the investigated fuel cycles against nuclear proliferation is discussed in terms of the amount and quality of Pu formed and the radiation barrier of spent fuel on the basis of one GWe-yr electricity production. By the IAEA's definition, "significant quantity" is defined as the approximate amount of nuclear material for which the possibility of manufacturing a nuclear explosive device cannot be excluded. For this reason, assessments on the amount of material that has to be diverted from peaceful purposes to

obtain one “significant quantity” of Pu are made. To evaluate the link between behavior of nuclear proliferation resistance properties and fuel burnup, all calculations are carried out for 33000 MWd/tHM, 40000 MWd /tHM and 50000 MWd/tHM burnup values. The MONTEBURNS burnup and depletion code is used in analyses on the amount and quality of nuclear material formed in the fuel cycles under consideration, and the Microshield dose evaluation code is employed for analyses on the radiation barrier of SF.

It is indicated from the study that the closed fuel cycle employing the complete co-processing in which obtained product is blended with enriched uranium and re-used as MOX fuel has the highest nuclear proliferation resistance by considering all the resistance parameters discussed. The nuclear proliferation resistance properties of fuel cycles are positively affected by the increase in burnup value.

Keywords: Spent Fuel, Nuclear Fuel Cycle, Reprocessing, Nuclear Non-Proliferation, Plutonium, Proliferation Resistance

TEŞEKKÜR

Lisansüstü eğitimim boyunca bilgi ve tecrübelerinden yararlandığım, daima bana yol gösteren tez danışmanım Sayın Dr. Öğr. Üyesi Banu BULUT ACAR'a; yorum ve değerlendirmeleri ile tezime önemli katkıda bulunan jüri üyeleri Sayın Prof. Dr. H Okan ZABUNOĞLU, Sayın Doç. Dr. Şule ERGÜN, Sayın Dr. Öğr. Üyesi Senem ŞENTÜRK LÜLE ve Sayın Dr. Öğr. Üyesi Gürdal GÖKERİ'ye en içten dileklerle teşekkür ederim.

Tez çalışmam sırasında bilgi ve desteğine başvurduğum değerli meslektaşım ve arkadaşım Sayın Burak SARIOĞLU'na; tezimin özellikle radyasyon bariyeri ile ilgili kısımlarında bilgi ve tecrübesinden faydalandığım Sayın Doç. Dr. Aydın PARMAKSIZ'a teşekkür ederim.

Hayatım boyunca her koşulda bana destek veren ve önceliklerimi kendi önceliği sayan annem Müzeyyen CAN'a, yoğun çalışmalarım sırasında sabır ve anlayışla yanımda olan sevgili eşim Elda CAN ve biricik oğlum Metin Mert CAN'a ne kadar teşekkür etsem azdır.

Yusuf CAN

Haziran 2021, Ankara

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT	iii
TEŞEKKÜR	v
İÇİNDEKİLER.....	vi
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	viii
ÇİZELGELER DİZİNİ	xi
SİMGELER VE KISALTMALAR.....	xiii
1. GİRİŞ	1
1.1. Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi ve Uluslararası Nükleer Güvence Sistemi.....	2
1.1.1. Nükleer Silahsızlanmada Uranyumun Önemi	3
1.1.2. Nükleer Silahsızlanmada Plütonyumun Önemi	6
1.1.3. Eşik ve Kayda Değer Nükleer Madde Miktarı	9
1.1.4. Nükleer Silah Sınıfı Nükleer Madde Dönüştürme Süresi	10
1.2. Nükleer Silahlanmaya Karşı Direnç Özellikleri	10
2. NÜKLEER YAKIT ÇEVİRİMİ.....	12
2.1. Ön Uç Nükleer Yakıt Çevrimi	12
2.1.1. Uranyum Madenciliği ve Değirmen İşlemi.....	12
2.1.2. Dönüştürme	12
2.1.3. Zenginleştirme.....	14
2.1.4. Yakıt İmalatı.....	14
2.2. Arka Uç Nükleer Yakıt Çevrimi	14
2.2.1. Kullanılmış Yakıtın Soğutulması	15
2.2.2. Kullanılmış Yakıtın Uzun Dönem Depolanması.....	15
2.2.3. Yeniden İşleme.....	15
2.2.4. Kullanılmış Yakıtın Nihai Bertarafı	16
2.3. Tezin Amacı ve İçeriği.....	16
3. İNCELENEN YAKIT ÇEVİRİMLERİ.....	19
3.1. Referans Reaktör	19
3.2. Tek-geçişli Yakıt Çevrimi.....	19
3.3. Standart Yeniden İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi	20
3.4. Tam Birlikte İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi	21
3.5. Kullanılmış MOX Yakıtı Yeniden İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi	22
3.5.1. MOX Yakıtı Standart Yeniden İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi	22
3.5.2. MOX Yakıtı Tam Birlikte İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi.....	23
4. HESAPLAMA ARAÇLARI VE YÖNTEM.....	26

4.1. Hesaplama Araçları	27
4.1.1. MCNP Kodu	27
4.1.2. MONTEBURNS2 kodu	30
4.1.3. ORIGEN2	31
4.1.4. MONTEBURNS2'nin Kullandığı Hesaplama Yöntemi.....	31
4.2. Doğrusal Olmayan Reaktivite Modeli ve Nihai Yanma Oranı Hesaplamaları	33
4.3. Kullanılmış UO ₂ Yakıt Kompozisyonunun Belirlenmesi	34
4.4. MOX Yakıt Kompozisyonunun Hesaplanması	35
4.5. Yakıt Çevrimlerinin Nükleer Silahlanma Direnç Özelliklerinin Değerlendirilmesi	36
5. ANALİZ SONUÇLARI.....	41
5.1. Nihai Yanma Oranı ve Kullanılmış Yakıt Kompozisyonu Hesaplamaları.....	41
5.2. Eşdeğer MOX Fisil İçeriklerinin Hesaplanması.....	42
5.3. Yakıt Çevrimlerinin Nükleer Silahlanma Dirençlerinin Analizi	48
5.3.1. Kullanılmış Yakıtlar için Sonuçlar	49
5.3.2. Yakıt Çevrimleri için Sonuçlar	56
5.4. Radyasyon Bariyeri Hesapları	75
6. SONUÇLAR VE ÖNERİLER.....	80
KAYNAKLAR	87
EKLER.....	89
EK 1- Doğrusal Olmayan Reaktivite Modeli Hesaplamaları	89
EK 2- 40000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX Kompozisyonu ..	90
EK 3- 50000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX Kompozisyonu ..	92
EK 4- 33000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX1 ve MOX2 Kompozisyonu	94
EK 5- 40000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX1 ve MOX2 Kompozisyonu.....	97
EK 6- 50000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX1 ve MOX2 Kompozisyonu.....	100
ÖZGEÇMİŞ	103

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1.	Kapsamlı Güvence Denetimi Anlaşması kapsamında nükleer güvence önlemlerinin uygulandığı yakıt çevrimi aşamaları [6].....	4
Şekil 1.2.	Nükleer silahlanma ve silahsızlanma yolları [7].....	5
Şekil 3.1.	Kullanılmış PWR yakıtındaki Pu izotoplarının yanma oranı ile değişimi MW-gün/kgU [9]	7
Şekil 2.1.	Nükleer yakıt çevriminin genel adımları [18].....	13
Şekil 3.1.	TG nükleer yakıt çevrimi	19
Şekil 3.2.	Standart yeniden işleme uygulanan kapalı yakıt çevrimi akış şeması	20
Şekil 3.3.	Tam birlikte yeniden işleme uygulanan kapalı yakıt çevrimi akış şeması.....	22
Şekil 3.4.	MOX yakıtı standart yeniden işleme uygulanan kapalı yakıt çevrimi	23
Şekil 3.5.	MOX yakıtı tam birlikte yeniden işleme uygulananın kapalı yakıt çevrimi	24
Şekil 4.1.	Yanma oranı ve zenginlik hesaplamalarının akış diyagramı	28
Şekil 4.2.	MONTEBURNS kodunun akış şeması.....	31
Şekil 4.3.	Birim-hücre modelinin ön ve yan kesit görünüşü.....	34
Şekil 4.4.	Kullanılmış yakıtın soğutulma süresine bağlı olarak belirli radyonüklitlerin doz hızına katkısı [27].....	39
Şekil 4.5.	Radyasyon bariyeri hesaplamalarında kullanılan geometri ile ölçüm noktası	40
Şekil 5.1.	Taze UOX yakıtın farklı zenginliklerdeki nihai yanma oranı.....	42
Şekil 5.2.	SYTU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B _D değişimi	44
Şekil 5.3.	TBZU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B _D değişimi	44
Şekil 5.4.	TBPu çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B _D değişimi	45
Şekil 5.6.	33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY'lerdeki Pu-238 izotoplarının dağılımı.....	55
Şekil 5.7.	33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY'lerdeki Pu-240 izotoplarının dağılımı.....	56
Şekil 5.8.	MOX _{SYTU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM	57
Şekil 5.9.	MOX _{TBZU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM	57
Şekil 5.10.	MOX _{TBPu} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM	58

Şekil 5.11.	MOX1 _{SYTU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM.....	58
Şekil 5.12.	MOX1 _{TBZU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM.....	59
Şekil 5.13.	MOX1 _{TBPu} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM.....	59
Şekil 5.14.	MOX2 _{SYTU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM.....	60
Şekil 5.15.	MOX2 _{TBZU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM.....	60
Şekil 5.16.	MOX2 _{TBPu} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM.....	61
Şekil 5.17.	1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu miktarı ve fisil izotop içeriği (33000 MW-gün/tHM)	69
Şekil 5.18.	1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu miktarı ve fisil izotop içeriği (40000 MW-gün/tHM)	70
Şekil 5.19.	1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu miktarı ve fisil izotop içeriği (50000 MW-gün/tHM)	70
Şekil 5.20.	1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu-238 dağılımı (33000 MW-gün/tHM)	71
Şekil 5.21.	1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu-238 dağılımı (50000 MW-gün/tHM)	71
Şekil 5.22.	1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu-238 dağılımı (50000 MW-gün/tHM)	72
Şekil 5.23.	1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan KY'lerde Pu-240 dağılımı (33000 MW-gün/tHM)	73
Şekil 5.24.	1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan KY'lerde Pu-240 dağılımı (40000 MW-gün/tHM)	73
Şekil 5.25.	1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan KY'lerde Pu-240 dağılımı (50000 MW-gün/tHM)	74
Şekil 6.1.	TBPu yakıt çevriminde MOX yakıt üretimindeki Pu akışı, 33000 MW-gün/tHM.....	85
Şekil E.1.	%3,3 zenginlikteki yakıt için B _D -reaktivite grafiği	89
Şekil E.2.	SYTU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B _D değişimi.....	90
Şekil E.3.	TBZU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B _D değişimi.....	90
Şekil E.4.	TBPu çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B _D değişimi.....	91
Şekil E.5.	SYTU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B _D değişimi.....	92

Şekil E.6.	TBZU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B _D değişimi	92
Şekil E.7.	TBPu çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B _D değişimi	93
Şekil E.8.	SYTU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B _D değişimi	94
Şekil E.9.	TBZU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B _D değişimi	94
Şekil E.10.	TBPu çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B _D değişimi	95
Şekil E.11.	SYTU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B _D değişimi	95
Şekil E.12.	TBZU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B _D değişimi	96
Şekil E.13.	TBPu çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B _D değişimi	96
Şekil E.14.	SYTU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B _D değişimi	97
Şekil E.15.	TBZU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B _D değişimi	97
Şekil E.16.	TBPu çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B _D değişimi	98
Şekil E.17.	SYTU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B _D değişimi	98
Şekil E.18.	TBZU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B _D değişimi	99
Şekil E.19.	TBPu çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B _D değişimi	99
Şekil E.20.	SYTU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B _D değişimi	100
Şekil E.21.	TBZU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B _D değişimi	100
Şekil E.22.	TBPu çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B _D değişimi	101
Şekil E.23.	TBZU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B _D değişimi	102
Şekil E.24.	TBPu çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B _D değişimi	102

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.1.	Farklı zenginliklerdeki uranyumun kritik kütlesi ve çapı [8]	5
Çizelge 1.2.	Plütonyum izotoplarının karakteristik özellikleri [9].....	8
Çizelge 1.3.	Pu'un nükleer silah malzemesi olarak kullanılmasını elverişsiz yapan Pu-238 oranları	8
Çizelge 1.4.	Plütonyumun nükleer silah yapımına elverişlilik ölçeği [13].....	8
Çizelge 1.5.	Plütonyum sınıflarındaki plütonyum izotoplarının kütlece oranları [9] ...	9
Çizelge 1.6.	Eşik ve kayda değer nükleer madde miktarları.....	10
Çizelge 1.7.	Nükleer maddeleri nükleer silah yapımına elverişli form ve içeriğe dönüştürme süreleri.....	11
Çizelge 3.1.	Referans reaktör özellikleri [21]	19
Çizelge 3.2.	İncelenen yakıt çevrim senaryoları	24
Çizelge 3.3.	Yakıt çevrimlerinden oluşan kullanılmış yakıtlar.....	25
Çizelge 4.1	Akut radyasyon dozlarının etkileri [26].....	38
Çizelge 5.1.	İlk üç yakıt grubu için hesaplanan reaktivite değerleri.....	41
Çizelge 5.2.	Çalışmada seçilen yanma oranlarına karşılık gelen taze UOX yakıt zenginlikleri	42
Çizelge 5.3.	33000 MW-gün/tU, 40000 MW-gün/tU ve 50000 MW-gün/tU yanma oranlarına ulaşmış ve 5 yıl soğutulmuş kullanılmış yakıt kompozisyonları	43
Çizelge 5.4.	MOX yakıt KO'ını belirlemek için hesaplanan katsayılar	45
Çizelge 5.5.	SYTU, TBZU ve TBPu çevrimleri için MOX fisil izotop oranları	46
Çizelge 5.6.	Çoklu geri dönüşüm için taze MOX yakıtların KO'ları	48
Çizelge 5.7.	Çoklu geri dönüşüm aşamalarında MOX yakıtların eşdeğer fisil izotop oranları	48
Çizelge 5.8.	33000 MW-gün/tHM yanma oranına sahip KY kompozisyonları	50
Çizelge 5.9.	40000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY kompozisyonları	51
Çizelge 5.10.	50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY Kompozisyonları.....	52
Çizelge 5.11.	KY'lerin KDM açısından değerlendirilmesi (33000 MW-gün/tHM yanma oranı).....	53
Çizelge 5.12.	KY'lerin KDM açısından değerlendirilmesi (40000 MW-gün/tHM yanma oranı).....	54
Çizelge 5.13.	KY'lerin KDM açısından değerlendirilmesi (50000 MW-gün/tHM yanma oranı).....	54
Çizelge 5.14.	1 GWe-yıl elektrik üretimi için gerekli UOX ve MOX yakıt miktarları	62

Çizelge 5.15	Tek geçişli ve kapalı yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 33000 MW-gün/tHM	63
Çizelge 5.16.	Tek geçişli ve kapalı yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 40000 MW-gün/tHM	64
Çizelge 5.17.	Tek geçişli ve kapalı yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 50000 MW-gün/tHM	65
Çizelge 5.18.	MOX yakıtı çoklu geri dönüşüm uygulanan yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 33000 MW-gün/tHM.....	66
Çizelge 5.19.	MOX yakıtı çoklu geri dönüşüm uygulanan yakıt çevriminde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan KY kompozisyonu, 40000 MW-gün/tHM.	67
Çizelge 5.20.	MOX yakıtı çoklu geri dönüşüm uygulanan yakıt çevriminde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 50000 MW-gün/tHM.....	68
Çizelge 5.21.	1 GWe-yıl elektrik üretiminde KDM elde edilebilecek BTKY miktarları, 33000 MW-gün/tHM.....	74
Çizelge 5.22.	1 GWe-yıl elektrik üretiminde KDM elde edilebilecek BTKY miktarları, 40000 MW-gün/tHM.....	75
Çizelge 5.23.	1 GWe-yıl elektrik üretiminde KDM elde edilebilecek BTKY miktarları, 50000 MW-gün/tHM.....	75
Çizelge 5.24.	Homojenleştirilmiş PWR kullanılmış yakıt demeti için hesaplanan yoğunluk değerleri, 33MW-gün/tHM	76
Çizelge 5.25.	Yakıt çevrimlerinde oluşan KY'lerin radyasyon doz hızları, 33000 MW-gün/tHM	78
Çizelge 5.26.	Yakıt çevrimlerinde oluşan KY'lerin radyasyon doz hızları, 40000 MW-gün/tHM	78
Çizelge 5.27.	Yakıt çevrimlerinde oluşan KY'lerin radyasyon doz hızları, 50000 MW-gün/tHM	79
Çizelge 6.1.	İncelenen yakıt çevrimi senaryoları	80
Çizelge 6.2.	Yakıt çevrimlerinde oluşan KY tipleri	81
Çizelge 6.3.	33000 MW-gün/tHM için KY tiplerinin nükleer silahlanma direncinin karşılaştırması.....	82
Çizelge 6.4.	40000 MW-gün/tHM için KY tiplerinin nükleer silahlanma direncinin karşılaştırması.....	82
Çizelge 6.5.	50000 MW-gün/tHM için KY tiplerinin nükleer silahlanma direncinin karşılaştırması.....	83
Çizelge 6.6.	İncelenen yakıt çevrimlerindeki Pu üretim ve tüketim miktarları, 33000 MW-gün/tHM.....	85

SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler

ρ_L	Sızıntı reaktivitesi
B_D	Nihai yanma oranı (MW-gün/tHM)
ϵ_U	Taze UO_2 yakıt zenginliği
k_{eff}	Etkin çoğaltma faktörü

Kısaltmalar

BTKY	Birim ton kullanılmış yakıt
DZU	Düşük zenginlikte uranyum
KDM	Kayda değer miktar
KO	Karışım oranı
KY	Kullanılmış yakıt
MWe	Megawatt elektriksel güç
Pu	Plütonyum
PUREX	Plütonyum ve Uranyum Ekstraksiyonu (Plutonium and Uranium EXtraction)
PWR	Basınçlı-su Reaktörü (Pressurized Water Reactor)
SYİ	Standart yeniden işleme
TBİ	Tam birlikte işleme
TU	Tüketilmiş uranyum
U	Uranyum
UAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
ZU	Zenginleştirilmiş uranyum

1. GİRİŞ

1950'li yıllarda ilk nükleer santrallerin işletmeye alınmasından itibaren nükleer güç üretiminin bir sonucu olarak kullanılmış yakıtlar oluşmaktadır. Günümüze kadar, dünya genelindeki nükleer güç santrallerinden yaklaşık olarak 433.000 ton ağır metal kullanılmış yakıt (KY) çıkarılmıştır [1]. Dünya üzerinde işletilmekte olan ve kurulması planlanan nükleer santrallerden dolayı mevcut miktarın zamanla artacağı bilinmektedir. Bu nedenle, nükleer enerjinin sürdürülebilirliği açısından mevcut ve oluşması muhtemel KY'lerin güvenli bir şekilde yönetimi giderek önem kazanmaktadır.

1000 MWe gücündeki tipik bir hafif-sulu reaktörden her yıl ortalama 30 ton KY çıkmaktadır. Reaktörden çıkarılan KY'nin kütlece yaklaşık %95,5'i uranyum (U), %0,9'u plütonyum (Pu), %3,5'i fisyon ürünleri (lantanidler, soy metaller, asal gazlar, uçucu gazlar) ve %0,1'i minör aktinidlerden (amerikyum, kuryum, neptünyum, kaliforniyum) oluşur [2]. KY yüksek seviyede radyoaktiviteye ve bozunum ısısına sahip olmakla birlikte kütlece yaklaşık %96,5 oranında tekrar kullanılabilir değerli U ve Pu izotoplarını içermektedir. KY'deki fisyon yapabilen izotop içeriği U için kütlece yaklaşık %0,85, Pu için ise kütlece yaklaşık %70'tir [3]. Bu nedenle, KY'lerin yönetiminde uygulanabilecek yöntemlerin geliştirilmesinde ve nükleer yakıt çevriminin reaktör sonrası kısmının belirlenmesinde nükleer kaynakların verimli kullanımı, oluşacak yüksek aktiviteli nükleer atık miktarının azaltılması ve nükleer silahların yayılmasının önlenmesi hususlarının birlikte değerlendirilmesi gerekmektedir.

KY'nin yönetimi için günümüzde iki farklı yol izlenmektedir. Bunlardan ilkinde KY jeolojik bertarafı gerçekleşene kadar depolanmaktadır. KY'ye bu işlemin uygulanması durumunda nükleer yakıt çevrimi "açık çevrim" olarak adlandırılmaktadır. İzlenebilecek ikinci yol ise içeriğindeki U ve Pu'u geri kazanmak amacıyla kullanılmış yakıtın kimyasal yöntemlerle işlenmesidir. Bu yolun izlenmesi durumunda ise nükleer yakıt çevrimi "kapalı çevrim" olarak adlandırılmaktadır.

Günümüzde KY'nin işlenmesi için endüstriyel ölçekte uygulanabilen tek yöntem PUREX (Plutonium and Uranium Extraction) solvent ekstraksiyonuna dayanan "standart yeniden işleme" (SYİ) dir. SYİ'de, KY HNO₃ (nitrik asit) içinde çözülür ve TBP (tributil fosfat) tabanlı bir organik solvent ile etkileşime sokularak U ve Pu diğer izotoplardan ayrılır. Bu işlem sonucunda nükleer yakıt çevriminde tekrar kullanılabilir U ve Pu ürünleri elde

edilmektedir. Ayrıca, fisyon ürünleri ile minör aktinitlerden oluşan yüksek aktiviteli bir atık da oluşmaktadır. SYİ yöntemi ile KY'deki U ve Pu'un geri kazanılarak çevrime gönderilmesi U kaynaklarının tüketimini azaltmaktadır. Bununla birlikte, KY'deki elementler arasında en büyük radyotoksik etkiye sahip olan Pu'un fisyon ürünlerinden ve minör aktinitlerden ayrılması, arta kalan radyoaktif atığın jeolojik bertarafını bir miktar kolaylaştırmaktadır. Ancak, SYİ'de saf U ve Pu ürünleri elde edilmekte ve geri kazanılan Pu ürünü kütlece yaklaşık %70 oranında fisil izotop içermektedir. Dolayısıyla, KY'ye SYİ uygulanması nükleer silahların yayılması yönünden bir risk teşkil etmektedir. Bu nedenle, KY'nin yeniden işlenmesi için nükleer silahların yayılmasını önleyecek nitelikte yöntemler araştırılmaktadır.

PUREX yöntemine dayanan ve saf Pu ürünü yerine U+Pu ürününün KY'den geri kazanıldığı "tam-birlikte işleme" (TBİ), önerilen yeniden işleme yöntemleri arasında yer almaktadır. Bu işlem sonucunda nükleer yakıt çevriminde tekrar kullanılabilir kütlece %1,5 oranında fisil izotop içeren U +Pu ürünü elde edilmekte ve fisyon ürünleri ile minör aktinitlerden oluşan yüksek aktiviteli bir atık oluşmaktadır. TBİ sırasında U ve Pu birbirinden hiç ayrılmadığı için bu yeniden işleme yönteminde nükleer silahların yayılması riski oldukça azalmaktadır. Ancak, elde edilen U+Pu ürününün nükleer yakıt çevriminde tekrar kullanılması durumunda, çevrimin diğer adımlarında söz konusu olabilecek nükleer silahlanma risklerinin değerlendirilmesi gerekmektedir.

Bu tez çalışmasında, KY'ye TBİ'nin uygulandığı ve elde edilen U+Pu ürününün farklı fisil malzemelerle karıştırılarak tekrar yakıt olarak kullanıldığı kapalı yakıt çevrimlerinin nükleer silahların yayılması yönünden taşıyacağı riskler, tek-geçişli (TG) yakıt çevrimi ve SYİ uygulanan yakıt çevrimleri ile karşılaştırmalı olarak analiz edilmiştir.

1.1. Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi ve Uluslararası Nükleer Güvence Sistemi

Nükleer enerji barışçıl amaçlar dışında kullanıldığında potansiyel bir kitlesel tehdit unsuruna dönüşebilir. Bu nedenle, gelişmeye başladığı ilk zamanlardan itibaren, nükleer teknolojinin yalnızca barışçıl amaçlarla kullanılmasının sağlanabilmesi için girişimlerde bulunulmuştur. Günümüze kadar verilen küresel çaba sonucunda uluslararası bir "nükleer güvence sistemi (*nuclear safeguards*)" oluşturulmuştur. 1970 yılında birçok ülke tarafından imzalanan Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi Antlaşması (*Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons*) ile bu sistemin temelleri atılmış ve

Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA)'na nükleer güvence doğrulama ve denetimi yetkisi verilmiştir. Anlaşmaya taraf olan ülkeler, sınırları içinde barışçıl amaçlarla yürütülen nükleer faaliyetlerin nükleer silah veya diğer patlayıcı araçlara saptırılmasını önlemeyi taahhüt eder ve IAEA'nın nükleer güvence denetimlerini kabul ederler.

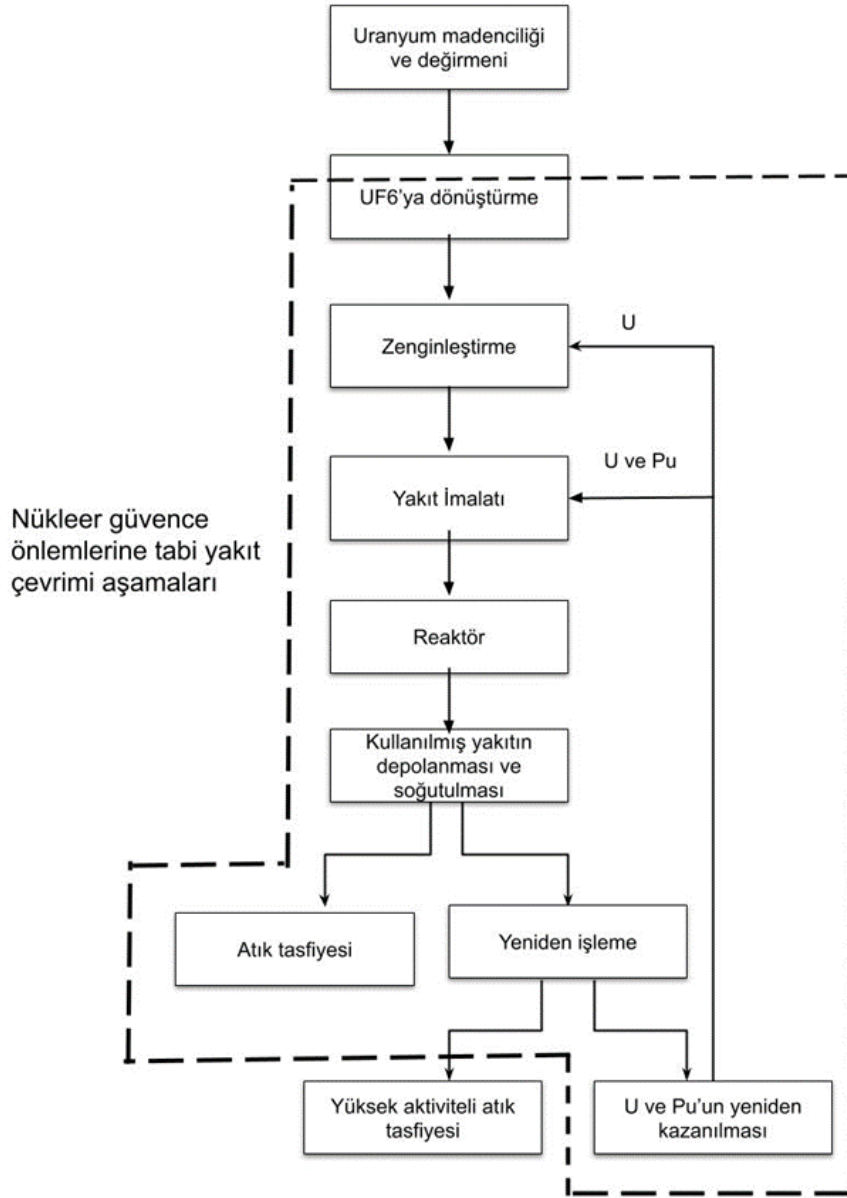
IAEA'nın uyguladığı nükleer güvence önlemleri ve denetim-doğrulama faaliyetlerinin ayrıntıları ülke ile IAEA arasında ayrıca imzalanan Kapsamlı Güvence Denetimi Anlaşması (*Comprehensive Safeguard Agreements, INFCIRC 153*) ve Ek Protokolde (*Additional Protocol, INFCIRC 540*) yer almaktadır. Kapsamlı Güvence Denetimi Anlaşması kapsamında, IAEA tarafından Şekil 1.1'de gösterilen nükleer yakıt çevrimi aşamalarında nükleer güvence denetimleri gerçekleştirilmektedir. Ayrıca, IAEA, Ek Protokol ile tanımlanan yetkiler doğrultusunda nükleer Ar-Ge merkezleri, nükleer veya çift kullanımlı ekipman fabrikaları gibi tesislerde ve bunların dışında herhangi bir tesiste gizli nükleer silah programlarının yürütülmediğini doğrulamak üzere denetimler gerçekleştirmektedir. Şekil 1.2'de yakıt çevrimi adımlarında nükleer maddenin silahlanma ve barışçıl amaçlarla kullanım yolları gösterilmiştir. IAEA'nın nükleer güvence denetimlerinin yanı sıra nükleer maddelerin ve nükleer tesislerin fiziksel korunmasına ilişkin uluslararası bağlayıcılığı olan anlaşmalar bulunmaktadır.

Uluslararası nükleer güvence sisteminde, nükleer madde; kaynak nükleer madde ve özel fisil nükleer madde olmak üzere iki kategoride ele alınmaktadır. Plütonyum-239 (Pu-239); Uranyum-233 (U-233); U-233 veya U-235 izotopları bakımından zenginleştirilmiş U ve bunların bir veya daha fazlasını içeren karışım maddeler *özel fisil nükleer madde* olarak tanımlanmaktadır. Doğal U, U-235'ce tüketilmiş U, toryum (Th) ve bunların metal, alaşım, kimyasal bileşik veya konsantre formları ile bir veya daha fazlasını içeren karışımları ise *kaynak madde* olarak tanımlanmaktadır [4]. Nükleer silahlanma riskinin ana odağında fisil nükleer maddeler ve bunları üreten tesisler bulunmaktadır. Nükleer güvence denetimlerinde bu sınıflandırma kullanılarak geliştirilmiş olan parametreler kullanılmaktadır.

1.1.1. Nükleer Silahsızlanmada Uranyumun Önemi

Doğada bulunan U elementinin %99,28'i U-238 izotopundan oluşur. Zincirleme fisyon gerçekleştirme kabiliyeti bulunan doğal bir U izotopu olan U-235'in U rezervleri içerisindeki oranı yaklaşık %0,72' dir. U'un nükleer güç reaktörlerinde kullanılabilmesi

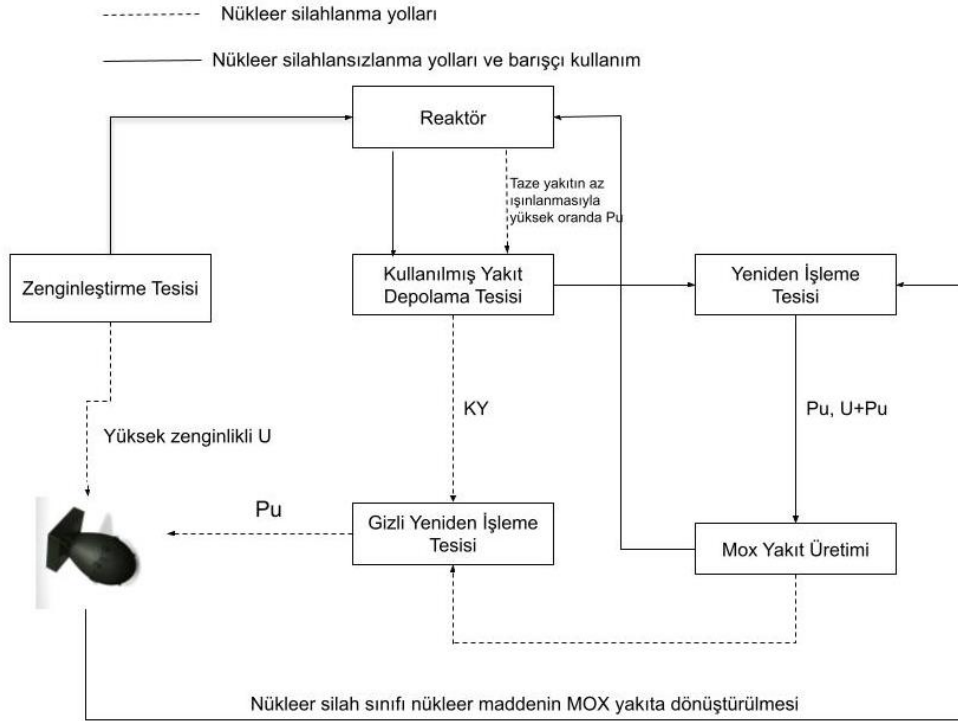
için içeriğindeki U-235'in kütlece oranı %3-5 arasında olmalıdır. U-235 zenginliği doğal U'dan fazla ancak kütlece %20'den az olan U düşük zenginlikte U (DZU) olarak tanımlanır. Kütlece %20'den daha yüksek oranda U-235 izotopu içeren U ise yüksek zenginlikte uranyum (YZU) olarak adlandırılır [5].



Şekil 1.1. Kapsamlı Güvence Denetimi Anlaşması kapsamında nükleer güvence önlemlerinin uygulandığı yakıt çevrimi aşamaları [6]

YZU nükleer silah yapımında kullanılabilir ancak zenginleştirme seviyesi ne kadar düşerse, kritik kütleye ulaşmak için gereken malzeme miktarı da o kadar artar. Nükleer

silah boyutunun en aza indirilmesi için kütlece asgari %90 zenginlikte nükleer silah sınıfı YZU kullanımı gerekmektedir.



Şekil 1.2. Nükleer silahlanma ve silahsızlanma yolları [7]

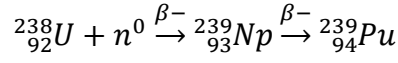
Çizelge 1.1'de yansıtıcı nükleer silah tasarımında kullanılan farklı zenginliklerdeki U'un çıplak küresel kritik kütlesi ve çapı verilmiştir. Çıplak kritik kütle nükleer silah yapımı için gerekli asgari malzeme miktarı anlamına gelmemektedir. Nükleer silahlarda kullanılan nötron yansıtıcı malzemelerle kritik kütle değerinin yarıya kadar düşürülmesi mümkündür [8].

Çizelge 1.1. Farklı zenginliklerdeki uranyumun kritik kütlesi ve çapı [8]

U-235 zenginlik oranı, %	Kritik kütle, kg	Kritik kütle çapı, cm	Emsal nesne
5 (DZU)	~3600	~70	Pilates topu
19,75 (DZU)	~143	~24	Basketbol topu
45 (YZU)	~36	~19	Voleybol Topu
93 (YZU)	~12	~10,5	Elma

1.1.2. Nükleer Silahsızlanmada Plütonyumun Önemi

Pu-239 izotopu nükleer reaktörlerde U-238 tarafından nötron yakalanması ve ardışık iki β -bozunumu yoluyla oluşur.

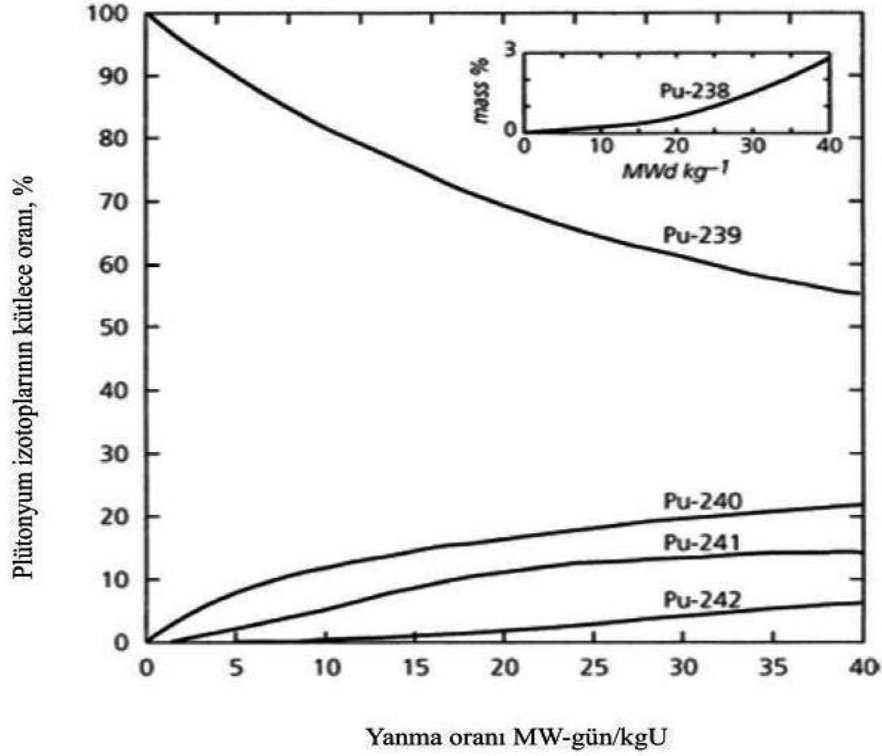


Pu'un diğer izotopları ise KY'deki Pu'un ardışık nötron yakalaması sonucunda meydana gelir. Pu izotoplarından yalnızca Pu-239 ve Pu-241 herhangi bir nötron enerjisinde bölünerek fisyon yapma ve zincirleme reaksiyonu başlatma yeteneğine sahiptir. Ancak, Pu'un diğer izotoplarının MeV mertebesindeki yüksek enerjili nötronlarla fisyon yapma tesir kesiti U-235'ten dahi yüksektir. Örneğin Pu-240'ın çıplak kritik kütle değeri %94 zenginlikteki U'dan yaklaşık %25 daha düşüktür [9].

Düşük yanma oranlarında Pu'un ikincil izotoplarının Pu içindeki kütlece oranı oldukça düşüktür. Örneğin, yaklaşık 5000 MW-gün/tU yanma oranında işletilen araştırma reaktörleri veya doğrudan nükleer silah sınıfı Pu üretimi için tasarlanmış reaktörlerde oluşan Pu-240 miktarı toplam Pu'un %3-4'ü, Pu-241'in kütlece oranı Pu-240'tan daha az ve Pu-242'nin miktarı da Pu-241'den daha azdır. Bu kompozisyondaki Pu, yüksek fisil izotop içeriği ve nükleer silah yapımını olumsuz olarak etkileyen Pu izotoplarının yoksunluğu nedeniyle nükleer silah yapımı için oldukça elverişlidir [10].

Şekil 1.3'te tipik bir Basınçlı-su Rektörü'nden (*Pressurized Water Reactor, PWR*) çıkarılmış KY'nin içerdiği Pu izotoplarının kütlece oranındaki değişim yanma oranına bağlı olarak verilmiştir. Pu-238, Pu-240, Pu-241 ve Pu-242 izotoplarının Pu içeriğindeki kütlece oranı yanma oranıyla artış göstermektedir. Yüksek yanma oranıyla ağır izotopların kütlece oranı artar. Ağır izotopların kütlece oranı arttıkça malzemedeki fisil Pu izotopu konsantrasyonu azaldığı için malzeme nükleer silah yapımına daha az elverişli hale gelir [10].

Yapılan çalışmalarda, herhangi bir yanma oranında oluşan KY'deki Pu'un çıplak kritik kütle değerinin Pu-239 ile Pu-240'ın kritik kütle değerlerinin arasında bir değerde olduğu hesaplanmıştır. Bu hesaplamalar, herhangi bir yanma oranına sahip KY'den elde edilen Pu'un potansiyel bir nükleer silah malzemesi olabileceğini göstermektedir.



Şekil 3.1. Kullanılmış PWR yakıtındaki Pu izotoplarının yanma oranı ile değişimi MW-gün/kgU [9]

Pu izotoplarının karakteristik özellikleri Çizelge 1.2 ile verilmiştir. Pu içeriğindeki Pu-238'in bozunum ısısı üretimine sebep olması ve Pu-240'ın nükleer silah verimini olumsuz etkilemesi nedeniyle bu izotopların kütlece oranları malzemenin nükleer silah yapımına elverişliliğini doğrudan etkileyen faktörlerdir.

Pu'un içerisindeki Pu-238 miktarı varsayımsal bir nükleer silahın güvenilirliği, işlenmesi ve depolanması için sınırlayıcı bir faktör olan artık ısı üretimine sebep olur. Çizelge 1.2'de görüldüğü üzere P-238 diğer Pu izotoplarına kıyasla oldukça fazla ısı üretimine (560 Watt/kg) sebep olur. Dolayısıyla barışçıl amaçlardan saptırılmak istenen Pu'un taşınması, depolanması ve ayırma işlemleri için sıcak hücre kullanımı, uzaktan erişim, bekleme süresinin arttırılması veya gelişmiş zırh tasarımları gibi ilave güvenlik önlemlerine ihtiyaç duyulur.

Nükleer silah malzemesi olarak kullanılacak kaynağın sahip olabileceği en yüksek Pu-238 içeriği Çizelge 1.3'de verilmiştir. Verilen değerlerden daha fazla Pu-238 içeriğine sahip malzemenin nükleer silah malzemesi olarak işlenmesi için daha ileri seviye teknoloji gerekmektedir.

Çizelge 1.2. Plütonyum izotoplarının karakteristik özellikleri [9]

İzotop	Yarı ömür	Çıplak kritik kütle	Kendiliğinden fisyon nötron oranı	Artık ısı
	yıl	α -fazı, kg	$\text{gr}^{-1}.\text{sn}^{-1}$	Watt.kg ⁻¹
Pu-238	87,7	10	$2,6 \times 10^3$	560
Pu-239	24.100	10	22×10^{-3}	1,9
Pu-240	6.560	40	$0,9 \times 10^3$	6,8
Pu-241	14,4	10	49×10^{-3}	4,2
Pu-242	376.000	100	$1,7 \times 10^{-3}$	0,1

Çizelge 1.3. Pu'un nükleer silah malzemesi olarak kullanılmasını elverişsiz yapan Pu-238 oranları

	Kessler [11]	Kimura [12]
Düşük seviye silah teknolojisi	%1,6	%2,0
Orta seviye silah teknolojisi	%3,2	%6
Yüksek seviye silah teknolojisi	%9	%15

Pu-240 ise kendiliğinden nötron emisyonu kaynağıdır. Dolayısıyla aşırı miktardaki nötron üretimi zincirleme reaksiyonun planlanandan önce başlamasına (erken infilak) ve nükleer silahın veriminin düşmesine sebep olur. Çizelge 1.4 ile Pu-240 kompozisyonuna bağlı olarak nükleer silah yapımına elverişlilik açısından Pu sınıflandırması sunulmuştur.

Çizelge 1.4. Plütonyumun nükleer silah yapımına elverişlilik ölçeği [13]

Plütonyum sınıfları	Pu-240, %	Malzemenin elverişliliği
Mükemmel sınıf	<3	Silah yapımına uygun
Silah sınıfı	3-7	Silah yapımına uygun
Yakıt sınıfı	7-18	Neredeyse uygun
Reaktör sınıfı	18-30	Muhtemelen uygun
MOX sınıfı	>30	Uygun değil

Pu, nükleer silah yapımına elverişlilik bakımından mükemmel kalite, silah sınıfı, yakıt sınıfı, reaktör sınıfı ve MOX sınıfı olmak üzere beş kategoride ele alınır. Silah sınıfı Pu, yüksek nükleer silah verimi (*fizzle yield*), düşük radyasyon seviyesi ve düşük bozunum ısısı üretimi özelliklerine sahip standart nükleer silah malzemesidir. Yaklaşık olarak kütlece %93 Pu-239 içerir. Mükemmel kalite Pu'da bu özellikler daha da ileri seviyededir. Yakıt sınıfı Pu içeriğindeki Pu-240 izotopunun kütlece oranı %7-18 arasındadır. Yakıt

sınıfı Pu, doğrudan nükleer silah yapımında kullanılamasa da işlenebilme, depolanma ve öngörülebilir tahribat etkisi özellikleri nedeniyle önemlidir. Reaktörün KY'sindeki Pu konsantrasyonu reaktör sınıfı Pu olarak adlandırılır. Pu içeriğindeki Pu-240 izotopunun kütlece oranı %18-30 arasındadır. Ancak bu Pu sınıfı için KY'nin hangi reaktör türünden elde edildiği de önemlidir. Nitekim gaz soğutmalı ve ağır sulu reaktörler farklı yanma oranlarında işletilmekte ve yakıt sınıfı Pu üretebilmektedir. SYİ uygulanarak KY'den geri kazanılan Pu'dan MOX yakıt üretilmesi ve tekrar reaktörde kullanılması sonucunda MOX sınıfı Pu oluşumu söz konusudur. MOX sınıfı Pu kütlece %30'dan fazla Pu-240 ve yaklaşık %2 oranında Pu-238 içerir [13]. Pu sınıflarındaki Pu izotoplarının kütlece oranları Çizelge 1.5'te verilmiştir. Çizelgede izotopik kompozisyonu verilen reaktör sınıfı Pu, PWR tipi reaktörde 33000 MW-gün/tU yanma oranına ulaşmış ve 10 yıl soğutulmuş KY'den geri kazanılmıştır. MOX sınıfı Pu ise reaktör sınıfı Pu ile üretilmiş ve kütlece %3,64 fisil malzeme içerikli MOX yakıtın reaktörde kullanılıp 10 yıl soğutulması sonrası geri kazanılmıştır.

Çizelge 1.5. Plütonyum sınıflarındaki plütonyum izotoplarının kütlece oranları [9]

Sınıf	İzotop, %				
	Pu-238	Pu239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Mükemmel	-	98	2	-	-
Silah sınıfı	0,012	93,8	5,8	0,35	0,022
Reaktör sınıfı	1,3	60,3	24,3	9,1	5,0
MOX sınıfı	1,9	40,4	32,1	17,8	7,8

1.1.3. Eşik ve Kayda Değer Nükleer Madde Miktarı

UAEA, nükleer güvence önlemlerinin uygulanmasında eşik miktar ve kayda değer miktar (KDM) ayrımını göz önünde bulundurur. Eşik miktar nükleer silah üretmek için yaklaşık olarak yeterli nükleer madde miktarı olarak tanımlanır. KDM ise doğrudan nükleer silah üretimi için yeterli olmayan ancak dönüştürme ve/veya ayrıştırma işlemleriyle nükleer silah üretme ihtimalinin göz ardı edilemeyeceği nükleer madde miktarı olarak tanımlanır. Çizelge 1.6'da UAEA'nın belirlemiş olduğu eşik ve kayda değer nükleer madde miktarları verilmiştir [14].

Çizelge 1.6. Eşik ve kayda değer nükleer madde miktarları

Nükleer silah yapımı için eşik nükleer madde miktarları	
Nükleer madde	Miktar (kg)
Pu (Pu-239>%95)	8
U-233	8
U (U-235>%90)	25
Nükleer silah yapımı için kayda değer nükleer madde miktarları	
<i>Nükleer silah yapımına doğrudan uygun:</i>	
Pu (Pu-238<%80)	8
U-233	8
U (U-235>%20)	25
<i>Nükleer silah yapımına dolaylı olarak uygun:</i>	
U (U-235<%20)	75
Th	20.000

1.1.4. Nükleer Silah Sınıfı Nükleer Madde Dönüştürme Süresi

Nükleer silah sınıfı nükleer madde edinmek için gereken süre, çeşitli nükleer madde formlarının nükleer silah sınıfı nükleer madde formuna ve içeriğine dönüştürülmesi için gereken asgari süre olarak tanımlanır. Dönüştürme süresi barışçıl amaçlardan saptırılan nükleer maddenin taşınması veya nükleer silah düzeneğine yerleştirilmesi gibi süreleri dikkate almaz. Silah sınıfı nükleer madde dönüştürme süresi belirlenirken; girişimin tespit edilme olasılığının düşük olduğu, yüksek başarı oranında gerçekleştiği ve en az bir nükleer silah için yeterli malzemenin dönüştürüldüğü varsayılmaktadır. UAEA'nın belirlemiş olduğu dönüştürme süreleri Çizelge 1.7 ile verilmiştir [5]. Dönüştürme süresi kavramı saptırılmış bir nükleer maddenin teknik olarak tespit edilmesine kadar geçen süre (tespit süresi) ile birlikte değerlendirilir ve UAEA'nın nükleer güvence denetimlerinin uygulanmasında kullanılan bir ölçüttür.

1.2. Nükleer Silahlanmaya Karşı Direnç Özellikleri

Nükleer silahlanmaya karşı direnç kavramı, yakıt çevriminin nükleer silah yapımına uygun nitelikte U veya Pu elde edilmesini engelleme yeterliliği olarak tanımlanır. Nükleer yakıt çevriminde nükleer silahlanma direncini arttıran birçok bariyer söz konusudur. Direnç bariyerleri radyasyon alanı gibi malzeme ya da sistemin kendinden kaynaklı özellikler (yapısal bariyerler) veya nükleer madde sayımı ve fiziksel korunma gibi uygulama sırasında oluşturulan özellikler (tesise özgü bariyerler) olabilir. Genel olarak, yapısal bariyerler, nükleer silah yapımına elverişli kayda değer miktarda Pu elde edilmesi

için gerekli süre, saptırılan maddenin radyasyon alanı, malzeme formu, ihtiyaç duyulan asgari kaynak madde miktarı ve fisil izotop içeriği ile ilgilidir.

Çizelge 1.7. Nükleer maddeleri nükleer silah yapımına elverişli form ve içeriğe dönüştürme süreleri

Başlangıçtaki Nükleer Madde Formu	Dönüştürme Süresi
Pu, YZU, U-233	7-10 gün mertebesinde
PuO ₂ , Pu(NO ₃) ₄ veya Pu'un saf bileşimleri MOX veya ışınlanmamış Pu, U (U-233+U-235>=%20) saf karışımı Hurda atıklardaki Pu, YZU ve/veya U-233'ün saf olmayan bileşimleri	1-3 hafta mertebesinde*
Kullanılmış yakıttaki Pu, YZU veya U-233	1-3 ay mertebesinde
%20'den az zenginlikteki U Th	3-12 ay mertebesinde

*Burada belirlenen süre saf U, Pu bileşimleri için alt sınır iken saf olmayan karışımlar ve hurdalar için üst sınırdır.

Nükleer yakıt çevriminde oluşan KY'nin en önemli silahlanma direnci sahip olduğu yüksek aktiviteden kaynaklanmaktadır. Yüksek radyasyon seviyesi, kötüye kullanım amacıyla edinilmek istenen KY'nin zırhlamasını gerektirir. Zırhlama işlemi beraberinde taşıma ile ilgili zorlukları getirir ve bu önemli bir caydırıcı etkidir. Radyasyon bariyeri sayesinde KY'deki Pu'un ayrılması ile ilgili işleme aşamaları zorlaşır ve işleme süresi artar. Yakıtın reaktördeki yanma oranı, yakıt demeti tasarımı ve KY'nin reaktörden çıkarıldıktan sonraki bekleme ve soğutma süreleri kullanılmış yakıtın sahip olduğu radyasyon seviyesini etkileyen faktörlerdir [15], [16]. KY'nin radyasyon alanı birkaç yüzyıllık depolama sonrasında oldukça azalır ve nükleer silahlanmaya karşı kendiliğinden güvenli olma özelliğini kaybeder. Bu zaman dilimi sonrasında, KY uzaktan ve zırhlı ortam yerine eldivenli hücrede (glove box) işlenebilir hale gelir. Bu aşamada, KY'nin ilk oluşumunda sahip olduğu Pu miktarı ve fisil izotop içeriği daha çok önem kazanır. KY'nin radyasyon alanı caydırıcılığının zamanla azaldığı dikkate alındığında, bir yakıt çevriminde 1 GWe-yıl elektrik üretimine bağlı olarak oluşan Pu miktarı ve fisil izotop içeriği nükleer silahlanmaya karşı bir direnç ölçütü olarak kabul edilebilir. Tez çalışmasında, TBİ yakıt çevriminin nükleer silahlanma direnci açısından diğer çevrimlerle karşılaştırması bu yaklaşım esas alınarak yapılmıştır. Yakıt çevrimlerinde oluşan KY'nin radyasyon alanı ve 1 GWe-yıl elektrik üretimine bağlı olarak Pu ve fisil izotop içerikleri belirlenmiş ve karşılaştırmalı olarak sunulmuştur.

2. NÜKLEER YAKIT ÇEVİRİMİ

Bu kısımda, nükleer yakıt çevrimi ile ilgili genel bilgilere yer verilmiştir. Nükleer yakıt çevrimi U madeninin yeryüzüne çıkarılmasıyla başlayıp nükleer atıkların nihai bertarafı ile son bulmaktadır. Yakıtın reaktörde kullanılmadan önceki aşamaları ön uç olarak adlandırılır. Nükleer yakıtın reaktörden çıkarılmasından sonraki aşamalar arka uç nükleer yakıt çevrimi olarak adlandırılır. Yakıt reaktörde yaklaşık üç yıl boyunca kullanılır ve sonrasında geçici depolama, bertaraf veya yeniden işleme adımları uygulanır. Reaktörden çıkarılan KY'nin içeriğindeki U ve Pu'un kazanılması için yeniden işlenmesi ve yakıt üretiminde kullanılması durumunda nükleer yakıt çevrimi "kapalı çevrim" olarak adlandırılır. KY'nin yeniden işleme uygulanmadan geçici veya nihai depolanması durumunda nükleer yakıt çevrimi "açık çevrim" veya "tek geçişli (TG) çevrim" olarak adlandırılır. Şekil 2.1'de nükleer yakıt çevriminin adımları gösterilmiştir.

2.1. Ön Uç Nükleer Yakıt Çevrimi

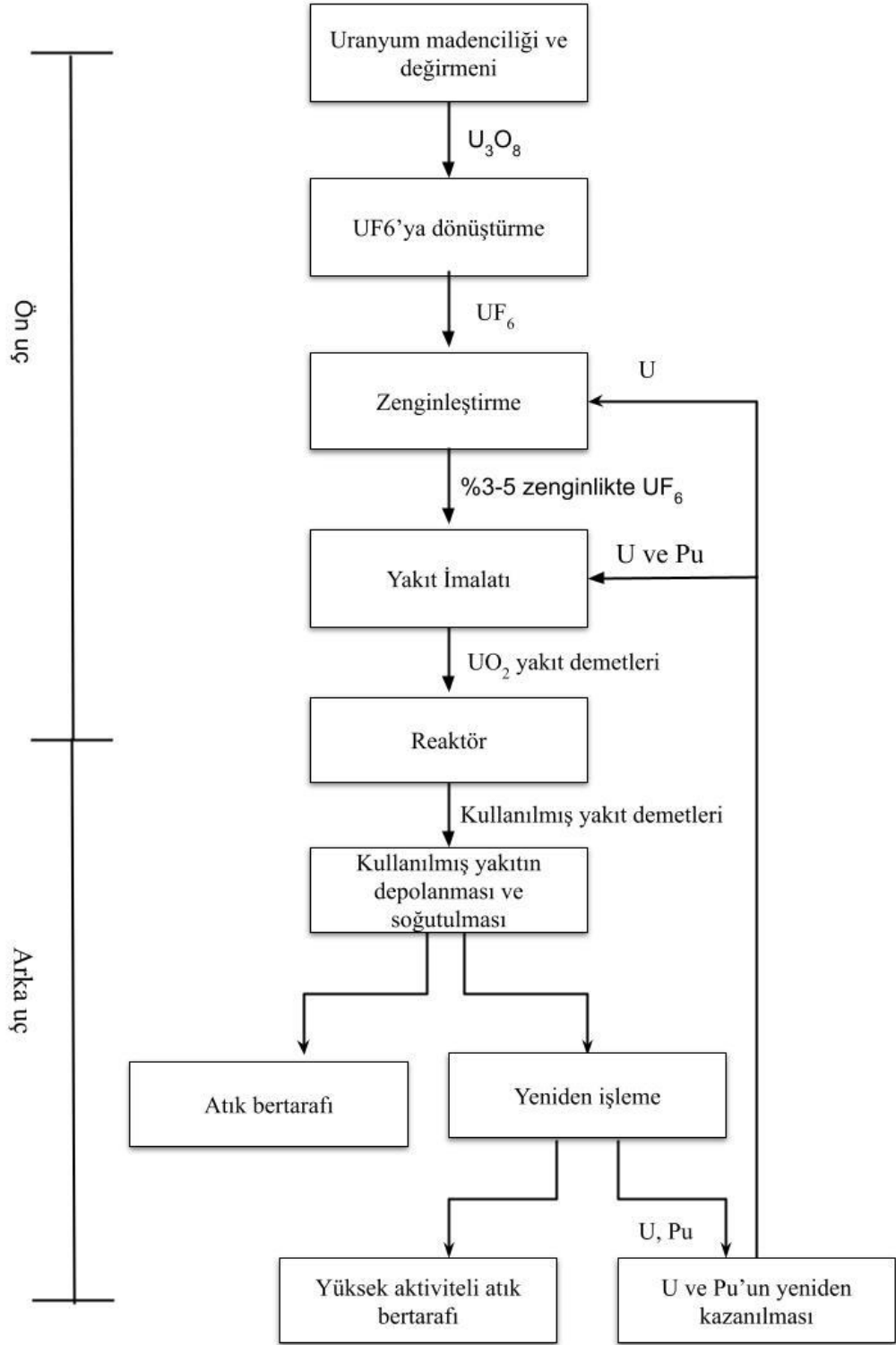
2.1.1. Uranyum Madenciliği ve Değirmen İşlemi

Günümüzde işletmede olan nükleer güç reaktörleri genellikle UO_2 yakıt kullanır. UO_2 yakıt üretiminin ilk adımı U madenciliğidir. U cevherinin madenciliğinde kullanılacak olan yöntemin seçimi yatağın oluşum türüne, rezervine ve derinliğine bağlı olarak değişmektedir. Yeraltı veya açık işletme metotları ile çıkarılan cevher, kırma öğütme ön zenginleştirme işlemlerinden geçirilerek saflaştırılır. Bu işlemler sonunda elde edilen U formuna "sarı pasta" adı verilir [17].

Doğal U, %99,3 oranında U-238, %0,71 oranında U-235 ve eser miktarda U-234 izotopu içerir. Doğal uranyumdaki U-235 izotopu oranı güç reaktörlerinin büyük bir kısmı için oldukça düşük olduğundan kütlece U-235 içeriğinin birtakım aşamalarla artırılması gerekir.

2.1.2. Dönüştürme

Doğal U'daki U-235 içeriğinin artırılması aşamasına geçilmeden önce toz formundaki sarı pastanın UF_6 (uranyum hekzaflorür) kimyasal formunda bir gaz haline dönüştürülmesi gerekir. Dönüştürme işlemi, sarı pasta formundaki U'un saflaştırılmasından sonra susuz hidrojen flüorür ve florin gazı ile birleştirilmesidir. Bu işlem sırasında U'un yaklaşık %0,5'i kaybedilir.



Şekil 2.1. Nükleer yakıt çevriminin genel adımları [18]

2.1.3. Zenginleştirme

Doğal U nükleer güç reaktöründeki zincirleme reaksiyonu başlatmak için yeterli miktarda U-235 izotopuna sahip olmadığı için U-235 kütle oranının artırılması gerekir. Bu işleme zenginleştirme adı verilir.

Günümüzde ticari ölçekte zenginleştirme işlemi için kullanılan en yaygın teknoloji gaz difüzyon ve gaz santrifüj yöntemleridir. Her iki yöntem de U-238 ile U-235 arasındaki kütle farkına dayanır. Dünya genelinde kullanılan nükleer güç reaktörlerinin büyük bir kısmını oluşturan hafif-sulu reaktörler %3-5 zenginliğinde U kullanmaktadır.

Zenginleştirme nükleer silahların yayılması açısından nükleer yakıt çevriminin en riskli adımlarından biridir. Ticari ölçekte, düşük zenginlikte U zenginleştirme altyapısına sahip olunması yüksek zenginlikte, nükleer silah sınıfı U üretimini teknik olarak mümkün kılmaktadır. Nükleer güç tesisleri için yaklaşık %4 oranında U zenginleştirme yapan bir tesis, nükleer silah yapımına elverişli, yüksek zenginlikte, U üretme yolundaki çabalarının neredeyse dörtte birini tamamlamış olur kaynak [19].

2.1.4. Yakıt İmalatı

Nükleer yakıt üretimi aşaması ön uç yakıt çevriminin son aşamasıdır. Zenginleştirme adımı elde edilen katı haldeki UF_6 'nın yüksek sıcaklıkta sinterlenmesi ve yüksek basınca maruz bırakılmasıyla fiziksel olarak seramik formdaki yakıt peletleri elde edilir. Yakıt peletlerinin kimyasal formu UO_2 'dir. Yakıt peletleri, metal yakıt çubukları içine dizilir ve yakıt çubukları bir araya getirilerek yakıt demetleri imal edilir. Yakıt peletlerinin boyutları ve yakıt demetinin fiziksel özellikleri reaktör tasarımına uyumlu olacak şekilde belirlenir.

2.2. Arka Uç Nükleer Yakıt Çevrimi

Arka uç nükleer yakıt çevrimi KY'nin reaktörden çıkarılmasıyla başlar. Yakıt çevriminin bu kısmında uygulanacak adımlar KY yönetim stratejisine bağlı olarak farklılık gösterir. KY yönetimi ile ilgili seçenekler doğrudan bertaraf ve yeniden işlemedir. Doğrudan bertaraf seçeneğinde KY, ara depolama döneminden sonra kalıcı olarak bertaraf edilir. Yeniden işleme seçeneğinde ise KY yeterli bir soğutma süresinden sonra içindeki kullanılabilir izotopları geri kazanmak üzere yeniden işlenir.

2.2.1. Kullanılmış Yakıtın Soğutulması

Reaktörde bulunduğu sırada içeriğindeki fisyon ürünlerinin ve ağır element konsantrasyonunun artmasıyla yakıt teknik olarak kullanılamayacak hale gelir. Bu sebeple 18-36 ay sonunda KY reaktörden çıkarılır. KY yüksek derecede radyoaktiftir ve kayda değer miktarda artık ısı üretir. KY'deki radyoaktivitenin ve yüksek artık ısı üretiminin tasarımda ön görülen güvenlik sınırlarına düşmesi için yeniden işleme adımına gönderilmeden önce reaktör tesisi içinde bulunan KY havuzlarında asgari 150 gün boyunca bekletilmesi gerekir.

2.2.2. Kullanılmış Yakıtın Uzun Dönem Depolanması

KY havuzunun kapasitesinin dolması veya yakıt çevrim stratejisinin belirsizliği nedeniyle KY uzun dönem depolama tesislerinde depolanır. En az bir yıl boyunca KY havuzunda bekletilen KY zırhlama görevi gören sızdırmaz çelik kaplara yerleştirilerek kuru depolama tesislerinde saklanır.

2.2.3. Yeniden İşleme

Daha önce belirtildiği üzere KY içerisinde önemli miktarda U ve Pu bulunur. Bu nükleer maddeler çeşitli kimyasal yöntemlerle geri kazanılabilir. Geri kazanılan malzemeler tekrar yakıt çevrimine katılır ve reaktörlerde yakıt olarak kullanılır. Yeniden işleme sürecinde oluşan fisyon ürünleri ve minör aktinitler gibi malzemeler, yüksek aktiviteli atık olarak bertaraf edilmek üzere uygun bir forma getirilir. Yüksek aktiviteli atıklar belli bir seviyeye kadar soğutulması için gerçekleştirilen ara depolama döneminden sonra kalıcı olarak bertaraf edilir.

Yeniden işleme, nükleer silahların yayılması konusunda nükleer yakıt çevriminin en riskli adımlarından biridir. Yeniden işleme tesisinde geri kazanılan yüksek oranda fisil izotop içerikli Pu, MOX yakıt üretiminde kullanılabileceği gibi nükleer silah malzemesi olarak kullanılması riski de bulunmaktadır. Bu nedenle, yeniden işleme adımının nükleer silahlanmaya karşı dirençli olması önemlidir. Nükleer silahlanmaya dirençli bir yeniden işleme adımı; ürün ile atık akışındaki nükleer silah yapımında kullanılabilecek malzemelerin seyreltilmesi, fiziksel olarak erişiminin kısıtlanması veya sınırlı ayırma kapasitesinin sağlanması, nükleer maddenin işlenmesi ile ilgili yüksek radyasyon bariyeri gibi özelliklere sahip olmalıdır.

Yeniden işleme ve yakıt üretim altyapısına sahip ülkelerin ayrılmış saf U ve Pu envanteri, nükleer silahların yayılması noktasında başlı başına risk teşkil eder. Bu nedenle, riskin daha fazla artmaması ve mevcut envanterlerin azalmasına katkı sağlayacak nükleer yakıt çevrimi stratejilerinin ve yeniden işleme yöntemlerinin araştırılması önemlidir.

2.2.4. Kullanılmış Yakıtın Nihai Bertarafı

Nihai (kalıcı) bertaraf, radyoaktif atıkların tekrar kullanılmasının planlanmadığı durumda uygun bir tesiste saklanması işlemidir. Doğrudan bertaraf seçeneğinde, KY sahip olduğu yüksek radyoaktivite seviyesi nedeniyle yüksek aktiviteli atık olarak kabul edilir. KY demetleri bertaraf için geliştirilmiş kaplara yerleştirilir ve çoklu bariyer yaklaşımı uygulanarak geri alma niyeti olmaksızın yer altı depolama tesislerinde bertaraf edilir. Yeniden işleme seçeneğinde, U ve Pu geri kazanıldıktan sonra kalan fisyon ürünleri ve aktinitler gibi diğer atık malzemeler de yüksek aktiviteli atık olarak bertaraf edilmek üzere uygun bir fiziksel forma getirilir. KY'nin ve yüksek aktiviteli atıkların bertarafında yaygın olarak jeolojik bertaraf yöntemi benimsenmektedir. Bu yöntemde metal kap içindeki KY veya yüksek aktiviteli atık nihai bertaraf için tasarlanmış derin yeraltı kuyularına yerleştirilir. Seçilen bertaraf tesisi, jeolojik oluşum bakımından atıkların yüzey hareketlerinden etkilenmeyeceği bir konumda olmalı ve uzun vadede atıklara kasıtlı veya kazara erişimleri engelleyecek şekilde tasarlanmalıdır. Granit, tüf, bazalt, tuz ve kil jeolojik bertaraf için en uygun oluşumlardır [20].

Jeolojik ortama, bileşenlerin tasarımına ve benimsenen atık yerleştirme yöntemine bağlı olarak birçok jeolojik bertaraf yaklaşımı vardır. Bu yaklaşımların hepsi atığın uzun vadeli güvenliğini sağlayan çoklu bariyer sistemini esas almaktadır. Çoklu bariyer sisteminde, katı atık malzeme, atık kapları, bertaraf tesisinin diğer tasarlanmış bileşenleri ve jeolojik ortamın kendisi, radyoaktif ve toksik bileşenleri çevreden izole etmek üzere uyum içinde çalışır.

2.3. Tezin Amacı ve İçeriği

Dünyada ticari ölçekte faaliyet gösteren yeniden işleme tesisleri U ve Pu'un ayrı akış kanallarında saf olarak elde edildiği standart PUREX yöntemini kullanmaktadır. Bu yöntemde yaklaşık %70 oranında fisil izotop içerikli Pu'un saf bir şekilde elde edilmesi nükleer silahlanma endişesini beraberinde getirmektedir. Diğer taraftan, KY'deki U ve Pu'un tam birlikte kazanılmasıyla fisil izotop oranı daha düşük bir ürün elde edilmesi

mümkündür. TBİ yöntemi ile elde edilen U ve Pu karışımı standart yeniden işleme yönteminde elde edilen saf Pu'ya kıyasla nükleer silahların yayılmasının önlenmesi açısından daha avantajlıdır. Ancak, elde edilen U+Pu ürününün nükleer yakıt çevriminde tekrar kullanılması durumunda, çevrimin diğer adımlarında söz konusu olabilecek nükleer silahların yayılması risklerinin değerlendirilmesi gerekmektedir.

Bu tez çalışmasında, KY'ye TBİ'nin uygulandığı ve elde edilen U+Pu ürününün farklı fisil malzemelerle karıştırılarak tekrar yakıt olarak kullanıldığı kapalı yakıt çevrimlerinin nükleer silahların yayılması yönünden taşıyacağı riskler, TG ve SYİ uygulanan yakıt çevrimleri ile karşılaştırmalı olarak analiz edilmiştir. Karşılaştırmalı analizde, yakıt çevrimlerinde oluşan KY'nin radyasyon alanı ve 1 GWe-yıl elektrik üretimine bağlı olarak oluşan Pu ve fisil izotop içerikleri gibi nükleer silahlanma direnç özellikleri temel alınmıştır.

Çalışmanın ilk bölümünde, Monte Carlo transport kodu MCNP ile radyoaktif bozunum ve yanma kodu ORIGEN2'nin bir arada çalışmasını sağlayan MONTEBURNS programı yardımıyla, referans bir PWR reaktör tasarımında farklı yanma oranlarına ulaşmış KY kompozisyonları belirlenmiştir. Daha sonra, farklı yanma oranlarına sahip KY'lere TBİ uygulandığında elde edilen U+Pu ürünlerinin kompozisyonları belirlenmiştir. Bu U+Pu ürünlerinin farklı malzemelerle karıştırılarak tekrar yakıt çevrimine gönderildiği kapalı yakıt çevrimi senaryoları geliştirilmiştir. Bu senaryoların uygulanması durumunda elde edilecek MOX yakıtın referans reaktörde belirli yanma oranlarına (33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM) ulaşabilmesi için gerekli fisil izotop oranları MONTEBURNS2 kodu ile hesaplanmıştır.

Çalışmanın ikinci bölümünde, fisil izotop içeriği belirlenen MOX yakıtların çevrimde kullanılması sonucunda oluşan KY kompozisyonları belirlenmiştir. Son olarak, TBİ uygulanan yakıt çevrimleri, KY içerikleri ve malzeme akışları esas alınarak nükleer silahsızlanma açısından değerlendirilmiştir. Ayrıca, SYİ uygulanan yakıt çevrimi ve TG yakıt çevrimi ile nükleer silahsızlanma yönünden karşılaştırılmıştır. Nükleer silahsızlanma yönünden yakıt çevrimlerinin değerlendirilmesinde, çevrim sonucunda oluşan KY'lerin nükleer silahlanma direnç özellikleri dikkate alınmıştır. Fisil nükleer madde kalitesi (Pu-239, Pu-241, Pu-238 ve Pu-240 içeriği), nükleer silah sınıfı Pu elde

etmek için saptırılması gereken nkleer madde miktarı ve radyasyon bariyeri incelemede kullanılan nkleer silahlanma diren özellikleridir.

3. İNCELENEN YAKIT ÇEVİRİMLERİ

Çalışmada, referans bir nükleer santral için TG yakıt çevrimi, KY'ye SYİ uygulanarak Pu'un MOX üretiminde kullanıldığı yakıt çevrimi ve TBİ uygulanarak elde edilen U+Pu ürününün farklı fisil malzemelerle karıştırılarak tekrar yakıt olarak kullanıldığı kapalı yakıt çevrimleri incelenmiştir.

3.1. Referans Reaktör

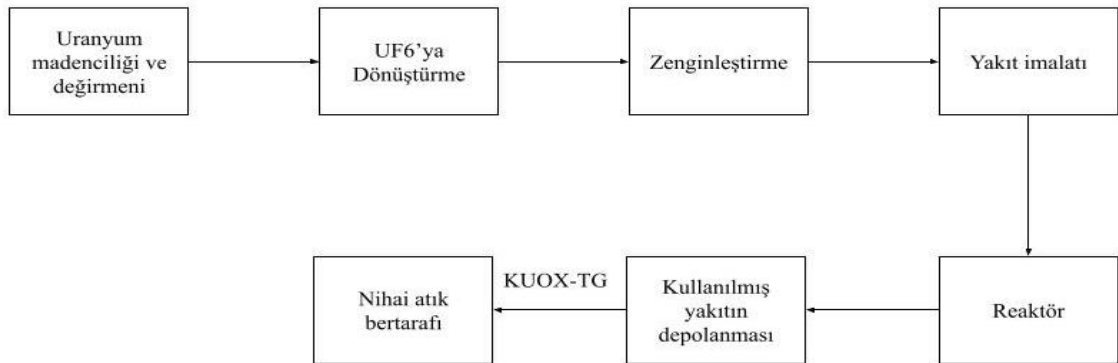
1000 MWe kurulu gücünde tipik bir basınçlı-su reaktörü referans alınmıştır. Referans reaktörün genel özellikleri Çizelge 3.1'de verilmiştir.

Çizelge 3.1. Referans reaktör özellikleri [21]

Reaktör türü	PWR
Yakıt	UO ₂
Yakıt zenginliği (kütlece %)	3,3
Kurulu güç (MWe)	1.000
Isıl verim (%)	32,5
Kapasite faktörü (%)	80
Yakıtın ışınlanma süresi (gün)	1.000
Yanma oranı (MW-gün/tU)	33.000

3.2. Tek-geçişli Yakıt Çevrimi

Tek-geçişli yakıt çevriminde (TG) reaktörden çıkarılan kullanılmış UO₂ yakıtı (KUOX) doğrudan atık olarak bertaraf edilir. TG yakıt çevriminin akış diyagramı Şekil 3.1 ile verilmiştir.

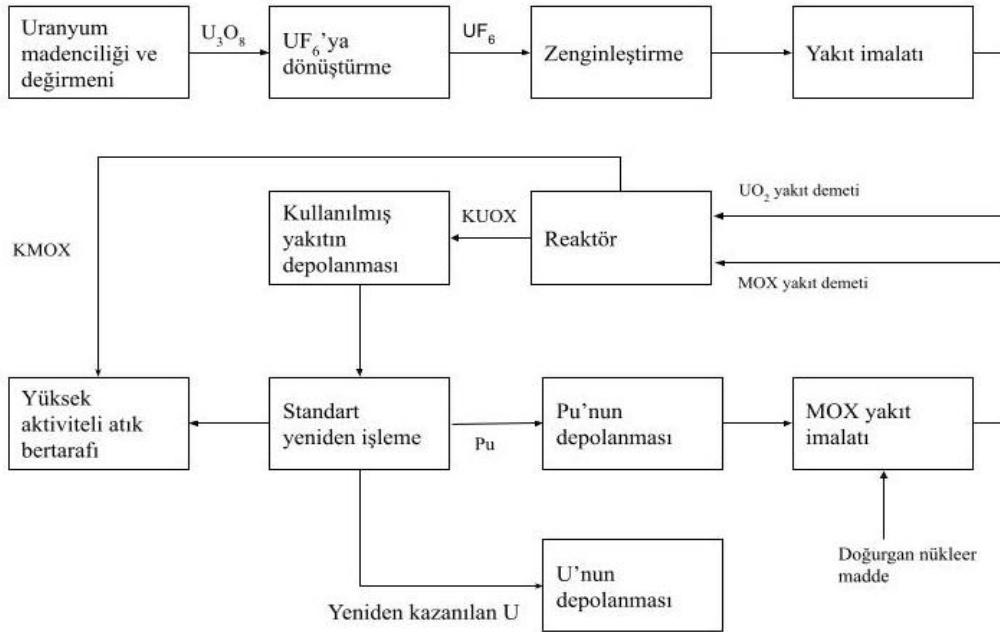


Şekil 3.1. TG nükleer yakıt çevrimi

3.3. Standart Yeniden İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi

Dünyada ticari ölçekte faaliyet gösteren KY yeniden işleme tesislerinin çoğunda PUREX (*Plutonium Uranium EXtraction*) kimyasal ayırma yöntemini kullanan “standart yeniden işleme” uygulanmaktadır. PUREX yöntemi, derişik nitrik asit ile çözerek elde edilen KY çözeltisinin hidrokarbon seyreltici içinde tri-bütül fosfat içeren organik çözelti ile teması yoluyla U ve Pu’un organik faza ayrılması prensibine dayanır. Standart yeniden işlemede U ve Pu iki ayrı organik faz olarak elde edilir ve fisyon ürünleri ile aktinitlerden arındırılır. Yeniden kazanılan U, UF_6 ’ya dönüştürülmek üzere dönüştürme tesisine ve sonrasında zenginleştirme tesisine gönderilir ya da depolanabilir. Yeniden kazanılan Pu’un fisil izotop içeriği oldukça yüksektir. Dolayısıyla yeniden kazanılan Pu reaktörde kullanıma uygun fisil izotop oranına sahip olacak şekilde doğurgan nükleer madde ile karıştırılır ve MOX yakıtı imal edilir. Doğurgan nükleer madde ilavesi için doğal uranyum, yeniden kazanılan uranyum veya tüketilmiş uranyum (TU) kullanılabilir.

Tezde, standart yeniden işleme ile elde edilen Pu’un TU ile karıştırılmasıyla üretilen MOX yakıtın tekrar kullanıldığı kapalı yakıt çevrimi (SYTU) incelenmiştir. MOX üretiminde kullanılan TU zenginliği %0,20 olarak seçilmiştir. Bu çevrimde, MOX yakıtının reaktörde kullanıldıktan sonra nihai bertaraf tesisine gönderileceği varsayılmıştır. SYTU akış şeması Şekil 3.2’de gösterilmiştir.



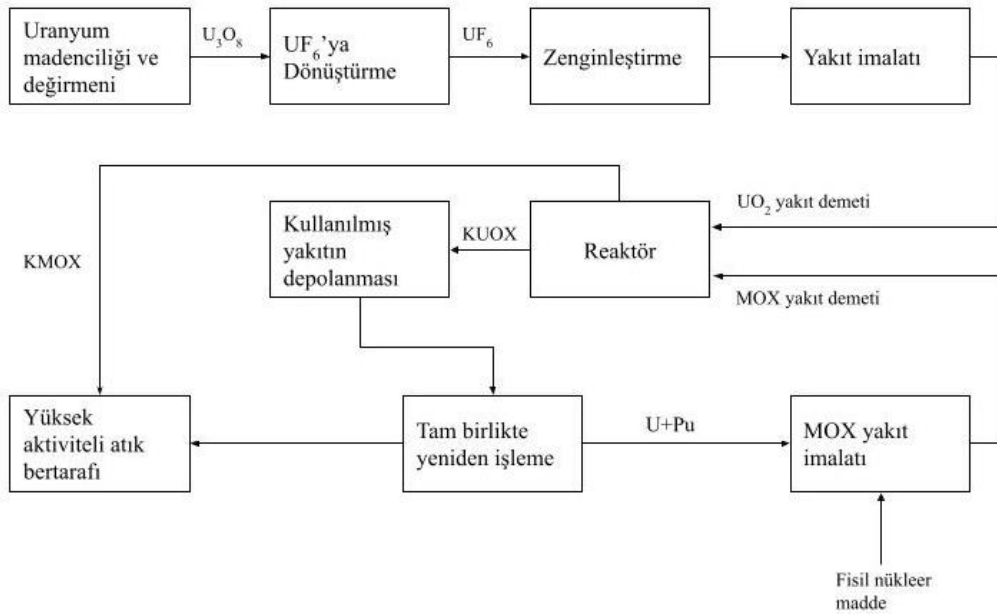
Şekil 3.2. Standart yeniden işleme uygulanan kapalı yakıt çevrimi akış şeması

3.4. Tam Birlikte İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi

Tam birlikte işleme yöntemi temelde yine PUREX kimyasal ayırma metodunu kullanır. Ancak standart PUREX yönteminden farklı olarak çözeltideki U ve Pu bütün işlemler boyunca fisyon ürünlerinden ve aktinitlerden birlikte arındırılır ve birlikte kazanılır. Dolayısıyla çıkan tek ürün organik fazdaki U-Pu karışım çözeltisidir. U+Pu karışımının zenginliği %1,5 mertebesindedir. U+Pu ürünü reaktörde kullanıma uygun zenginliğe ulaşması için fisil bir nükleer madde ile karıştırılır ve MOX yakıt imal edilir. Zenginleştirilmiş uranyum (ZU) veya standart yeniden işleme tesislerinden elde edilen Pu fisil nükleer madde ilavesi için kullanılabilir. Tez kapsamında, U+Pu ürününün her iki madde ile de karıştırılarak MOX yakıtının üretildiği ve tekrar kullanıldığı kapalı yakıt çevrimleri incelenmiştir. ZU'un fisil nükleer madde ilavesi olarak kullanıldığı durum için %10 zenginlikte U seçilmiştir. Bu yakıt çevrimi TBZU olarak kısaltılmıştır. Standart işleme adımında elde edilen Pu'un (%67,50 fisil içerikli Pu) fisil nükleer madde ilavesi olarak kullanıldığı durumda Pu içeriği 33000 MW-gün/tU yanma oranında elde edilen KY'den geri kazanılacağı haliyle kullanılmıştır. Bu yakıt çevrimi ise TBPu olarak kısaltılmıştır.

Nükleer silahsızlanma çabalarının ana hedeflerinden biri nükleer silahların yayılmasının önlenmesi iken diğer hedef var olan nükleer silahların yok edilmesidir. Nükleer silahların yok edilmesi hedefi doğrultusunda, silah yapımında kullanılabilen yüksek fisil nükleer madde içerikli silah malzemesi barışçıl amaçlarla kullanıma sevk edilir. Bu nedenle, TBPu yakıt çevrimi senaryosunda, SYİ tesislerinde günümüze kadar elde edilmiş ve henüz yakıt üretiminde kullanılmamış Pu'un ve mevcut nükleer silahlardaki Pu'un kullanılabilir olması, nükleer silahsızlanma açısından önemlidir.

Tam birlikte yeniden işleme uygulanan kapalı yakıt çevrimi akış diyagramı Şekil 3.3'de verilmiştir.



Şekil 3.3. Tam birlikte yeniden işleme uygulanan kapalı yakıt çevrimi akış şeması

3.5. Kullanılmış MOX Yakıtı Yeniden İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi

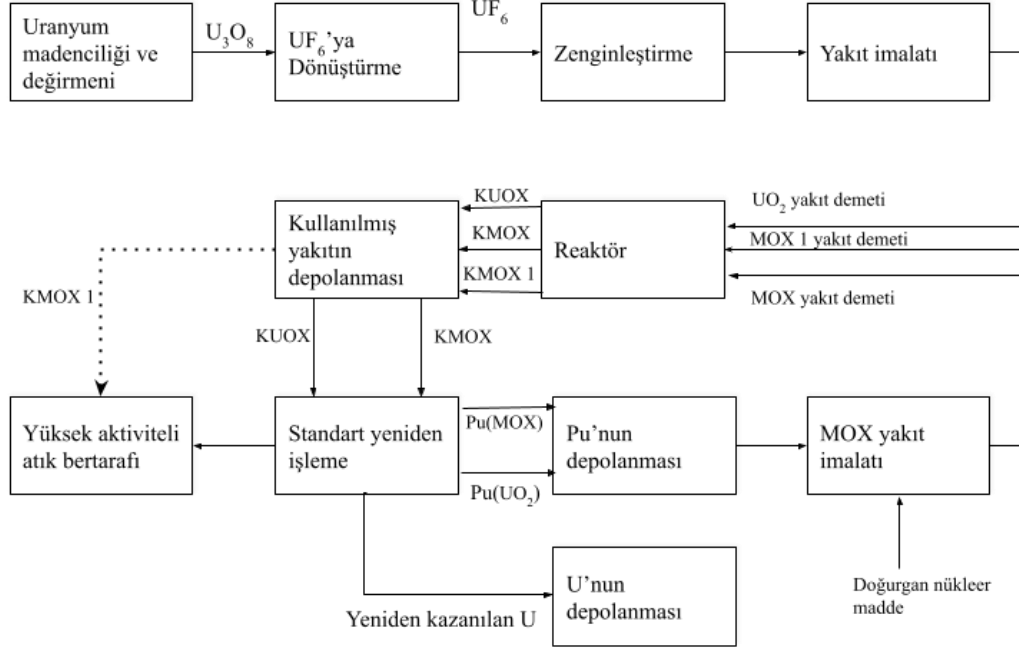
Çalışmada, MOX yakıtın atık olarak kabul edilmesi yerine yeniden işleme uygulanarak içindeki değerli izotopların geri kazanıldığı ve “çoklu geri dönüşüm” ün uygulandığı yakıt çevrimi de incelenmiştir. MOX’dan hem standart hem de tam birlikte yeniden işleme ile U ve Pu’nun geri kazanıldığı çoklu geri dönüşüm çevrimleri için analizler yapılmıştır. MOX yakıtın geri dönüşümünde içeriğindeki fisil Pu miktarı azalırken Pu-240 ve Pu242 miktarı artar. Pu-240 ve Pu-242 gibi reaktördeki nötron ekonomisi açısından parazitik izotoplar nedeniyle %3,3 zenginliğindeki taze UO₂ yakıtı (UOX) eşdeğer MOX yakıtın fisil izotop içeriğinin her bir geri dönüşüm adımında daha da artırılması gerekir [19]. Bu sebeple, nötronik parametreler dikkate alındığında MOX yakıtların iki veya üç aşama yeniden işlenerek çevrime tekrar gönderilmesi uygun olmaktadır. Çalışmada, MOX’un 2 kere yeniden işlendiği ve elde edilen ürünlerle yeni MOX yakıt üretilerek çevrime geri gönderildiği, 2 aşamalı çoklu dönüşüm uygulanan kapalı yakıt çevrimleri incelenmiştir.

3.5.1. MOX Yakıtı Standart Yeniden İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi

Bu yakıt çevriminde, ilk olarak KY’den standart yeniden işleme ile geri kazanılan U depolanır ve Pu, TU ile karıştırılarak MOX yakıtı imal edilir. Daha sonra, üretilen MOX yakıtı tekrar enerji elde etmek üzere reaktöre yüklenir ve kullanıldıktan sonra içeriğindeki Pu’un tekrar kazanılması amacıyla standart yeniden işleme adımına tabi tutulur.

Kazanılan Pu ile TU karıştırılarak yine MOX (MOX1) yakıt üretilir. Üretilen yeni MOX yakıtı tekrar reaktöre yüklenir.

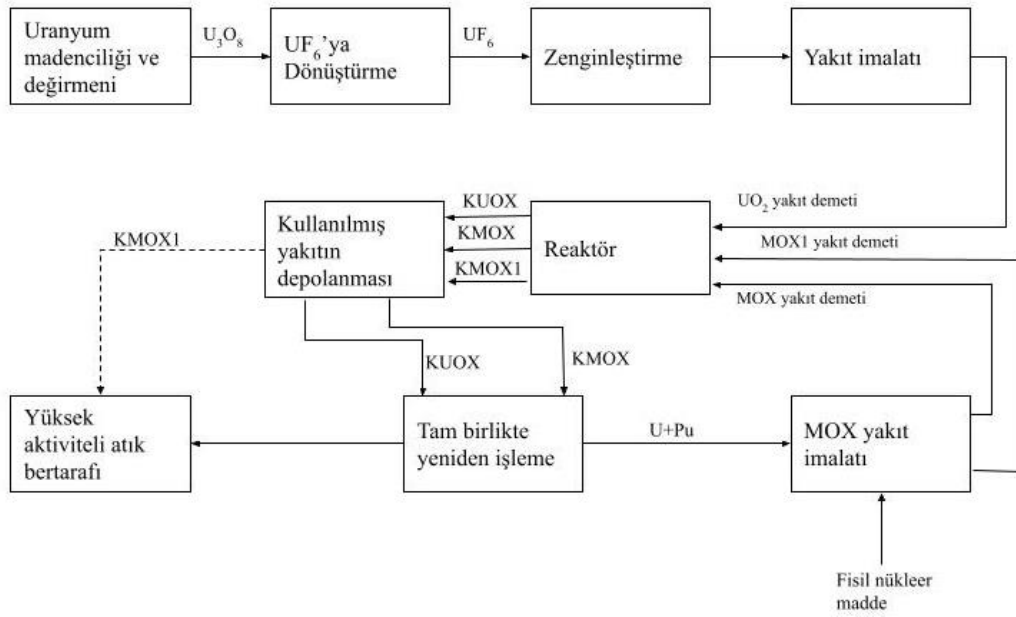
Kullanılmış MOX yakıt reaktörden alındıktan sonra nihai bertaraf tesisine gönderilir. MOX yakıtı standart yeniden işleme uygulanan kapalı yakıt çevriminin akış diyagramı Şekil 3.4 ile verilmiştir.



Şekil 3.4. MOX yakıtı standart yeniden işleme uygulanan kapalı yakıt çevrimi

3.5.2. MOX Yakıtı Tam Birlikte İşleme Uygulanan Kapalı Yakıt Çevrimi

Bu yakıt çevriminde, ilk olarak, TBİ ile KY'den geri kazanılan U + Pu ile fisil nükleer madde karıştırılarak MOX yakıtı imal edilir. Bu MOX yakıt reaktörden çıkarıldıktan sonra içeriğindeki U ve Pu yine tam birlikte işleme uygulanarak geri kazanılır ve yeni bir MOX yakıtı imal edilir. MOX yakıtı imalatında hem ZU hem de standart yeniden işlemeden elde edilmiş Pu'un fisil madde olarak eklendiği durumlar analiz edilmiştir. Reaktörde kullanıldıktan sonra oluşan kullanılmış MOX yakıt nihai bertaraf tesisine gönderilir. MOX yakıtı tam birlikte işleme uygulanan yakıt çevriminin akış şeması Şekil 3.5 ile verilmiştir.



Şekil 3.5. MOX yakıtta tam birlikte yeniden işleme uygulananın kapalı yakıt çevrimi

Çalışmada incelenen yakıt çevrim senaryoları Çizelge 3.2’de özetlenmiştir. Çevrimlerde oluşan KY’lerin tipleri ve bu yakıtların analizlerde kullanılan kısaltılmış adları Çizelge 3.3 ile verilmiştir.

Çizelge 3.2. İncelenen yakıt çevrim senaryoları

Yakıt Çevrimleri	
TG	Tek geçişli yakıt çevrimi, kullanılmış yakıt yeniden işlenmez.
SYTU	KUOX’deki U ve Pu ayrı akış kanallarında geri kazanılır. Pu’a TU ilavesi ile MOX yakıtı üretilir.
TBZU	KUOX’deki U ve Pu tam birlikte geri kazanılır. U ve Pu karışımına ZU ilavesi ile MOX yakıtı üretilir.
TBPu	KUOX’deki U ve Pu tam birlikte geri kazanılır. U ve Pu karışımına standart yeniden işlemeden elde edilen Pu ilavesi ile MOX yakıtı üretilir.
Ç-SYTU	KMOX çoklu geri dönüşüme tabi tutulur. KMOX’a 2 aşama standart yeniden işleme uygulanır ve 3. aşamada atık olarak kabul edilir. MOX üretiminde TU ilavesi yapılır.
Ç-TBZU	KMOX çoklu geri dönüşüme tabi tutulur. KMOX’a 2 aşama tam birlikte işleme uygulanır ve 3. aşamada atık olarak kabul edilir. MOX üretiminde ZU ilavesi yapılır.
Ç-TBPu	KMOX çoklu geri dönüşüme tabi tutulur. KMOX’a 2 aşama tam birlikte işleme uygulanır ve 3. aşamada atık olarak kabul edilir. MOX üretiminde Pu ilavesi yapılır.

Çizelge 3.3. Yakıt çevrimlerinden oluşan kullanılmış yakıtlar

	Yakıt çevrimlerinde oluşan kullanılmış yakıt tipleri
KUOX	Kullanılmış UO ₂ yakıt
KMOX _{SYTU}	SYTU yakıt çevrimindeki kullanılmış MOX yakıt
KMOX _{TBZU}	TBZU yakıt çevrimindeki kullanılmış MOX yakıt
KMOX _{TBPu}	TBPu yakıt çevrimindeki kullanılmış MOX yakıt
KMOX1 _{SYTU}	SYTU çevriminde KMOX _{SYTU} işlenerek üretilen MOX1 yakıtının kullanılmış hali
KMOX1 _{TBZU}	TBZU çevriminde KMOX _{TBZU} işlenerek üretilen MOX1 yakıtının kullanılmış hali
KMOX1 _{TBPu}	TBPu çevriminde KMOX _{TBPu} işlenerek üretilen MOX1 yakıtının kullanılmış hali
KMOX2 _{SYTU}	SYTU çevriminde KMOX1 _{SYTU} işlenerek üretilen MOX2 yakıtının kullanılmış hali
KMOX2 _{TBZU}	TBZU çevriminde KMOX1 _{TBZU} işlenerek üretilen MOX2 yakıtının kullanılmış hali
KMOX2 _{TBPu}	TBPu çevriminde KMOX1 _{TBPu} işlenerek üretilen MOX2 yakıtının kullanılmış hali

4. HESAPLAMA ARAÇLARI VE YÖNTEM

Çalışmada ilk olarak, 33000 MW-gün/tU yanma oranı için referans reaktörün sızıntı reaktivite değeri bulunmuştur. Hesaplanan sızıntı reaktivite değeri tüm hesaplamalarda sabit tutulmuştur. Referans reaktörün 40000 MW-gün/tU ve 50000 MW-gün/tU yanma oranlarına ulaşması için gereken UOX zenginlikleri hesaplanmıştır. Seçilen tüm yanma oranları için TG yakıt çevrimindeki KUOX içeriği diğer yakıt çevrimleriyle karşılaştırmak ve yeniden işleme adımlarında kullanmak üzere elde edilmiştir.

Daha sonra 33000 MW-gün/tU, 40000 MW-gün/tU ve 50000 MW-gün/tU yanma oranlarına ulaşmış KUOX'de bulunan tekrar kullanılabilir U ve Pu izotoplarının tezde incelenen yeniden işleme yöntemleriyle geri kazanıldığı durumlarda aynı yanma oranlarına ulaşacak eşdeğer MOX yakıtları için fisil izotop içerikleri belirlenmiştir.

STYU yakıt çevriminde KUOX'den elde edilen U ve Pu karışımına %0,2 zenginliğinde TU eklenerek 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına ulaşmak için gereken karışım oranları (KO) bulunmuştur. Belirlenen KO'larından yola çıkarak MOX_{SYTU} zenginliği hesaplanmıştır. Ayrıca, kullanımı sonrasındaki Pu miktarını ve içeriğini belirleyebilmek ve çoklu geri dönüşüm uygulanan çevrimlerde üretilen MOX yakıt zenginliklerini hesaplayabilmek amacıyla MOX_{SYTU} yakıt için yanma oranı hesaplamaları yapılarak $KMOX_{SYTU}$ kompozisyonu elde edilmiştir.

TBZU ve TBPu yakıt çevrimlerinde KUOX' ten birlikte geri kazanılan U ve Pu karışımı sırasıyla %10 zenginlikteki U ve standart yeniden işleme yöntemi ile geri kazanılan Pu ile karıştırılarak hedeflenen yanma oranlarına ulaşmak için gereken KO hesaplanmıştır. KO bulunduktan sonra eşdeğer MOX_{TBZU} ve MOX_{TBPu} fisil izotop içerikleri belirlenmiştir. Ayrıca, kullanımları sonrasındaki Pu miktarını ve içeriğini belirleyebilmek ve çoklu geri dönüşüm uygulanan çevrimlerde üretilen MOX yakıt fisil içeriklerini hesaplamak amacıyla MOX_{TBZU} ve MOX_{TBPu} yakıtları için yanma oranı hesaplamaları tekrar edilerek $KMOX_{TBZU}$ ve $KMOX_{TBPu}$ içerikleri elde edilmiştir.

Yakıt çevrimlerinde oluşan KY kompozisyonlarının ve nihai yanma oranlarının belirlenmesinde Monte Carlo transport kodu MCNP ile radyoaktif bozunum ve yanma kodu ORIGEN2'nin bir arada çalışmasını sağlayan MONTEBURNS kodu kullanılmıştır.

Hedeflenen yanma oranlarına ulaşmak üzere gerekli taze yakıt zenginlikleri ve UOX zenginliğine eşdeğer MOX yakıtın fisil izotop içerikleri belirlenirken doğrusal olmayan reaktivite modeli kullanılmıştır. Yapılan hesaplamaların akış şeması Şekil 4.1 ile verilmiştir.

Nükleer silah yapımına direnç özelliklerinden biri olan radyasyon bariyeri ile ilgili hesaplamalar tüm KY tipleri için MONTEBURNS kodu ile elde edilen aktivite verileri ve Microshield¹ kodu kullanılarak yapılmıştır. İncelenen yakıt çevrimlerinde oluşan KY kompozisyonlarına sahip yakıt demetlerinin yüzeyinden 1 metre uzaktaki radyasyon doz hızı hesaplanmıştır. Ayrıca 1 KDM Pu elde etmek ve birim ton kullanılmış yakıt (BTKY) edinmek için maruz kalınacak doz hızları belirlenmiş ve karşılaştırılmıştır.

4.1. Hesaplama Araçları

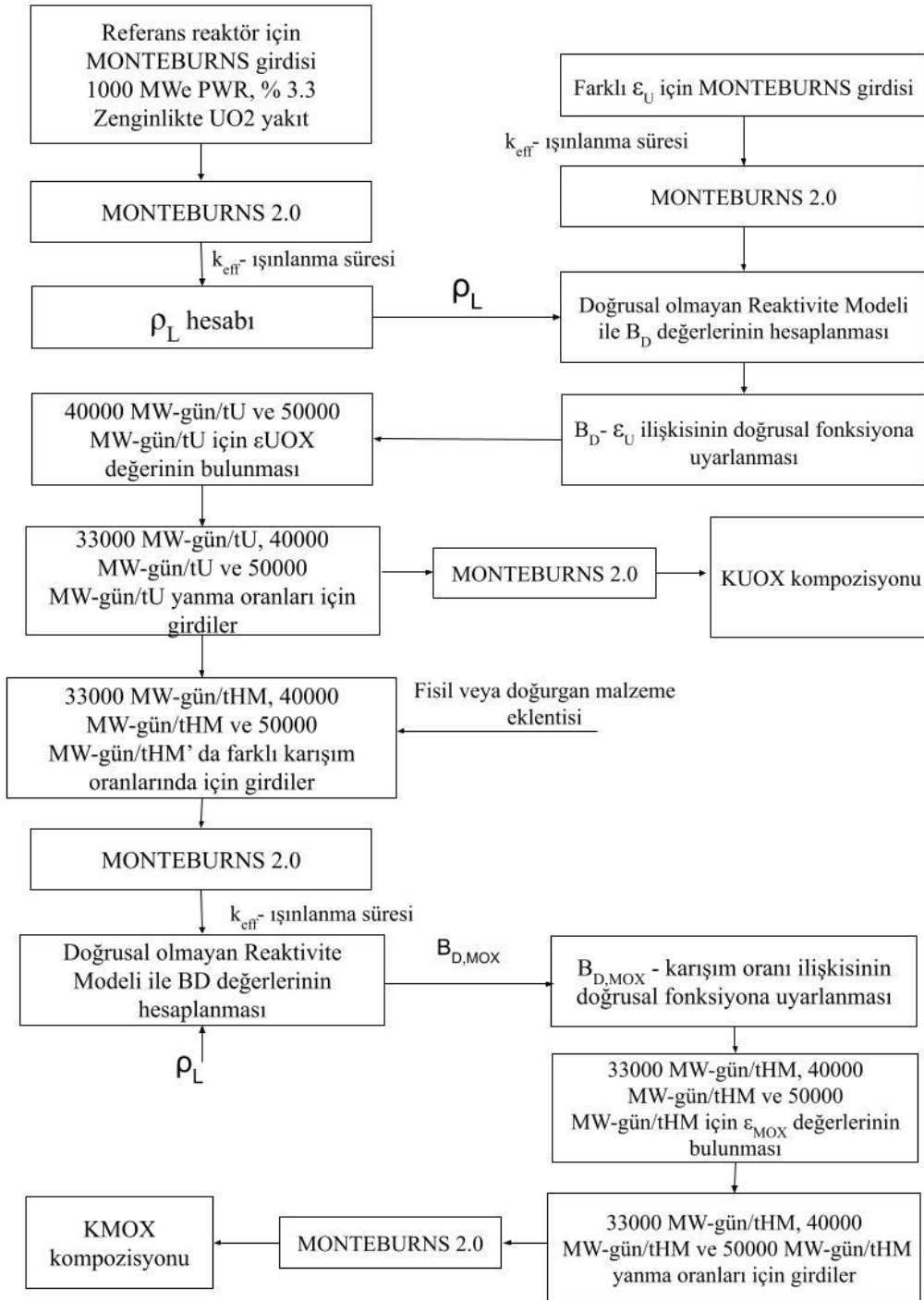
Tez çalışmasında yapılan eşdeğer fisil izotop içeriği hesapları ile yanma oranı analizlerinde MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code) kodu ile Origen kodunu entegre eden MONTEBURNS yanma ve bozunum kodunun 2. versiyonu (MONTEBURNS2) kullanılmıştır. KY'nin oluşturacağı radyasyon bariyerine ilişkin doz hızı hesaplamalarında ise Microshield 10.03 zırlama ve doz değerlendirme programı kullanılmıştır.

4.1.1. MCNP Kodu

MCNP; Monte Carlo tekniğini kullanarak nötron/foton/elektron için genel amaçlı, sürekli enerjide, genelleştirilmiş geometride ve zamana bağlı hesap yapabilen parçacık transport kodudur. Monte Carlo tekniği sistemdeki her bir parçacığın davranışını çoklu bilgisayar benzetimleri ile örnekleyerek sistem özelliklerini ortaya çıkaran istatistiksel bir yöntemdir. Monte Carlo kodu olasılıksal dağılımlardan elde edilen rast gele örneklere dayanarak parçacığın istatistiksel geçmişini oluşturur. Parçacıkların sistemde var olduğu süre içerisinde yaptıkları etkileşim türünün, saçılan parçacığın nihai enerjisinin, sistemin tanımlanan geometrik sınırlarından kaçan parçacık sayısının ve fisyon yapan parçacıklardan dolayı oluşan nötron sayısının hesaplanmasında bu olasılıksal dağılımlar kullanılır. Parçacığın saçılma, soğrulma veya fisyon yapma olasılığı gibi belirli

¹ Radyasyon bariyeri hesaplamalarında Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu adına lisanslı Microshield 10.03 kodu kullanılmıştır.

davranışları, parçacık ile etkileşim içinde olduğu malzemenin tesir kesiti değerinden bulunabilir. Dolayısıyla, tanımlanan sistemin çeşitli bölgelerindeki farklı parçacıkların akısını belirlemek üzere parçacıkların var olduğu süre içerisinde yaptığı etkileşimlerin benzetimi Monte Carlo kodu ile yapılabilir. Reaksiyon oranı, doz hızı, ısınma oranı gibi sistemin çeşitli özellikleri hesaplanan parçacık akılarından yola çıkarak belirlenmektedir.



Şekil 4.1. Yanma oranı ve zenginlik hesaplamalarının akış diyagramı

Rastlantısal dağılımlar üzerinden benzetimlerin yapıldığı Monte Carlo yöntemleri ile deterministik esasa dayalı taşınım (transport) yöntemleri oldukça farklıdır. Deterministik yöntemler, parçacıkların ortalama davranışı için taşınım denklemini çözerken, Monte Carlo sistemdeki parçacıkların bireysel benzeşimlerini yaparak ortalama davranışa ait bazı bilgileri kaydederek çözüme ulaşır. Böylece fiziksel ortamdaki parçacıkların ortalama davranışı benzeşimi yapılan parçacıkların ortalama davranışından çıkarılmış olur. Deterministik yöntemler problemin faz uzayı boyunca eksiksiz bilgi (örneğin, akı) verir. Faz uzayında her eksen fiziksel sistemin durumunu belirtmek için gerekli koordinatlardan birine karşılık gelir ve tüm koordinatlar bu şekilde temsil edilir. Böylece uzaydaki her bir nokta, sistemin bir durumuna karşılık gelir.

Monte Carlo yöntemi ise yalnızca kullanıcı tarafından istenen belirli kayıtlar hakkında bilgi sağlar. Monte Carlo yönteminin faz konum kutularını kullanmaması, konum, enerji ve zaman için ortalama yaklaşımlara gerek duymaması nedeniyle karmaşık üç-boyutlu, zamana bağlı problemleri çözmek için oldukça uygundur. Bu durum özellikle fiziksel verilerin bütün yönleriyle detaylı bir şekilde sunulması bakımından önemlidir. MCNP kullanıcısı tarafından oluşturulan girdi dosyası problem ile ilgili tesir kesitinin seçimi ve malzeme tanımı, geometri özelliği, nötron, foton veya elektron kaynağının karakteristiği ve konumu, çıktı olarak istenilen bilgi tipi ve varyans azaltma teknikleri bilgisini içermektedir.

MCNP ile belli bir zamanda sistem içerisindeki nötron sayısının bir önceki nesilde var olan nötron sayısına oranını belirten etkin çoğaltma faktörü (k_{eff}) değeri hesaplanabilir.

MCNP kılavuzunda verilen etkin çoğaltma faktörü tanımı Denklem 4.1 ile verilmiştir.

$$k_{eff} = \frac{i + 1 \text{ neslindeki fisyon nötronları}}{i \text{ neslindeki fisyon nötronları}} \quad \text{Denklem 4.1}$$

$$= \frac{\rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega v \sigma_f \Phi dV dt dE d\Omega}{\int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega \nabla \cdot dV dt dE d\Omega + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Omega (\sigma_c + \sigma_f + \sigma_m) \Phi dV dt dE d\Omega}$$

Denklem 4.1'deki t, E ve Ω sırasıyla zaman, enerji ve yönü belirtmektedir. Payda sızıntı, yakalama ($n,0n$), fisyon ve çarpım (n,xn) terimlerinin toplamı olmak üzere kayıp hızını vermektedir. Bir nesilde üretilen fisyon nötronlarının sayısı önceki nesilde üretilen fisyon nötronlarının sayısına eşitse sistem kritik, büyükse süper-kritik, küçükse alt-kritiktir.

MCNP kılavuzunda verilen ortalama hücre akısı Denklem 4.2'deki gibi hesaplanmaktadır.

$$F4 = \frac{1}{V} \int_{E_i} dE \int_{t_j} dt \int dV \phi(\vec{r}, E, t) \quad \text{Denklem 4.2}$$

$$\bar{\phi}_V = \frac{1}{V} \int dE \int dt \int d\Omega \psi(\vec{r}, \Omega, E, t) \quad \text{Denklem 4.3}$$

$$\psi(\vec{r}, \Omega, E, t) = vn(\vec{r}, \Omega, E, t) \quad \text{Denklem 4.4}$$

(\vec{r}, E, t) : parçacık konum vektörü (cm), yön vektörü, enerji (MeV), zaman (s)

(\vec{r}, Ω, E, t) : açısal akı

N : parçacık yoğunluğu

v : hız

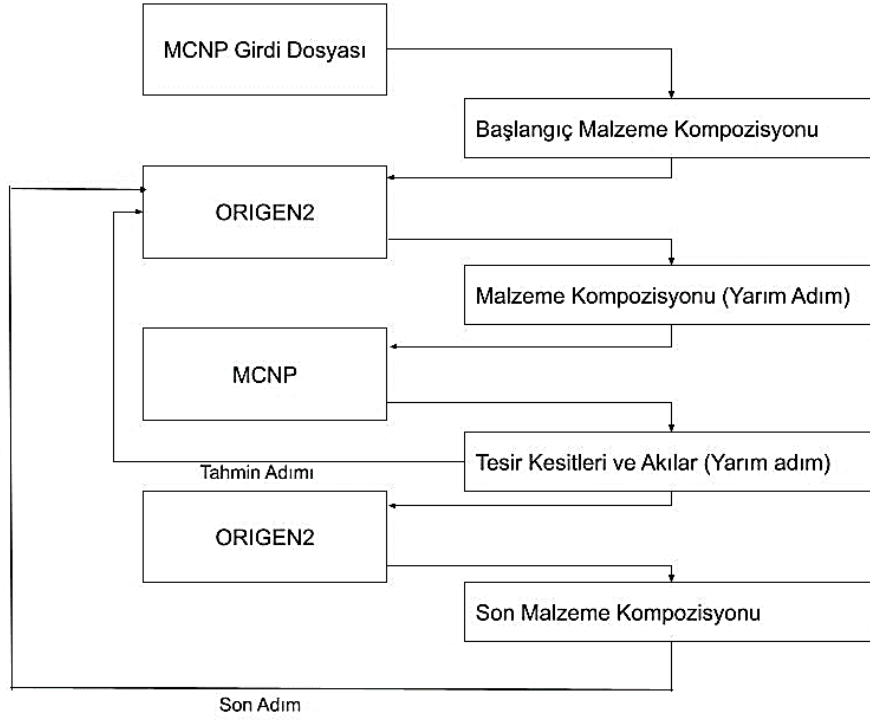
V : hacim (cm³)

$\bar{\phi}_V$: tek bir hücre üzerinden ortalama akı (hacimsel), (parçacık/cm²) [22].

4.1.2. MONTEBURNS2 kodu

MONTEBURNS, Monte Carlo taşınım kodu MCNP ile radyoaktif bozunum ve yanma oranı hesaplama kodu ORIGEN2'nin birlikte çalışmasını sağlayan bir arayüz programıdır. MONTEBURNS ile tanımlanan çeşitli malzeme ekleme veya çıkarma, güç ve zaman aralığı komutlarına bağlı olarak çok sayıda kritiklik ve yanma oranı sonucu verebilmektedir. İstenilen verileri elde etmek için sistem geometrisinin, ilk malzeme bileşiminin, ekleme/çıkarma özelliklerinin ve diğer özel parametrelerin kullanıcı tarafından girdi dosyası olarak hazırlanması gerekmektedir.

Yanma oranı ve kritiklik ile ilgili elde edilen sonuçlar MCNP, ORIGEN2 ve MONTEBURNS kodundaki gömülü diğer hesaplamaların çıktısıdır. MONTEBURNS kodu; tek-grup tesir-kesiti ve akı değerlerini MCNP'den ORIGEN2'ye transfer eder ve sonrasında ışınlama ve bozunum sonrası oluşan malzeme bileşimini ORIGEN2'den MCNP'ye tekrar transfer ederek çevrim boyunca MCNP ve ORIGEN2 arasında gerçekleşen transferleri tekrarlar. MONTEBURNS2 kodunun işleyiş diyagramı Şekil 4.2 ile verilmiştir [23].



Şekil 4.2. MONTEBURNS kodunun akış şeması

4.1.3. ORIGEN2

Yanma oranı hesaplamaları matris exponansiyel yöntemini kullanan ORIGEN2 ile yapılmaktadır. Hesaplamalarda zamana bağlı formül, yıkım ve bozunum eş zamanlı olarak dikkate alınır. Kullanıcı tarafından hazırlanan girdi dosyasında; (1) malzemenin başlangıçtaki bileşimi ve miktarı, (2) her bir izotop için tek-grup mikroskobik tesir kesiti, (3) malzeme ekleme ve çıkarma oranları, (4) ışınlama süreleri ve (5) ışınlama gücü veya akısı bilgisi ORIGEN2 hesaplamaları için gerekmektedir.

4.1.4. MONTEBURNS2'nin Kullandığı Hesaplama Yöntemi

Monteburns tarafından yapılan hesaplamalar; (i) fisyon başına enerji, (ii) akı normalizasyonu, (iii) reaktör fiziği katsayıları, (iv) etkin çoğaltma faktörü, (v) güç ve (vi) kısmi önem kategorilerinde incelenmektedir.

- i. MONTEBURNS malzeme başına fisyon enerji miktarını Denklem 4.5'i kullanarak hesaplamaktadır.

$$Q_{ave} = \frac{\sum_{j=1}^m (Q_{fis}^j * \varphi_n^j * \Sigma_f^j * V^j)}{\sum_{j=1}^m (\varphi_n^j * \Sigma_f^j * V^j)} \quad \text{Denklem 4.5}$$

Denklemdaki,

Q_{ave} : bütün malzemeler için fisyon başına ortalama kazanılan enerjiyi,

Q_{fis}^j : malzeme j için fisyon başına ortalama enerjiyi (MeV),

φ_n^j : malzeme j için MCNP ile elde edilen nötron akısı değerini,

Σ_f^j : malzeme j için makroskopik fisyon tesir kesitini (cm^{-1}),

V^j : malzeme j içeren bütün hücrelerin toplam hacmini (cm^3),

m : analiz edilen malzemelerin sayısını ifade eder.

- ii. ORIGEN2 yanma hesaplarında kullanılan her bir malzeme için akı değeri, MCNP ile çetelesi tutulmuş akılar yardımıyla Denklem 4.6'da verildiği gibi hesaplanmaktadır.

$$\varphi = \varphi_n * C \quad \text{Denklem 4.6}$$

Denklemdeki,

φ : sistem gücüne normalize edilmiş akının gerçek değerini

C: sabit değeri ifade eder.

Kullanıcı tarafından hazırlanan MCNP girdi dosyasında kritiklik hesaplarını yapmak üzere *kcode* kaynak kullanılması halinde C değeri Denklem 4.7 ile bulunur:

$$C = \frac{v * P * 10^6 W / MW}{k_{eff} * Q_{ave} * 1,602 * 10^{-13} J / MeV} \quad \text{Denklem 4.7}$$

Denklemdeki,

v : fisyon başına açığa çıkan ortalama nötron sayısını

P : kullanıcı tarafından belirlenen her bir malzeme için güç değerini (MW)

k_{eff} : MCNP ile elde edilen etkin çoğaltma faktörünü ifade eder.

- iii. Kcode veya başka kaynak tanımı için v MCNP çıktı dosyası yardımıyla hesaplanabilir. Kcode için v değeri Denklem 4.8'de verildiği gibi hesaplanır.

$$v = k_{eff} * src / floss \quad \text{Denklem 4.8}$$

Denklemdeki,

src : kaynak nötronların ağırlık faktörünü

floss : fisyon için soğurulan nötronların ağırlık faktörünü ifade etmektedir.

- iv. Kcode kaynak tanımı için etkin çoğaltma faktörü MCNP çıktısından alınmaktadır.
- v. Malzeme başına üretilen güç Denklem 4.9 ile hesaplanır.

$$P^j = \frac{(Q_{ave} * \varphi_n^j * \Sigma_f^j * V^j * 1,602 * 10^{-13} J/MeV)}{10^6 W/MW}$$

Denklem 4.9

Denklemdaki,

P^j : malzeme j tarafından üretilen gücü (MW)

φ^j : malzeme j nötron akısını (n/cm²/s) ifade eder.

- vi. Yanma oranı hesaplarında hangi izotopların önemli olup olmadığını belirlemede kısmi önem hesabı yardımcı olmaktadır. Hesaplanan değerlerden (atom, ağırlık, soğurma ve fisyon oranları) herhangi birisi kullanıcı tarafından tanımlanan “kısmi önem” değerinden büyükse o izotop önemli sayılmaktadır ve ORIGEN2’den MCNP’ye yapılan bütün transferlerin içerisinde yer almaktadır [23].

4.2. Doğrusal Olmayan Reaktivite Modeli ve Nihai Yanma Oranı Hesaplamaları

Nihai yanma oranı (B_D) hesaplamalarında doğrusal olmayan reaktivite modeli kullanılmıştır. Birim hücre yaklaşımı ile yapılan yanma oranı hesaplarında kordaki nötron kayıplarının temsil edilmesi amacıyla sızıntı reaktivite (ρ_L) kavramı kullanılmaktadır. Referans PWR reaktörünün birim hücre modelinin ön ve yan kesit görünümü Şekil 4.3’te gösterilmektedir. Tez kapsamında yapılan tüm yanma oranı hesaplarında referans reaktörün ρ_L değeri esas alınmış ve değişmeyeceği varsayılmıştır. Sızıntı reaktivite hesabında Denklem 4.10’da tanımlanan reaktivite formülü kullanılmıştır:

$$\frac{\rho(B_1) + \rho(B_2) + \rho(B_3)}{3} - \rho_L = 0$$

Denklem 4.10

Denklemdaki,

ρ_L : Sızıntı reaktivitesini

$\rho(B)$: B yanma oranındaki reaktivite değerini

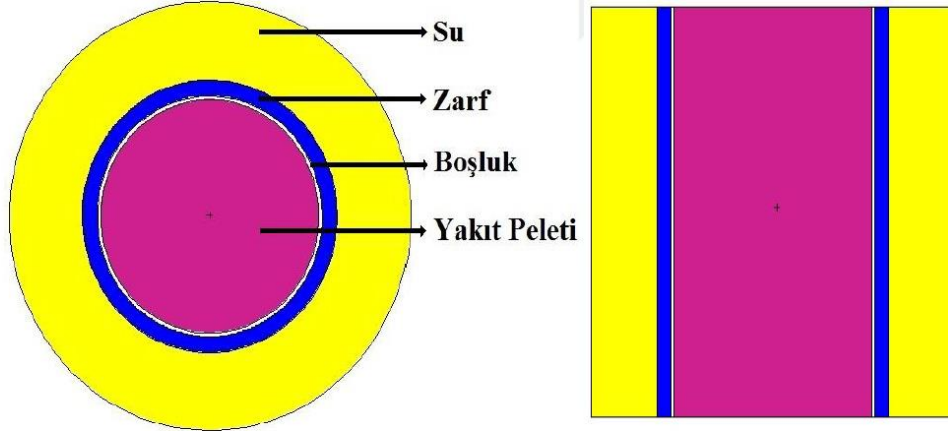
B: çevrim sonundaki yanma oranı değerini

B_1 : İlk grubun yanma oranını

B_2 : İkinci grubun yanma oranını ($B_2=2B_1$)

B_3 : Üçüncü grubun yanma oranını ($B_3=3B_1$)

Hesaplarda eşit ölçüde üç grup (*batch*) ve her bir grup için eşit güç paylaşımı olduğu varsayılmıştır.



Şekil 4.3. Birim-hücre modelinin ön ve yan kesit görünüşü

Doğrusal olmayan reaktivite modeli hafif-sulu reaktörlerdeki nihai yanma oranını hesaplamak üzere kullanılır. Doğrusal olmayan reaktivite modelinde reaktivite yanma oranının yüksek dereceli polinom fonksiyonu olarak ifade edilir. Tez çalışmasında reaktivite ile nihai yanma oranı arasındaki ilişki Denklem 4.11 ile verilen ikinci derece polinom ile ifade edilmiştir.

$$\rho(B) = A_0 + A_1B + A_2B^2 \quad \text{Denklem 4.11}$$

Denklem 4.11 her bir döngü için, $B_2=2B_1$, $B_3=3B_1$ eşitlikleri kullanılarak sadece B_1 'e bağlı olarak düzenlendiğinde,

$$\rho(B_1) = A_0 + A_1B_1 + A_2B_1^2$$

$$\rho(B_2) = A_0 + A_1(2B_1) + A_2(2B_1)^2$$

$$\rho(B_3) = A_0 + A_1(3B_1) + A_2(3B_1)^2$$

elde edilir. $\rho(B_1)$, $\rho(B_2)$ ve $\rho(B_3)$ Denklem 4.11'de yerine koyulduğunda Denklem 4.12 bulunur.

$$\frac{14}{3}A_2B_1^2 + 2A_1B_1^2 + (A_0 - \rho_L) = 0 \quad \text{Denklem 4.12}$$

Çalışmada, MONTEBURNS2 kodundan elde edilen reaktivite-yanma oranı verileri ve Denklem 4.3 birlikte kullanılarak nihai yanma oranı B_D hesaplamaları yapılmıştır.

4.3. Kullanılmış UO_2 Yakıt Kompozisyonunun Belirlenmesi

Çalışmada incelenen yakıt çevrimlerinde ilk olarak UOX yakıtı kullanılmakta ve bu yakıt reaktörde hedeflenen nihai yanma oranına ulaştığında reaktörden alınmaktadır. Yakıt senaryosuna bağlı olarak da bu KY'ye standart yeniden işleme veya tam birlikte işleme uygulanmaktadır. Bu nedenle, yeniden işlemeden elde edilecek ürün kompozisyonlarının belirlenebilmesi için öncelikle reaktörden alınan KUOX kompozisyonunun belirlenmesi

gerekmektedir. Referans reaktöre yüklenen %3,3 zenginlikte taze yakıtın ulaştığı nihai yanma oranı 33000 MWd/tU'dur. Bu yakıtın reaktörde kullanıldıktan sonraki içeriği MONTEBURNS2 kodu ile belirlenmiştir. Çalışmada farklı yanma oranlarının nükleer yakıt çevrimlerinin nükleer silahlanma direncine etkisi de irdelendiğinden 40000 ve 50000 MWd/tU nihai yanma oranları için de KUOX kompozisyonları belirlenmiştir. Öncelikle, söz konusu yanma oranlarına ulaşmak için gerekli taze yakıt zenginliklerinin (ϵ_U) belirlenmesi amacıyla Şekil 4.3 ile verilen hesaplama akışında gösterildiği üzere farklı zenginlikteki yakıtlar için MONTEBURNS2 kodu girdileri hazırlanmıştır. Elde edilen reaktivite-yanma oranı verileri ve doğrusal olmayan reaktivite modeli birlikte kullanılarak yakıtlar için B_D değeri hesaplanmıştır. Hesaplanan B_D değerlerine karşılık gelen ϵ_U değerleri;

$$B_D = B_0 + B_1 \epsilon_U$$

doğrusal fonksiyonuna uyarlanmıştır ve sonrasında 400000 MW-gün/tU ve 50000 MW-gün/tU yanma oranlarına karşılık gelen UOX yakıt zenginlikleri bu doğrusal fonksiyon yardımıyla bulunmuştur. Belirlenen taze yakıt kompozisyonları kullanılarak bu yakıtların reaktörde kullanımı sonrasındaki kompozisyonları belirlenmiştir.

4.4. MOX Yakıt Kompozisyonunun Hesaplanması

KUOX'deki U ve Pu'nun içerdiği parazitik izotopların (U-236, Pu-240 ve Pu-242) nötron soğurma olasılığı oldukça yüksektir. Bu nedenle, aynı nihai yanma oranına ulaşmak için MOX yakıtın fisil izotop içeriğinin UOX yakıttan daha fazla olması gerekir. KUOX'den geri kazanılan değerli izotoplara standart ya da tam birlikte işleme ürünü olmalarına bağlı olmak üzere uygun oranda doğurgan veya fisil nükleer madde ilavesi yapılır. Çalışmada, yakıt çevrimi senaryosuna bağlı olarak, yeniden işlemeden elde edilen ürünlere farklı oranlarda doğurgan veya fisil nükleer madde eklenerek MONTEBURNS2 kodu için girdiler hazırlanmıştır. Eklenen doğurgan veya fisil nükleer maddenin KO'na (eklenen fisil veya doğurgan nükleer madde miktarının toplam ağır metal miktarına oranı) karşılık gelen B_D değeri hesaplanmıştır. B_D -KO ilişkisi Şekil 4.2 ile verilen akış diyagramındaki gibi yine doğrusal fonksiyona uyarlanmış ve incelenen yanma oranlarına (33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM) karşılık gelen KO bu doğrusal fonksiyon yardımıyla bulunmuştur. Son olarak belirlenen KO değerleri kullanılarak taze UOX yakıt zenginliklerine eşdeğer MOX fisil izotop oranları bulunmuştur. Belirlenen fisil izotop içeriğindeki taze MOX yakıtlarının referans reaktörde kullanılması

sonrasındaki kompozisyonları da MONTEBURNS2 kodu kullanılarak yapılan yanma oranı hesaplamalarıyla belirlenmiştir.

4.5. Yakıt Çevrimlerinin Nükleer Silahlanma Direnç Özelliklerinin Değerlendirilmesi

Önceki bölümde elde edilen KY kompozisyonları, ilk olarak yakıt çevrimi senaryolarında oluşan KY tiplerinin nükleer silahsızlanma açısından önemli özelliklerinin karşılaştırılmasında kullanılmıştır. KY'lerdeki toplam Pu miktarları ve Pu izotop içerikleri gibi nükleer silahlanma direnç özellikleri karşılaştırılmıştır. Daha sonra, incelenen yakıt çevrimi senaryolarında 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşacak toplam Pu miktarları ve Pu izotop oranları karşılaştırılmıştır. Bu karşılaştırmalar, incelenen yakıt çevrimi senaryolarının dengede olduğu varsayımına dayanmaktadır. Dengedeki malzeme akışları, çevrimin 60 yıllık bir işletme süresince uygulandığı kabul edilerek yapılmıştır. Her bir çevrimde reaktöre yüklenecek farklı tiplerdeki yakıtların ihtiyaç duyulacak yıllık miktarları bir önceki bölümde belirlenen eşdeğer fisil içerikler kullanılarak belirlenmiştir. Daha sonra, bu malzeme akışları için oluşacak KY miktarları ve tipleri belirlenmiştir. Böylece, 1 GWe-yıl elektrik üretiminde söz konusu olacak KY tipleri ile miktarları belirlenmiş ve nükleer silahlanma direnç özellikleri belirlenen miktarlar kullanılarak nükleer yakıt çevrimi bazında karşılaştırılmıştır.

Tek geçişli yakıt çevrimi için yıllık yakıt ihtiyacı Denklem 4.13 ile hesaplanmıştır.

$$M_{UO_2} = \frac{P * 365 * C}{\eta * B} \quad \text{Denklem 4.13}$$

Denklemdaki,

- P : Kurulu elektrik gücünü (MWe)
- C : Kapasite faktörünü (%)
- η : Termal verimi (%)
- B : Yanma oranını (MW-gün/tU) ifade eder.

Diğer yakıt çevrimlerindeki malzeme akışı hesaplamalarında, referans reaktörden çıkarılan tüm KY'nin her bir yeniden işleme aşamasında MOX yakıtı dönüştürüldüğü ve reaktöre yüklendiği kabul edilmiştir.

Çalışmada, incelenen yakıt çevrimlerinin karşılaştırılmasında kullanılan bir diğer nükleer silahlanma direnç özelliği de KY'lerin kendiliğinden oluşturacağı bir direnç olan radyasyon alanıdır. Radyasyon alanının yeterince büyük olması KY'nin kötüye kullanım

amacıyla ele geçirilmesinde caydırıcı olacaktır. UAEA, KY'nin 1 metre uzağındaki mesafede doz hızının 1 Gy/saat'ten fazla olması halinde KY'yi nükleer silah yapımına karşı kendiliğinden güvenli olarak kabul etmekte ve asgari nükleer güvence önlemlerinin yeterli olduğunu ifade etmektedir [24]. Bu uygulama, 1 Gy/saat doz hızındaki radyasyona birkaç saat maruz kalındığında deterministik etkilerin gözleneceği ve Çizelge 4.1'de yer aldığı gibi 2-6 hafta içinde yüksek ölüm riski oluşacağı gerçeğine dayanmaktadır.

Yakıtın reaktördeki yanma oranı, yakıt demeti tasarımı ve KY'nin reaktörden çıkarıldıktan sonraki soğutma süreleri KY'nin sahip olduğu radyasyon seviyesini etkileyen faktörlerdir [15], [16]. KY'nin radyasyon alanı birkaç yüzyıllık depolama sonrasında oldukça azalır ve KY nükleer silahlanmaya karşı kendiliğinden güvenli olma özelliğini kaybeder. Bu nedenle, nükleer silahlanma dirençlerinin karşılaştırılması açısından önemli olduğu için tezde incelenen KY demetlerinin belli bir soğutma süresi sonrasında sahip olacakları radyasyon alanları karşılaştırılmıştır. KY'lerin radyasyon alanlarının karşılaştırması herhangi bir ele geçirme girişimindeki caydırıcılık dereceleri temel alınarak yapılmıştır. Çizelge 4.1'de görülebileceği üzere 10 Sv'lik bir doza maruz kalınması kesin ölümle sonuçlanmaktadır. Tipik bir PWR'den çıkarılan KY'yi ele geçirme girişimi sırasında, radyasyon alanınının 10 Sv/saat olduğu kabul edilirse kişinin maruz kalacağı ortalama doz her 6 dakikalık sürede 1 Sv kadardır. Yaklaşık 20 dakikalık bir girişimde alınacak doz yaklaşık olarak 3 Sv'dir [25]. Bu durumda, KY'nin 10 Sv/saat'den daha fazla doz hızına sahip olması durumunda "iyi bir radyasyon bariyeri" nin olduğu, 3 ile 10 Sv/saat doz hızına sahip olması durumunda ise "ortalama bir radyasyon bariyeri" nin olduğu söylenebilir. 3 Sv/saat'den daha düşük doz değerleri için radyasyon bariyeri zayıf olarak nitelendirilir. Çalışmada, incelenen yakıt çevrimlerindeki KY'lerin bir demetinin ya da KDM kadar Pu içeren miktarlarının ele geçirilmesi sırasında maruz kalınacak doz hızları hesaplanarak, KY radyasyon bariyerleri karşılaştırılmış ve iyi, ortalama ya da zayıf olarak derecelendirilmiştir.

İncelenen yakıt çevrimlerinde oluşan KY'lerden yayılan radyasyon dozu hesaplamaları MONTEBURNS2 kodunun çıktı dosyasında yer alan aktivite değerleri ve Microshield 10.03 doz değerlendirme kodu kullanılarak yapılmıştır. Microshield kodu, gama ışını zırh tasarımlarının yapılması, radyasyon ölçümlerinden kaynak aktivitesinin belirlenmesi ve zırhlama hesaplarının yapılmasına olanak sağlamaktadır.

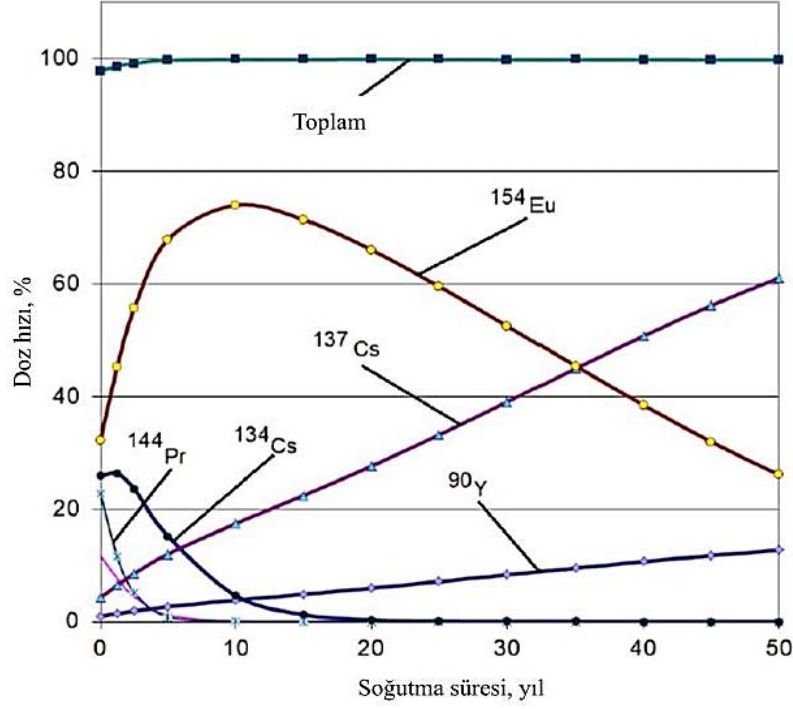
Çizelge 4.1 Akut radyasyon dozlarının etkileri [26]

	Akut doz değeri (Sv)				
	1-2	2-5	5-10	10-50	>50
İlk belirtilerin görülüş sıklığı	%0-%50	%50-%90	%100	%100	%100
Belirtisiz dönem	>3 hafta	1-2 hafta	0,5-1 hafta	0,5 hafta	Dakikalar içinde
Kritik dönem	2-6 hafta	2-6 hafta	2-6 hafta	3-14 gün	1-48 saat
Ölüm riski	%0-%10	%0-%90	%0-%90	%90-%100	%100
Ölümün gerçekleşme zamanı	Aylar mertebesinde	Haftalar mertebesinde	Haftalar mertebesinde	2 hafta içinde	1-48 saat
Etkilenen sistem	Hematopoetik sistem			Sindirim sistemi	Sinir sistemi

*Çizelgede 1 Gy'lık X ve gama ışını ile aynı biyolojik etkiyi meydana getiren radyasyon miktarı kullanılmıştır.

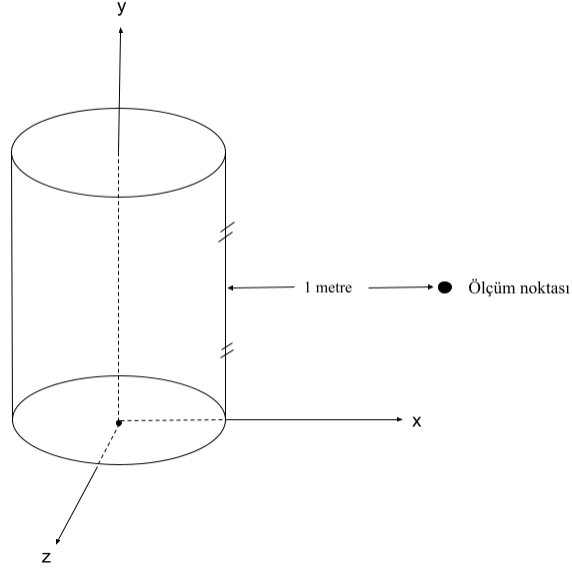
Microshield kodu ile tanımlanabilen birçok kaynak ve zırh geometrisi bulunmaktadır. Tezde yakıt demetinden yayılan doz hızının hesaplanmasında yakıt demeti ile eşdeğer hacme sahip bir silindir geometrisi seçilmiştir. Yakıt demetinde bulunan mekanik bağlantı araçları yapılan hesaplamalarda ihmal edilmiştir. Silindirik geometri ile temsil edilen KY demetleri U, Pu ve Zr alaşımından oluşan homojen yoğunluğa sahip bir malzeme olarak kabul edilmiştir [24].

KY'de bulunan dört radyonüklit; $^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Y}$, $^{106}\text{Ru} \rightarrow ^{106}\text{Rh}$, $^{137}\text{Cs} \rightarrow ^{137}\text{Ba}$ ve $^{144}\text{Ce} \rightarrow ^{144}\text{Pr}$ sahip oldukları doğal beta bozunumu ve kızlarında oluşan gama ışınımı nedeniyle KY içeriğindeki radyoaktivitenin büyük kısmını oluşturmaktadır. Bu dört radyonüklitin yanı sıra ^{134}Cs ve ^{154}Eu yüksek seviyede gama ışınımı yaparak KY'deki radyasyon oluşumuna önemli katkıda bulunur. Şekil 4.4'te KY'nin depolanmasında ve taşınmasında kullanılan taşıma kaplarının yüzeyinde oluşan doz hızına bu radyonüklitlerin katkıları gösterilmiştir. Herhangi bir soğutma veya bekleme işlemine tabi tutulmaksızın reaktörden çıkarılan KY'de bu altı radyonüklit doz hızının yaklaşık %97'sini oluşturmaktadır. Bu radyonüklitler, en yüksek aktiviteye sahip 66 fisyon ürünü ve 20 aktinit arasında radyasyon bariyerine en fazla katkıyı sunmaktadır.



Şekil 4.4. Kullanılmış yakıtın soğutulma süresine bağlı olarak belirli radyonüklitlerin doz hızına katkısı [27]

Yakıt demeti ile eşdeğer hacme sahip silindirik geometri ile temsil edilen malzemedeki yayılan radyasyon dozu, silindir yüzeyinin 1 metre uzağında hesaplanmıştır. İncelenen tüm yakıt çevrimlerinde reaktörden çıkarılan KY 5 yıl boyunca soğutulmuştur. Tez çalışmasında yapılan radyasyon bariyeri hesaplamalarında KY'deki yakıt peletlerinin Zr alaşımlı zarf malzemesinin içinde yer alması ve radyasyon bariyeri hesaplamalarının yakıt demeti modeli ile yapılması nedeniyle %100 beta bozunumu yapan ^{90}Sr , ^{106}Ru ve ^{144}Ce radyonüklitleri yapılan hesaplamalara dahil edilmemiştir. Radyasyon bariyeri ile ilgili hesaplamalarda gama ışınımı yapan ^{134}Cs , ^{137}Cs ve ^{154}Eu radyonüklitlerinin doz hızına katkıları göz önünde bulundurulmuştur. Radyasyon bariyeri hesaplamalarında kullanılan geometri ve doz hızı ölçüm noktası Şekil 4.5'de gösterilmiştir.



Şekil 4.5. Radyasyon bariyeri hesaplamalarında kullanılan geometri ile ölçüm noktası

5. ANALİZ SONUÇLARI

5.1. Nihai Yanma Oranı ve Kullanılmış Yakıt Kompozisyonu Hesaplamaları

Üç eşit zaman aralığında toplam 1000 gün süre ile referans reaktörde ışınlanan yakıtın $\rho(B_1)$, $\rho(B_2)$, $\rho(B_3)$ değerleri sırasıyla 333,3, 666,6 ve 1000 güne karşılık gelen reaktivite değerleridir. MONTEBURNS kodu kullanılarak bulunan $\rho(B_1)$, $\rho(B_2)$, $\rho(B_3)$ Çizelge 5.1 ile verilmiştir.

Çizelge 5.1. İlk üç yakıt grubu için hesaplanan reaktivite değerleri

Yanma zamanı	$\rho(B)$
333,33	0,208172
666,66	0,130790
1000	0,037953

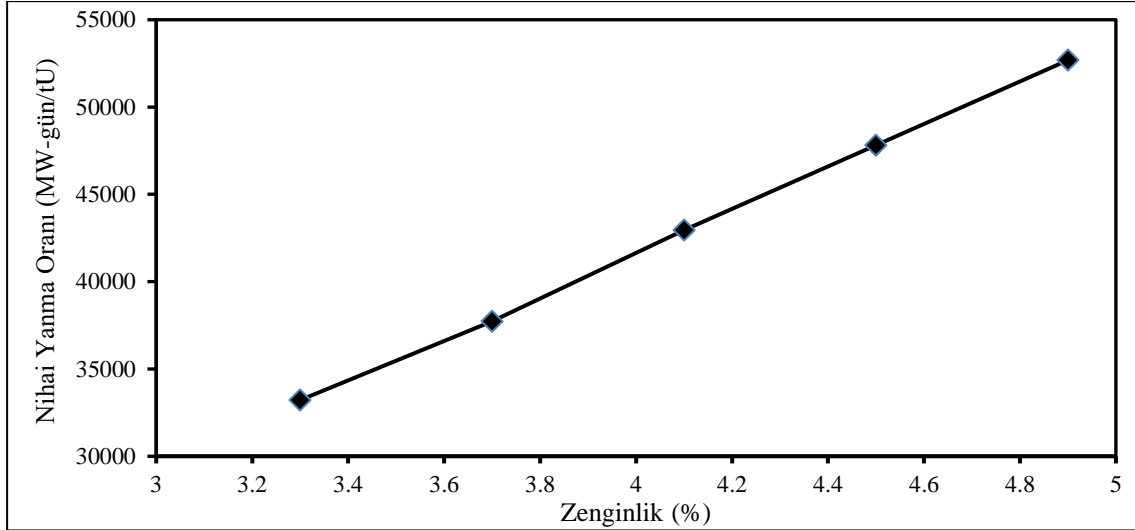
Denklem 4.1 kullanılarak ρ_L değeri 0.126 olarak hesaplanmıştır ve çalışmada yapılan tüm yanma oranı hesaplamalarında sabit kaldığı varsayılmıştır.

Bu kısımda 33000, 40000 ve 50000 MW-gün/tU yanma oranına ulaşmış KUOX kompozisyonları hesaplanmıştır. Bu işlemde önce 40000 ve 50000 MW-gün/tU yanma oranlarına ulaşmak için gerekli olan taze UOX yakıt zenginliklerinin (ε_U) bulunması gerekmektedir. Bu amaçla, farklı zenginliklerde UOX yakıtları için MONTEBURNS2 kodu girdileri hazırlanmış ve reaktivite-yanma oranı verileri elde edilmiştir. B_D değerlerini hesaplamak üzere kütlece %3,3 ile %4,9 aralığındaki zenginlik değerleri kullanılmıştır. Elde edilen reaktivite-yanma oranı verileri kullanılarak A_0 , A_1 ve A_2 katsayıları ve sonrasında B_D değerleri belirlenmiştir. B_d hesaplamalarında kullanılan örnek bir reaktivite-yanma oranı grafiği ile A_0 , A_1 ve A_2 katsayıları Ek-1’de sunulmuştur. Hesaplanan B_D değerlerine karşılık gelen ε_U değerleri doğrusal bir fonksiyona uyarlanmıştır. Şekil 5.1’de yanma oranının yakıt zenginliği ile değişimi gösterilmiştir.

B_D - ε_U grafiği aşağıdaki gibi doğrusal fonksiyona uyarlanmıştır.

$$B_D = 12368,7462\varepsilon_U - 7834,971$$

Çalışmada seçilen yanma oranlarına karşılık gelen zenginlik değerleri bu doğrusal fonksiyon kullanılarak hesaplanmış ve Çizelge 5.2 ile verilmiştir.



Şekil 5.1. Taze UOX yakıtın farklı zenginliklerdeki nihai yanma oranı

Çizelge 5.2. Çalışmada seçilen yanma oranlarına karşılık gelen taze UOX yakıt zenginlikleri

Yanma Oranı (MW-gün/tU)	Zenginlik (kütlece %)
33000	3,30
40000	3,87
50000	4,68

5.2. Eşdeğer MOX Fisil İçeriklerinin Hesaplanması

Önceki bölümde elde edilen taze yakıt zenginlikleri kullanılarak 33000 MW-gün/tU, 40000 MW-gün/tU ve 50000 MW-gün/tU yanma oranlarına sahip KUOX kompozisyonları belirlenmiştir. Taze yakıttaki 1 ton U'nun reaktörde yakılması sonucunda oluşan KUOX'un reaktörden çıkarıldıktan 5 yıl sonrasında içerdiği U ve Pu miktarları Çizelge 5.3'de verilmiştir.

İncelenen yakıt çevrimlerinde, 33000 MW-gün/tU, 40000 MW-gün/tU ve 50000 MW-gün/tU yanma oranlarındaki taze UOX yakıt zenginliğine eşdeğer MOX yakıttaki fisil izotop içerikleri hesaplanırken Çizelge 5.3'de verilen KUOX kompozisyonları kullanılmıştır. Elde edilecek MOX yakıtlarının nihai yanma oranlarının yeniden işleme uygulanan KUOX ile aynı nihai yanma oranına ulaşması hedeflenmiştir. Bu durumda 33000 MW-gün/tU, 40000 MW-gün/tU ve 50000 MW-gün/tU yanma oranlı KUOX'un yeniden işlenmesinden üretilen MOX'un ulaşacağı yanma oranları sırasıyla 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM olacaktır. KY'nin yeniden işleme tesisine transfer edilebilmesi için belli bir süre soğutulması gereklidir. Hafif-sulu

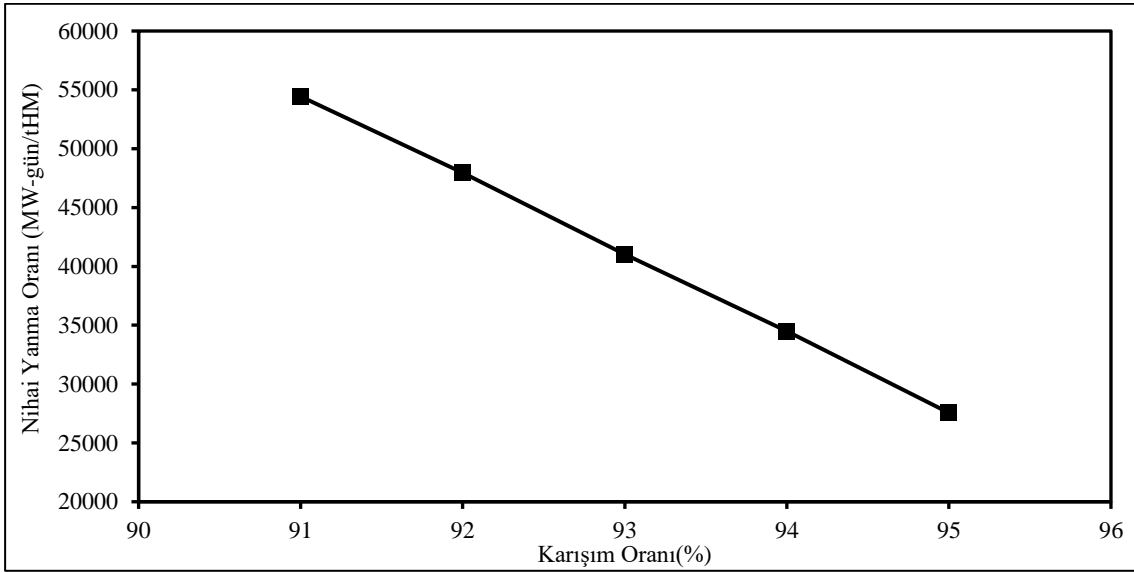
reaktörlerden çıkarılan KY, tesisteki depolama kapasitesine bağlı olarak 3-5 yıl arasında KY havuzlarında bekletilir. Çalışmada yapılan hesaplamalarda, KY'nin reaktörden alındıktan 5 yıl sonra yeniden işleme tabi tutulduğu düşünülmüştür. Ayrıca, yeniden işleme sırasında UOX içindeki U ve Pu izotoplarının %99,9 oranında geri kazanıldığı varsayılmıştır.

Çizelge 5.3. 33000 MW-gün/tU, 40000 MW-gün/tU ve 50000 MW-gün/tU yanma oranlarına ulaşmış ve 5 yıl soğutulmuş kullanılmış yakıt kompozisyonları

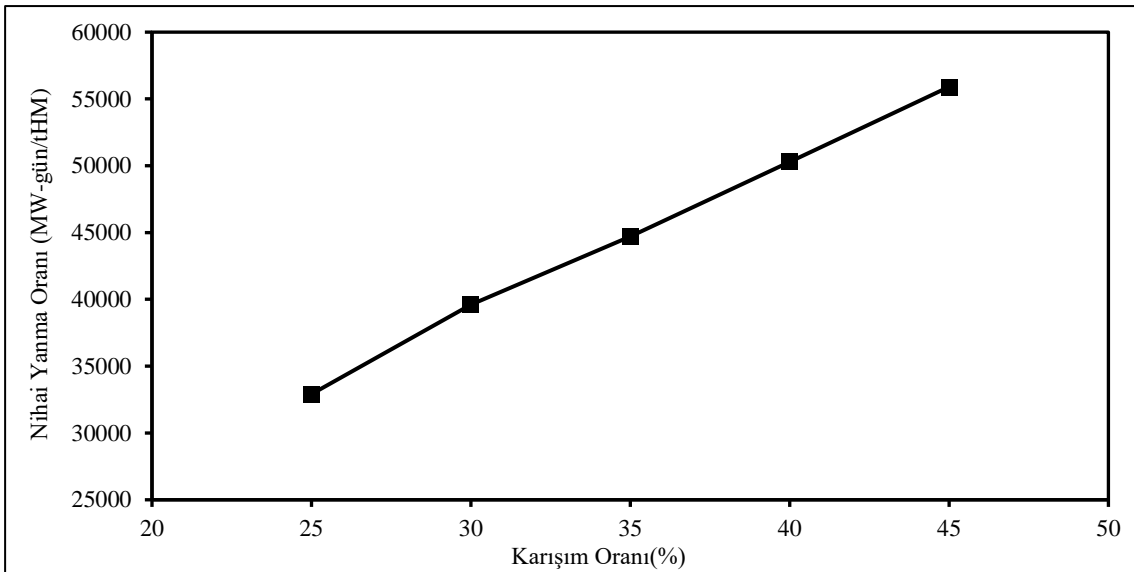
İzotop	33000 MW-gün/tU (gr)	40000 MW-gün/tU (gr)	50000 MW-gün/tU (gr)
U234	1,46813E+02	1,60366E+02	1,77308E+02
U235	8,23282E+03	8,42487E+03	8,71860E+03
U236	4,07689E+03	4,99168E+03	6,27920E+03
U238	9,45250E+05	9,36222E+05	9,23810E+05
Toplam U	9,57707E+05	9,49799E+05	9,38985E+05
Pu238	1,49072E+01	2,29256E+01	3,62522E+01
Pu239	4,44956E+03	4,61900E+03	4,90139E+03
Pu240	2,10056E+03	2,30385E+03	2,58622E+03
Pu241	7,06961E+02	8,04090E+02	9,33974E+02
Pu242	3,65903E+02	4,74323E+02	6,17756E+02
Toplam Pu	7,63789E+03	8,22419E+03	9,07559E+03
Fisil U (%)	0,859639	0,887016	0,928513
Fisil Pu (%)	67,51242	65,94071	64,29736
Fisil U+Pu (%)	1,3870	1,4455	1,5351

İncelenen yakıt çevrimine ve yeniden işleme yöntemine bağlı olarak, Pu veya U+Pu ürünleri farklı oranlarda fisil ya da doğurgan maddelerle karıştırılmış ve farklı KO ile elde edilen MOX yakıtlar için MONTEBURNS2 kodu ile yanma oranları belirlenmiştir. Daha sonra, yanma oranı-KO grafikleri kullanılarak 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşmak için gerekli MOX fisil izotop içerikleri belirlenmiştir. SYTU, TBZU ve TBPu çevrimlerinde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX yakıt için elde edilen KO-B_D grafikleri sırasıyla Şekil 5.2, Şekil 5.3 ve Şekil 5.4 ile verilmiştir. Tüm çevrimlerde 40000 MW-gün/tHM ve 50000

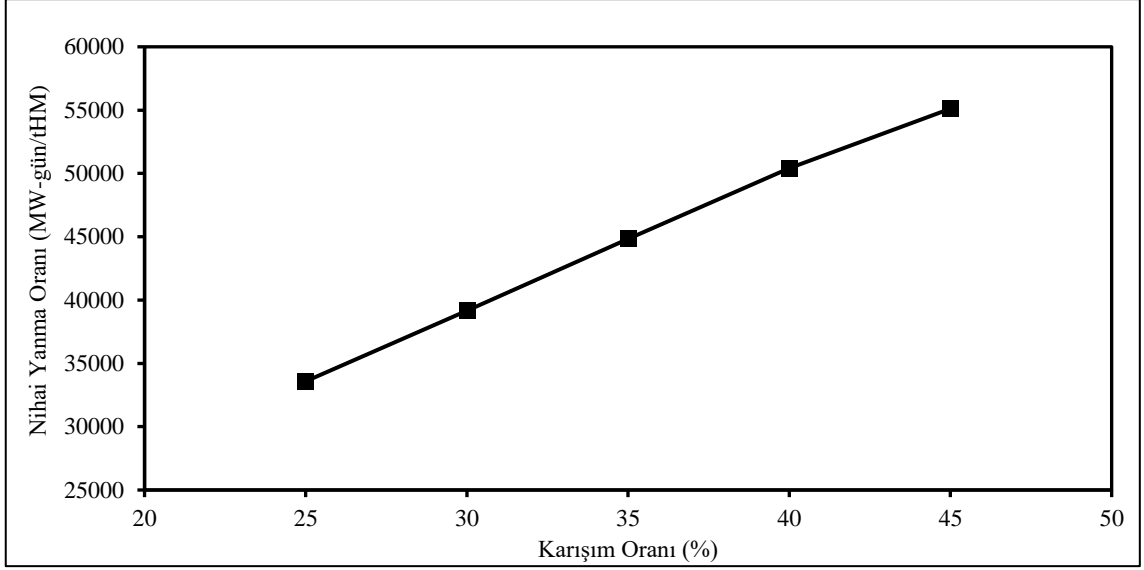
MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX yakıt için elde edilen KO-B_D grafikleri sırasıyla Ek-2 ve Ek-3'de sunulmuştur.



Şekil 5.2. SYTU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B_D değişimi



Şekil 5.3. TBZU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B_D değişimi



Şekil 5.4. TBP_U çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B_D değişimi

B_D ile KO arasındaki değişim $B_D = a_0 * X + a_1$ doğrusal fonksiyonuna uyarlanmıştır. 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM, 50000 MW-gün/tHM yanma oranları için hesaplanan a₀ ve a₁ katsayıları Çizelge 5.4’de verilmiştir.

Çizelge 5.4. MOX yakıt KO’ını belirlemek için hesaplanan katsayılar

Yanma oranı MW-gün/tHM	Yakıt çevrimi					
	SYTU		TBZU		TBP _U	
	a ₀	a ₁	a ₀	a ₁	a ₀	a ₁
33000	-6722,0	666249,5	1098,8	6019,9	6424,7	4646,2
40000	-6560,1	649225,3	1076,2	6672,8	6461,6	4516,1
50000	-5906,8	586787,7	1076,6	7217,3	6312,7	5338,6

Elde edilen doğrusal fonksiyonlardan taze UOX yakıtına eşdeğer MOX yakıt için karışım oranları bulunmuştur. Bulunan KO değerleri ve karşılık gelen eşdeğer MOX fisil içerikleri Çizelge 5.5 ile verilmiştir.

Elde edilen MOX fisil izotop içerikleri, ilerleyen bölümlerde kullanılmış MOX yakıt kompozisyonlarını ve yakıt çevrimlerinin silahsızlanma direncini karşılaştırmakta ihtiyaç duyulacak malzeme akışlarını belirlemekte kullanılmıştır.

Çizelge 5.5. SYTU, TBZU ve TBPu çevrimleri için MOX fisil izotop oranları

Yanma oranı MW- gün/tHM	Yakıt çevrimi					
	SYTU		TBZU		TBPu	
	Karışım oranı %	Fisil izotop oranı %	Karışım oranı %	Fisil izotop oranı %	Karışım oranı %	Fisil izotop oranı %
33000	94,21	4,15	24,60	3,50	4,41	4,30
40000	92,87	4,94	30,97	4,09	5,49	5,08
50000	90,88	6,10	39,73	4,89	7,07	6,20

MOX yakıtın çoklu geri dönüşüme tabi tutulduğu kapalı yakıt çevrimleri de incelenmiştir. Bu kısımda, söz konusu çevrimlerde kullanılmış MOX yakıtların yeniden işlenmesi sonucunda elde edilecek MOX'un fisil içeriklerinin belirlenmesi ile ilgili hesaplamalar yapılmıştır. MOX yakıtın geri dönüşümünde içeriğindeki fisil Pu miktarı azalırken Pu-240 ve Pu242 miktarı artar. Pu-240 ve Pu-242 gibi nötron ekonomisi açısından parazitik izotoplar nedeniyle %3,3 zenginliğindeki taze UOX yakıtı eşdeğer MOX yakıtın fisil izotop içeriğinin her bir geri dönüşüm adımında daha da artırılması gerekir [18]. Bu sebeple, nötronik parametreler dikkate alındığında MOX yakıtların 2 veya 3 kere yeniden işlenerek çevrime tekrar gönderilmesi uygundur. Çalışmada, “çoklu geri dönüşüm” olarak adlandırılan bu yaklaşımla, MOX yakıtı 2 kere standart ya da tam birlikte yeniden işleme uygulanan çevrimler incelenmiştir.

Öncelikle, bir önceki bölümde fisil içerikleri belirlenen MOX yakıtların hedeflenen yanma oranlarına ulaştığındaki KY kompozisyonları belirlenmiştir. Elde edilecek MOX yakıtlarının nihai yanma oranlarının yeniden işleme uygulanan KMOX ile aynı nihai yanma oranına ulaşması hedeflenmiştir. Bu durumda 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlı KMOX'un yeniden işlenmesinden üretilen MOX'un ulaşacağı yanma oranları da sırasıyla 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM olacaktır. Tüm hesaplamalarda MOX yakıtın reaktörden alındıktan 5 yıl sonra yeniden işlemeye tabi tutulduğu düşünülmüştür. Ayrıca, yeniden işleme sırasında MOX içindeki U ve Pu izotoplarının %99,9 oranında geri kazanıldığı varsayılmıştır. İkinci geri dönüşüm aşamasında da MOX aynı yaklaşımla yeniden işlenmiştir.

Analizlerde, SYTU, TBZU ve TBPu çevrimlerinde oluşan kullanılmış MOX yakıt 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranları için iki defa yeniden işlemeye tabi tutulmuştur. İlk yeniden işleme uygulandığında üretilen MOX1 ve ikinci yeniden işleme uygulandığında üretilen MOX2 yakıt kompozisyonları belirlenmiştir. Bu yakıtlar için yapılan KO ve nihai yanma oranı hesaplamalarında Bölüm 5.2'de anlatılan yöntem uygulanmıştır. MONTEBURNS çıktı dosyaları kullanılarak türetilen ve 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranları için gerekli MOX1 ve MOX2 fisil içeriklerini belirlemede kullanılan KO-yanma oranı grafikleri Ek-4, Ek-5 ve Ek-6'de yer almaktadır. Sonuçların sunumunda, MOX yakıtları ifade ederken uygulanan yeniden işleme tekniğini belirtmek amacıyla çevrim kısaltmaları alt indis, geri dönüşüm aşaması ise rakam olarak eklenmiştir. Bu durumda,

- MOX1_{SYTU} : KMOX'tan SYTU ile türetilen MOX yakıtı
- MOX1_{TBZU} : KMOX'tan TBZU ile türetilen MOX yakıtı
- MOX1_{TBPu} : KMOX'tan TBPu ile türetilen MOX yakıtı
- MOX2_{SYTU} : KMOX1'den SYTU ile türetilen MOX yakıtı
- MOX2_{TBZU} : KMOX1'den TBZU ile türetilen MOX yakıtı
- MOX2_{TBPu} : KMOX1'den TBPu ile türetilen MOX yakıtı

ifade etmektedir. İncelenen çevrimlerde 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX, MOX1 ve MOX2 için elde edilen karışım oranları Çizelge 5.6 ile verilmiştir. Çoklu geri dönüşümle kazanılan MOX yakıtın 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranındaki eşdeğer fisil içerikleri Çizelge 5.7 ile verilmiştir. Elde edilen MOX fisil içerikleri, ilerleyen bölümlerde kullanılmış MOX yakıt kompozisyonlarını belirlemede ve yakıt çevrimlerinin silahsızlanma direncini karşılaştırmakta kullanılmıştır.

Çizelge 5.6. Çoklu geri dönüşüm için taze MOX yakıtların KO'ları

Yanma Oranı, MW-gün/tHM	Çevrim	MOX Karışım oranı, %	MOX1 Karışım oranı, %	MOX2 Karışım oranı, %
33000	SYTU	94,21	89,66	85,55
	TBZU	24,6	24,31	23,69
	TBPu	4,41	3,79	3,43
40000	SYTU	92,87	87,71	82,22
	TBZU	30,97	29,84	29,77
	TBPu	5,49	4,60	4,28
50000	SYTU	90,88	84,36	77,98
	TBZU	39,73	39,24	38,77
	TBPu	7,07	5,73	5,15

Çizelge 5.7. Çoklu geri dönüşüm aşamalarında MOX yakıtların eşdeğer fisil izotop oranları

Yanma Oranı MW-gün/tHM	Çevrim	MOX Fisil izotop oranı, %	MOX1 Fisil izotop oranı, %	MOX2 Fisil izotop oranı, %
33000	SYTU	4,15	5,49	6,36
	TBZU	3,50	3,64	3,64
	TBPu	4,31	4,87	5,22
40000	SYTU	4,94	6,26	7,38
	TBZU	4,09	4,17	4,23
	TBPu	5,08	5,71	6,18
50000	SYTU	6,10	7,62	8,56
	TBZU	4,89	5,00	5,02
	TBPu	6,20	6,88	7,82

5.3. Yakıt Çevrimlerinin Nükleer Silahlanma Dirençlerinin Analizi

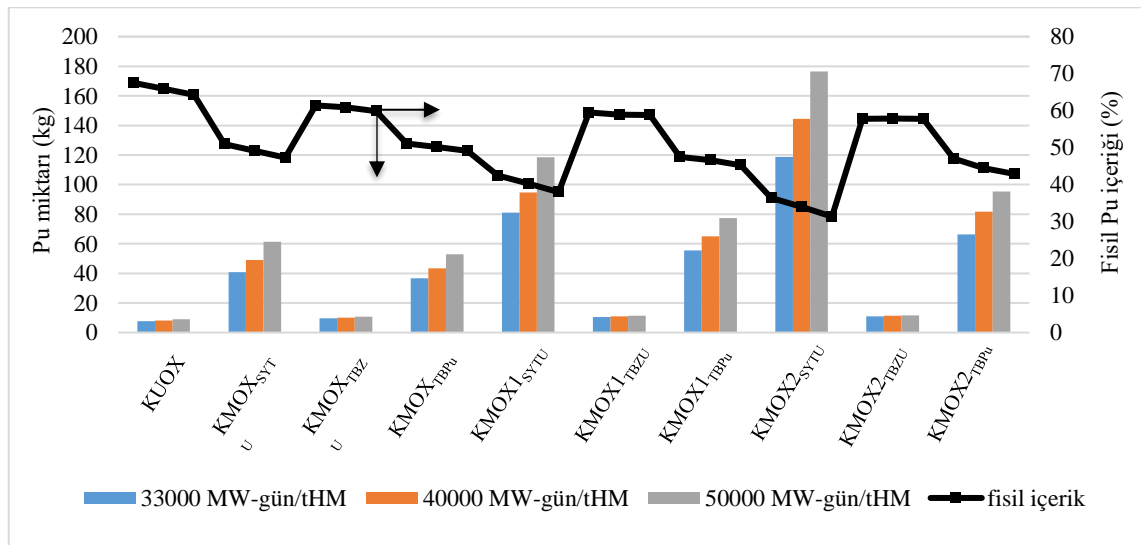
Bu bölümde, incelenen yakıt çevrimlerinin nükleer silahlanma dirençleri karşılaştırılmıştır. Yapılan karşılaştırma, her bir çevrim için yukarıda fisil içerikleri belirlenen yakıtların referans reaktörde kullanımı sonrasında oluşacak KY içeriklerinin nükleer silahsızlanma direncini belirleyici parametreler açısından değerlendirilmesine dayanmaktadır. Tezde karşılaştırılan belirleyici parametreler KDM, fisil izotop içeriği ve radyasyon bariyeridir. Değerlendirmelerde, öncelikle oluşacak KY tipleri için bir karşılaştırma yapılmıştır. Sonrasında, yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl üretimi için ihtiyaç duyulacak yakıt tipleri, miktarları ve oluşacak KY içerikleri temel alınarak bir karşılaştırma yapılmıştır. Nükleer yakıt çevrimlerinin silahlanma direncinde yanma oranlarının etkisini gözlemleyebilmek amacıyla 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM için analizler yapılmıştır.

5.3.1. Kullanılmış Yakıtlar için Sonuçlar

Bu kısımda, incelenen nükleer yakıt çevrimlerinde oluşan KY tiplerindeki toplam Pu içeriği, fisil Pu içeriği, Pu-238 izotop oranı, Pu-240 izotop oranı, majör aktinitler ve radyasyon bariyeri karşılaştırılmıştır. İlk olarak, tüm yakıt tipleri ve yanma oranları için KY kompozisyonları belirlenmiştir.

Çizelge 5.8, Çizelge 5.9 ve Çizelge 5.10 ile 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına ulaşan KY'deki önemli U, Pu izotoplarının birim tondaki miktarlarına ve kütlece oranına yer verilmiştir. Bu yakıt kompozisyonları hem yakıtların hem de çevrimlerin karşılaştırılmasında kullanılmıştır.

33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranına sahip KY'deki toplam Pu miktarları ve fisil Pu oranları Şekil 5.5 ile verilmiştir. KY'ler arasında en fazla Pu oluşumu SYTU ile türetilen ve çoklu dönüşüm uygulanan yakıt çevrimindeki kullanılmış MOX yakıtında ($KMOX_{2SYTU}$) görülmektedir. Diğer taraftan en az miktarda Pu oluşumu KUOX'den sonra, TBZU yakıt çevriminde kullanılan MOX yakıtında ($KMOX_{TBZU}$) gözlemlenmektedir. Bu KY'deki Pu zenginliği diğer kullanılmış MOX yakıtlardan daha yüksektir. MOX yakıtı çoklu geri dönüşüm uygulanan kapalı yakıt çevrimlerinde oluşan $KMOX_{2SYTU}$, $KMOX_{2TBZU}$, $KMOX_{2TBPu}$ içinde Pu miktarı artarken fisil Pu izotoplarının kütlece oranlarının azaldığı görülmektedir.



Şekil 5.5. 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına ulaşan KY'lerdeki Pu miktarı ve fisil Pu içeriği

Çizelge 5.8. 33000 MW-gün/tHM yanma oranına sahip KY kompozisyonları

İzotop	KUOX		KMOX _{SYTU}		KMOX _{TBZU}		KMOX _{TBPu}		KMOX _{1SYTU}		KMOX _{1TBZU}		KMOX _{1TBPu}		KMOX _{2SYTU}		KMOX _{2TBZU}		KMOX _{2TBPu}	
	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %
U-234	146,8	0,0151	26,1	0,0027	187,5	0,0192	109,5	0,0112	60,3	0,0062	211,2	0,0217	100,1	0,010	103,0	0,0106	220,2	0,0226	107,5	0,0110
U-235	8232,8	0,8442	1264,9	0,1296	9429,9	0,9669	4347,9	0,4456	1445,5	0,1482	10378,6	1,0642	2597,5	0,266	1479,4	0,1517	10706,1	1,0977	1648,8	0,1691
U-236	4076,9	0,4180	232,6	0,0238	6504,9	0,6670	4325,3	0,4433	205,5	0,0211	8244,2	0,8453	4189,8	0,430	202,2	0,0207	9565,5	0,9808	3930,1	0,4030
U-238	945250	96,9215	921534	94,4444	939599	96,3425	918146	94,0972	877490,2	89,9737	935093,0	95,8793	900076,8	92,290	837963,6	85,9208	932834,3	95,6477	886525	90,9001
Pu-238	14,9	0,0015	283,5	0,0291	48,8	0,0050	255,2	0,0262	857,2	0,0879	69,0	0,0071	485,6	0,050	1547,2	0,1586	79,4	0,0081	684,4	0,0702
Pu-239	4449,6	0,4562	15810,6	1,6204	4946,4	0,5072	14229,6	1,4583	24506,5	2,5128	5161,1	0,5292	19537,4	2,003	29588,5	3,0339	5195,0	0,5327	22925,4	2,3507
Pu-240	2100,6	0,2154	15584,8	1,5972	2800,7	0,2872	13890,8	1,4236	33767,0	3,4623	2981,5	0,3057	21683,2	2,223	51610,4	5,2919	3105,7	0,3184	27442,7	2,8138
Pu-241	707,0	0,0725	5002,9	0,5127	996,1	0,1021	4539,9	0,4653	9881,6	1,0132	1111,3	0,1139	6787,3	0,696	13552,0	1,3896	1140,6	0,1170	8244,1	0,8453
Pu-242	365,9	0,0375	4201,1	0,4306	880,9	0,0903	3794,6	0,3889	11970,9	1,2274	1219,7	0,1251	6979,3	0,716	22360,8	2,2928	1445,6	0,1482	6979,3	0,7156
Am-241	236,0	0,0242	1953,7	0,2003	350,1	0,0359	1761,8	0,1806	4065,6	0,4169	396,4	0,0406	2721,7	0,279	5669,2	0,5813	406,6	0,0417	3342,8	0,3428
Am-243	65,3	0,0067	754,4	0,0774	222,5	0,0228	710,3	0,0728	1423,0	0,1459	325,2	0,0333	1033,3	0,106	1942,4	0,1992	371,5	0,0381	1276,1	0,1308
Cm-244	13,4	0,0014	238,3	0,0244	81,2	0,0083	227,0	0,0233	355,7	0,0365	126,5	0,0130	297,0	0,030	409,9	0,0420	146,8	0,0151	346,7	0,0355
Cm-245	0,7	0,0001	22,4	0,0023	5,6	0,0006	21,3	0,0022	33,7	0,0035	9,7	0,0010	26,9	0,003	36,4	0,0037	11,0	0,0011	32,0	0,0033
Np-237	556,8	0,0571	250,7	0,0257	823,3	0,0844	734,1	0,0753	256,4	0,0263	980,3	0,1005	748,7	0,077	254,1	0,0261	1069,5	0,1097	739,7	0,0758

Çizelge 5.9. 40000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY kompozisyonları

İzotop	KUOX		KMOX _{SYTU}		KMOX _{TBZU}		KMOX _{TBPu}		KMOX _{1SYTU}		KMOX _{1TBZU}		KMOX _{1TBPu}		KMOX _{2SYTU}		KMOX _{2TBZU}		KMOX _{2TBPu}	
	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %
U-234	160,4	0,0164	34,8	0,0036	205,5	0,0211	118,6	0,0122	89,0	0,0091	221,4	0,0227	116,3	0,012	161,5	0,0166	231,5	0,0237	133,3	0,0137
U-235	8424,9	0,8634	1197,1	0,1227	9983,4	1,0231	4257,6	0,4363	1355,2	0,1390	10581,9	1,0850	2439,4	0,250	1377,8	0,1413	10965,9	1,1244	1502,0	0,1540
U-236	4991,7	0,5116	247,3	0,0253	7758,6	0,7951	5093,3	0,5220	227,0	0,0233	9599,4	0,9843	4822,2	0,494	221,3	0,0227	10830,4	1,1105	4427,0	0,4539
U-238	936222	95,9491	905723	92,8241	929446	95,2546	902335	92,4769	856032,9	87,7736	926058,3	94,9529	880878,2	90,321	802954,4	82,3311	923799,6	94,7214	865068	88,6999
Pu-238	22,9	0,0023	452,9	0,0464	65,0	0,0067	371,5	0,0381	1298,7	0,1332	86,2	0,0088	696,8	0,071	2394,2	0,2455	95,3	0,0098	975,7	0,1000
Pu-239	4619,0	0,4734	18069,3	1,8519	5115,9	0,5243	16375,3	1,6782	26765,1	2,7444	5319,2	0,5454	22360,8	2,293	33315,3	3,4160	5353,1	0,5489	26652,2	2,7328
Pu-240	2303,9	0,2361	18746,9	1,9213	2891,1	0,2963	16601,2	1,7014	39300,7	4,0297	3105,7	0,3184	25635,8	2,629	62339,1	6,3920	3173,4	0,3254	32411,8	3,3234
Pu-241	804,1	0,0824	6064,5	0,6215	1068,4	0,1095	5398,2	0,5532	11406,2	1,1695	1151,9	0,1181	7984,4	0,819	15810,6	1,6211	1174,5	0,1204	9667,1	0,9912
Pu-242	474,3	0,0486	5759,6	0,5903	1011,9	0,1037	4675,4	0,4792	15923,6	1,6327	1321,3	0,1355	8424,8	0,864	30604,9	3,1381	1479,4	0,1517	11970,9	1,2274
Am-241	8224,2	0,0279	2473,2	0,2536	381,7	0,0391	2190,9	0,2246	4912,6	0,5037	417,9	0,0428	3342,8	0,343	7035,7	0,7214	428,0	0,0439	4122,1	0,4227
Am-243	272,2	0,0098	1050,3	0,1077	273,3	0,0280	915,9	0,0939	1852,1	0,1899	376,1	0,0386	1332,6	0,137	2631,3	0,2698	422,4	0,0433	1558,5	0,1598
Cm-244	95,8	0,0025	370,4	0,0380	114,1	0,0117	316,2	0,0324	498,0	0,0511	169,4	0,0174	414,5	0,042	591,8	0,0607	194,2	0,0199	445,0	0,0456
Cm-245	23,9	0,0001	36,3	0,0037	8,7	0,0009	32,1	0,0033	50,3	0,0052	14,2	0,0015	44,5	0,005	56,9	0,0058	16,1	0,0017	46,1	0,0047
Np-237	1,3	0,0746	301,5	0,0309	1077,4	0,1105	972,4	0,0997	315,1	0,0323	1264,9	0,1297	941,9	0,097	308,3	0,0316	1377,8	0,1413	902,3	0,0925

Çizelge 5.10. 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY Kompozisyonları

İzotop	KUOX		KMOX _{SYTU}		KMOX _{TBZU}		KMOX _{TBPu}		KMOX1 _{SYTU}		KMOX1 _{TBZU}		KMOX1 _{TBPu}		KMOX2 _{SYTU}		KMOX2 _{TBZU}		KMOX2 _{TBPu}	
	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %	gr/tHM	Kütlece %
U-234	177,3	0,0182	53,0	0,0054	219,1	0,0225	132,1	0,0135	147,9	0,0152	237,2	0,0243	142,3	0,015	262,0	0,0269	241,7	0,0248	178,4	0,0183
U-235	8718,6	0,8935	1129,3	0,1157	10344,7	1,0602	4167,2	0,4271	1253,6	0,1285	11044,9	1,1325	2258,7	0,232	1264,9	0,1297	11078,8	1,1360	1343,9	0,1378
U-236	6279,2	0,6435	264,3	0,0271	9407,4	0,9641	6121,0	0,6273	249,6	0,0256	11259,5	1,1545	5624,1	0,577	250,7	0,0257	12309,8	1,2622	5059,4	0,5188
U-238	923810	94,6759	882008	90,3935	915894	93,8657	880878	90,2778	819894,3	84,0681	912506,2	93,5634	857162,3	87,889	757781,1	77,6993	911376,9	93,4476	839093	86,0366
Pu-238	36,3	0,0037	762,3	0,0781	87,1	0,0089	571,4	0,0586	2123,1	0,2177	107,7	0,0110	1046,9	0,107	3715,5	0,3810	114,1	0,0117	1445,5	0,1482
Pu-239	4901,4	0,5023	21457,3	2,1991	5285,3	0,5417	19424,5	1,9907	31282,5	3,2076	5443,4	0,5581	25635,8	2,629	37155,0	3,8097	5432,1	0,5570	29701,4	3,0454
Pu-240	2586,2	0,2650	23377,2	2,3958	3071,8	0,3148	20440,9	2,0949	49125,9	5,0371	3162,2	0,3242	30830,7	3,161	75891,0	7,7815	3241,2	0,3323	38284,3	3,9255
Pu-241	934,0	0,0957	7566,5	0,7755	1151,9	0,1181	6584,0	0,6748	13664,9	1,4011	1208,4	0,1239	9362,2	0,960	18182,2	1,8643	1208,4	0,1239	11214,3	1,1499
Pu-242	617,8	0,0633	8165,1	0,8368	1151,9	0,1181	5917,7	0,6065	22247,8	2,2812	1389,1	0,1424	10514,1	1,078	41559,4	4,2613	1502,0	0,1540	14681,3	1,5054
Am-241	420,1	0,0331	6369,4	0,6531	417,9	0,0431	2789,4	0,2860	6369,4	0,6531	441,6	0,0453	4257,6	0,437	8695,8	0,8916	118,6	0,0122	5082,0	0,5211
Am-243	335,4	0,0141	2563,6	0,2629	376,1	0,0344	1151,9	0,1181	2563,6	0,2629	428,0	0,0439	1648,8	0,169	3591,3	0,3682	458,5	0,0470	1987,6	0,2038
Cm-244	160,4	0,0041	725,0	0,0743	169,4	0,0164	450,6	0,0462	725,0	0,0743	214,6	0,0220	557,9	0,057	861,7	0,0884	284,6	0,0292	634,7	0,0651
Cm-245	13,9	0,0003	86,2	0,0088	14,2	0,0014	51,0	0,0052	86,2	0,0088	20,1	0,0021	66,6	0,007	95,8	0,0098	21,9	0,0022	77,2	0,0079
Np-237	1434,3	0,1056	369,3	0,0379	1264,9	0,1471	1185,8	0,1216	369,3	0,0379	1626,2	0,1667	1242,3	0,127	363,6	0,0373	1761,8	0,1806	1197,1	0,1227

Pu için KDM Çizelge 1.6 ile belirtildiği üzere 8 kg'dir. 1 KDM Pu elde etmek için gerekli yakıt miktarları 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY'ler için hesaplanmış ve Çizelge 5.11, Çizelge 5.12 ve Çizelge 5.13 ile sunulmuştur. Çizelgelerde 1 KDM değerinde Pu elde etmek için gerekli olan BTKY değeri, 1 KDM elde etmek için gerekli yakıt demeti sayısı ve bir yakıt demetinden elde edilebilecek KDM miktarı verilmiştir. Bu veriler dikkate alındığında KUOX'den 1 KDM elde etmek için gerekli BTKY'nin diğer KY'lerden daha fazla olduğu görülmektedir. Kullanılmış MOX yakıtları arasında ise, 1 KDM Pu elde etmek için gerekli olan BTKY miktarı $KMOX_{TBZU}$ için diğer $KMOX$ 'lardan daha yüksektir. Bu durumda, TBZU yakıt çevriminde oluşan $KMOX_{TBZU}$ nükleer silah yapımına karşı diğer çevrimlerdeki $KMOX$ 'lardan daha dirençlidir. 1 KDM Pu elde etmek için gerekli BTKY miktarı arttıkça işlenmesi gereken KY miktarı artacağı için çevrim silah yapımına dirençli hale gelmekte ve bu durum nükleer silahsızlanma açısından olumlu olarak değerlendirilmektedir. Çizelge 5.12 ve 5.13'de artan yanma oranlarında tüm KY tipleri için 1 KDM Pu elde edilmesinde gerekli olacak KY miktarının azaldığı ve silahlanmaya karşı direnci düştüğü gözlemlenmektedir.

Çizelge 5.11. KY'lerin KDM açısından değerlendirilmesi (33000 MW-gün/tHM yanma oranı)

KY	1 KDM Pu için gerekli BTKY	1 KDM Pu için gereken yakıt demeti sayısı	Bir yakıt demetinden oluşan KDM Pu
$KUOX_{TG}$	1,05	1,8	0,6
$KMOX_{SYTU}$	0,20	0,3	3,0
$KMOX_{TBZU}$	0,83	1,4	0,7
$KMOX_{TBPu}$	0,22	0,4	2,7
$KMOX1_{SYTU}$	0,10	0,2	5,9
$KMOX1_{TBZU}$	0,76	1,3	0,8
$KMOX1_{TBPu}$	0,14	0,2	4,0
$KMOX2_{SYTU}$	0,07	0,1	8,6
$KMOX2_{TBZU}$	0,73	1,3	0,8
$KMOX2_{TBPu}$	0,12	0,2	4,8

Çizelge 5.12. KY'lerin KDM açısından değerlendirilmesi (40000 MW-gün/tHM yanma oranı)

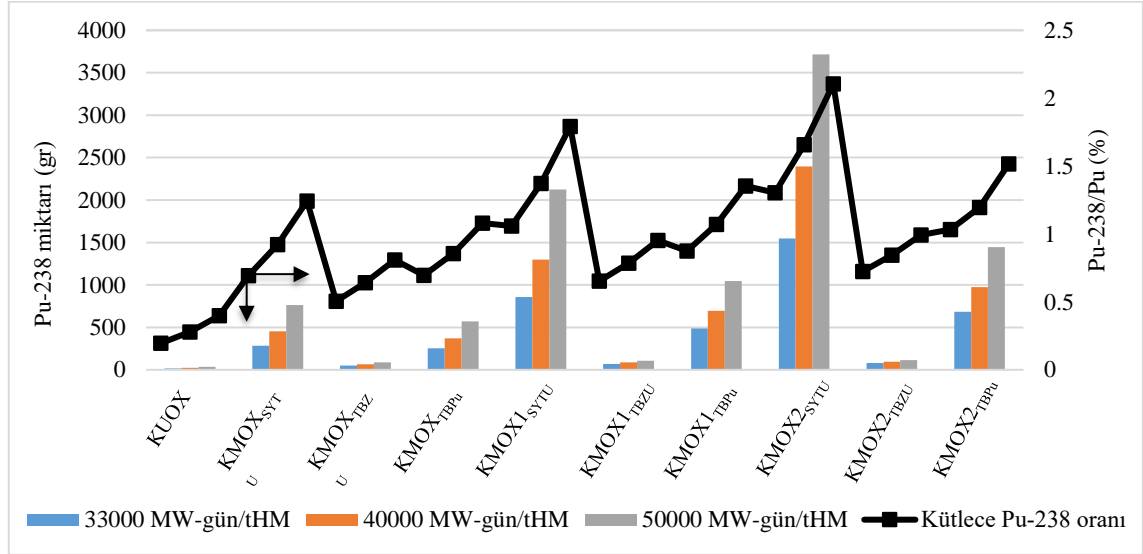
KY	1 KDM Pu için gerekli BTKY	1 KDM Pu için gereken yakıt demeti sayısı	Bir yakıt demetinden oluşan KDM Pu
KUOX _{TG}	0,97	1,7	0,6
KMOX _{SYTU}	0,16	0,3	3,6
KMOX _{TBZU}	0,79	1,4	0,7
KMOX _{TBPu}	0,18	0,3	3,2
KMOX1 _{SYTU}	0,08	0,1	6,9
KMOX1 _{TBZU}	0,73	1,2	0,8
KMOX1 _{TBPu}	0,12	0,2	4,7
KMOX2 _{SYTU}	0,06	0,1	10,5
KMOX2 _{TBZU}	0,71	1,2	0,8
KMOX2 _{TBPu}	0,10	0,2	6,0

Çizelge 5.13. KY'lerin KDM açısından değerlendirilmesi (50000 MW-gün/tHM yanma oranı)

KY	1 KDM Pu için gerekli BTKY	1 KDM Pu için gereken yakıt demeti sayısı	Bir yakıt demetinden oluşan KDM Pu
KUOX _{TG}	0,88	1,5	0,7
KMOX _{SYTU}	0,13	0,2	4,5
KMOX _{TBZU}	0,74	1,3	0,8
KMOX _{TBPu}	0,15	0,3	3,9
KMOX1 _{SYTU}	0,07	0,1	8,6
KMOX1 _{TBZU}	0,71	1,2	0,8
KMOX1 _{TBPu}	0,10	0,2	5,6
KMOX2 _{SYTU}	0,05	0,1	12,9
KMOX2 _{TBZU}	0,70	1,2	0,8
KMOX2 _{TBPu}	0,08	0,1	6,9

Şekil 5.6'da 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY'lerdeki Pu-238 izotoplarının miktarları ve Pu içeriğindeki kütlece oranı karşılaştırılmıştır. SYTU yakıt çevrimlerinde oluşan KMOX'larda Pu-238 miktarı ve Pu içindeki oranı diğer KMOX'lardan daha yüksektir. Bütün KY tipleri için yanma oranı arttıkça Pu-238 miktarının ve Pu içindeki kütlece oranının arttığı görülmektedir. Çizelge 1.3'te en düşük silah yapımı teknolojisinde Pu-238 izotopunun kütlece oranının

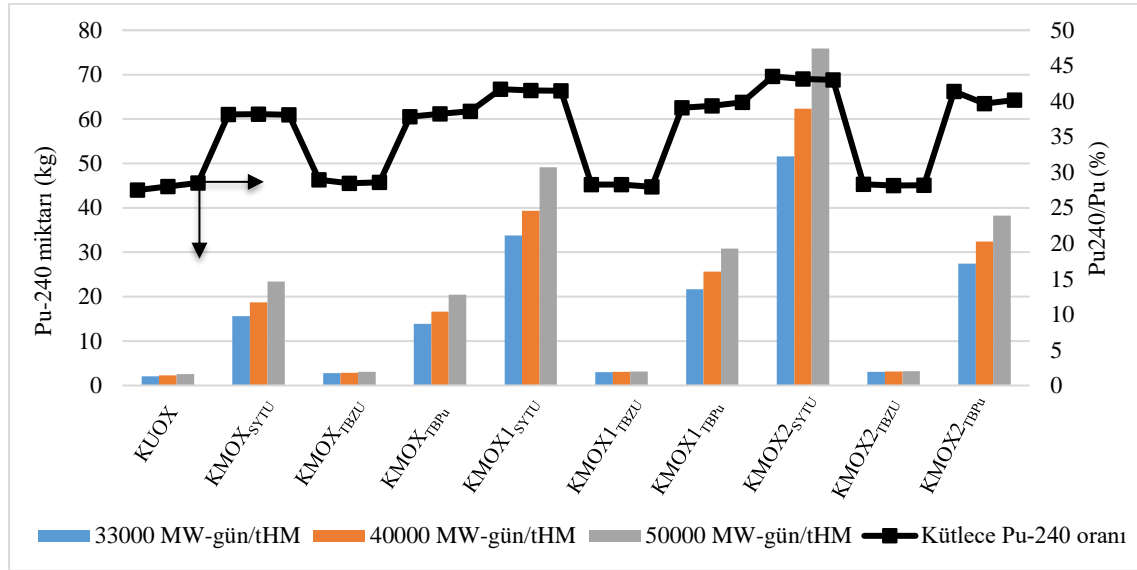
%1,6'dan az olması gerektiği belirtilmektedir. Buna göre, incelenen yakıt çevrimlerinde oluşan KY'lerin düşük seviyede nükleer silah teknolojisi ile işlenmesinde Pu-238 içeriği bakımından kayda değer bir engel bulunmamaktadır. Ancak 50000 MW-gün/tHM yanma oranında oluşan KMOX_{1SYTU} ile KMOX_{2SYTU}'nun Pu-238 içeriği nedeniyle sahip olduğu bozunum ısısı seviyesi, malzemeyi diğer çevrimlere kıyasla nükleer silah yapımına karşı daha dirençli hale getirmektedir.



Şekil 5.6. 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY'lerdeki Pu-238 izotoplarının dağılımı

Şekil 5.7 ile 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY'lerdeki Pu-240 izotoplarının miktarları ve Pu içeriğindeki kütlece oranı karşılaştırılmıştır. Çizelge 1.4'te Pu-240 içeriği göz önüne alınarak hazırlanan Pu tablosunda silah yapımına uygun malzemenin P-240 içeriğinin en fazla %3-7 arasında olması gerektiği belirtilmiştir. Yine aynı tabloda reaktör sınıfı Pu'un Pu-240 içeriği %18-30, MOX sınıfı Pu'ununki ise %30'dan fazla olarak verilmiştir. İncelenen yakıt çevrimlerinde hesaplanan Pu-240 içeriklerinin bu bilgi ile tutarlı olduğu görülmüştür. SYTU çevrimlerindeki KMOX'larda yüksek miktarda Pu üretimine bağlı olarak diğer çevrimlere kıyasla daha fazla miktarda Pu-240 oluştuğu görülmektedir. SYTU çevrimlerinde oluşan KMOX'lardaki Pu-240'in kütlece oranı da diğer çevrimlerden daha yüksek olduğu için nükleer silah yapımına karşı direnç anlamında ön plana çıkmaktadır. TBZU çevrimlerindeki KMOX içinde oldukça az miktarda Pu-240 üretilmekte ve Pu içindeki kütlece oranı yaklaşık olarak KUOX ile aynı seviyededir. MOX yakıtın çoklu

geri dönüşümünde Pu-240 miktarının artışı nükleer silah yapımına karşı direnç konusunda olumlu olarak değerlendirilmektedir.



Şekil 5.7. 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY'lerdeki Pu-240 izotoplarının dağılımı

5.3.2. Yakıt Çevrimleri için Sonuçlar

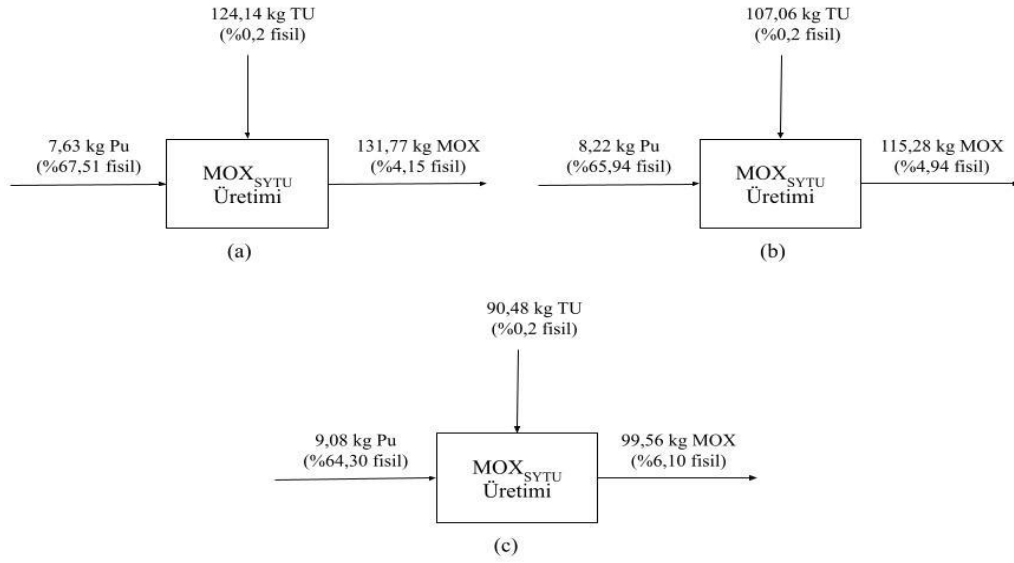
Bu bölümde, yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi için ihtiyaç duyulacak yakıt tipleri, miktarları ve oluşacak KY içerikleri temel alınarak bir karşılaştırma yapılmıştır. Nükleer yakıt çevrimlerinin direncinde yanma oranlarının etkisini gözlemleyebilmek amacıyla analizler 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranları için yapılmıştır.

İhtiyaç duyulacak yakıt tipleri ve miktarları belirlenirken tüm nükleer yakıt çevrimlerinin dengede olduğu varsayılmıştır. Referans reaktörden alınan tüm KY'ın yeniden MOX yakıt olarak çevrime gönderildiği varsayılmıştır. Bu koşullarda, tüm çevrimlerde reaktöre yüklenen MOX ve UOX miktarları, 1GWe-yıl enerji üretimi için normalize edilmiştir. Nükleer silahsızlanma açısından önemli parametreler için normalize edilmiş değerler esas alınarak çevrimler karşılaştırılmıştır.

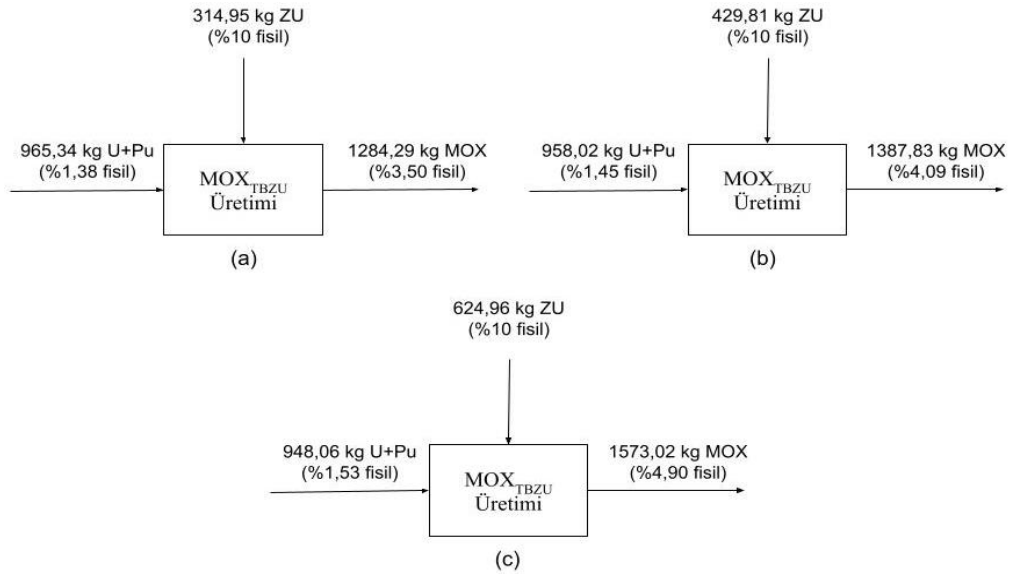
5.3.2.1 Çevrimlerde İhtiyaç Duyulacak Yakıt Tipi ve Miktarları

Yakıt çevrimleri için malzeme akışları belirlenirken, senaryoya bağlı olarak öncelikle 1 ton kullanılmış UOX, MOX ve MOX1'den elde edilebilecek ve 33000 MW-gün/tHM,

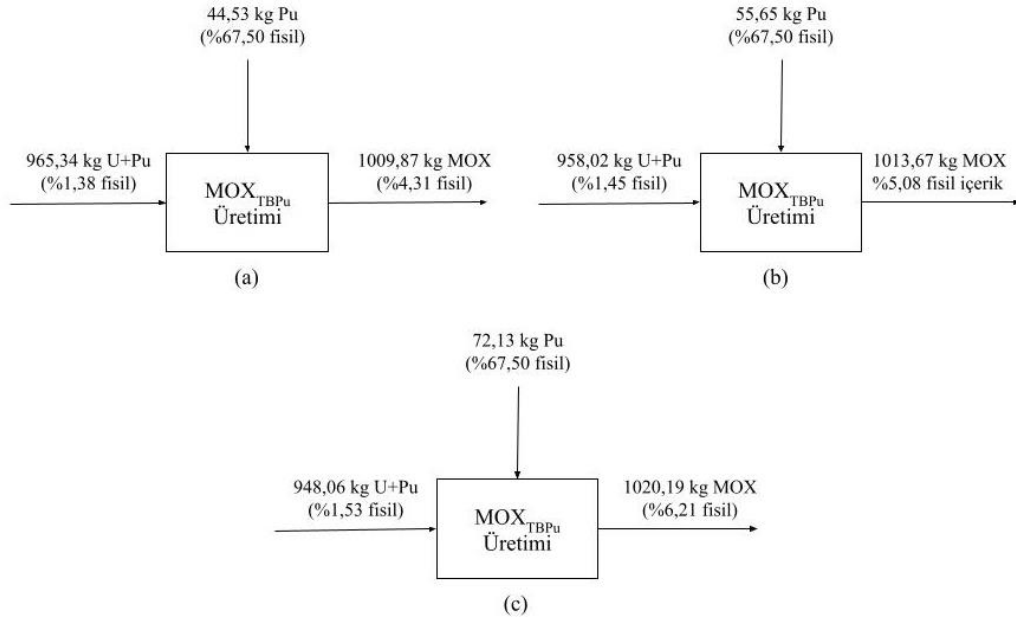
40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına ulaşabilecek yeni yakıt miktarları belirlenmiştir. Sonrasında 1 ton için hesaplanan değerlerden çevrimde oluşan yıllık KY miktarları dikkate alınarak üretilebilecek yeni yakıt miktarları hesaplanmış ve 1 GWe üretimi için reaktöre yüklenen tüm yakıt miktarları ve tipleri belirlenmiştir. Şekil 5.8 ile Şekil 5.16 arasında tüm çevrimler için farklı tipteki 1 ton KY'den elde edilebilecek yeni yakıt miktarlarına ait malzeme akışları verilmiştir.



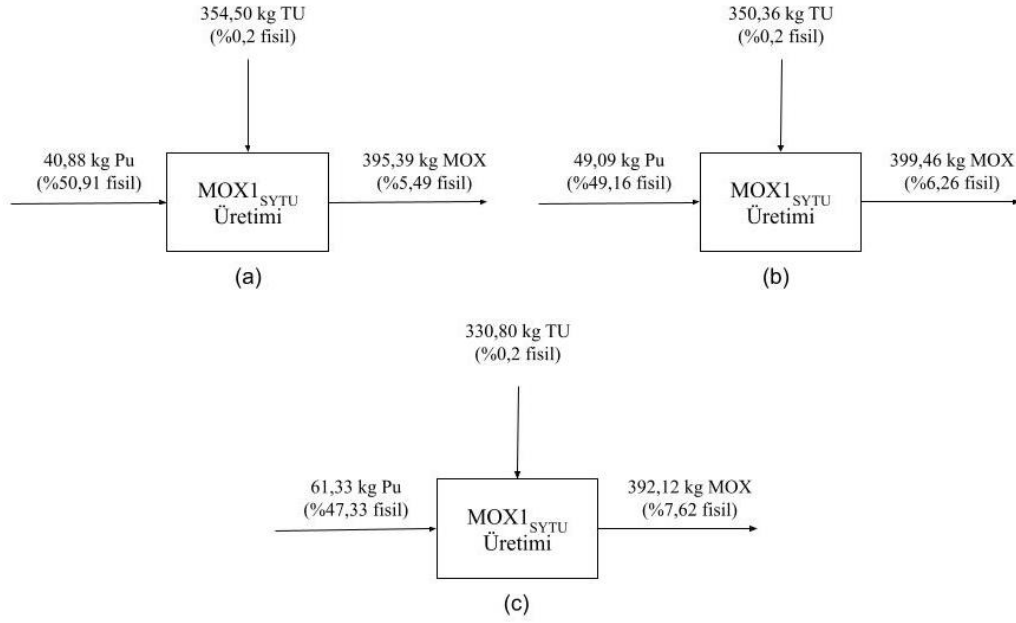
Şekil 5.8. MOX_{SYTU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM



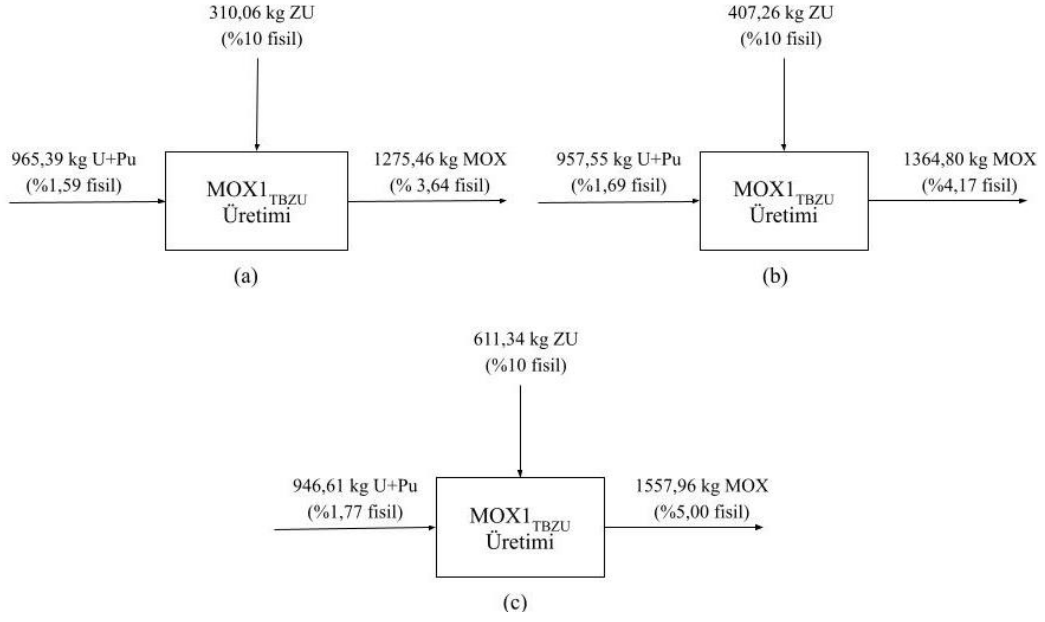
Şekil 5.9. MOX_{TBZU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM



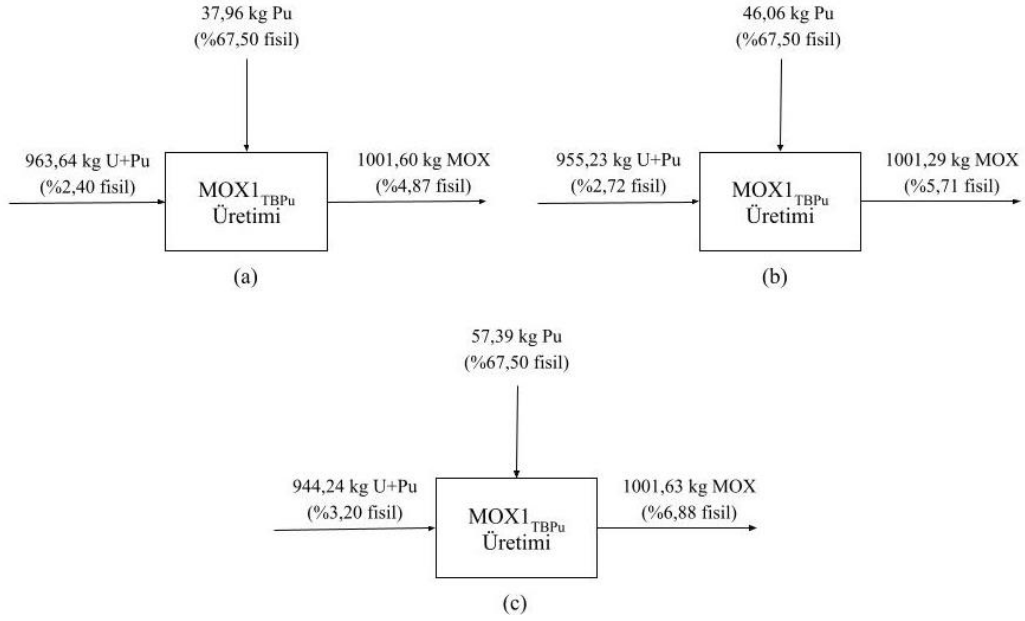
Şekil 5.10. MOX_{TBPu} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM



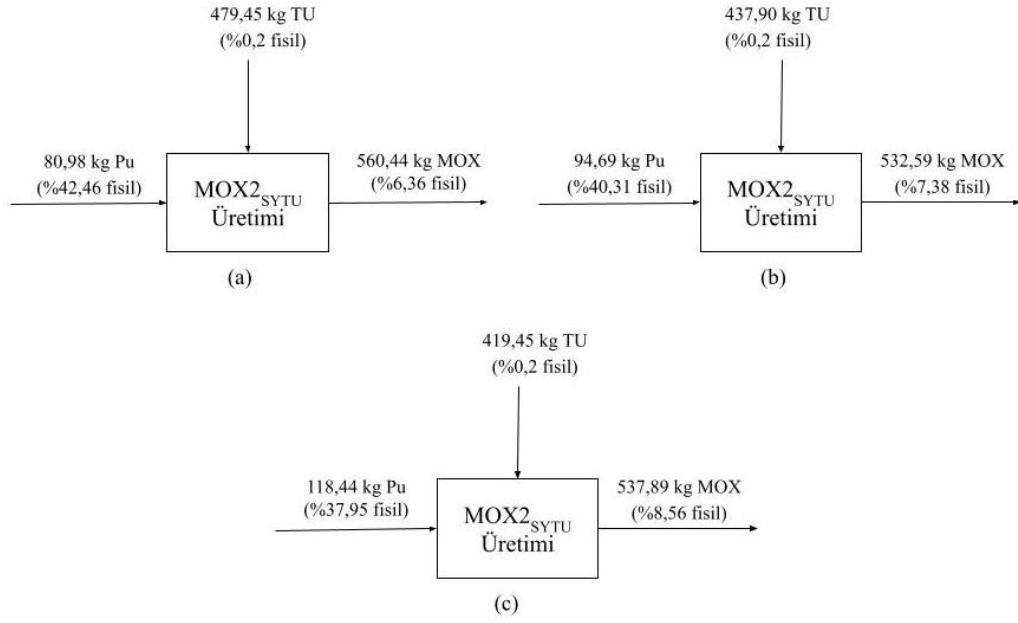
Şekil 5.11. MOX_{1SYTU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM



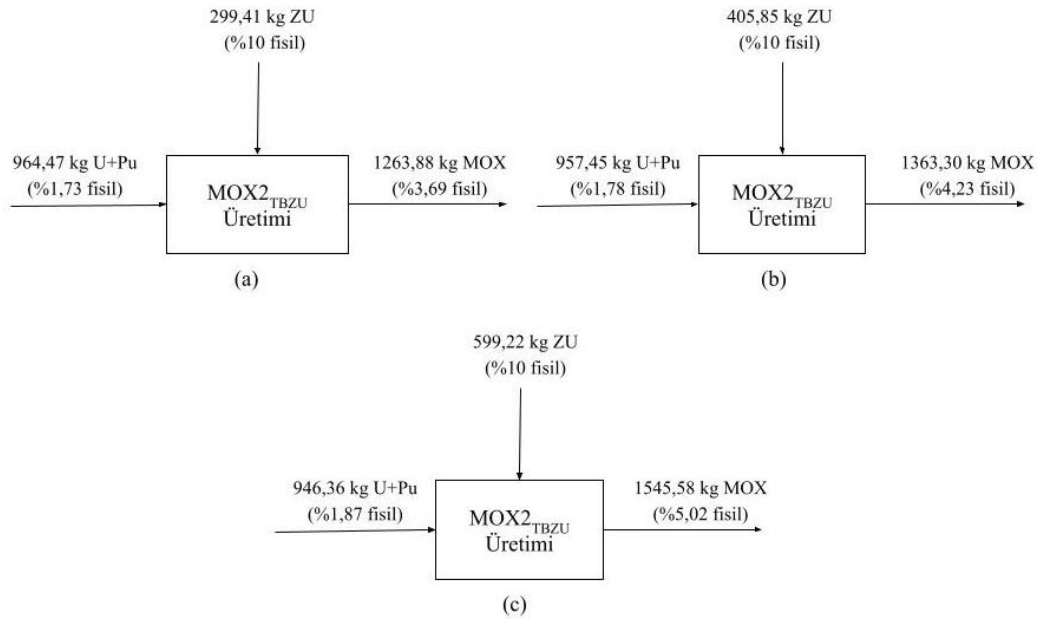
Şekil 5.12. MOX₁_{TBZU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM



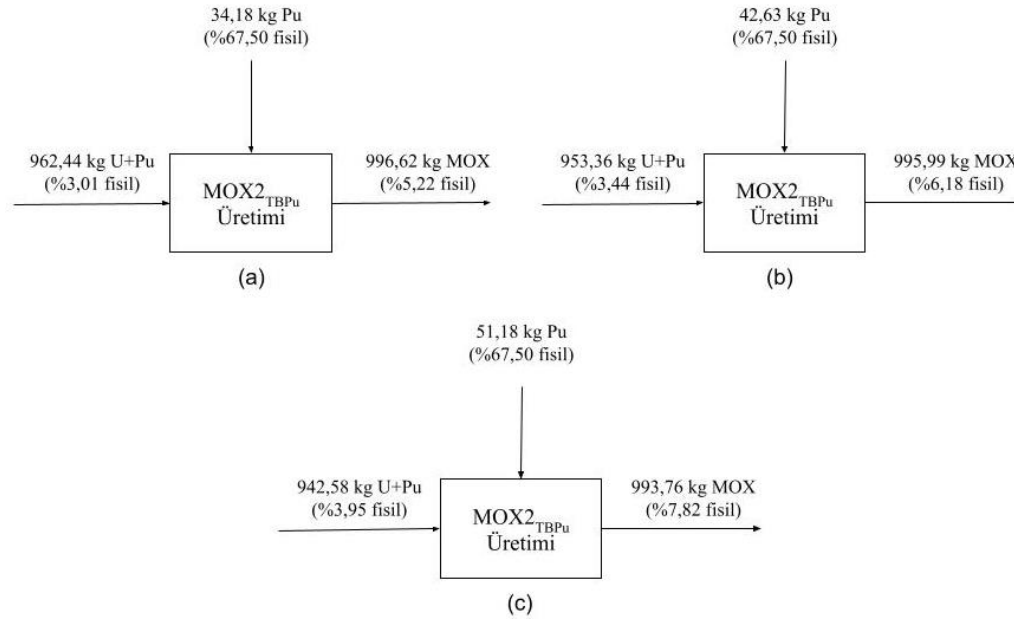
Şekil 5.13. MOX₁_{TBpu} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM



Şekil 5.14. MOX₂_{SYTU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM



Şekil 5.15. MOX₂_{TBZU} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM



Şekil 5.16. MOX2_{TBPu} için malzeme akışı, (a) 33000 MW-gün/tHM, (b) 40000 MW-gün/tHM, (c) 50000 MW-gün/tHM

Genel özellikleri Bölüm 3.1 ile verilen referans reaktörün 1 GWe-yıl enerji elde etmek için ihtiyaç duyduğu taze UOX yakıt miktarı önceki bölümde verilen Denklem 4.3 ile hesaplanmıştır:

$$M_{UO_2} = \frac{P * 365 * C}{\eta * B} \quad \text{Denklem 4.3}$$

$$M_{UO_2} = \frac{1000 MWe * 365 * 80}{32,5 * 33000 MW - gün/tU} = 27,23 \text{ ton } UO_2$$

40000 MW-gün/tU ve 50000 MW-gün/tU yanma oranı için yıllık taze yakıt ihtiyacı sırasıyla 22,46 ton ve 17,96 ton olarak hesaplanmıştır. Tek geçişli yakıt çevrimi, kapalı yakıt çevrimi ve MOX yakıtı geri dönüşüm uygulanan kapalı yakıt çevriminde 1 GWe-yıl elektrik üretmek için ihtiyaç duyulan UOX, MOX, MOX1 ve MOX2 miktarları hesaplanmış ve Çizelge 5.14'de verilmiştir. MOX yakıt iki defa çoklu geri dönüşüme tabi tutulmuştur. Çevrimlerde oluşan KMOX'tan MOX1, KMOX1'den MOX2 üretilirken KMOX2'nin atık olarak bertaraf edildiği varsayılmıştır.

Çizelge 5.14. 1 GWe-yıl elektrik üretimi için gerekli UOX ve MOX yakıt miktarları

Yanma Oranı, MW-gün/tHM	Yakıt	Nükleer Yakıt Çevrimi			
		TG (ton)	SYTU (ton)	TBZU (ton)	TBPu (ton)
33000	UOX	27,23	24,09	11,50	13,52
	MOX	-	3,14	15,73	13,71
40000	UOX	22,46	20,17	8,98	11,12
	MOX	-	2,29	13,48	11,34
50000	UOX	17,96	16,35	6,71	8,85
	MOX	-	1,61	11,25	9,11
<i>MOX yakıtta çoklu geri dönüşüm uygulandığı durum</i>					
33000	UOX		22,83	4,92	6,78
	MOX		2,98	7,57	6,94
	MOX1		1,12	7,45	6,76
	MOX2		0,31	7,29	6,75
40000	UOX		19,22	2,94	5,48
	MOX		2,19	4,37	5,66
	MOX1		0,83	6,41	5,66
	MOX2		0,22	8,74	5,66
50000	UOX		15,69	1,97	4,27
	MOX		1,54	4,04	4,57
	MOX1		0,57	6,25	4,57
	MOX2		0,15	5,71	4,55

Çizelge 5.14 ile verilen UOX ve MOX yakıt miktarlarının normalize edilmiş değeriyle yakıt çevrimlerinde oluşan KY kompozisyonları hesaplanmıştır. 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarında tek geçişli yakıt çevrimi ve kapalı yakıt çevriminde oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonları Çizelge 5.15, Çizelge 5.16 ve Çizelge 5.17 ile, MOX yakıtta çoklu geri dönüşüm uygulanan kapalı yakıt çevriminde oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonları Çizelge 5.18, Çizelge 5.19 ve Çizelge 5.20 ile verilmiştir.

Çizelge 5.15 Tek geçişli ve kapalı yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 33000 MW-gün/tHM

İzotop	TG kg	SYTU kg	TBZU kg	TBPu kg
U-234	3,99772E+03	3,61913E+03	4,63716E+03	3,48675E+03
U-235	2,24180E+05	2,02329E+05	2,43008E+05	1,70915E+05
U-236	1,11014E+05	9,89582E+04	1,49203E+05	1,14420E+05
U-238	2,57392E+07	2,56648E+07	2,56503E+07	2,53675E+07
Toplam U	2,60784E+07	2,59697E+07	2,60471E+07	2,56564E+07
Pu-238	4,05922E+02	1,24810E+03	9,38799E+02	3,70091E+03
Pu-239	1,21162E+05	1,56789E+05	1,28977E+05	2,55253E+05
Pu-240	5,71981E+04	9,94841E+04	6,82108E+04	2,18851E+05
Pu-241	1,92506E+04	3,27226E+04	2,37977E+04	7,18032E+04
Pu-242	9,96355E+03	2,19906E+04	1,80633E+04	5,69729E+04
Toplam Pu	2,07980E+05	3,12235E+05	2,39987E+05	6,06581E+05
Am-241	6,42710E+03	1,18138E+04	8,22113E+03	2,73460E+04
Am-243	1,77745E+03	3,93849E+03	4,25001E+03	1,06219E+04
Cm-244	3,65945E+02	1,07106E+03	1,43170E+03	3,29397E+03
Cm-245	1,87893E+01	8,67478E+01	9,63943E+01	3,01976E+02
Np-237	1,51606E+04	1,42008E+04	1,93526E+04	1,75916E+04

Çizelge 5.16. Tek geçişli ve kapalı yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 40000 MW-gün/tHM

İzotop	TG kg	SYTU kg	TBZU kg	TBPu kg
U-234	3,60182E+03	3,31363E+03	4,21090E+03	3,12790E+03
U-235	1,89223E+05	1,72636E+05	2,10236E+05	1,41959E+05
U-236	1,12113E+05	1,01225E+05	1,49419E+05	1,13265E+05
U-238	2,10276E+07	2,09576E+07	2,09362E+07	2,06432E+07
Toplam U	2,13325E+07	2,12347E+07	2,13001E+07	2,09016E+07
Pu-238	5,14909E+02	1,50155E+03	1,08287E+03	4,46889E+03
Pu-239	1,03743E+05	1,34609E+05	1,10443E+05	2,37079E+05
Pu-240	5,17445E+04	8,94791E+04	5,96625E+04	2,13900E+05
Pu-241	1,80599E+04	3,01318E+04	2,16230E+04	7,01647E+04
Pu-242	1,06533E+04	2,27823E+04	1,79013E+04	5,83008E+04
Toplam Pu	1,84715E+05	2,78504E+05	2,10712E+05	5,83913E+05
Am-241	6,11291E+03	1,11641E+04	7,58991E+03	2,78745E+04
Am-243	2,15093E+03	4,34141E+03	4,54458E+03	1,14525E+04
Cm-244	5,37733E+02	1,33286E+03	1,75283E+03	3,85257E+03
Cm-245	2,86622E+01	1,08926E+02	1,28702E+02	3,77950E+02
Np-237	1,63349E+04	1,53579E+04	2,10552E+04	1,91144E+04

Çizelge 5.17. Tek geçişli ve kapalı yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 50000 MW-gün/tHM

İzotop	TG kg	SYTU kg	TBZU kg	TBPu kg
U-234	3,18446E+03	2,98471E+03	3,65433E+03	2,77269E+03
U-235	1,56586E+05	1,44394E+05	1,74873E+05	1,15102E+05
U-236	1,12774E+05	1,03112E+05	1,47953E+05	1,11332E+05
U-238	1,65916E+07	1,65245E+07	1,65026E+07	1,62003E+07
Toplam U	1,68642E+07	1,67750E+07	1,68291E+07	1,64295E+07
Pu-238	6,51090E+02	1,81745E+03	1,22258E+03	5,52913E+03
Pu-239	8,80290E+04	1,14625E+05	9,23463E+04	2,20401E+05
Pu-240	4,64485E+04	7,98481E+04	5,19091E+04	2,09187E+05
Pu-241	1,67742E+04	2,74290E+04	1,92252E+04	6,82720E+04
Pu-242	1,10949E+04	2,32193E+04	1,71019E+04	5,94018E+04
Toplam Pu	1,62998E+05	2,46939E+05	1,81805E+05	5,62791E+05
Am-241	5,80088E+03	1,55142E+04	6,89307E+03	2,82817E+04
Am-243	2,47450E+03	6,37144E+03	4,69698E+03	1,17180E+04
Cm-244	7,24095E+02	1,82406E+03	2,07409E+03	4,46369E+03
Cm-245	4,78674E+01	1,82011E+02	1,74104E+02	4,88837E+02
Np-237	1,84979E+04	1,74366E+04	2,30445E+04	1,99184E+04

Çizelge 5.18. MOX yakıta çoklu geri dönüşüm uygulanan yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 33000 MW-gün/tHM

İzotop	Ç-SYTU kg	Ç-TBZU kg	Ç-TBPu kg
U-234	3,52807E+03	5,32052E+03	3,15775E+03
U-235	1,93762E+05	2,67269E+05	1,14680E+05
U-236	9,40441E+04	2,00475E+05	1,12510E+05
U-238	2,55597E+07	2,55301E+07	2,48493E+07
Toplam U	2,58510E+07	2,60032E+07	2,50796E+07
Pu-238	2,62040E+03	1,53577E+03	9,77513E+03
Pu-239	1,85174E+05	1,35661E+05	4,15749E+05
Pu-240	1,48039E+05	7,63923E+04	4,42474E+05
Pu-241	4,62652E+04	2,76144E+04	1,37833E+05
Pu-242	4,11498E+04	2,80977E+04	1,23109E+05
Toplam Pu	4,23247E+05	2,69301E+05	1,12894E+06
Am-241	1,75007E+04	9,72913E+03	5,47911E+04
Am-243	5,92676E+03	7,13832E+03	2,09722E+04
Cm-244	1,54051E+03	2,69395E+03	6,01459E+03
Cm-245	1,31178E+02	1,98552E+02	5,50237E+02
Np-237	1,38201E+04	2,40731E+04	1,89237E+04

Çizelge 5.19. MOX yakıtta çoklu geri dönüşüm uygulanan yakıt çevriminde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan KY kompozisyonu, 40000 MW-gün/tHM

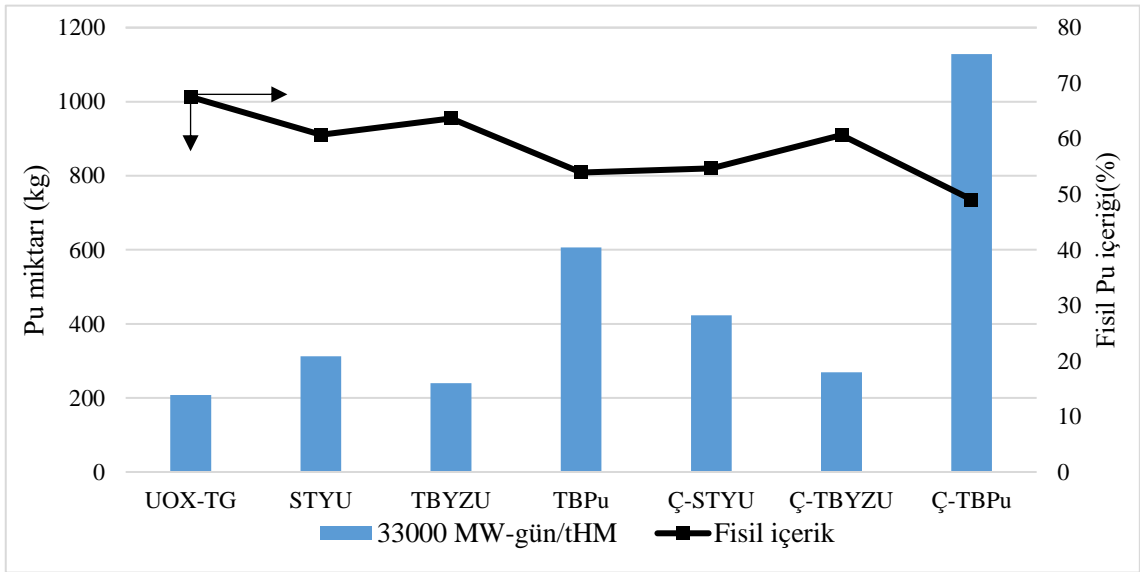
İzotop	Ç-SYTU kg	Ç-TBZU kg	Ç-TBPu kg
U-234	3,26755E+03	4,81201E+03	2,96249E+03
U-235	1,65975E+05	2,32069E+05	9,25678E+04
U-236	9,67184E+04	2,04771E+05	1,08534E+05
U-238	2,08651E+07	2,08242E+07	2,01197E+07
Toplam U	2,11310E+07	2,12659E+07	2,03238E+07
Pu-238	3,03341E+03	1,73710E+03	1,16955E+04
Pu-239	1,57869E+05	1,16819E+05	3,95425E+05
Pu-240	1,31591E+05	6,70512E+04	4,35155E+05
Pu-241	4,16649E+04	2,46820E+04	1,34874E+05
Pu-242	4,16319E+04	2,72167E+04	1,44505E+05
Toplam Pu	3,75790E+05	2,37506E+05	1,12165E+06
Am-241	1,62649E+04	8,88765E+03	5,42307E+06
Am-243	6,25414E+03	7,57808E+03	1,32579E+04
Cm-244	1,81460E+03	3,35244E+03	4,52013E+03
Cm-245	1,58123E+02	2,74114E+02	4,63017E+02
Np-237	1,49682E+04	2,69961E+04	3,81423E+04

Çizelge 5.20. MOX yakıtta çoklu geri dönüşüm uygulanan yakıt çevriminde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucu oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonu, 50000 MW-gün/tHM

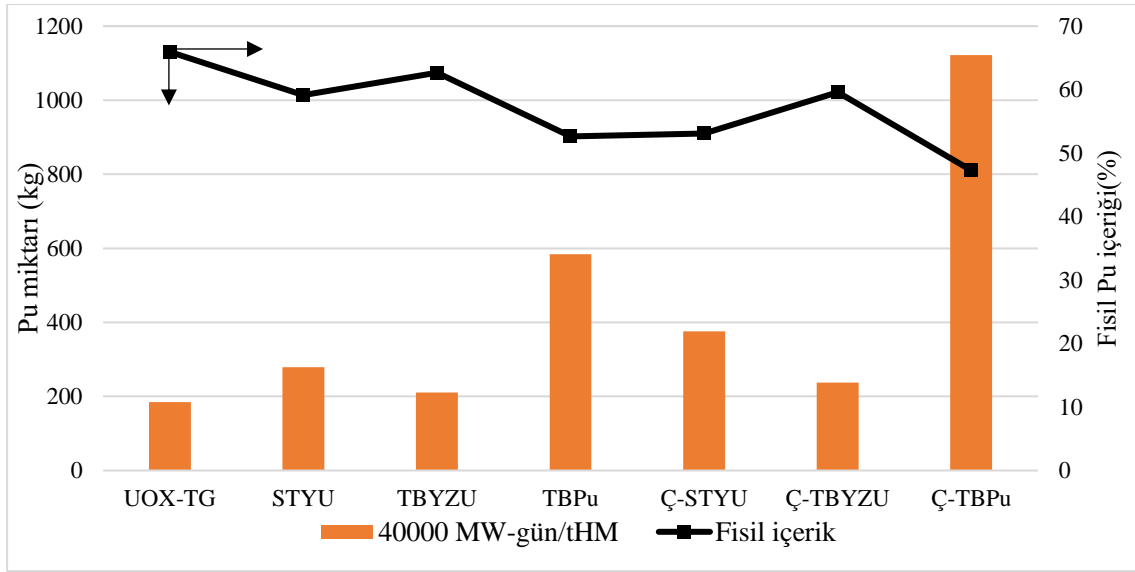
İzotop	Ç-SYTU kg	Ç-TBZU kg	Ç-TBPu kg
U-234	2,27574E+05	4,09432E+03	2,82313E+03
U-235	2,38469E+08	1,91150E+05	7,27306E+04
U-236	4,01888E+07	1,90923E+05	1,03510E+05
U-238	1,97341E+13	1,64181E+07	1,57056E+07
Toplam U	2,00912E+13	1,68043E+07	1,58847E+07
Pu-238	6,71085E+05	1,74680E+03	1,41240E+04
Pu-239	2,54718E+09	9,59931E+04	3,61924E+05
Pu-240	1,46430E+09	5,57438E+04	4,19449E+05
Pu-241	1,71167E+08	2,09341E+04	1,27858E+05
Pu-242	1,22182E+08	2,31152E+04	1,44493E+05
Toplam Pu	1,34803E+10	1,97533E+05	1,06785E+06
Am-241	4,98303E+07	5,76761E+03	5,66943E+04
Am-243	8,55643E+06	2,90042E+02	2,24261E+04
Cm-244	7,08506E+05	1,01814E+03	7,66691E+03
Cm-245	5,62617E+03	3,47714E+01	9,00404E+02
Np-237	9,21213E+06	7,16041E+03	2,09405E+04

İncelenen çevrimlerde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarındaki KY'lerde oluşan Pu miktarları ve toplam Pu239, Pu-241 kütlece oranları Şekil 5.17, Şekil 5.18, Şekil 5.19'de karşılaştırılmıştır. Yanma oranının artmasıyla Pu üretiminin tüm çevrimlerde azaldığı görülmüştür. MOX yakıtın geri dönüşüme tabi tutulduğu kapalı yakıt çevrimlerinde üretilen Pu miktarının arttığı ancak fisil Pu içeriğinin azaldığı görülmüştür. Tüm yakıt çevrimi senaryoları arasında en fazla Pu üretimi Ç-TBPu yakıt çevriminde oluşurken en yüksek fisil Pu izotopları kütlece oranının TG çevriminde olduğu görülmüştür.

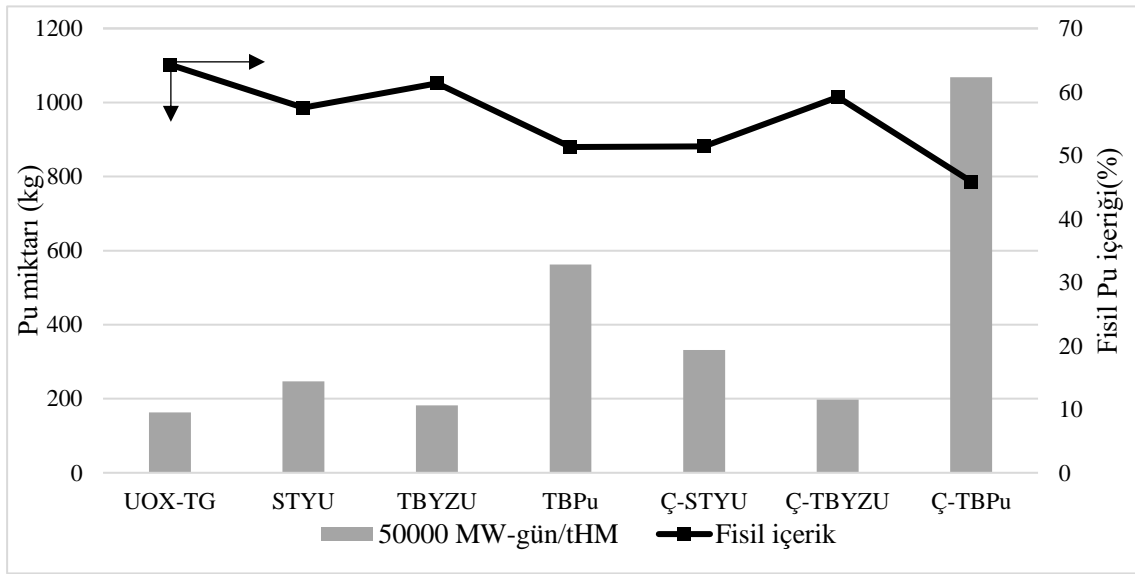
TBZU ve Ç-TBZU yakıt çevrimlerinde diğer kapalı yakıt çevrimi senaryolarına göre daha az miktarda Pu üretilmiştir. Ancak bu iki senaryodaki fisil Pu izotoplarının kütlece oranı diğer kapalı yakıt çevrim senaryolarındakinden daha yüksektir. KY'ye ayırma işlemleri uygulanması sonucunda elde edilebilecek fisil Pu miktarı göz önüne alındığında TBZU ve Ç-TBZU çevrimleri diğer yakıt çevrimlerine kıyasla nükleer silah yapımına karşı en dirençli yakıt çevrimleri olarak kabul edilebilir. TBZU ve Ç-TBZU çevrimlerinden elde edilebilecek fisil Pu miktarı arasındaki fark incelenen her bir yanma oranı için %5 mertebesindedir.



Şekil 5.17. 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu miktarı ve fisil izotop içeriği (33000 MW-gün/tHM)



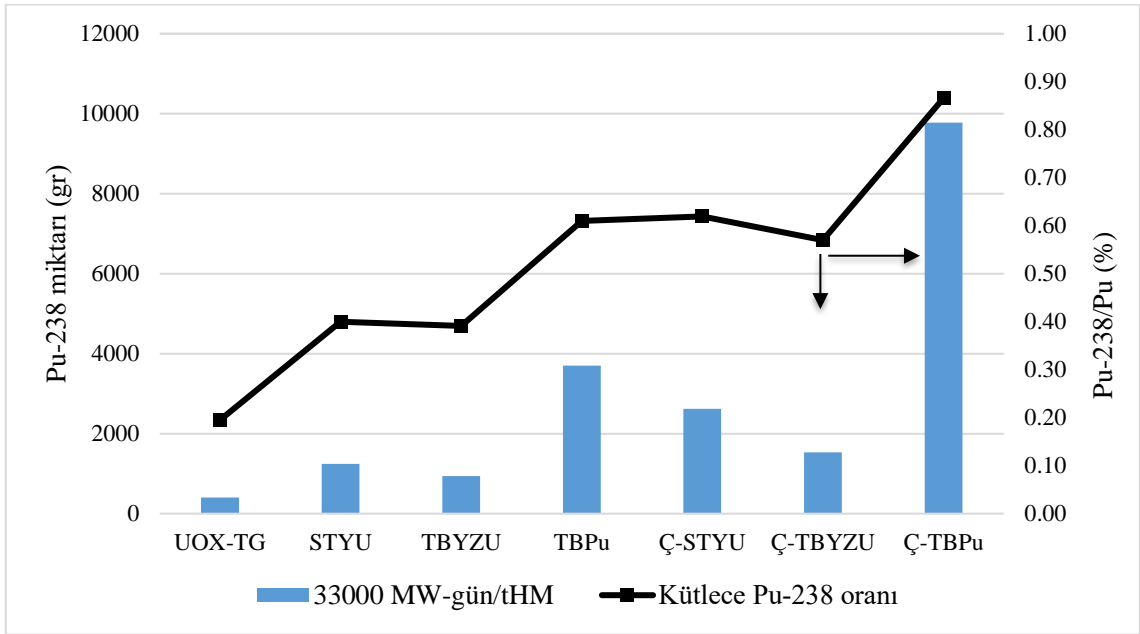
Şekil 5.18. 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu miktarı ve fisil izotop içeriği (40000 MW-gün/tHM)



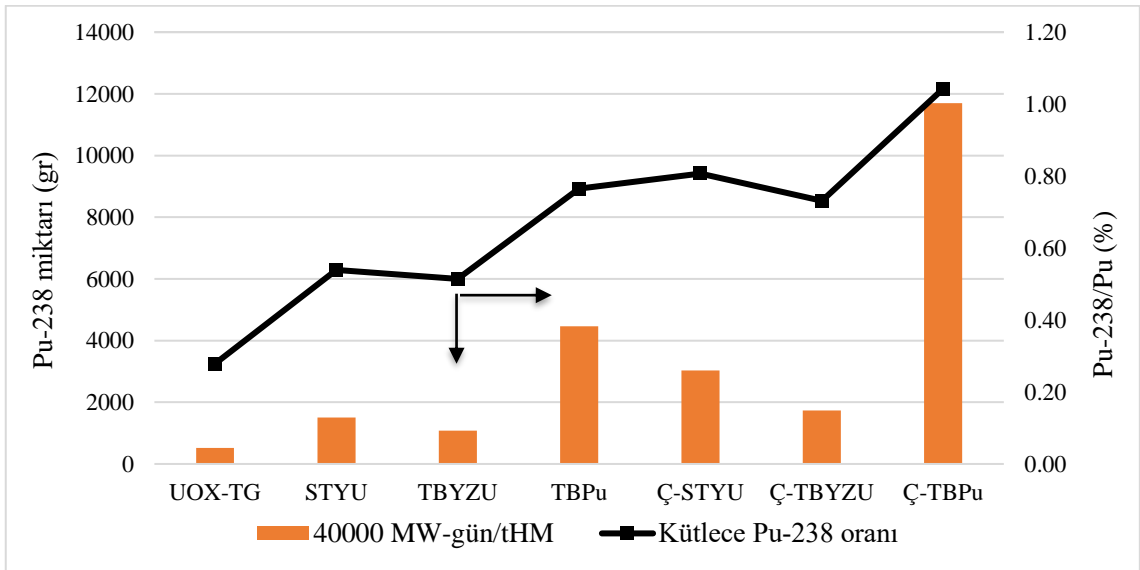
Şekil 5.19. 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu miktarı ve fisil izotop içeriği (50000 MW-gün/tHM)

İncelenen yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranları için KY'lerdeki Pu-238 miktarları ve kütlece oranları Şekil 20, Şekil 21 ve Şekil 5.22 ile karşılaştırılmıştır. Yanma oranının artışıyla KY'de oluşan Pu-238 içeriği artmaktadır. İncelenen yakıt çevrimlerinde oluşan Pu-238 içerikleri, malzemenin nükleer silah yapımı için gereken fisil Pu izotoplarının ayırma işlemlerine engel olabilecek seviyede artık ısı üretimine yol

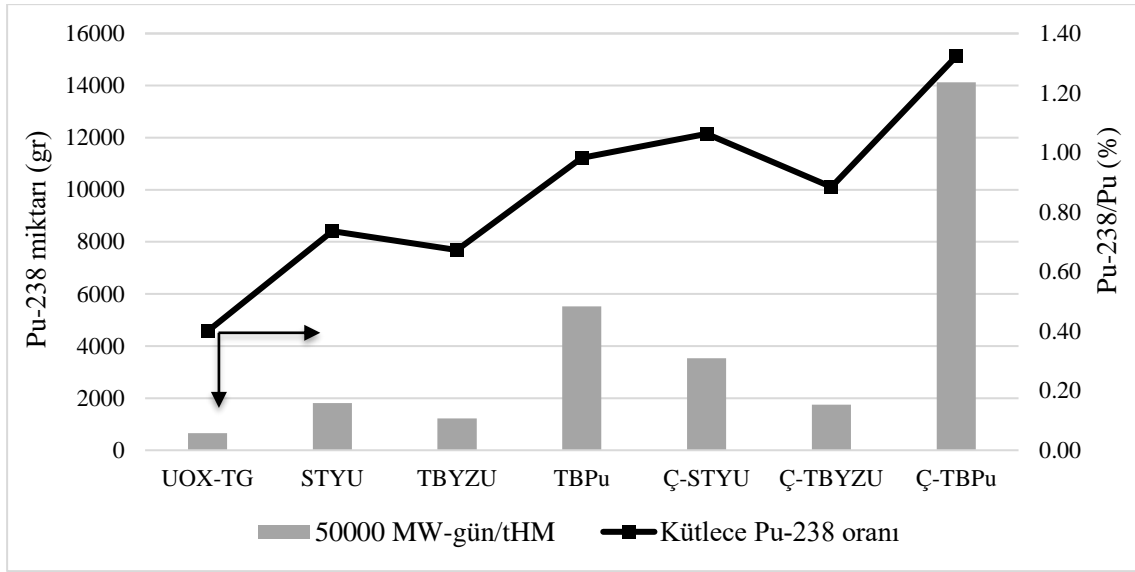
açmamaktadır. Buna rağmen 50000 MW-gün/tHM yanma oranında Ç-TBPu çevriminde oluşan KY'deki Pu-238 (%1,32) içeriği, malzemeyi düşük seviye nükleer silah teknolojisi ile işlenemez kıldığı için nükleer silah yapımına direnç anlamında ön plana çıkmaktadır. MOX yakıtın çoklu geri dönüşüme tabi tutulduğu kapalı yakıt çevrimi Pu-238 içeriğinin göreceli olarak artmasına neden olmuştur.



Şekil 5.20. 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu-238 dağılımı (33000 MW-gün/tHM)

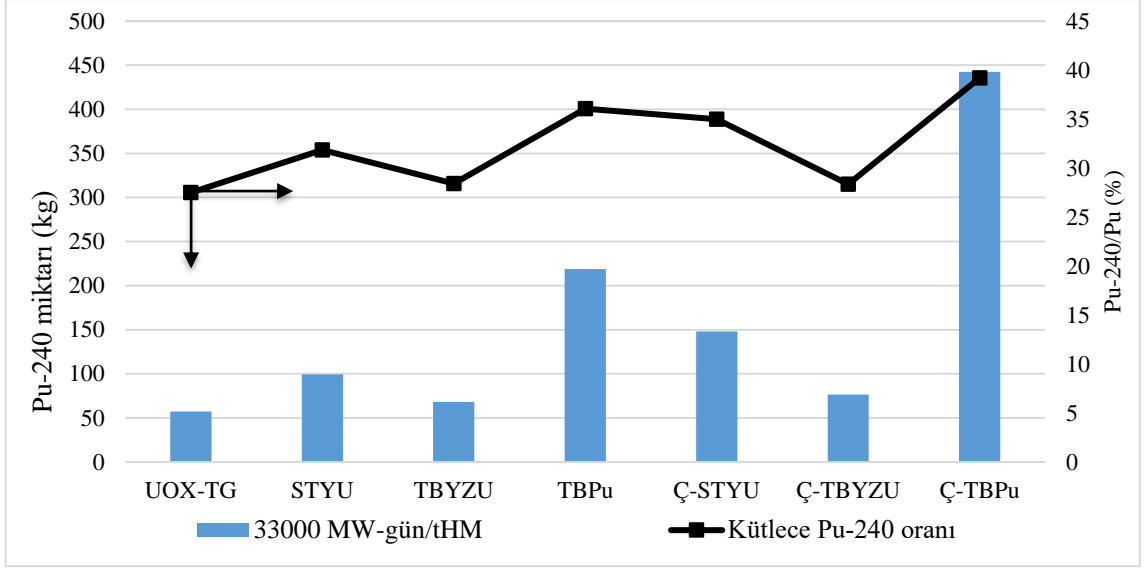


Şekil 5.21. 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu-238 dağılımı (50000 MW-gün/tHM)

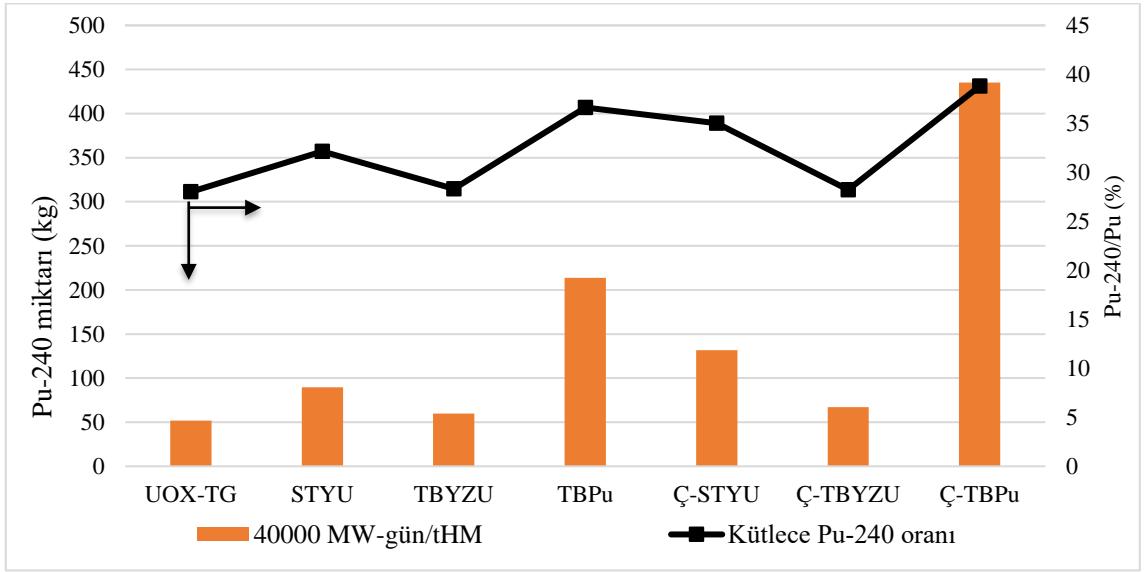


Şekil 5.22. 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda KY'lerde oluşan Pu-238 dağılımı (50000 MW-gün/tHM)

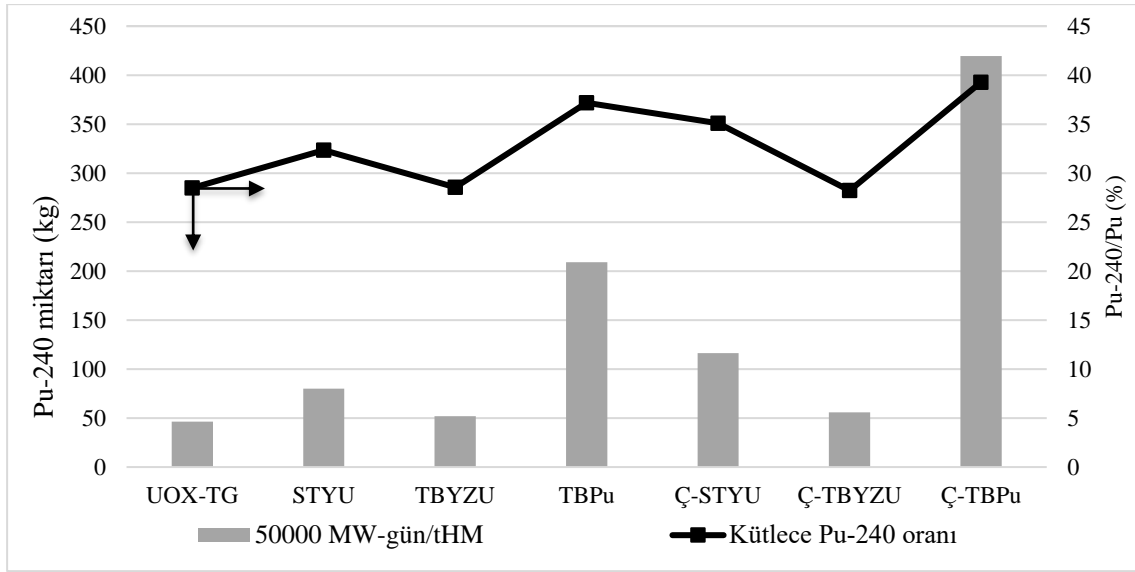
1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip KY'lerde Pu-240 miktarları ve kütlece oranları Şekil 23, Şekil 5.24 ve Şekil 5.25 ile karşılaştırılmıştır. Yanma oranının artışıyla KY'lerde oluşan Pu-240 miktarı azalırken Pu-240'ın kütlece oranı neredeyse sabit kalmaktadır. İncelenen kapalı yakıt çevrimlerinin tümünde BTKY'lerdeki Pu-240 miktarları artan yanma oranı ile birlikte artmaktadır. Ancak UOX ve MOX yakıtlar, çevrim senaryosuna bağlı olarak, farklı oranlarda reaktöre yüklendiği için 1 GWe-yıl elektrik üretimi için gereken yakıt ihtiyacının normalizasyonunda Pu-240 oluşum miktarının eğilimi değişmiştir. TBPu ve Ç-TBPu yakıt çevrimlerinde diğer kapalı yakıt çevrimi senaryolarına göre daha fazla miktarda Pu-240 oluşmaktadır. TBPu ve Ç-TBPu çevrimleri sahip olduğu Pu-240 içeriği nedeniyle nükleer silah yapımına karşı diğer kapalı yakıt çevrimlerinden daha dirençlidir. MOX yakıtın çoklu geri dönüşüme tabi tutulmasıyla Pu-240 miktarı Pu üretiminin artması nedeniyle artmıştır. Ancak geri dönüşüm uygulanan kapalı çevrimlerde oluşan Pu-240'ın kütlece oranı diğer kapalı yakıt çevrimlerine kıyasla yaklaşık %2 oranında artmıştır.



Şekil 5.23. 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan KY'lerde Pu-240 dağılımı (33000 MW-gün/tHM)



Şekil 5.24. 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan KY'lerde Pu-240 dağılımı (40000 MW-gün/tHM)



Şekil 5.25. 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan KY'lerde Pu-240 dağılımı (50000 MW-gün/tHM)

KDM Pu elde etmek için gerekli yakıt miktarları 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarına sahip 1 GWe-yıl elektrik üretiminden oluşan KY'ler için hesaplanmış ve Çizelge 5.21, Çizelge 5.22 ve Çizelge 5.23'de sunulmuştur. Çizelgelerde 1 KDM değerinde Pu elde etmek için gerekli olan BTKY değeri, 1 KDM elde etmek için gerekli yakıt demeti sayısı ve 1 yakıt demetinden oluşan KDM miktarı verilmiştir. Bu veriler dikkate alındığında TG yakıt çevriminde 1 KDM Pu elde etmek için gerekli BTKY diğer çevrimlerden daha fazladır. Kapalı yakıt çevrimlerinde elde edilebilen 1 KDM Pu değerleri göz önüne alındığında TBPu ve Ç-TBPu çevrimleri nükleer silah yapımına karşı diğer çevrimlerden daha az dirençlidir.

Çizelge 5.21. 1 GWe-yıl elektrik üretiminde KDM elde edilebilecek BTKY miktarları, 33000 MW-gün/tHM

Çevrim	1 KDM için gerekli BTKY	1 KDM için gereken yakıt demeti sayısı	1 yakıt demetinden elde edilebilecek KDM Pu
TG	1,05	1,8	0,56
SYTU	0,70	1,2	0,84
TBZU	0,91	1,6	0,64
TBPu	0,36	0,6	1,62
Ç-SYTU	0,51	0,9	1,13
Ç-TBZU	0,81	1,4	0,72
Ç-TBPu	0,19	0,3	3,02

Çizelge 5.22. 1 GWe-yıl elektrik üretiminde KDM elde edilebilecek BTKY miktarları, 40000 MW-gün/tHM

Çevrim	1 KDM için gerekli BTKY	1 KDM için gereken yakıt demeti sayısı	Bir yakıt demetinden elde edilebilecek KDM Pu
TG	0,97	1,7	0,60
SYTU	0,65	1,1	0,90
TBZU	0,85	1,5	0,68
TBPu	0,31	0,5	1,89
Ç-SYTU	0,48	0,8	1,22
Ç-TBZU	0,76	1,3	0,77
Ç-TBPu	0,16	0,3	3,64

Çizelge 5.23. 1 GWe-yıl elektrik üretiminde KDM elde edilebilecek BTKY miktarları, 50000 MW-gün/tHM

Çevrim	1 KDM Pu için gerekli BTKY	1 KDM Pu için gereken yakıt demeti sayısı	Bir yakıt demetinden elde edilebilecek KDM Pu
TG	0,88	1,5	0,66
SYTU	0,58	1,0	1,00
TBZU	0,79	1,4	0,74
TBPu	0,26	0,4	2,28
Ç-SYTU	0,43	0,7	1,35
Ç-TBZU	0,73	1,2	0,80
Ç-TBPu	0,13	0,2	4,33

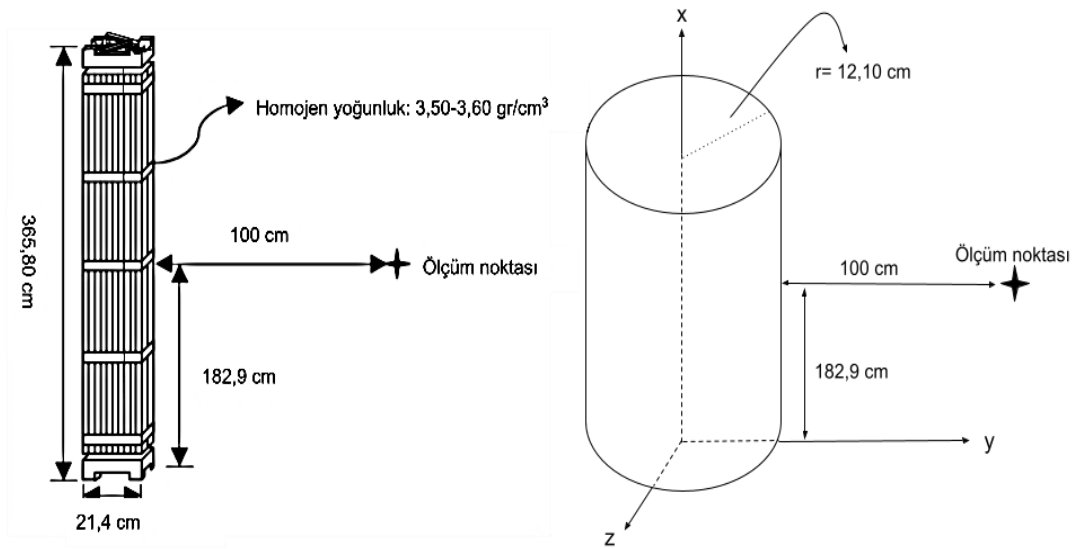
5.4. Radyasyon Bariyeri Hesapları

Bu bölümde, incelenen yakıt çevrimlerinde oluşan KY tiplerinin sahip olduğu radyasyon doz hızları Microshield kodu kullanılarak hesaplanmıştır. Hesaplamalarda 17x17 (264 adet yakıt çubuğu) tipi yakıt demeti zırlama hesaplamalarını basitleştirmek üzere silindirik geometri ile temsil edilmiştir. U, Pu ve Zr alaşımından (%98,5 Zr, %1,2 Sn ve %0,3 Fe) oluşan yakıt demetinin homojen yapıda olduğu varsayılmış ve yakıt demetinin eşdeğer yoğunluğu benimsenen geometri için hesaplanmıştır. İncelenen yakıt çevrimine göre KY demetindeki U ve Pu kompozisyonu değişmekte ve buna bağlı olarak homojen yapıda kabul edilen yakıt demetindeki U ve Pu yoğunluğu her bir yakıt çevrimi için farklılık göstermektedir. Örnek olması amacıyla 33000 MW-gün/tHM yanma oranındaki reaktörden çıkarılan KY'nin homojenleştirilmiş yoğunluğundaki malzemeler Çizelge 5.24 ile gösterilmiştir.

Şekil 5.26’da KY demeti ile Microshield kodu hesaplamalarında kullanılan silindirik geometrinin boyutları ve ölçüm noktası gösterilmiştir. İncelenen yakıt çevrimlerinde silindirik geometrinin yoğunluk hesaplamalarında zarf malzemesinin ağırlığı sabit kabul edilmiştir. Ancak yakıt çevrimlerinde oluşan U ve Pu miktarlarının farklılık göstermesi nedeniyle U ve Pu miktarları her yakıt çevrimi için ayrıca hesaplanmıştır. Hesaplamalarda kullanılan homojen yoğunluk değeri 3,50-3,60 gr/cm³ aralığındadır.

Çizelge 5.24. Homojenleştirilmiş PWR kullanılmış yakıt demeti için hesaplanan yoğunluk değerleri, 33MW-gün/tHM

Element	Homojenleştirilmiş yoğunluk (gr/cm ³)
U	2,565
Pu	0,026
O	0,361
Zr	0,635
Sn	0,008
Fe	0,002
Hava	0,001



Şekil 5.26. Microshield hesaplamaları için kullanılan silindirik geometri ve ölçüleri

İncelenen yakıt çevrimlerinden elde KY’lerdeki doz hızları 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranları için hesaplanarak Çizelge 5.23,

Çizelge 5.24 ve Çizelge 5.25 ile verilmiştir. Çizelgelerin ilk sütununda KY demetlerinin yarı yükseklikteki yüzeyine 1 metre mesafedeki doz hızları gösterilmiştir. İkinci sütunda, bir seferde 1 ton KY elde etmek için maruz kalınacak doz hızları verilmiştir. Üçüncü sütunda ise bir seferde 1 KDM Pu elde etmek için maruz kalınacak radyasyon doz hızları sunulmuştur. 1 KDM Pu elde etmek için maruz kalınacak doz hızının hesaplanmasında Çizelge 5.11, Çizelge 5.12 ve Çizelge 5.13 ile hesaplanan değerler kullanılmıştır.

Çizelge 5.25, Çizelge 5.26 ve Çizelge 5.27’te görüldüğü üzere KY demetlerinin 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranları için elde edilen doz hızı değerlerinde kendi içinde büyük farklılıklar görülmektedir. Ancak incelenen yakıt çevrimlerinde yanma oranının artmasıyla oluşan doz hızında kayda değer miktarda artış görülmektedir. En düşük doz hızları 33000 MW-gün/tHM yanma oranlarında incelenen yakıt çevrimlerinde görülürken en yüksek doz hızları 50000 MW-gün/tHM yanma oranlarında incelenen yakıt çevrimlerinde meydana gelmektedir.

Bölüm 1.1.5’te belirtildiği üzere KY’nin 1 Sv/saat’ten daha yüksek seviyede doz hızına sahip olması halinde KY nükleer silah yapımına karşı kendiliğinden güvenli olarak kabul edilmektedir. Bu bilgi göz önüne alındığında incelenen yakıt çevrimlerindeki radyasyon bariyeri KY demetlerinin nükleer silah yapımında kullanılması için kayda değer bir engel teşkil etmektedir.

Çizelge 5.25’de sunulan doz hızları tipik bir nükleer madde saptırma girişimi için de değerlendirilebilir. Bölüm 4.5’te radyasyon doz hızı 10 Sv/saat olan bir KY’yi ele geçirme girişimi sırasında alınacak dozun yaklaşık olarak 3 Sv olduğu belirtilmiştir. Çizelge 4.1’de 10-50 Sv bir doza maruz kalmanın kesin ölümle sonuçlandığı görülmektedir. Çizelge 5.25’ de KY demetlerinden yayılan doz hızları dikkate alındığında tüm KY tiplerinin iyi bir radyasyon bariyerine sahip olduğu söylenebilir. KY’lerden 1 KDM kadar Pu içeren miktarların ele geçirilmesi sırasında maruz kalınacak doz hızları dikkate alındığında ise KUOX, KMOX_{TBZU}, KMOX_{1TBZU} ve KMOX_{2TBZU} çok iyi radyasyon bariyerine sahipken KMOX_{SYTU}, KMOX_{TBPu}, KMOX_{1SYTU}, KMOX_{1TBPu} ve KMOX_{2TBPu} ortalama radyasyon bariyerlerine sahiptir. KMOX_{2SYTU}’nun düşük radyasyon bariyerine sahip olduğu söylenebilir. Artan yanma oranlarıyla tüm yakıtlar için radyasyon bariyerinde bir iyileşme olduğu Çizelge 5.26 ve 5.27’de görülmektedir.

Çizelge 5.25. Yakıt çevrimlerinde oluşan KY'lerin radyasyon doz hızları, 33000 MW-gün/tHM

Yakıt çevrimi	Yakıt demetinin doz hızı (Sv/saat)	BTKY'nin doz hızı (Sv/saat)	1 KDM Pu elde etmek için saptırılan malzemenin doz hızı (Sv/saat)
KUOX	27,69	61,44	49,75
KMOX _{SYTU}	26,89	59,67	9,03
KMOX _{TBZU}	27,22	60,40	38,62
KMOX _{TBPu}	26,54	58,89	9,92
KMOX1 _{SYTU}	25,28	56,10	4,28
KMOX1 _{TBZU}	27,08	60,09	35,25
KMOX1 _{TBPu}	25,80	57,25	6,38
KMOX2 _{SYTU}	24,60	54,59	2,85
KMOX2 _{TBZU}	27,11	60,16	33,93
KMOX2 _{TBPu}	25,54	56,67	5,29

Çizelge 5.26. Yakıt çevrimlerinde oluşan KY'lerin radyasyon doz hızları, 40000 MW-gün/tHM

Yakıt çevrimi	Yakıt demetinin doz hızı (Sv/saat)	BTKY'nin doz hızı (Sv/saat)	1 KDM Pu elde etmek için saptırılan malzemenin doz hızı (Sv/saat)
KUOX	35,09	77,86	58,55
KMOX _{SYTU}	34,21	75,91	9,56
KMOX _{TBZU}	34,3	76,11	46,36
KMOX _{TBPu}	33,53	74,40	10,60
KMOX1 _{SYTU}	32,13	71,30	4,66
KMOX1 _{TBZU}	34,68	76,95	43,33
KMOX1 _{TBPu}	32,87	72,94	6,93
KMOX2 _{SYTU}	30,56	67,81	2,90
KMOX2 _{TBZU}	34,19	75,87	41,61
KMOX2 _{TBPu}	32,45	72,01	5,45

Çizelge 5.27. Yakıt çevrimlerinde oluşan KY'lerin radyasyon doz hızları, 50000 MW-gün/tHM

Yakıt çevrimi	Yakıt demetinin doz hızı (Sv/saat)	BTKY'nin doz hızı (Sv/saat)	1 KDM Pu elde etmek için sapıtılan malzemenin doz hızı (Sv/saat)
KUOX	45,46	100,88	68,74
KMOX _{SYTU}	44,14	97,95	9,88
KMOX _{TBZU}	44,15	97,97	56,37
KMOX _{TBPu}	43,69	96,95	11,33
KMOX1 _{SYTU}	41,22	91,47	4,78
KMOX1 _{TBZU}	44,46	98,66	53,94
KMOX1 _{TBPu}	42,86	95,11	7,60
KMOX2 _{SYTU}	39,48	87,61	3,07
KMOX2 _{TBZU}	44,72	99,23	53,37
KMOX2 _{TBPu}	42,21	93,66	6,08

6. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Bu çalışmada, TBİ uygulanan yakıt çevrimlerinin; SYİ kapalı yakıt çevrimleri ve TG yakıt çevrimi ile nükleer silahlanma direnci yönünden bir karşılaştırması yapılmıştır. Yapılan karşılaştırma, her bir çevrimin referans reaktörde uygulanması sonrasında oluşacak KY içeriklerinin nükleer silahsızlanma direncini belirleyici parametreler açısından değerlendirilmesine dayanmaktadır. Tezde karşılaştırması yapılan belirleyici parametreler 1 KDM Pu, fisil Pu izotop içeriği, silahlanmaya elverişsizliği artıran Pu izotop içeriği ve radyasyon bariyeridir. Değerlendirmelerde, öncelikle oluşacak KY tipleri için bir karşılaştırma yapılmıştır. Sonrasında, yakıt çevrimlerinde 1 GWe-yıl üretimi için ihtiyaç duyulacak yakıt tipleri, miktarları ve oluşacak KY içerikleri temel alınarak bir karşılaştırma yapılmıştır. Nükleer yakıt çevrimlerinin silahlanma direncinde yanma oranlarının etkisini gözlemleyebilmek amacıyla 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranları için analizler yapılmıştır. Çalışmada incelenen yakıt çevrimleri ve bu çevrimlerde oluşan KY tipleri sırasıyla Çizelge 6.1 ve Çizelge 6.2 ile verilmiştir.

Çizelge 6.1. İncelenen yakıt çevrimi senaryoları

Yakıt çevrimleri	
TG	Tek geçişli yakıt çevrimi, kullanılmış yakıt yeniden işlenmez.
SYTU	KUOX'deki U ve Pu ayrı akış kanallarında geri kazanılır. Pu'a TU ilavesi ile MOX yakıtı üretilir.
TBZU	KUOX'deki U ve Pu tam birlikte geri kazanılır. U ve Pu karışımına ZU ilavesi ile MOX yakıtı üretilir.
TBPu	KUOX'deki U ve Pu tam birlikte geri kazanılır. U ve Pu karışımına standart yeniden işlemeden elde edilen Pu ilavesi ile MOX yakıtı üretilir.
Ç-SYTU	KMOX çoklu geri dönüşüme tabi tutulur. KMOX'a 2 aşama standart yeniden işleme uygulanır ve 3. aşamada atık olarak kabul edilir. MOX1 ve MOX2 üretiminde TU ilavesi yapılır.
Ç-TBZU	KMOX çoklu geri dönüşüme tabi tutulur. KMOX'a 2 aşama tam birlikte işleme uygulanır. 3. aşamada atık olarak kabul edilir. MOX1 ve MOX2 üretiminde ZU ilavesi yapılır.
Ç-TBPu	KMOX çoklu geri dönüşüme tabi tutulur. KMOX'a 2 aşama tam birlikte işleme uygulanır. 3. aşamada atık olarak kabul edilir. MOX1 ve MOX2 üretiminde Pu ilavesi yapılır.

Çizelge 6.2. Yakıt çevrimlerinde oluşan KY tipleri

Yakıt çevrimlerinde oluşan KY'ler	
KUOX	Kullanılmış UOX yakıt
KMOX _{SYTU}	SYTU yakıt çevrimindeki kullanılmış MOX yakıt
KMOX _{TBZU}	TBZU yakıt çevrimindeki kullanılmış MOX yakıt
KMOX _{TBPu}	TBPu yakıt çevrimindeki kullanılmış MOX yakıt
KMOX1 _{SYTU}	SYTU çevriminde KMOX _{SYTU} işlenerek üretilen MOX1 yakıtının kullanılmış hali
KMOX1 _{TBZU}	TBZU çevriminde KMOX _{TBZU} işlenerek üretilen MOX1 yakıtının kullanılmış hali
KMOX1 _{TBPu}	TBPu çevriminde KMOX _{TBPu} işlenerek üretilen MOX1 yakıtının kullanılmış hali
KMOX2 _{SYTU}	SYTU çevriminde KMOX1 _{SYTU} işlenerek üretilen MOX2 yakıtının kullanılmış hali
KMOX2 _{TBZU}	TBZU çevriminde KMOX1 _{TBZU} işlenerek üretilen MOX2 yakıtının kullanılmış hali
KMOX2 _{TBPu}	TBPu çevriminde KMOX1 _{TBPu} işlenerek üretilen MOX2 yakıtının kullanılmış hali

İncelenen yakıt çevrimlerinin uygulanması sonucunda oluşacak KY tipleri için nükleer silahlanma direnci parametrelerinin karşılaştırılmasına ilişkin nicel sonuçlar 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM yanma oranları için özetlenerek sırasıyla Çizelge 6.3, Çizelge 6.4 ve Çizelge 6.5 ile sunulmuştur.

Çizelgelerde sunulan nicel veriler doğrultusunda KY tipleri için nükleer silahlanma direnci karşılaştırma sonuçları aşağıdaki gibi özetlenebilir:

- KMOX_{TBZU} düşük Pu içeriği sebebiyle KMOX yakıtları arasında nükleer silah yapımına karşı en dirençli KY'dir. Ancak KMOX_{TBZU}'daki Pu'un fisil içeriği diğer KMOX'lardan daha yüksektir. MOX yakıtı yeniden işleme uygulanan yakıt çevrimlerindeki KMOX'larda oluşan Pu miktarı çoklu geri dönüşüm aşaması ile birlikte artmaktadır.
- KY'lerde oluşan Pu miktarının yanma oranıyla birlikte arttığı, Pu'un fisil içeriğinin ise azaldığı görülmüştür. SYTU ve TBPu çevrimlerinde oluşan KMOX yakıtlarında Pu miktarının yanma oranına bağlı olarak artışı diğer yakıt çevrimlerine kıyasla daha fazladır. Çevrimlerde oluşan Pu miktarı ve kalitesi birlikte ele alındığında ise yanma oranı arttıkça elde edilebilecek fisil Pu miktarının arttığı tespit edilmiş ve bu durum nükleer silahlanma direnci bakımından olumsuz olarak değerlendirilmiştir.

Çizelge 6.3. 33000 MW-gün/tHM için KY tiplerinin nükleer silahlanma direncinin karşılaştırması

KY tipi	Pu miktarı kg	Fisil Pu içeriği %	Pu-238 içeriği %	Pu-240 içeriği %	1 KDM Pu için saptırılacak yakıt demeti sayısı	1 KDM Pu elde etmek için saptırılan malzemenin doz hızı Sv/saat
KUOX	7,64	67,51	0,20	27,50	1,80	49,75
KMOX _{SYTU}	40,88	50,91	0,69	38,12	0,34	9,03
KMOX _{TBZU}	9,67	61,43	0,50	28,95	1,42	38,62
KMOX _{TBPu}	36,71	51,13	0,70	37,84	0,37	9,92
KMOX1 _{SYTU}	80,98	42,46	1,06	41,70	0,17	4,28
KMOX1 _{TBZU}	10,54	59,50	0,65	28,28	1,30	35,25
KMOX1 _{TBPu}	55,47	47,46	0,88	39,09	0,25	6,38
KMOX2 _{SYTU}	118,66	36,36	1,30	43,49	0,12	2,85
KMOX2 _{TBZU}	10,97	57,77	0,72	28,32	1,25	33,93
KMOX2 _{TBPu}	66,28	47,03	1,03	41,41	0,21	5,29

Çizelge 6.4. 40000 MW-gün/tHM için KY tiplerinin nükleer silahlanma direncinin karşılaştırması

KY tipi	Pu miktarı kg	Fisil Pu içeriği %	Pu-238 içeriği %	Pu-240 içeriği %	1 KDM Pu için saptırılacak yakıt demeti sayısı	1 KDM Pu elde etmek için saptırılan malzemenin doz hızı Sv/saat
KUOX	8,22	65,94	0,28	28,01	1,67	58,55
KMOX _{SYTU}	49,09	49,16	0,92	38,19	0,28	9,56
KMOX _{TBZU}	10,15	60,91	0,64	28,48	1,35	46,36
KMOX _{TBPu}	43,42	50,14	0,86	38,23	0,32	10,60
KMOX1 _{SYTU}	94,69	40,31	1,37	41,50	0,14	4,66
KMOX1 _{TBZU}	10,98	58,91	0,78	28,27	1,25	43,33
KMOX1 _{TBPu}	65,10	46,61	1,07	39,38	0,21	6,93
KMOX2 _{SYTU}	144,46	34,01	1,66	43,15	0,09	2,90
KMOX2 _{TBZU}	11,28	57,89	0,85	28,14	1,22	41,61
KMOX2 _{TBPu}	81,68	44,47	1,19	39,68	0,17	5,45

Çizelge 6.5. 50000 MW-gün/tHM için KY tiplerinin nükleer silahlanma direncinin karşılaştırması

KY tipi	Pu miktarı kg	Fisil Pu içeriği %	Pu-238 içeriği %	Pu-240 içeriği %	1 KDM Pu için saptırılacak yakıt demeti sayısı	1 KDM Pu elde etmek için saptırılan malzemenin doz hızı Sv/saat
KUOX	9,08	64,30	0,40	28,50	1,51	68,74
KMOX _{SYTU}	61,33	47,33	1,24	38,12	0,22	9,88
KMOX _{TBZU}	10,75	59,89	0,81	28,58	1,28	56,37
KMOX _{TBPu}	52,94	49,13	1,08	38,61	0,26	11,33
KMOX1 _{SYTU}	118,44	37,95	1,79	41,48	0,12	4,78
KMOX1 _{TBZU}	11,31	58,81	0,95	27,96	1,21	53,94
KMOX1 _{TBPu}	77,39	45,22	1,35	39,84	0,18	7,60
KMOX2 _{SYTU}	176,50	31,35	2,11	43,00	0,08	3,07
KMOX2 _{TBZU}	11,50	57,75	0,99	28,19	1,19	53,37
KMOX2 _{TBPu}	95,33	42,92	1,52	40,16	0,14	6,08

- Nükleer silahlanma direncini artırıcı nitelikteki Pu-238 ve Pu-240 izotopları MOX yakıtı yeniden işleme uygulanan yakıt çevrimlerindeki KMOX'larda çoklu geri dönüşüm aşaması ile birlikte artmaktadır. Ayrıca, artan yanma oranlarında Pu-238 içeriğinin arttığı gözlemlenmiştir. Ancak bu artışın incelenen yakıt çevrimlerinin nükleer silahlanma direncini etkileyecek seviyede olmadığı değerlendirilmiştir. En yüksek Pu-240 miktarları ise SYTU yakıt çevriminden oluşan KMOX yakıtlarında görülmüştür. KY'lerin Pu-240 içeriği yanma oranı artışından önemli derecede etkilenmemektedir.
- 1 KDM kadar Pu içeren miktarların ele geçirilmesi sırasında maruz kalınacak doz hızları dikkate alındığında incelenen KY tipleri arasında KMOX_{TBZU}, KMOX1_{TBZU} ve KMOX2_{TBZU} çok iyi radyasyon bariyerine sahiptir. KY radyasyon bariyerinin yanma oranından oldukça etkilediği görülmüştür. 33000 MW-gün/tHM, 40000 MW-gün/tHM ve 50000 MW-gün/tHM için yapılan radyasyon bariyeri hesaplamalarında, her bir yanma oranı artışında KY demetinin sahip olduğu radyasyon bariyerinin yaklaşık %25 oranında arttığı gözlemlenmiştir.

İncelenen yakıt çevrimleri için 1 GWe-yıl elektrik üretimi sonucunda oluşan normalize edilmiş KY kompozisyonları temel alınarak yapılan nükleer silahlanma direnci karşılaştırma sonuçları ise aşağıdaki gibi özetlenebilir:

- Normalize edilmiş KY kompozisyonundaki Pu miktarı ve kalitesi, 1 GWe-yıl elektrik üretimi için gerekli olan yakıt ihtiyacındaki MOX yakıtların katkısı ile ilişkilidir.

Örneğin SYTU yakıt çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranı ile 1 GWe-yıl elektrik üretimi için 24,09 ton UOX ve 3,14 ton MOX yakıta ihtiyaç duyulmaktadır. Çevrimdeki UOX ile MOX miktarı arasındaki büyük fark nedeniyle KY'deki Pu miktarı ve içeriğinde KUOX etkisinin daha baskın olduğu görülmüştür.

- İncelenen çevrimler arasında TBZU yakıt çevrimi tüm direnç parametreleri birlikte değerlendirildiğinde en yüksek silahlanma direncine, TBPu çevrimleri ise en düşük dirençlere sahiptir.
- İncelenen her bir yakıt çevriminde, yanma oranının artmasıyla üretilen Pu miktarı ve fisil Pu içeriği azalmaktadır. En fazla Pu miktarı Ç-TBPu çevriminde oluşmuştur. Ancak Ç-TBPu çevrimi ile oluşan KY'deki fisil Pu içeriği diğer çevrimlerden daha düşüktür.
- Tüm yakıt çevrimleri için, normalize edilmiş KY içindeki Pu-238 içeriğinin nükleer silahlanmaya karşı direnç özelliği gösterecek oranlarda olmadığı gözlemlenmiştir.
- TBPu ve Ç-TBPu çevrimlerinin sahip olduğu Pu-240 içeriği açısından nükleer silah yapımına karşı diğer kapalı yakıt çevrimlerinden daha dirençli olduğu görülmüştür.

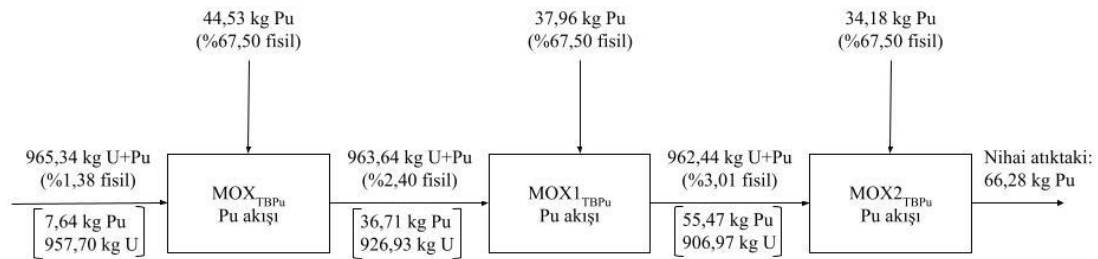
Tez kapsamında, incelenen yakıt çevrimlerinin nükleer silahlanma dirençlerinin karşılaştırılmasında, oluşacak KY'lerin içeriklerindeki Pu miktarları temel parametre olarak alınmıştır. Ancak yakıt çevrimlerinin bütün aşamaları dikkate alındığında, KY içinde oluşan Pu miktarının yanı sıra tüketilen Pu miktarının da nükleer silahlanma açısından önemi büyüktür. Bölüm 5.3.2.1'de yer alan MOX yakıt malzeme akışları göz önünde bulundurularak, incelenen yakıt çevrimlerindeki KY'ler için Pu üretim ve tüketim miktarları hesaplanmış ve Çizelge 6.6 ile sunulmuştur. Hesaplamalarda, bir önceki çevrimden kazanılan Pu ve MOX yakıt üretiminde malzeme ilavesi olarak kullanılan Pu 'tüketim', oluşan KMOX'taki Pu içeriği ise 'üretim' olarak kabul edilmiştir. Çizelgede görüldüğü üzere SYTU yakıt çevriminden sonra, KY'ler içinde en fazla Pu üretimine sahip olan TBPu yakıt çevrimlerindeki Pu tüketimi diğer çevrimlerden oldukça fazladır.

33000 MW-gün/tHM yanma oranında, MOX yakıta iki defa çoklu geri dönüşüm uygulanan TBPu yakıt çevrimindeki Pu akışı Şekil 6.1 ile sunulmuştur. TBPu yakıt çevrimindeki çoklu geri dönüşüm zincirinde 66,28 kg Pu üretilirken 216,49 kg Pu'un tüketildiği görülmektedir. Bu bağlamda, günümüzde uygulanan SYİ yöntemi ile geri kazanılmış, var olan ve nükleer silahlanma bakımından risk oluşturan saf Pu envanteri veya nükleer silahsızlanma gayesiyle sökülen nükleer silahlardaki Pu'ların tüketilmesi

noktasında TBPu yakıt çevrimi iyi bir seçenek olarak ön plana çıkmaktadır. MOX_{TBPu} üretimindeki yeniden kazanılmış Pu'un düşük zenginlikteki U ile seyretilmiş olması, çevrimdeki yüksek miktarda Pu'u nükleer silah yapımı için daha az cazip hale getirmektedir. Yine de MOX_{TBPu} üretim aşamalarındaki yüksek miktarda Pu malzemesi akışının önemli derecede nükleer silahlanma riskine sebep olması nedeniyle azami nükleer güvence önlemlerini gerekli kılmaktadır. TBPu yakıt çevriminin iyi Pu tüketiciliği, nükleer silahlanmaya karşı direnç özelliğinden ziyade var olan potansiyel nükleer silah malzemesi kaynaklarının tüketilmesi için kullanılabilir bir yöntem olarak kabul edilmelidir.

Çizelge 6.6. İncelenen yakıt çevrimlerindeki Pu üretim ve tüketim miktarları, 33000 MW-gün/tHM

Yakıt çevrimi	Önceki çevrimden kazanılan Pu kg	Fisil malzeme ilavesindeki Pu kg	KMOX'taki Pu kg	Pu üretim/ tüketim farkı kg
MOX_{SYTU}	7,64	-	40,88	33,25
MOX_{TBZU}	7,64	-	9,67	2,04
MOX_{TBPu}	7,64	44,53	36,71	-15,46
$MOX1_{SYTU}$	40,88	-	80,98	40,10
$MOX1_{TBZU}$	9,67	-	10,54	0,87
$MOX1_{TBPu}$	36,71	37,96	55,47	-19,20
$MOX2_{SYTU}$	80,98	-	118,66	37,68
$MOX2_{TBZU}$	10,54	-	10,97	0,42
$MOX2_{TBPu}$	55,47	34,18	66,28	-23,38



Şekil 6.1. TBPu yakıt çevriminde MOX yakıt üretimindeki Pu akışı, 33000 MW-gün/tHM

Bu çalışmada, SYİ ve TBİ uygulanan kapalı yakıt çevrimlerinden oluşan Pu miktarı ve kalitesi ile çevrimlerde oluşan KY'lerde meydana gelen radyasyon bariyeri nükleer silahsızlanma bakış açısıyla değerlendirilmiştir. TBZU yakıt çevriminin nükleer

silahlanma direncinin diğerk çevrimlerden daha üstün olduđu görölmüştür. Yakıt çevrimlerinin nükleer silahlanma direncinin başarıml ölçüsü (*figure of merit*) yöntemi ile ölçeklendirilmesi başka bir araştırma konusu olabilir. Yakıt çevrimlerinin silahlanma direncinin nicel bir ölçekle analiz edilmesi yapılan çalışmayı daha anlamlı hale getirecektir. Ayrıca, incelenen yakıt çevrimlerindeki radyasyon bariyeri ile KY'nin soğutma süresi arasındaki ilişkinin incelenmesi başarıml ölçüsü çalışmasını daha değerli kılacağı düşünölmektedir.

Çalışmada, TBİ uygulandıktan sonra oluşan U+Pu ürününün değerlendirilmesinde tekrar aynı referans santralin kullanıldığı kapalı yakıt çevrimleri dikkate alınmıştır. İleride yapılacak çalışmalarda, U+Pu ürününün CANDU ve hızlı reaktörler gibi farklı reaktör tiplerinde kullanıldığı çevrimler ve uzun süre depolama sonrasında çevrime sokma gibi diğerk alternatifler için de nükleer silahsızlanma açısından bir değerlendirme yapılarak bu çalışma sonuçlarıyla birlikte değerlendirilebileceği düşünölmektedir.

KAYNAKLAR

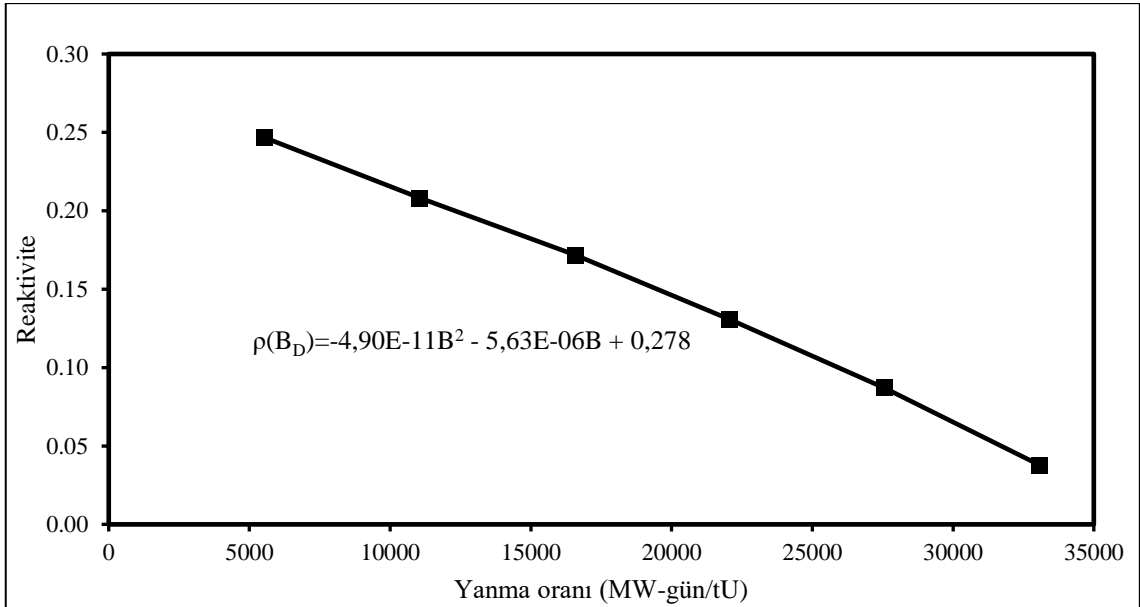
- [1] C. Greene, Global Spent Fuel Overview, (2020) 41.
- [2] B. Bulut Acar, H.O. Zabunođlu, Comparison of the Once-Through and Closed Nuclear Fuel Cycles with regard to Waste Disposal Area Required in a Geological Repository, *Ann. Nucl. Energy.* 60 (2013) 172–180.
- [3] B. Bulut Acar, O.H. Zabunođlu, Impact Assessment of Alternative Back-End Fuel Cycles on Geological Disposal of Resultant Spent Fuels and High Level Wastes, *Ann. Nucl. Energy.* 130 (2019) 452–472.
- [4] IAEA, Statute - As Amended Up To 28 December 1989, 1989.
- [5] International Atomic Energy Agency, IAEA Safeguards Glossary: 2001 Edition, 2003.
- [6] J. Kinney, IAEA Safeguards Implementation, Concepts and Practices, (2008).
- [7] P. Paviet-Hartmann, G. Cerefice, M.R. Stacey, S. Bakhtiar, Analysis of Nuclear Proliferation Resistance Reprocessing and Recycling Technologies, *Proc. Int. Conf. Nucl. Eng.* 2011.19 (2011) 1–8.
- [8] A. Glaser, On the Proliferation Potential of Uranium Fuel for Research Reactors at Various Enrichment Levels, *Sci. Glob. Secur.* 14 (2006) 1–24.
- [9] J.C. Mark, F. von Hippel, E. Lyman, Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium, *Sci. Glob. Secur.* 17 (2009) 170–185.
- [10] A.B. Lovins, Nuclear weapons and power-reactor plutonium, *Nature.* 283 (1980) 817–823.
- [11] G. Kessler, C. Broeders, W. Hoebel, B. Goel, D. Wilhelm, A New Scientific Solution for Preventing the Misuse of Reactor-Grade Plutonium as Nuclear Explosive, *Nucl. Eng. Des.* 238 (2008) 3429–3444.
- [12] Y. Kimura, M. Saito, H. Sagara, Evaluation of Proliferation Resistance of Plutonium Based on Decay Heat, *J. Nucl. Sci. Technol.* 48 (2011) 715–723.
- [13] B. Pellaud, Proliferation aspects of plutonium recycling, *Comptes Rendus Phys.* 3 (2002) 1067–1079.
- [14] International Atomic Energy Agency, The Present Status of IAEA Safeguards on Nuclear Fuel Cycle Facilities, *IAEA Bull.* 22 (y.y.) (Eriřim tarihi : 20 Nisan 2021). http://www.iaea.org/Publications/Magazines/Bulletin/Bull223_4/223_403400240.pdf.
- [15] G.S.S. ve L. Heising, Proliferation Resistant Reprocessing Methods, *Nucl. Eng. Int.* (1979) 47–52.
- [16] P. Silvennoinen, J. Vira, An Approach to Quantitative Assessment of Relative Proliferation Risks from Nuclear Fuel Cycles, *J. Oper. Res. Soc.* 32 (1981) 457.
- [17] MTA, Dñnyada ve Tñrkiye’de Uranyum ve Toryum, *MadenTeknik Ve Aram. Genel Mñdñrlñđñ.* (2017).
- [18] B. Bulut, A.T. Of, M. Of, Economic Analysis Methodology Of Open And Closed Nuclear Fuel Cycles, (2005).

- [19] S. Squassoni, Proliferation risks from nuclear power infrastructure, AIP Conf. Proc. 1898 (2017).
- [20] B.B. Acar, Back-End Nuclear Fuel Cycle Options : Effects on High Level Waste Management and Disposal, (2013).
- [21] M.D. DeHart, M.C. Brady, C.V. Parks, OECD / NEA Burnup Credit Computational Criticality Benchmark Phase I-B Results, Off. Sci. Tech. Inf. Tech. Reports. (1996) 1–113.
- [22] J.F. Briesmeister, MCNP6 – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Los Alamos Natl. Lab. (2000) 790.
- [23] D. Poston, H. Trellue, User`s Manual, Version 1.00 For MonteBurns, Version 3.01, 836 (1998).
- [24] J. Kang, T. Suzuki, S. Pickett, A. Suzuki, Suzuki, Spent Fuel Standard as a Baseline for Proliferation Resistance in Excess Plutonium Disposition Options, J. Nucl. Sci. Technol. 37 (2000) 691–696.
- [25] H.D.K. Won Il KO, Analysis of nuclear proliferation resistance of DUPIC Fuel Cycle, Prog. Nucl. Energy. 47 (2005) 672–684.
- [26] J.P. Hinton, R.W. Barnard, D.E. Bennett, R.W. Crocker, M.J. Davis, H.J. Groh, E.A. Hakkila, G.A. Harms, W.L. Hawkins, E.E. Hill, L.W. Kruse, J.A. Milloy, W.A. Swansiger, K.J. Ystesund, Proliferation Vulnerability Red Team Report, (1996).
- [27] V.G. Rudychev, I.O. Girka, Y. V. Rudychev, Influence of certain radionuclides on outer radiation of spent nuclear fuel at dry storage, Probl. At. Sci. Technol. 105 (2016) 48–54.

EKLER

EK 1- Doğrusal Olmayan Reaktivite Modeli Hesaplamaları

Çalışmada hedeflenen yanma oranlarına ulaşmak için gerekli olan fisil izotop oranlarının hesaplanmasında doğrusal olmayan reaktivite modeli kullanılmıştır. Hesaplarda eşit ölçüde üç grup ve her bir grup için eşit güç paylaşımı olduğu varsayılmıştır. Fisil izotop oranlarının belirlenmesi amacıyla farklı zenginlik ve KO değerleri için Monteburns girdi doyaları hazırlanmış ve elde edilen reaktivite-yanma oranı verileri kullanılarak Denklem 4.12 deki A_0 , A_1 ve A_2 katsayıları hesaplanmıştır. Hesaplamalara örnek olarak Şekil E.1 ile %3,3 zenginlikteki UO_2 yakıt için hesaplanan reaktivite değerlerine karşılık B_D değerlerinin ikinci dereceden fonksiyona uyarlanmış hali verilmiştir.



Şekil E.1. %3,3 zenginlikteki yakıt için B_D -reaktivite grafiği

Bu örnek için Denklem 4.11 ile hesaplanan A_0 , A_1 ve A_2 değerleri:

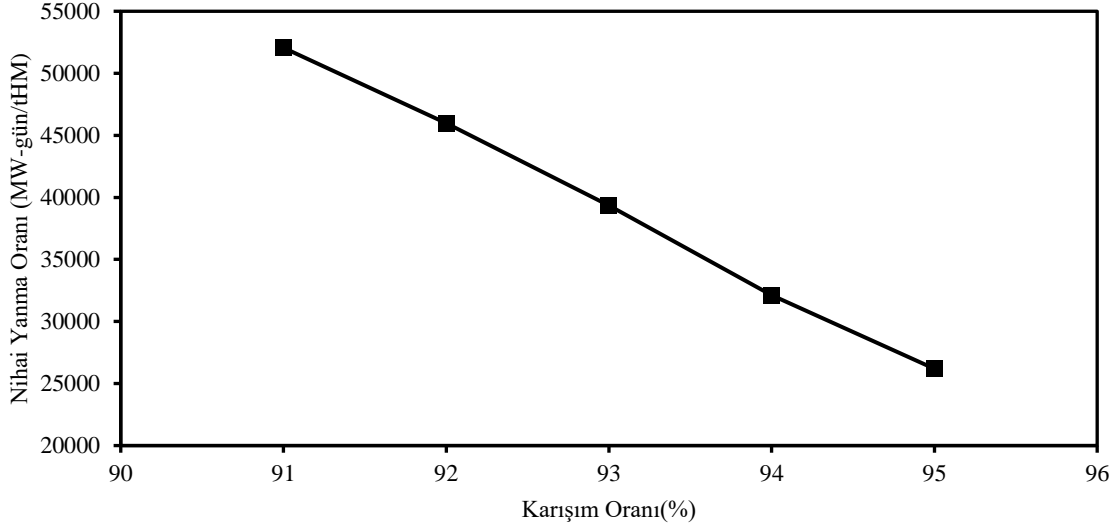
$$A_0 = 0,2783$$

$$A_1 = - 6E-06$$

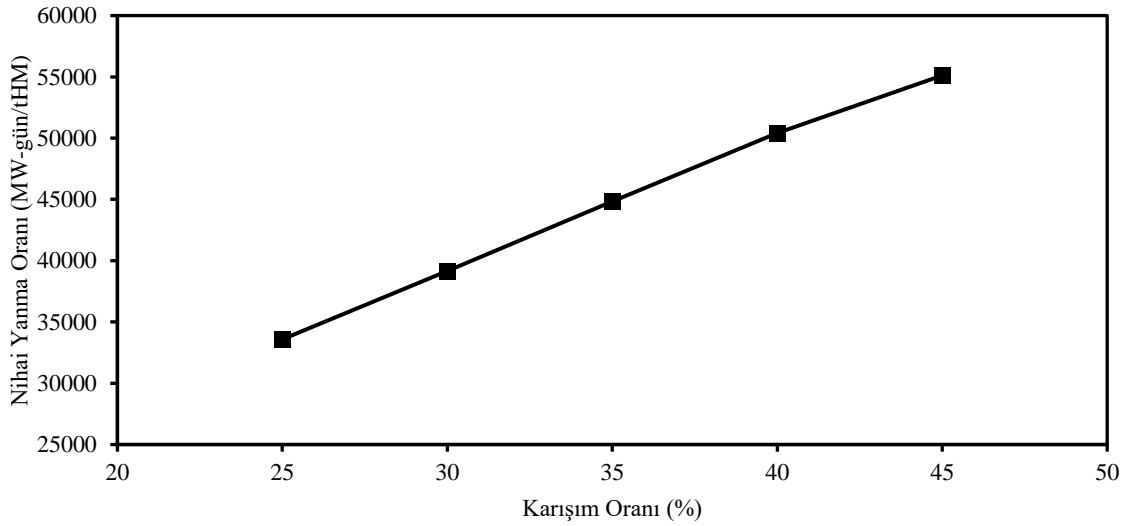
$$A_2 = -4,90E-11$$

EK 2- 40000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX Kompozisyonu

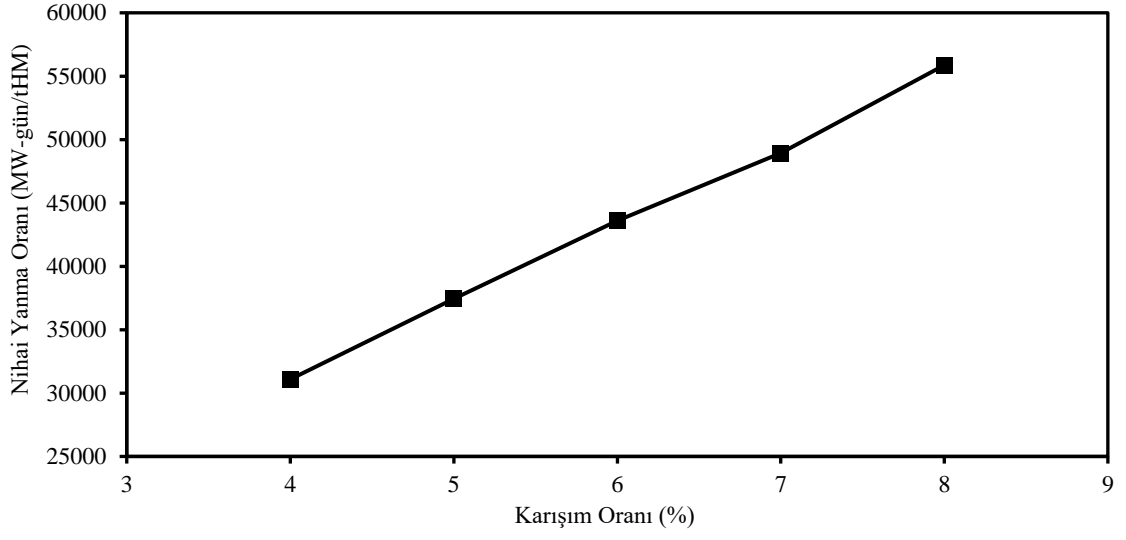
SYTU, TBZU ve TBPu yeniden işleme kurgularına ait 40000 MW-gün/tHM için hazırlanan nihai yanma oranı-KO grafikleri Şekil E.2, Şekil E.3 ve Şekil E.4 ile verilmiştir.



Şekil E.2. SYTU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B_D değişimi



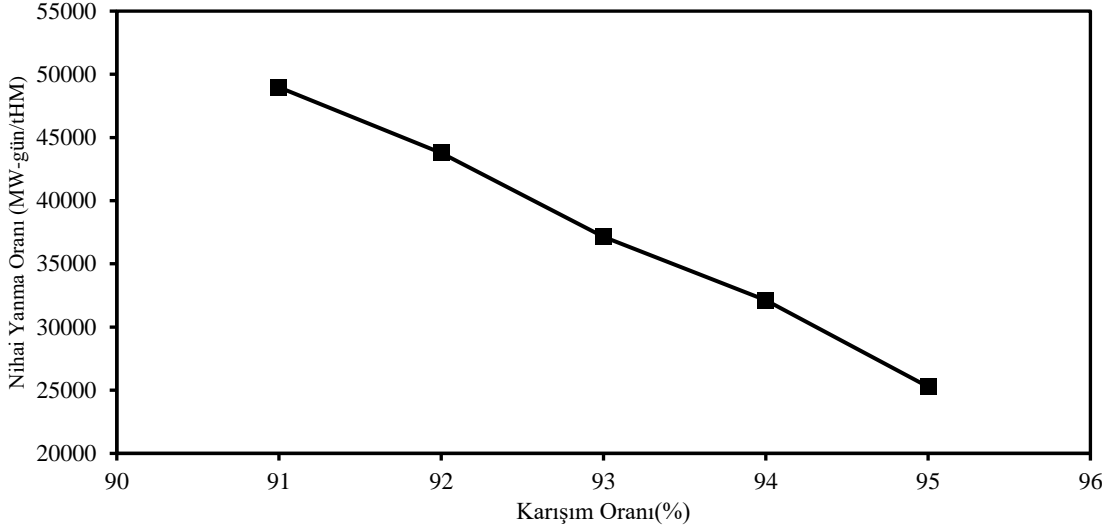
Şekil E.3. TBZU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B_D değişimi



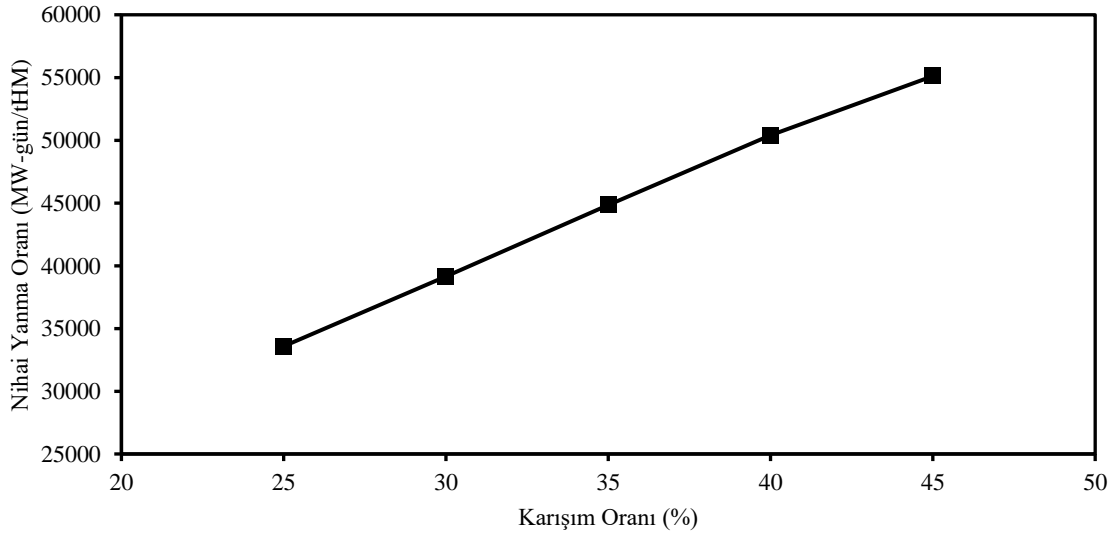
řekil E.4. TBPu çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B_D deęiřimi

EK 3- 50000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX Kompozisyonu

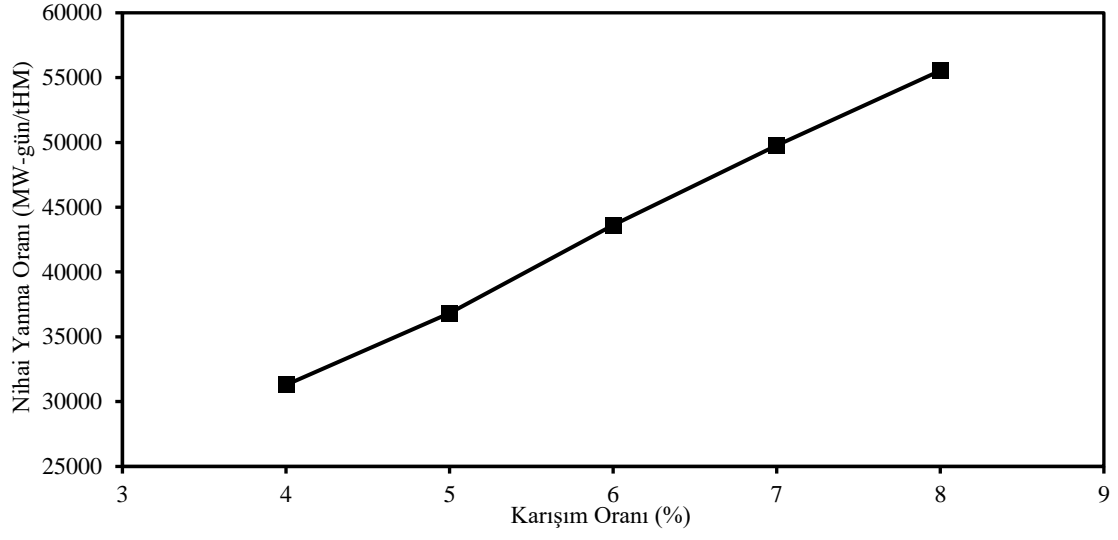
SYTU, TBZU ve TBPu yeniden işleme kurgularına ait 50000 MW-gün/tHM için hazırlanan nihai yanma oranı-KO grafikleri Şekil E.5, Şekil E.6 ve Şekil E.7 ile verilmiştir.



Şekil E.5. SYTU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B_D değişimi



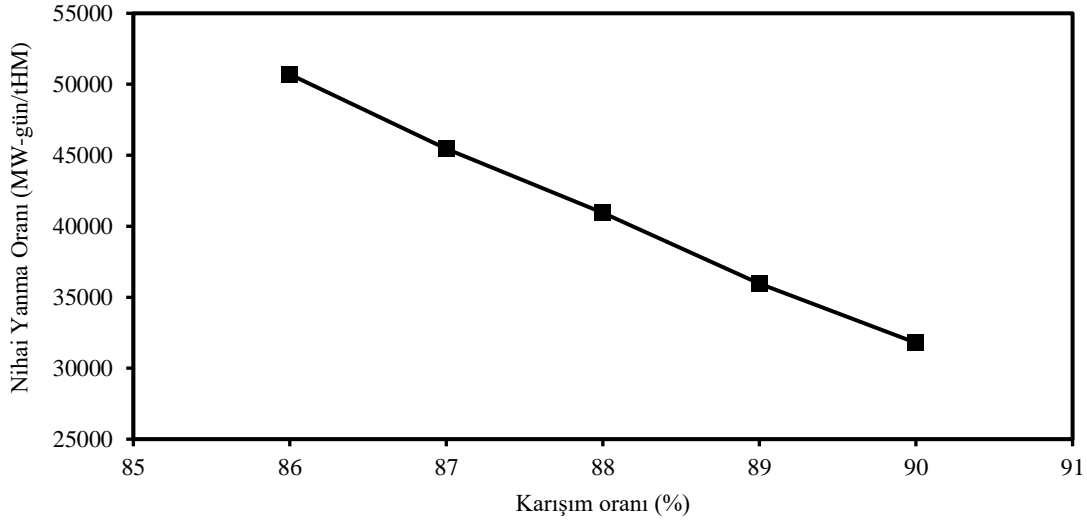
Şekil E.6. TBZU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B_D değişimi



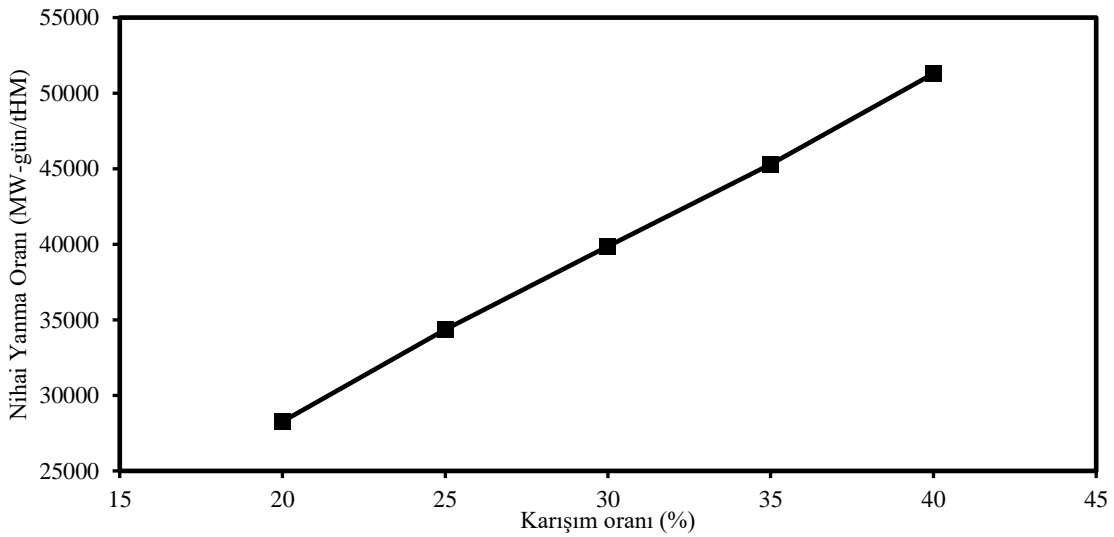
Şekil E.7. TBPu çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX için KO-B_D değişimi

EK 4- 33000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX1 ve MOX2 Kompozisyonu

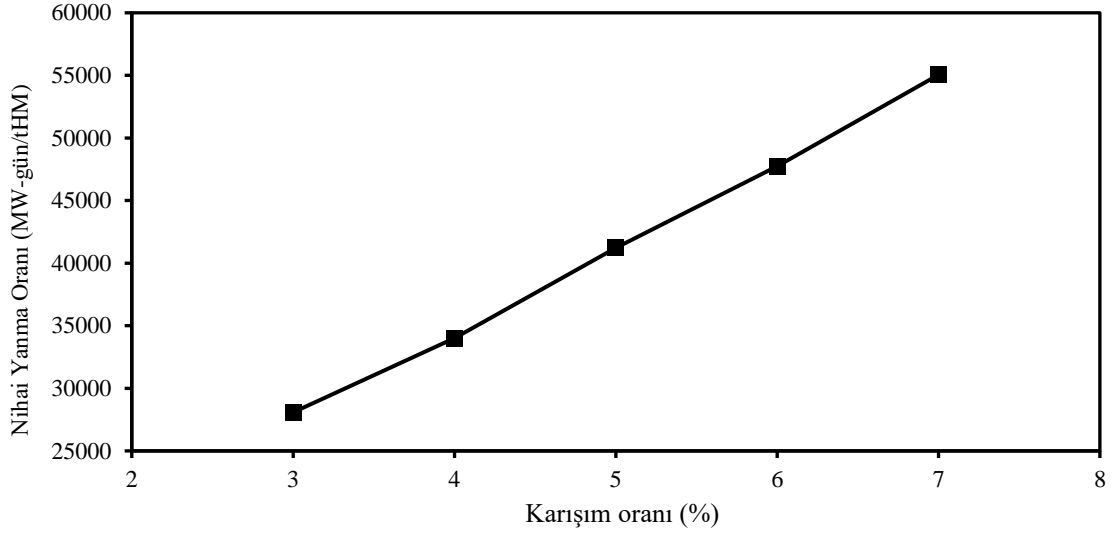
MOX yakıtın SYTU, TBZU ve TBPu yakıt çevrimlerindeki ilk geri dönüşüm aşamasında (MOX1) 33000 MW-gün/tHM için hazırlanan nihai yanma oranı-KO grafikleri Şekil E.8, Şekil E.9 ve Şekil E.10 ile verilmiştir.



Şekil E.8. SYTU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B_D değişimi

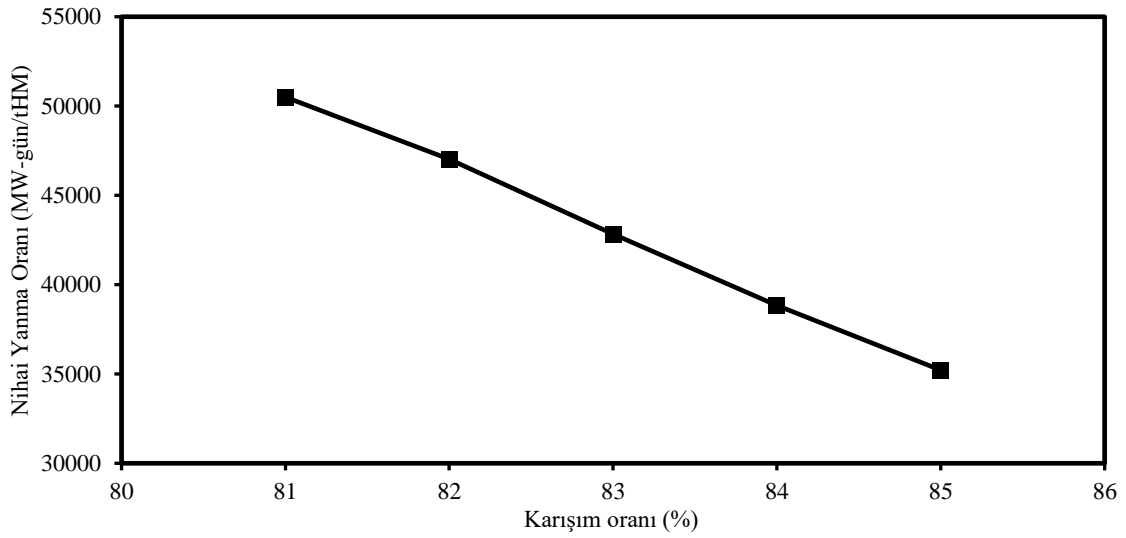


Şekil E.9. TBZU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B_D değişimi

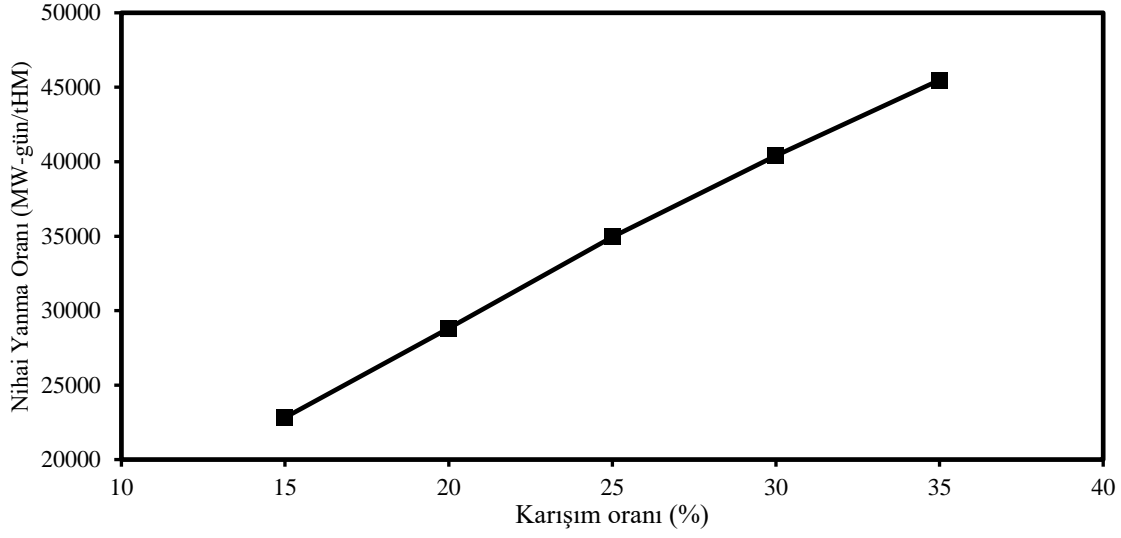


Şekil E.10. TBPu çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B_D değişimi

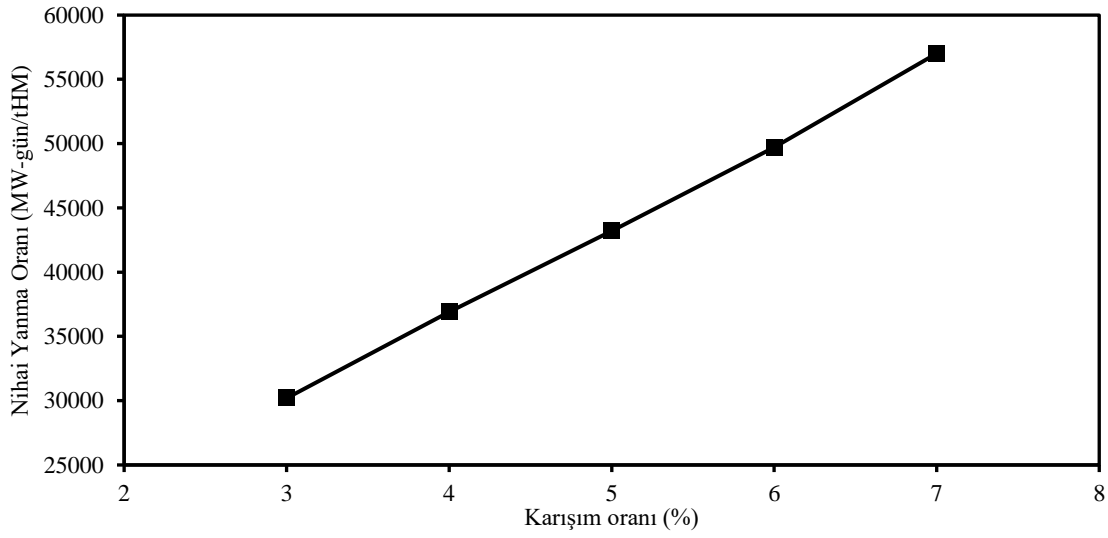
MOX yakıtın SYTU, TBZU ve TBPu yakıt çevrimlerindeki ikinci aşama geri dönüşümünde (MOX2) 33000 MW-gün/tHM için hazırlanan nihai yanma oranı-KO grafikleri Şekil E.11 Şekil E.12 ve Şekil E.13 ile verilmiştir.



Şekil E.11. SYTU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B_D değişimi



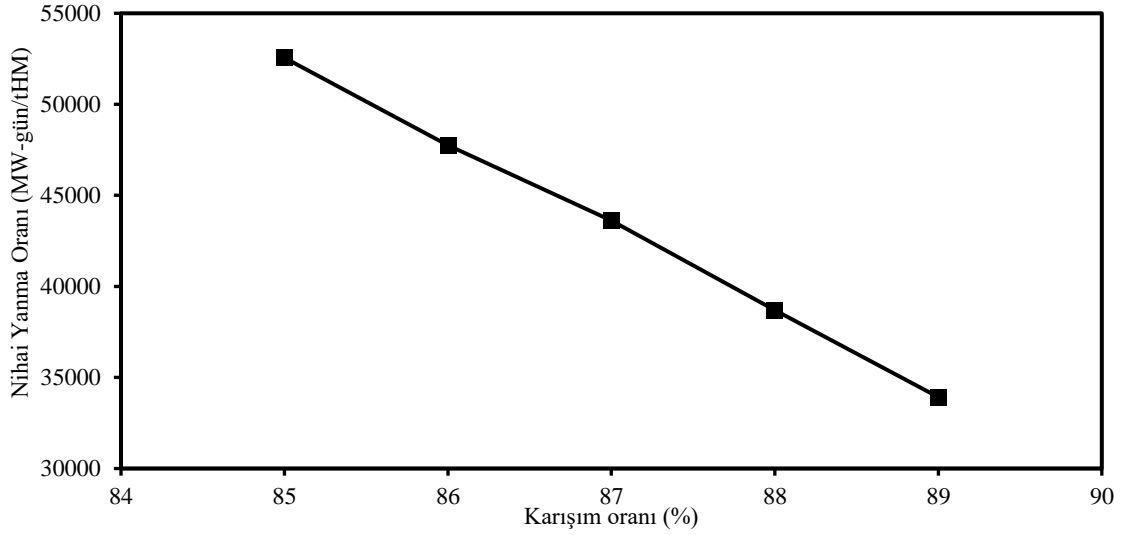
Şekil E.12. TBZU çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B_D değişimi



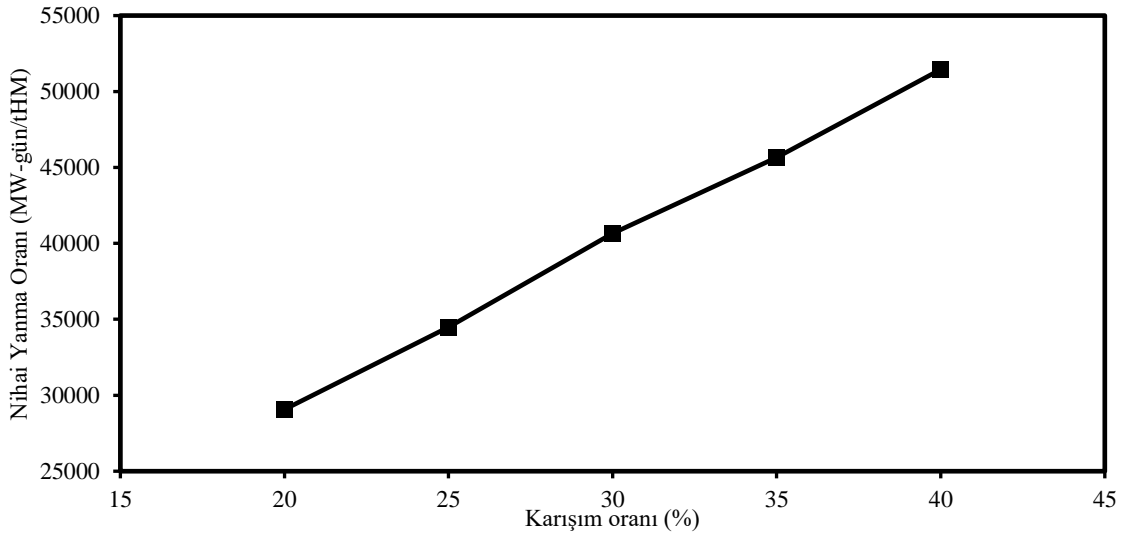
Şekil E.13. TBPu çevriminde 33000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B_D değişimi

EK 5- 40000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX1 ve MOX2 Kompozisyonu

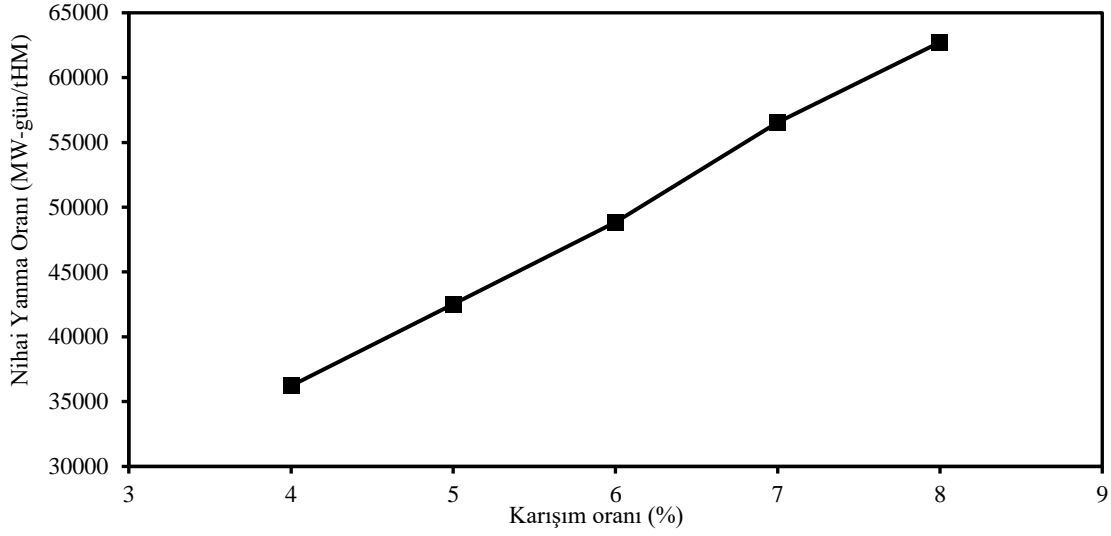
MOX yakıtın SYTU, TBZU ve TBPu yakıt çevrimlerindeki ilk aşama geri dönüşümünde (MOX1) 40000 MW-gün/tHM için hazırlanan nihai yanma oranı-KO grafikleri Şekil E.14 Şekil E.15 ve Şekil E.16 ile verilmiştir.



Şekil E.14. SYTU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B_D değişimi

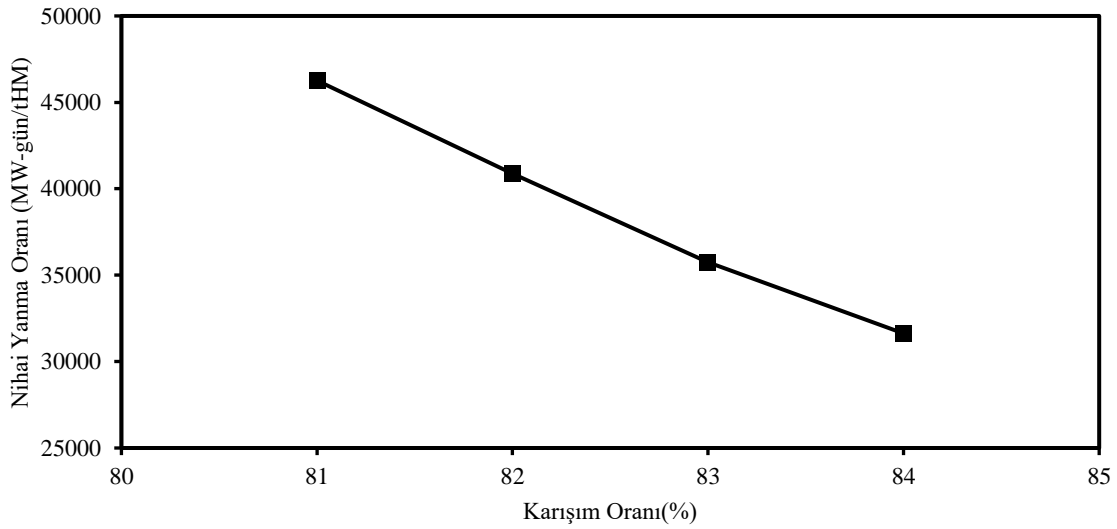


Şekil E.15. TBZU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B_D değişimi

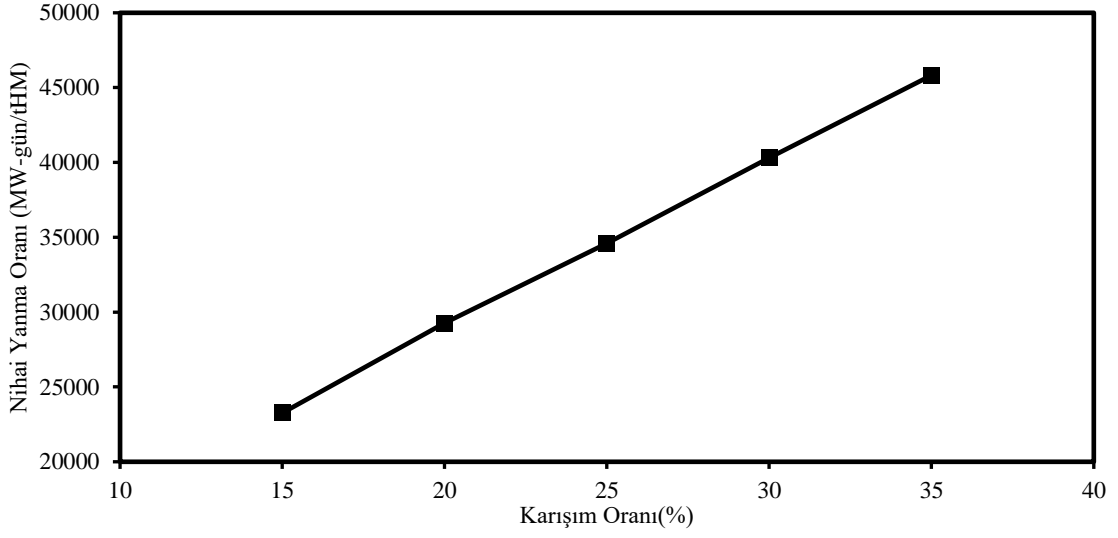


Şekil E.16. TBPu çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B_D değişimi

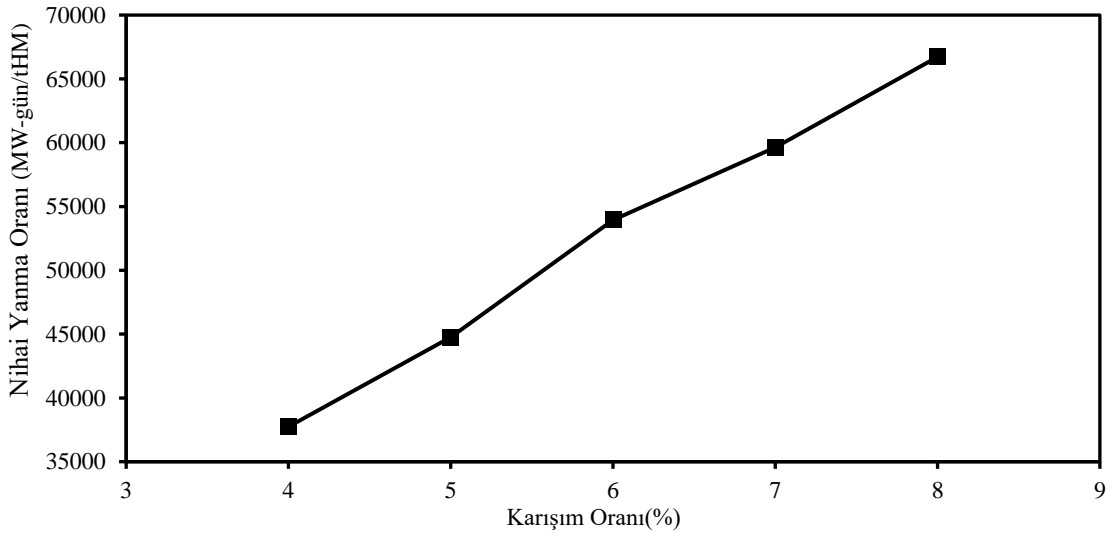
MOX yakıtın SYTU, TBZU ve TBPu yakıt çevrimlerindeki ikinci aşama geri dönüşümünde (MOX2) 40000 MW-gün/tHM için hazırlanan nihai yanma oranı-KO grafikleri Şekil E.17 Şekil E.18 ve Şekil E.19 ile verilmiştir.



Şekil E.17. SYTU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B_D değişimi



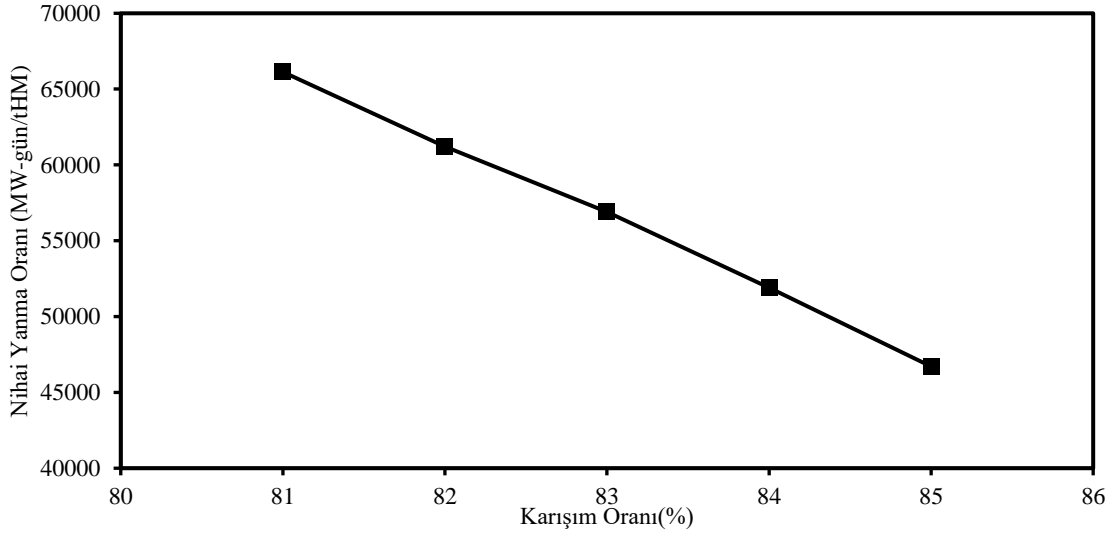
Şekil E.18. TBZU çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B_D değişimi



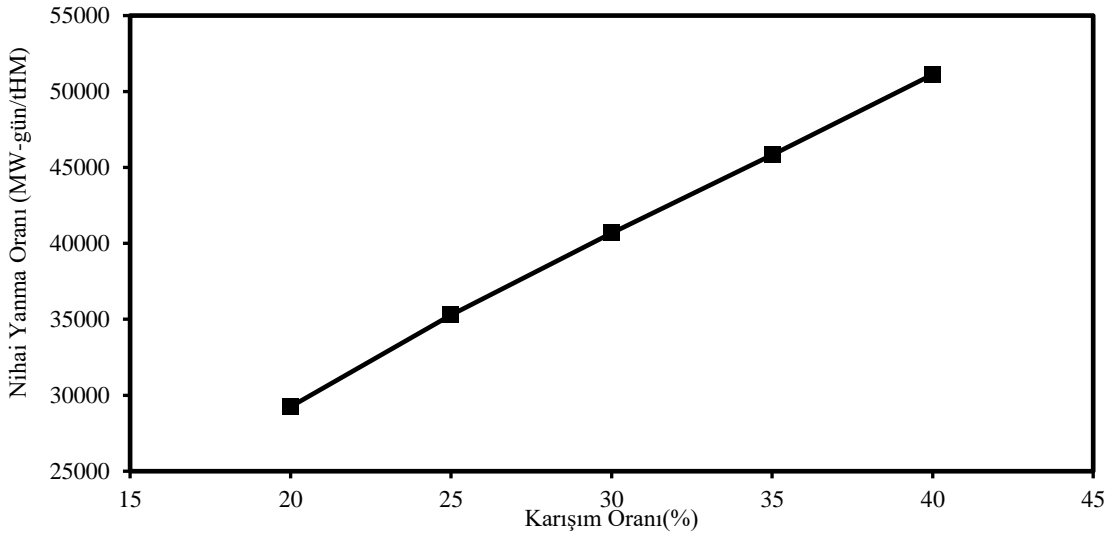
Şekil E.19. TBPu çevriminde 40000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B_D değişimi

EK 6- 50000 MW-gün/tHM Yanma Oranı için Hesaplanan MOX1 ve MOX2 Kompozisyonu

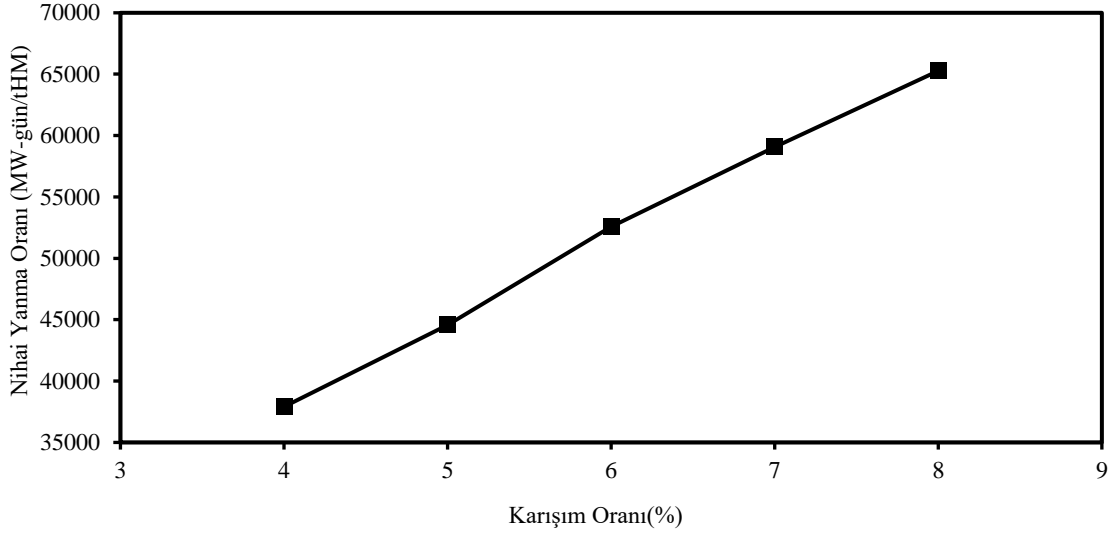
MOX yakıtın SYTU, TBZU ve TBPu yakıt çevrimlerindeki ilk aşama geri dönüşümünde (MOX1) 50000 MW-gün/tHM için hazırlanan nihai yanma oranı-KO grafikleri Şekil E.20 Şekil E.21 ve Şekil E.22 ile verilmiştir.



Şekil E.20. SYTU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B_D değişimi

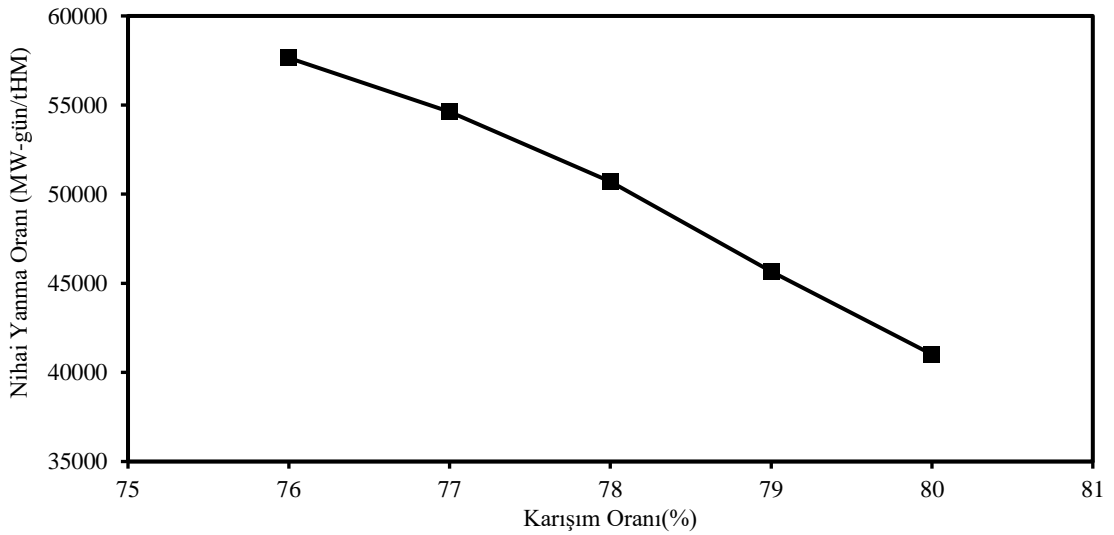


Şekil E.21. TBZU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B_D değişimi

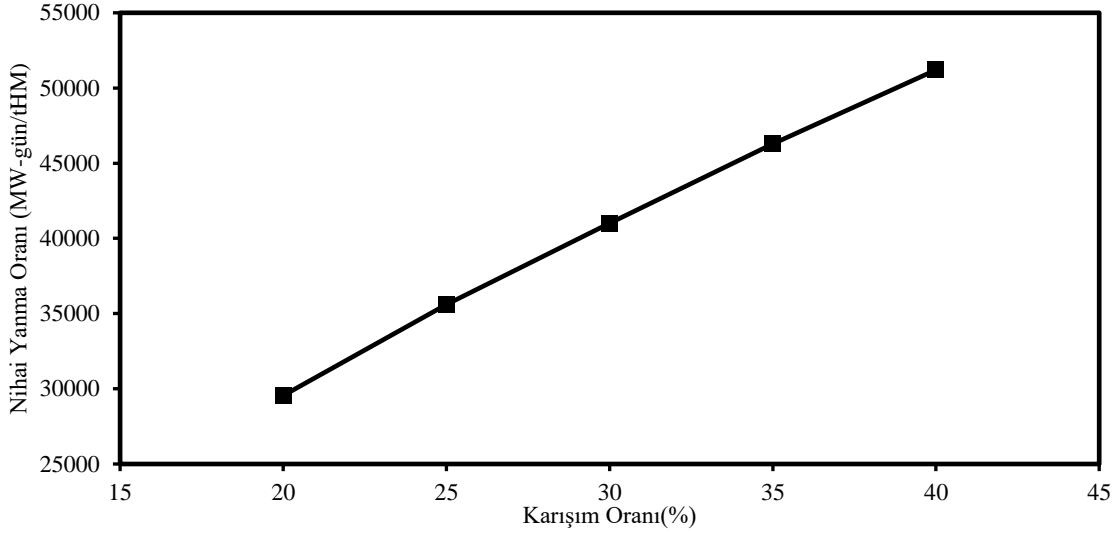


Şekil E.22. TBPu çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX1 için KO-B_D değişimi

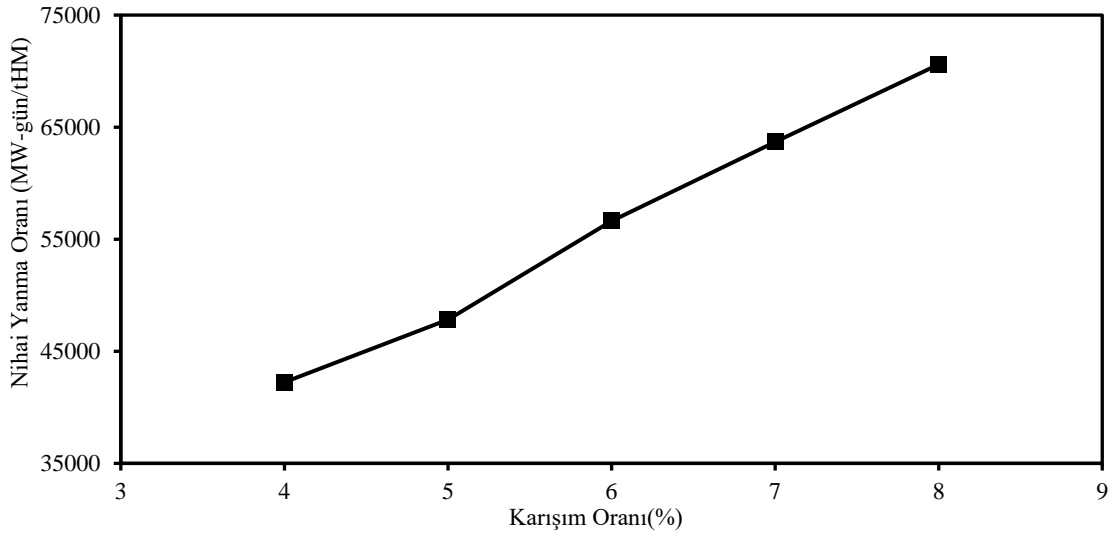
MOX yakıtın SYTU, TBZU ve TBPu yakıt çevrimlerindeki ikinci aşama geri dönüşümünde (MOX2) 50000 MW-gün/tHM için hazırlanan nihai yanma oranı-KO grafikleri Şekil E.22 Şekil E.23 ve Şekil E.24 ile verilmiştir.



Şekil E.22. SYTU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B_D değişimi



Şekil E.23. TBZU çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B_D değişimi



Şekil E.24. TBPu çevriminde 50000 MW-gün/tHM yanma oranına ulaşacak MOX2 için KO-B_D değişimi