



T.C.

SELÇUK ÜNİVERSİTESİ

FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

VVER-1000 REAKTÖRÜNDE SERPENT MONTE CARLO KODU KULLANARAK TORYUM TABANLI YAKITIN İNCELENMESİ

Eylem BÜYÜKER

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Fizik Anabilim Dalı

Haziran -2014

KONYA

Her Hakkı Saklıdır

ÖZET

YÜKSEK LİSANS
VVER-1000 REAKTÖRÜNDE SERPENT MONTE CARLO KODU KULLANARAK TORYUM TABANLI YAKITIN İNCELENMESİ

Eylem BÜYÜKER

Selçuk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü
Fizik Anabilim Dalı

Danışman: Yrd. Doç. Mehmet Emin KORKMAZ

2014, 51 Sayfa

Jüri
Prof. Dr. Ülfet ATAV
Doç. Dr. Mehmet ERDOĞAN
Yrd. Doç. Dr. Mehmet Emin KORKMAZ

Genel olarak dünyada toryum kaynağına ait veriler henüz tam olarak sistemli olmasa da doğada Toryum'un Uranyum'dan 3-4 kat daha fazla bol olduğu varsayılır. Toryum yakıt çevrimi ile ilgili araştırma çalışmaları devam etmesine rağmen toryum yakıtı için ticari üretim veya yeniden işleme altyapısı yoktur. Gelecekteki piyasa koşullarında toryum yakıt seçenekleri nükleer güç uygulaması için ticari olarak daha cazip hale gelecektir. Toryum-232, bir reaktör içinde bölünebilir izotop olan Uranyum-233 üretmek için kullanılabilen verimli bir malzemedir. ^{232}Th/^{233}U yakıt çevrimi, zenginleştirmenin ortadan kaldırılmasını sağlar. ^{233}U, zenginleştirilmiş uranyum ve toryum oksit yakıt karışımı kullanarak VVER-1000 reaktörlerinde üretilebilir.

Bu çalışmada, VVER-1000 reaktörlerinde ^{232}Th/^{233}U yakıt döngüsü bilgisayar ortamında hesaplama yoluyla araştırıldı. VVER-1000 sisteminin üç boyutlu kor geometrisi Serpent Monte Carlo1.1.19 Kodu kullanılarak tasarlanmıştır. Paralel programlama arabirimi (Multi Processing Interface-MPI) kullanılarak Serpent Kodu, 12-çekirdek ve 48 GB RAM ile iş istasyonu üzerinde çalıştırıldı. Korda ^{232}Th/^{235}U/^{238}U oksit karışımı yakıt olarak kabul edildi, ^{232}Th'nin kütle kesri sırasıyla 0.05-0.1-0.2-0.3-0.4 olarak artırılırken ^{238}U'in kütle kesri eşit olarak azaltılmıştır. Sistemde, hesaplamalar 3000 MW termal güç için yapıldı. Yanma oranı analizleri için, reaktör koru'nun yakıt ikmali yapmadan 16 MWd/kgU'lık yanma oranına kadar başlangıçtaki taze yakıttan kullandığı varsayılmıştır. Yanma oranı hesaplamalarında, 360 gün yanma aralığı olarak tanımlandı. ^{232}Th, ^{233}U, ^{235}U, ^{238}U, ^{237}Np, ^{239}Pu, ^{241}Am ve ^{244}Cm'ün kütle değişimleri yanma oranına göre değerlendirildi. Ayrıca yanma oranına göre, sistemin akısı ve kritikliği hesaplanmıştır.

Anahtar Kelimeler: MPI , Serpent Kodu, ^{232}Th/^{233}U döngüsü, VVER-1000, Yanma Oranı

ABSTRACT

MS THESIS

ANALSIYS OF THORIUM-BASED FUEL USING SERPENT MONTE CARLO CODE IN VVER-1000 REACTOR

Eylem BÜYÜKER

THE GRADUATE SCHOOL OF NATURAL AND APPLIED SCIENCE OF SELÇUK UNIVERSITY
THE DEGREE OF MASTER OF SCIENCE
IN DEPARTMENT OF PHYSICS

Advisor: Asst. Prof. Dr. Mehmet Emin KORKMAZ

2014, 51 Pages

Jury
Prof. Dr. Ülfet ATAV
Assoc. Dr. Mehmet ERDOĞAN
Asst. Prof. Dr. Mehmet Emin KORKMAZ

It is generally assumed that thorium is three to four times more abundant in nature than uranium, although the data on thorium sources in the world are not yet well systemized. There is no commercial fabrication or reprocessing infrastructure for thorium fuel, although research efforts regarding the thorium fuel cycle continue. The thorium fuel options will become commercially more attractive for nuclear power application in future market conditions. Thorium-232 is a fertile material that can be used to produce the fissile isotope Uranium-233 in a reactor. The fuel cycle based on $^{232}Th/^{233}U$ ensures the elimination of enrichment. In VVER-1000 reactors, ^{233}U can be produced using mixed enriched uranium and thorium oxide fuel.

In this study, $^{232}Th/^{233}U$ fuel cycles were investigated in a VVER-1000 reactor through calculation by computer. The 3D core geometry of VVER-1000 system was designed using Serpent Monte Carlo1.1.19 Code. The Serpent Code using parallel programming interface (Message Passing Interface-MPI), was run on the workstation with 12-core and 48 GB RAM. $^{232}Th/^{235}U/^{238}U$ oxide mixture was considered as fuel in the core, when the mass fraction of ^{232}Th was increased as 0.05-0.1-0.2-0.3-0.4 respectively, the mass fraction of ^{238}U equally was decreased. In the system, the calculations were made for 3000 MW thermal power. For the burnup analyses, the core is assumed to deplete from initial fresh core up to a burnup of 16 MWd/kgU without refuelling considerations. In the burnup calculations, a burnup interval of 360 days was defined. According to burnup, the mass changes of the ^{232}Th, ^{233}U, ^{235}U, ^{238}U, ^{237}Np, ^{239}Pu, ^{241}Am and ^{244}Cm were evaluated. And also according to burnup rate, flux and criticality of the system was calculated.

Keywords: Burnup, MPI, Serpent Code, $^{232}Th/^{233}U$ cycle, VVER-1000

ÖNSÖZ

Yeryüzünde bol miktarda bulunan bir nükleer malzeme olan Toryum, nükleer enerji üretimi endüstrisinde çok önemli bir yakıt potansiyeli taşımaktadır. Bu özelliğini nötron yakalama reaksiyonuyla iyi bir yakıt olan ^{233}U izotopuna dönüşebilmesinden almaktadır. Tezimde Rus yapımı VVER 1000 modelinde Toryum- Uranyum karışık yakıtın performansını inceleyerek, bu konuda diğer çalışmalara yardımcı olmaya çalıştım.

Bu tez çalışması sırasında, bana elinden gelen gayreti gösteren, bilgi ve tecrübelerini benden esirgemeyen danışman hocam Yrd. Doç. Dr. Mehmet Emin KORKMAZ'a ilgi ve alakalarından dolayı teşekkürü bir borç bilir, minnetlerimi sunarım.

Son olarak, bu tez çalışması süresince benden manevi desteklerini esirgemeyen ve beni sabırla sürekli destekleyen eşim Uğur BÜYÜKER'e ve aileme şükranlarımı sunarım.

Eylem BÜYÜKER
KONYA-2014

İÇİNDEKİLER

ÖZET ..... **iv**

ABSTRACT ..... **v**

ÖNSÖZ ..... **vi**

İÇİNDEKİLER ..... **vii**

SİMGELER VE KISALTMALAR ..... **ix**

1. GİRİŞ **1**

1.1. Nükleer Enerji Nedir? **1**
1.2. Nükleer Enerjinin Dünya'daki Durumu Nedir ? **2**
1.3. Türkiye'nin Enerji Kaynakları **4**
1.4. Dünya'daki Uranyum ve Toryum Rezervleri **5**
1.5. Nükleer Yakıtın Elde Edilmesi **8**
1.6. Nükleer Santraller ve Güvenlik **10**

2. KAYNAK ARAŞTIRMASI **14**

2.1. VVER Tipi Reaktörlerin Genel Yapısı **14**
2.2. VVER Tipleri **16**
2.2.1. VVER 440 ..... **16**
2.2.2. VVER 1000 ..... **16**
2.2.3. VVER 1200 ..... **17**

3. MATERYAL VE YÖNTEM **19**

3.1. Serpent Kodu İle VVER Reaktör Fiziği Hesaplamaları **19**
3.1.1. Serpent Kodu Nedir? **19**
3.1.2. Monte Carlo Yöntemi **20**
3.1.3. Üstel Matris Yöntemi **23**
3.1.4. Paralel Programlama Yöntemi **24**
3.2. VVER-1000 Reaktörünün Tasarımı **25**
3.2.1. Serpent Giriş Dosyası **25**
3.2.2. Çıktı Dosyası **27**

4. ARAŞTIRMA SONUÇLARI VE TARTIŞMA **28**

4.1. Hesaplamalar **28**
4.1.1. Üç Boyutlu VVER'in Tasarımı **28**
4.1.2. Matlab Grafikleri **31**

5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER **38**

5.1. Sonuçlar **38**

KAYNAKLAR **39**

ÖZGEÇMİŞ **41**

SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler	Açıklamaları
A	Atomun Kütle Numarası
ABD	Amerika Birleşik Devletleri
ACE	Compact Endf Dosyası
ANSI	Amerikan Ulusal Standartlar Enstitüsü
Burnup	Yanma oranı
Ce	Seryum
CRAM	Chebyshev Rasyonel Yaklaşım Metodu
EFPD	Tam Güçte Etkin Çalışma Günü
GB	Giga Bayt
GNU	Unix Olmayan İşletim Sistemi
IAEA	Uluslararası Atom Enerji Ajansı
kg	Kilogram
kW	Kilowatt
kWh	Kilo Watt Saat
kPa	Kilopascal
La	Lantan
MCNP	Monte Carlo N Parçacık Taşınım Kodu
MOX	Karışık Oksitli Yakıt
M	Kütle , gram
mm	Milimetre
MPa	Mega Pascal
MPI	İleti Gönderme Arayüzü
MW	Mega Watt
Nb	Niobyum
Nd	Neodimyum
NEA	Nükleer Enerji Ajansı
NGS	Nükleer Güç Santrali
Pa	Protaktinyum
PO_4	Fosfat
Pu	Plütonyum

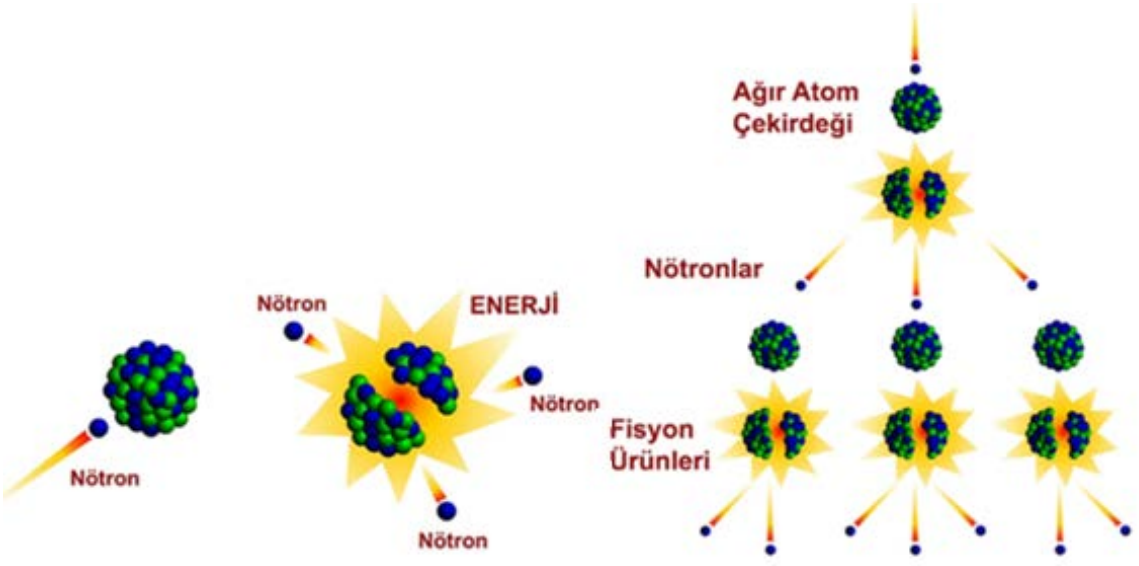
RAM	Rastgele Erişimli Hafıza
ROSATOM	Rusya Devlet Nükleer Şirketi
TAEK	Türkiye Atom Enerji Kurumu
TBMM	Türkiye Büyük Millet Meclisi
TEK	Türkiye Elektrik Kurumu
Th	Toryum
U	Uranyum
U_3O_8	Uranyum oksit, sarı pasta
V	Hacim, cm^3
Y	İtriyum
VVER	Su Soğutmalı Enerji Reaktörü
Z	Atom Numarası
Zr	Zirkonyum

1. GİRİŞ

1.1. Nükleer Enerji Nedir?

Atom çekirdeklerinin parçalanması sonucunda büyük bir enerji açığa çıkmaktadır. Ağır atom çekirdeklerinin nötronlarla bombardımanı sonucunda bu çekirdeklerin parçalanması sağlanabilir; bu tepkimeye "fisyon" adı verilmektedir (Krane, 2002). Şekil 1.1.'de fisyon olayı görülmektedir. Her bir parçalanma tepkimesi sonucunda açığa fisyon ürünleri, enerji ve 2-3 adet de nötron çıkmaktadır.

Uygun şekilde tasarlanan bir sistemde tepkime sonucu açığa çıkan nötronlar da kullanılarak parçalanma tepkimesinin sürekliliği sağlanabilir (zincirleme tepkime). Bunun haricinde hafif atom çekirdeklerinin birleşme tepkimeleri de büyük bir enerjinin açığa çıkmasına sebep olmaktadır. Bu birleşme tepkimesine "füzyon" adı verilmektedir. Bu tepkimenin sağlanabilmesi için atom çekirdeğinde bulunan artı yüklerin birbirini itmesinden kaynaklanan kuvvetin yenilmesi gereklidir. Bu nedenle çok yüksek sıcaklığa çıkılan sistemler kullanılmaktadır. Çok yüksek sıcaklıkta yüksek enerjiye ulaşan atom çekirdeklerinin çarpışması ile füzyon tepkimesi sağlanabilmektedir. Fisyon ve füzyon tepkimeleri ile elde edilen enerjiye "çekirdek enerjisi" veya "nükleer enerji" adı verilmektedir.



Şekil 1.1. Parçalanma (fisyon) tepkimesi ve zincirleme tepkime

1.2. Nükleer Enerjinin Dünya'daki Durumu Nedir ?

20. yüzyılın ikinci yarısından itibaren, güvenilir kaynaklardan enerjiyi sağlama arayışı enerji dünyasının en önemli gündemi haline gelmiştir. Özellikle 1970'li yılların başında ortaya çıkan petrol dar boğazı, bu arayışları hızlandırmış ve güvenilir enerji kaynağı olarak nükleer enerjinin ön plana çıkmasını sağlamıştır. Bunun sonucu olarak 1980'li yılların ikinci yarısına kadar yüksek kapasiteli birçok nükleer reaktör kurulmuş ve işletmeye alınmıştır. 1980'li yılların sonuna doğru ise nükleer enerjiye olan talep artışı azalma eğilimine geçmiş ve 1990'lı yıllar boyunca durağan hale gelmiştir. Bunun nedeninin Three Mile Island (1979, ABD) ve Çernobil (1986, Sovyetler Birliği) nükleer kazalarının olduğu söylense de, asıl etken dünya ekonomisindeki yavaşlama ve doğalgazın enerji pazarına girmesidir. İçinde bulunduğumuz 21. yüzyılda, sürdürülebilir kalkınma anlayışı içinde iklim değişikliklerini göz önüne alan enerji üretim planları önem kazanmıştır. Bu çerçevede, nükleer enerjinin yanında yenilenebilir enerji kaynakları gündeme gelmiş ve bu kaynaklardan verimli enerji üretimi çalışmalarına başlanmıştır. Ancak, dış koşullara bağımlı olmaları (iklim koşullarına bağlı olarak her zaman yeterince güneş, rüzgar ve su kaynaklarının bulunmaması) nedeniyle günümüzde halen yenilenebilir enerji kaynaklarından yeteri kadar verimli enerji üretimi sağlanamamaktadır. Nükleer santraller, yenilenebilir enerji kaynaklı santraller gibi dış koşullara , kömür santralleri gibi yakıtın kalitesine, petrol ve doğalgaz santralleri gibi rezerv miktarına bağlı olmadığı için elektrik üretiminde süreklilik arz eder. Bu kaynakların her an kullanıma hazır bulunmasının yanı sıra ucuz, çevre dostu ve güvenilir (sürekli) olması da gerekmektedir. Bütün bu özellikleri taşıyan nükleer enerji, sürdürülebilir enerji stratejilerinde büyük öneme sahiptir. Nükleer enerji üretim zinciri, tümüyle ele alındığında sera gazı salımı konusunda en temiz seçenektir. Fosil yakıtların yanmasıyla açığa çıkan karbon monoksit, karbondioksit, sülfür dioksit ve azot dioksit gibi sera gazı oluşumuna sebep olan zararlı gazlar, nükleer santraller çalışırken atmosfere salınmaz. Bu nedenle nükleer enerjinin iklim değişikliğine sebep olan atmosferdeki sera gazı konsantrasyonunun azaltılmasında büyük rolü vardır. Günümüzde nükleer santraller, elektrik sektöründen kaynaklanan sera gazı salımında yıllık olarak yaklaşık %17 azalmaya sebep olmaktadır Bu noktada nükleer enerji, 7 gün 24 saat enerji üreten sürekli bir kaynak olarak önemini korumaktadır (Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2011) .

Dünyada işletimde 434 reaktör bulunmaktadır, 70 reaktör yapım aşamasındadır ve bu reaktörler Çizelge 1.1'de verilmiştir (World Nuclear Association, 2014).

Çizelge 1.1. Dünya genelinde işletimde olan ve yapım aşamasında olan nükleer enerji santralleri

Ülke	**İşletilen**		**Yapım Aşamasında**	
	Sayı	Elektrik Net Çıktı (MW)	Sayı	Elektrik Net Çıktı (MW)
Almanya	9	12,003	-	-
Amerika	100	99,098	5	6,018
Arjantin	2	935	1	745
Belarus	-	-	1	1,200
Belçika	7	5,943	-	-
Bileşik Arap Birlikleri	-	-	2	2,800
Brezilya	2	1,901	1	1,405
Bulgaristan	2	1,906	-	-
Çek Cumhuriyeti	6	3,766	-	-
Çin	20	17,042	28	31,635
Ermenistan	1	376	-	-
Finlandiya	4	2,741	1	1,700
Fransa	58	63,130	1	1,720
Güney Afrika	2	1,830	-	-
Hindistan	21	5,302	6	4,300
Hollanda	1	485	-	-
İngiltere	16	10,038	-	-
İspanya	7	7,002	-	-
İsveç	10	9,508	-	-
İsviçre	5	3,252	-	-
İran	1	915	-	-
Japonya	48	42,569	3	3,036
Kanada	19	13,553	-	-
Kore	23	20,656	5	6,870
Macaristan	4	1,889	-	-
Meksika	2	1,600	-	-
Pakistan	3	725	2	680
Romanya	2	1,310	-	-
Rusya	33	24,253	10	9,160
Slovakya	4	1,816	2	942
Slovenya	1	696	-	-
Ukrayna	15	13,168	-	-
Toplam	**434**	**374,335**	**70**	**74,911**

(Uluslararası Atom Enerjisi Ajansının (IAEA) 1 Şubat 2014 verilerine göredir.)

1.3. Türkiye'nin Enerji Kaynakları

Ülkemizde, doğalgazın %98'i, petrolün % 92'si ve kömürün % 30'u ithal edilmektedir. Yerli ve yenilenebilir kaynakların üretimini de dikkate aldığımızda enerji ithal bağımlılığımızın % 72 olduğu görülmektedir. Petrol ve doğalgazda dışa bağımlı ülkemizde, nükleer santral yokken petrol ve doğalgaz zengini ülkelerde bile (G. Afrika, Rusya, ABD, Kanada ve Meksika) nükleer santrallerin bulunması önemli ve anlamlıdır. Petrol, doğalgaz ve kömürdeki yüksek ithalat oranına karşılık, yenilenebilir enerji kaynaklarımızda kurulu güç potansiyelimiz yaklaşık 136,600 MW, kullanmakta olduğumuz 22,075 MW'tır. Geriye kalan kullanabileceğimiz yenilenebilir potansiyelimiz yaklaşık 114,525 MW olmasına karşın, kapasite faktörü nedeniyle fiilen kullanabileceğimiz, potansiyelimizin çok az bir kısmıdır. Diğer yandan, ülkemizde rüzgar, güneş ve hidro gibi yenilenebilir enerji santrallerinin kurulabileceği alan, mevcut arazi kullanım durumlarından dolayı (konut, tarım, orman, kültürel ve doğal sit alanları, yollar vb.) sınırlıdır. Enerji arz kaynaklarımız dışa bağımlı ve kısıtlı iken, elektrik tüketim talebimiz sürekli olarak artmaktadır. Elektrik tüketim talebimiz yıllık olarak ortalama % 7-8 oranında artış göstermektedir. Bunu karşılamak için kurulu gücümüze yıllık 4,000-5,000 MW ilave yapmak gerekmektedir. Türkiye, elektrik talep artışında dünyada 1.4 milyar nüfuslu Çin'den sonra ikinci, Avrupa'da birinci sırada yer almaktadır. 2012 yılında elektrik tüketim talebi 240 milyar kWh iken bunun 2023'te 500 milyar kWh'a çıkması öngörülmektedir. Ancak, yenilenebilir enerji de 2023 yılının hedeflerinin ancak yarısını karşılayacaktır. Yenilenebilir enerji, iklim koşullarına bağlı olarak sürekli değişkenlik göstermesi nedeniyle 4 mevsim, 7 gün 24 saat çalışan nükleer gibi bazı yük santrallerine her halükarda ihtiyaç duyulmaktadır. Yenilenebilir enerji nükleerin rakibi değil, tamamlayıcısıdır. Yenilenebilir enerji güvenlidir, ancak güvenilir (sürekli) değildir; alternatif enerji kaynağıdır. Nükleer santraller, mevsimden ve iklim şartlarından bağımsız olarak sürekli çalıştırılabilmektedir. Her zaman rüzgâr esmez, güneş her zaman ışımaz, yağış her zaman bol olmaz; ama nükleer santral her zaman çalışır. Yılda 8760 saatin, bakım dönemleri çıkarılırsa, nükleer santral yaklaşık 8000 saatinde çalışabilir, ama hidrolikte bu ortalama 4000 saat; rüzgarda ortalama 3000; güneşte ise ortalama 2500 saattir. Rüzgar enerjisinde süreklilik olmaması, depolanabilir enerji kaynaklarıyla, bir diğer adıyla "baz yük santralleriyle" dengelemeyi gerektirmektedir. Bu nedenle toplam şebekenin %20'den fazlası rüzgardan sağlandığında şebeke problemleri ortaya çıkmaktadır. 10,000 MW nükleer güç santraline karşılık gelmesi için, kapasite faktöründen dolayı, 30,000 MW rüzgar veya

38,000 MW güneş santrali kurulması gerekmektedir. Hidroelektrik için dünya ortalamasına bakıldığında kapasite faktörü %44 civarındadır. Türkiye'de hidroelektrik santrallerin son 25 yıllık ortalama kapasite faktörü ise % 42'dir. Çizelge 1.2.'de Türkiye Enerji ve Tabii Kaynaklar Enerji Bakanlığı (2013) verilerine göre ülkemizdeki yenilenebilir enerji kaynaklarının kapasitesi görülmektedir.

Çizelge 1.2. Yenilenebilir Enerji Kaynaklarının Türkiye Ekonomik Potansiyelleri ve Kapasite Faktörleri

Yenilenebilir Kaynaklar Türleri	Toplam Kurulu Güç Potansiyeli (MW)	Kurulu Güç (MW)	Kapasite Faktörü	2023 Hedefi (MW)	Ortalama Üretim Potansiyeli (milyar kWh/yıl)
Hidro	36,000	19,609	%44	36,000	144
Rüzgar	48,000	2,260	%30	20,000	60
Güneş	50,000	-	%20	3,000	7.5
Jeotermal	600	162	%84	600	4.4
Biyokütle	2,000	44	%80	2,000	14.0
TOPLAM	136,600	22,075	-	61,600	229.90

Türkiye Enerji ve Tabii Kaynaklar Enerji Bakanlığı'nın (2013) verilerine göre ülkemizde, 1956'dan bu yana geçen yarım asırlık süre içerisinde ülkemizin nükleer santral projelerinin özeti Çizelge 1.3.'te yer almaktadır.

Çizelge 1.3. Ülkemizin nükleer tarihi

Tarih	Gelişme
1956	Atom Enerjisi Komisyonu kuruldu.
1972	TEK Nükleer Enerji Dairesi kuruldu.
1976	Akkuyu yer lisansı verildi.
1977-1979	Açılan ihale iptal oldu.
1983-1985	Açılan ihale iptal oldu.
1986	TEK Nükleer Enerji Dairesi kapatıldı.
1996-2000	Açılan ihale 8 defa karar ertelenerek iptal oldu.
2007	5710 sayılı Kanun yayımlandı.
2008-2009	Açılan ihale iptal oldu.
2010	Rusya Federasyonu ile Mersin-Akkuyu'da NGS kurulmasına ilişkin hükümetler arası anlaşma imzalandı.

1.4. Dünya'daki Uranyum ve Toryum Rezervleri

Uranyum 1789 yılında Martin Klaproth tarafından bulunmuştur. Tabiatta hiçbir zaman serbest olarak bulunmayan uranyum, çeşitli elementlerle birleşerek uranyum minerallerini meydana getirir. En kolay oksijenle birleşir. Hemen her tip kayaç içerisinde ve sularda eser miktarda da olsa bulunabilir. Yeraltı su tablasının üstünde, satıh ve satıha yakın yerlerdeki mevcut oksidasyon şartlarında +6 değerlikli uranyum içeren ikincil uranyum mineralleri kolayca eriyebilirler (sudaki pH değerinin artmasıyla) ve uranil iyonları halinde solüsyona geçerek yeraltı suları vasıtasıyla uzun mesafelere taşınırlar. Taşınma sırasında uygun indirgeme şartlarıyla karşılaştıklarında

+4 değerlikli uranyuma indirgenerek Uraninit ve Pitchblende (uranyum oksit içeren maden cevheri) halinde çökelir ve böylece uranyum yatakları oluşur (Zararsız, 2005).

Uranyum, temel nükleer yakıt hammaddesidir. Günümüzde nükleer güç santrallerinde yakıt olarak kullanılmaktadır. Doğadaki uranyumun binde yedisi (%0.71) bölünebilme yeteneğine sahip (fisil) Uranyum-235 izotopu içerir. Şekil 1.2.'de Dünyadaki uranyum rezervleri görülmektedir. Doğal uranyumlu yakıt ağır su (döteryum-hidrojenin bir izotopu) ile soğutulan reaktörlerde kullanılmaktadır. Hafif su ile soğutulan reaktörlerde ise zenginleştirilmiş uranyum yakıtı kullanılmaktadır. Zenginleştirilmiş uranyum, doğal uranyum içindeki Uranyum-235 izotopu oranını artırmak amacıyla zenginleştirme işlemi ile elde edilmektedir.



Şekil 1.2. Dünya'daki Uranyum Rezervleri(TAEK verilerine göredir.)

2008 yılı verilerine göre 17 ülke uranyum üretmektedir ve bunların sekiz tanesi (Kanada, Kazakistan, Avustralya, Nambiya, Rusya Federasyonu, Nijerya, Özbekistan ve ABD) dünyadaki üretimin %93'nü karşıladığı Şekil 1.2.'de görülmektedir. En belirgin üreticiler Kanada, Kazakistan ve Avustralya olup, bu üç ülke 2008 yılında dünyadaki üretimin yaklaşık %60'ını gerçekleştirmiştir (TAEK, 2013).

Toryum, 1828 yılında Jöns Jacob Berzelius tarafından keşfedilen ve periyodik tabloda aktinit serisinin ikinci üyesi olan toryum, yer kabuğunun %0.0007'lik kısmını oluşturmaktadır. Toryum, uranyum gibi doğada serbest halde bulunmayıp 60 civarında mineralin yapısı içinde yer almaktadır. Bunlardan sadece monazit ((Ce, La, Nd, Th,

Y)PO_4) ve torit ((Th, U) SiO_4) toryum üretiminde kullanılmaktadır. Bu mineraller de genellikle nadir toprak elementleri ile birlikte bulunmaktadır.

Toryum tek başına nükleer yakıt olarak kullanılamaz. Fertil bir izotop olan Th-232'nin bir nötron yutarak fisyon yapabilen bir izotop olan U-233'e dönüştürülmesi gerekir. Th-232'nin düşük enerjili nötronlarla tepkimesi (nötron yutumu) sonucunda önce daha az kararlı olan Th-233 oluşmaktadır. Th-233 ise, 23 dakika içinde, bir beta parçacığı yayarak Pa-233'e (protaktinyum) dönüşmektedir. Pa-233, 27 gün içinde, yarılanma süresi 163,000 yıl olan fisil U-233'e dönüşmesi denklem (1.1.)'de görülmektedir.

$$\mathrm{n} + {}^{232}_{90}\mathrm{Th} \rightarrow {}^{233}_{90}\mathrm{Th} \xrightarrow{\beta^-} {}^{233}_{91}\mathrm{Pa} \xrightarrow{\beta^-} {}^{233}_{92}\mathrm{U} \tag{1.1}$$

Toryum - uranyum karışık yakıtlar, uranyum yakıtına göre daha az plütonyum üretir. Ayrıca yüksek yanma oranında çalışabilir, bu da yakıtın reaktörde kalma süresini yani yakıtın yeniden yükleme periyodunu uzatarak tesis kapasite faktörünün artmasına katkı sağlar. Toryumlu yakıt denemeleri 1960 yıllarının ortalarında başlamış olmasına rağmen güç reaktörlerinde kullanılmasına 1976 yılında başlanmıştır. Almanya, Hindistan, Japonya, Rusya, İngiltere ve ABD'de araştırma geliştirme çalışmaları bulunmaktadır (TAEK, 2012). Dünyadaki tahmini toryum rezervleri Çizelge 1.4.'te görülmektedir (OECD, 2012).

Çizelge 1.4. Dünyadaki toryum rezervleri

Ülke	Ton
Hindistan	846,000
Türkiye	744,000
Brezilya	606,000
Avustralya	521,000
Amerika	434,000
Mısır	380,000
Norveç	320,000
Venezuela	300,000
Kanada	172,000
Rusya	155,000
Güney Afrika	148,000
Çin	100,000
Grönland	86,000
Finlandiya	60,000
İsveç	50,000
Kazakistan	50,000
Diğer ülkeler	413,000
Dünya Toplam	5,385,000

Türkiye Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı (2013) verilerine göre Türkiye'deki uranyum-toryum yataklarını Şekil 1.3.'te görmekteyiz.



Şekil 1.3. Türkiye'deki Uranyum ve Toryum yatakları

1.5. Nükleer Yakıtın Elde Edilmesi

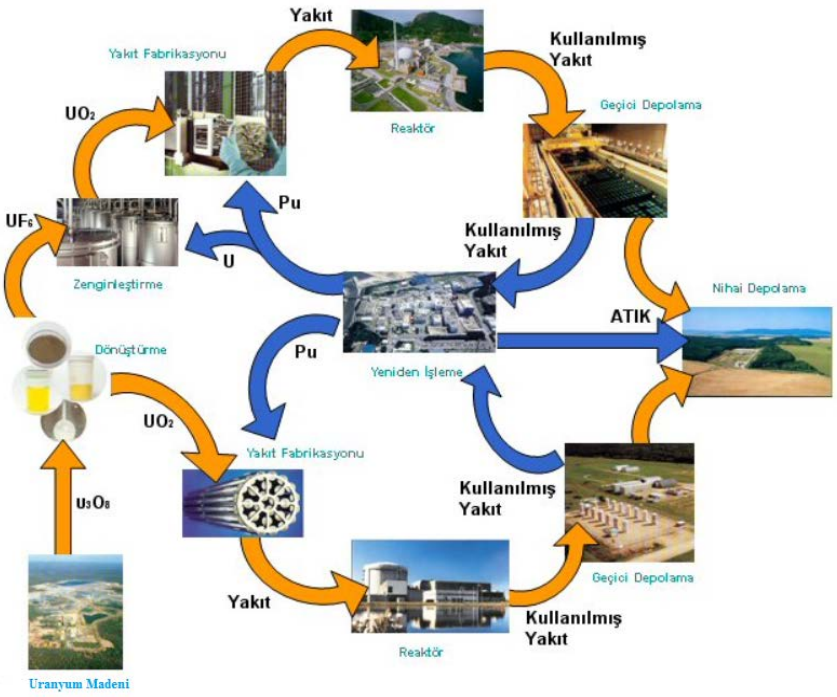
Doğada bulunan uranyumun madenciliği bakır gibi diğer mineral kaynaklarının bulunmasına benzer şekilde yönetilir. Uranyum üretiminin %70'inden fazlası bilinen açık ya da yeraltı madenciliği metotları ile elde edilir. Geriye kalanı ise yerinde özütleme yöntemi ile elde edilmektedir. Bu yöntemde yer altındaki cevhere çözücü çözelti enjekte edilir, uranyum çözülerek çözeltiye geçer ve uranyum içeren bu çözelti, açılan kuyular vasıtasıyla geri alınır.

Uranyumun çoğu klasik madencilik teknikleriyle çıkartılır. Uranyum cevherinin elde edilmesi ve çıkarılan cevherin fiziksel olarak uygun büyüklüğe getirilmesinden sonra, uranyumu elde etmek ve saflaştırmak için, cevher kimyasal işleme tabi tutulur. Bu işlemle hacmi küçülen, rengi ve kıvamı ile ifade edilen bu katı ürün (U_3O_8) sarı pasta olarak bilinir. Ancak söz konusu renk gri de olabilir.

Uranyum cevherinin madenciliğinde ve cevherin işlenmesinde her biri uygun yönetim gerektiren farklı tiplerde atıklar ortaya çıkar. Açık işletme ve yer altı madenciliğinde atıklar, toprak ve/veya atık kayaçlardır. Bu atıklar, ekonomik olmayan seviyede uranyum veya çok fazla yüksek seviyede kirlilik içerebilir. Cevherin öğütülmesi sırasında büyük hacimde çok ince taşlar ve üretim sıvısının karışımından oluşan atık ortaya çıkmaktadır. Artıklar büyük hacimleri, radyolojik ve kimyasal kirlilikleri nedeniyle problem yaratırlar. Özel jeolojik formlarda yapılabilen yerinde

özütlemede kayaç atığı veya işletme artığı üretilmez, fakat bu işlem yer altı suyunu korumak için uygun bir şekilde yönetilmelidir. (Zararsız, 2005).

Doğal uranyum, büyük oranda ^{238}U izotopunu ve az miktarda ^{235}U izotopunu içermektedir. Tabiatta doğal olarak bulunan tek bölünebilen madde ise ^{235}U'tir. ^{235}U termal veya hızlı nötronların çarpması ile kolayca fisyon yapabilir. Yaygın ticari reaktörler için üretilen Uranyum yakıtlarında, tabiatta bulunan orandan (%0.711) daha yüksek konsantrasyonlarda ^{235}U kullanılmaktadır (%2-5). Bu yüksek konsantrasyon zenginleştirme ile elde edilir. Doğal uranyumu yakıt olarak kullanan ticari reaktörler de mevcuttur. Uranyum yakıtının ^{235}U dışındaki kısmı (^{238}U) ancak belirli enerji seviyelerindeki nötronların çarpmasıyla fisyona uğrayabilir. Ancak bu çarpışmalar genellikle nötronun yutulması sonucunda ^{238}U'in ^{239}Pu dönüşmesi ile sonuçlanır. Plütonyumun bu izotopu termal veya hızlı nötronların çarpmasıyla fisyona uğrayabilir ve hafif sulu reaktörler için enerji üretimine katkısı, üretilen gücün %30'u oluncaya kadar yavaş yavaş artar. Bazı reaktörler başlangıçta plütonyumla karıştırılmış yakıt kullanırlar, buna karışık oksit yakıt (mixed-oxide veya MOX) denir. Bu tip yakıt kullanmak, kullanılmış yakıtın yeniden işlenmesiyle elde edilen plütonyum stoklarının tüketilme yollarından biridir. Kullanılmış yakıt yeniden işlenmediği takdirde plütonyum atık olarak muamele görür. TAEK (2013) verilerine göre nükleer yakıt çevrimi Şekil 1.4.'te görmekteyiz.



Şekil 1.4. Nükleer Yakıt Çevrimi

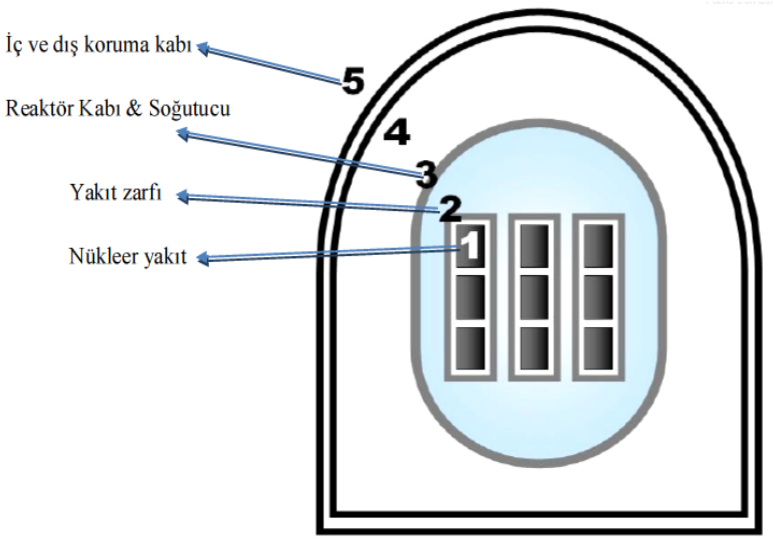
1.6. Nükleer Santraller ve Güvenlik

Bir nükleer reaktör fiziksel olarak fisyon yapabilen malzeme ile nötronların etkileşim özellikleri göz önüne alınarak reaktörde zincirleme reaksiyonun sürdürülebilmesi için fisyon yapan malzemenin kritik kütle miktarının belirlenmesi gerekir. Kritik kütle; fisyon başladıktan sonra devam edebileceği en küçük kütle miktarıdır. Fisyon olayında yaklaşık 200 MeV enerji açığa çıkar. Bu enerji ağır ürünlerin kinetik enerjisi ve radyasyon biçimindedir. Fisyonun sürdürülebilirliğini tanımlamak için nötron çoğaltma faktörü k'yı tanımlamak gerekir. Çoğaltma faktörü bir nesilden diğerine termal nötronların sayısındaki net artışı verir. Ortalama olarak her termal nötron bir nesilden diğerine k kadar yeni termal nötron üretir ve zincir reaksiyon için $k \geq 1$ olması gerekir. Eğer k çoğaltma faktörü tam olarak 1 ise; reaktör kritik, $k < 1$ ise kritik altı, $k > 1$ ise kritik üstü olarak adlandırılır. Enerji çıkışını kararlı tutabilmek için reaktörün kritik olması istenir. Fisyon yapan maddelerin kazara kritik hale gelmesini önlemek için bazı faktörlerin göz önüne alınması gerekir. Bu faktörler, nükleer sistemler ve nükleer reaktörlerde fisyon enerjisinin kontrollü şekilde elde edilmesini sağlar.

Sürdürülebilir fisyon reaksiyonu için 2 milyar yıl önce doğal olarak gerçekleşen şartlar, insan eliyle 2 Aralık 1942'de Enrico Fermi tarafından ilk defa başarılmıştır. Günümüzde doğal uranyum içinde var olan ^{235}U miktarı 2 milyar yıl öncesine göre çok daha az olduğu için Fermi reaksiyonu başlattıktan sonra devam edebilmesini sağlayacak, bir grafit yavaşlatıcı içerisine uygun boyut ve konfigürasyonlardaki metal uranyum plakalarını yerleştirmiş ve reaksiyonu başlatmak için Ra-Be nötron kaynağı kullanmıştır. Fermi'nin sonuçları önce nükleer silahlar için Plütonyum üretilmesinde, daha sonra elektrik üretmek için gerekli nükleer reaktörlerin tasarlanmasında ve çalışmasında yol gösterici olmuştur (Martin, 2013).

Reaktörlerde birinci ve en temel sınıflama reaktörlerin kullanım amaçlarına göre olanıdır ve kabaca güç üretimi, araştırma ve dönüşüm olmak üzere üç grupta toplanabilir. Güç reaktörleri fisyon ürünlerinin kinetik enerjilerini ısı olarak çıkaran ve bununla suyu kaynatarak buhar üretip bir türbini çalıştıran sistemlerden oluşur. Güç reaktörlerinin tasarımı, nükleer mühendislikle birlikte ısı makinelerinin veriminin termodinamik ayrıntılarının da önemsenmesini gerektirir. Yakıt sistemi, reaktör maliyetinin oldukça küçük bir kısmını oluşturur. Maliyetin büyük kısmı zırhlama, reaktör kabı ve elektrik üretim sistemlerine aittir. Bu nedenle ekonomik açıdan büyük güç reaktörleri yapmak yararlıdır (Krane, 2002).

Nükleer santraller de güç reaktörlerine girmektedir. Nükleer santraller, açığa çıkan radyoaktif maddelerin ve radyasyonun, normal çalışma veya kaza durumunda reaktör ve santralin dışına çıkmamasını ve çevreden yalıtılarak muhafaza edilmesini sağlamak üzere "Derinliğine Savunma" ilkesine dayandırılarak tasarlanır. Bu ilke, radyoaktif salıma karşı beş fiziksel bariyerin tasarımda yer almasını Şekil 1.5.'te olduğu gibi öngörmektedir.



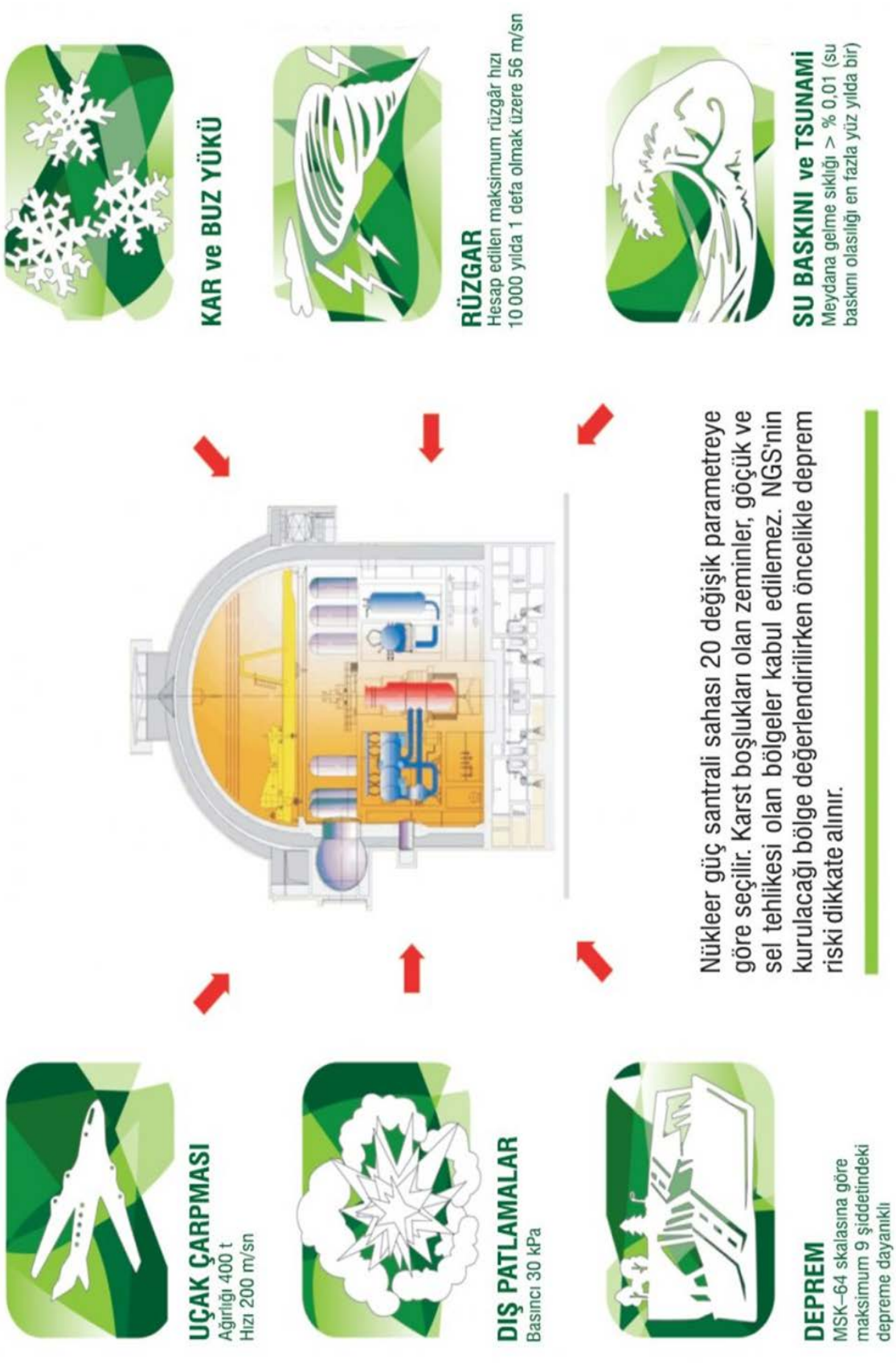
Şekil. 1.5. Güvenlik Bariyeri

Radyoaktif salınıma karşı oluşturulan ilk fiziksel bariyer nükleer yakıtın kendisidir. Nükleer yakıtlar seramik yapıya sahip olduklarından radyoaktif maddeler yakıt içinde tutulur ve nükleer yakıt zarfına ulaşması engellenir. İkinci bariyer, paslanmaz ve mekanik yük ile radyasyona dayanıklı yakıt elemanı zarfıdır. Yakıt elemanı zarfı, radyoaktif salımın birincil çevrime ulaşmasını engeller. Söz konusu yakıtlar, bu çelik zarfın içine monte edilmektedir. Üçüncü ve dördüncü bariyerler, birincil çevrim içerisinde yer alan soğutma suyu ve reaktör kabıdır. Su, nükleer yakıt zarflarından çıkacak nötronları durdurma görevini sağladığından 3 nolu fiziksel bariyer olarak tanımlanmaktadır. Ayrıca, ilave tedbir olarak reaktör kabı, radyasyonun reaktör içinde tutulmasını sağlamaktadır. Beşinci ve son fiziksel bariyer olan dış koruma kabı, ön gerilimli betondan yapılmıştır ve çift tasarımlı olmak üzere yaklaşık 1 metre kalınlığındaki duvarlardan oluşur. Bu son fiziksel bariyer, kaza durumunda reaktör kabından sızacak radyoaktif maddelerin çevreye salınımını engeller.

Sayılan fiziksel bariyerlerin bütünlüğünün ve sağlamlığının korunması için bir takım güvenlik sistemleri tasarımlara eklenmiştir. Bu güvenlik sistemleri yedekli, çeşitli ve güvenilir aktif ya da pasif sistemlerden oluşur.

Söz konusu yedeklilik, çeşitli ve aktif, pasif sistemlerin tanımları şöyledir. Yedeklilikte; aynı fonksiyonu yerine getiren, birbirinden bağımsız devreye girebilen birden fazla ekipmanın kullanılması. Bu durumda, bir ekipman arızalandığında ikincisi devreye girer. Eğer ikincisi bakımda ise üçüncüsü devreye girer. Güvenlikle ilgili ekipmanların farklı konumlarda yedekleri bulunmaktadır. Aktif sistemler; reaktör operatörü tarafından ya da enerji kaynağı kullanılarak devreye sokulan sistemlerdir. Pasif sistemler; dışarıdan hiçbir enerji kaynağı kullanmadan reaktörlerin kendi kendini soğutabilmesi ya da durdurabilmesidir. Fukushima Daiichi nükleer güç santralinde reaktörleri soğutmak ve santralin güç ihtiyacını karşılamak için bulundurulan dizel jeneratörler, tsunami sonucu sel altında kaldığından çalıştırılamadı ve reaktöre soğutma suyu pompalanamadı. Bunun sonucu olarak aşırı ısınan yakıt, yakıt zarfını eritti. "Derinliğine Savunma" ilkesinde yer alan beş fiziksel bariyerin bütünlüğünü ve sağlamlığını koruyacak, birçok güvenlik sistemi VVER-1200 tipi reaktörde yer almaktadır. Bu güvenlik sistemleri içerisinde yer alan Eriyik kor kabı; reaktör kabının altında yer alan seramik yapıdır. Çernobil ve Fukushima'da meydana gelen "Kor Erimesi Kazası"nın oluşması durumunda reaktör kabını eritecek yüksek ısıyı sahip eriyik yakıtın çevreye ulaşmasını engellemek için dayanıklı yapısıyla yakıtı hapseder ve yakıtı su ile soğutur. Çift koruma kabı; Çernobil nükleer santralinde bulunmayan ilki 1.2 metre, ikincisi ise 1 metre kalınlığında "Çift Koruma Kabı". Çift koruma kabı, birincil koruma kabını aşacak zararlı gazların muhafazası ve filtre edilebilmesi için gerekli boş alanı sağlayarak insan ve çevreyi korumakla kalmayıp dayanıklı yapısıyla uçak çarpması, reaktör dışı patlamalar, şiddetli fırtınalar ve su baskınlarına karşı reaktörü dış etkilerden korumaktadır. Hidrojen emici sistemler; ek olarak Fukushima Daiichi nükleer santralinde meydana gelen hidrojen patlamalarını engelleyici, kimyasal etkileşimler ile hidrojeni bağlayan "Hidrojen Emici Sistemler" de mevcuttur (Türkiye Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı , 2013).

Nükleer güç santrali sahası 20 değişik parametreye göre seçilir ve nükleer güç santralinin kurulacağı bölge değerlendirilirken bu parametreler Şekil 1.6.'da olduğu gibi değerlendirilir (Akkuyu Ngs AŞ, 2011).

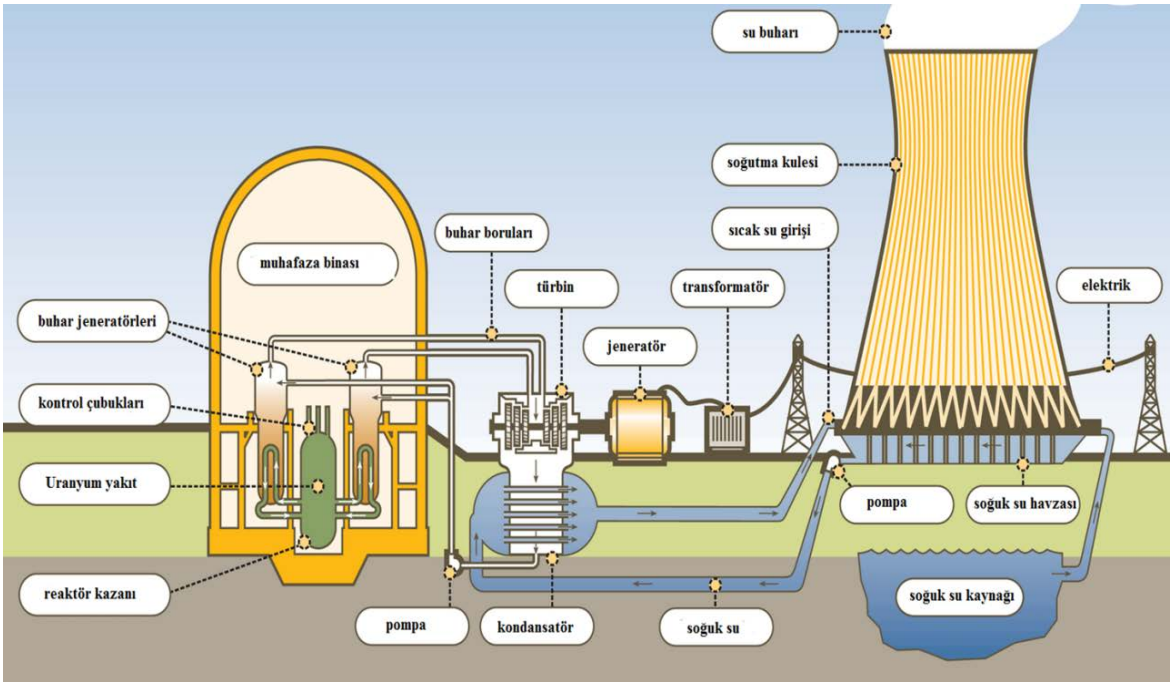


Şekil 1.6. Dış etkilere karşı çift koruma kabı

2. KAYNAK ARAŞTIRMASI

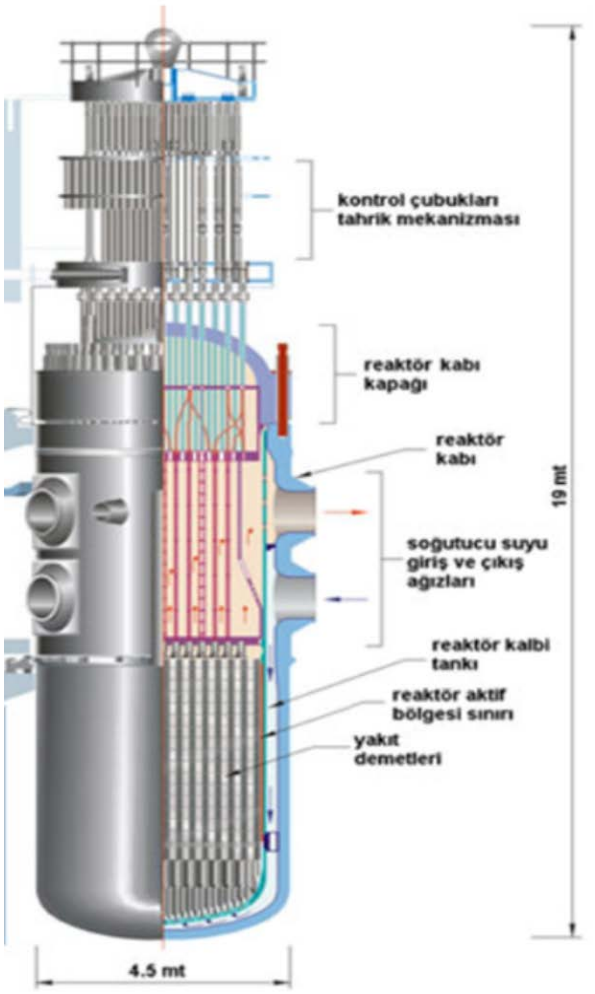
2.1. VVER Tipi Reaktörlerin Genel Yapısı

VVER Rusça olan " Voda-Vodyanoi Energetichesky Reaktor" ifadesinin kısaltmasıdır. Tercümesi su ile soğutulan ve su ile yavaşlatılan enerji reaktörüdür. VVER'ler Sovyetler Birliği tarafından geliştirilen ve kullanılan basınçlı su reaktörleridir. Günümüzde de Rusya Federasyonu tarafından geliştirilmeye ve kullanılmaya devam edilmektedir. Bugün dünyada toplam 53 adet VVER türü reaktör bulunmaktadır. Bunlardan 26 tanesi Rusya Federasyonu ve Ukrayna'da bulunmaktadır. VVER'ler bugüne kadar 4 nesil olarak geliştirilmiştir (Başoğlu ve ark., 2004). VVER'lerin genel yapısı Şekil 2.1.'de görüldüğü gibidir (TAEK, 2012).



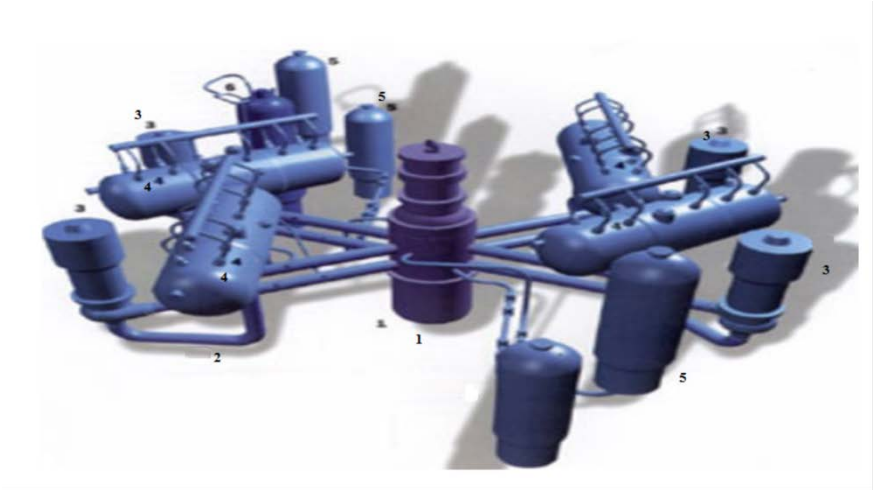
Şekil 2.1. VVER reaktörünün yapısı

Reaktör basınç kabı Şekil 2.2.'de görüldüğü gibi uzun ve dik silindir şekilde bir kaptır. Yüksekliği üst kontrol çubuğu mekanizmaları da dahil yaklaşık 19 metre civarındadır. Dış çapı yaklaşık 3.84 metredir. Çelikten yapılmış kabın dış duvar kalınlığı yaklaşık 14 cm'dir ve kabın iç yüzeyi 9 mm kalınlığında paslanmaz çelikle kaplanmıştır. VVER-1000'ler giriş sıcaklığı yaklaşık 291 ^{o}C, çıkış sıcaklığı da yaklaşık 321^{o}C civarındadır. VVER-1200'lerde bu değerler daha da arttırılmıştır. VVER-1200'lerde giriş sıcaklığı yaklaşık 298.6 ^{o}C, çıkış sıcaklığı da yaklaşık 329.7 ^{o}C olarak tasarımlanmıştır (Başoğlu ve ark., 2004).



Şekil 2.2. Reaktör basınç kabı

Şekil 2.3.'te ise reaktör basınç kabında bulunan yakıt bölgesinden alınan ısı enerjisinin çevrimini göstermektedir. VVER tipi reaktörlerin diğer reaktör tiplerinden farkı yatay buhar üreteçlerinin olmasıdır.



Şekil 2.3. Yakıt bölgesinden alınan ısı enerjisinin çevrimidir

Şekil 2.3.'te 1 numara ile gösterilen reaktör kabıdır, 2 numara ile gösterilen soğutucu suyu borularıdır, 3 numara ile gösterilen ana soğutucu suyu pompalarıdır, 4 numara ile gösterilen buhar üreteçleridir, 5 numara ile gösterilen acil durum güvenlik sistemi su akümülatörleridir, 6 numara ile gösterilen basınçlandırıcıdır (Başoğlu ve ark., 2004).

2.2. VVER Tipleri

VVER'lerin yakıt demetleri kare şeklinde değil de, altıgen şeklindedir. VVER reaktör kalbi silindirik şekildedir. Yakıt demetlerinin sayısı tasarımdan tasarıma değişse de, bu sayı; VVER-440 modelleri için 349 (42 ton uranyum), VVER-1000 modellerinde ise 163 (66 ton uranyum)'tür.

2.2.1. VVER 440

Birinci nesil VVER modelidir. Tasarım yılı 1956-1970 arasındadır. Rusya'da kurulan ilk VVER üniteler VVER-210 ve VVER-365 modelleridir. Bunlar sırasıyla 1964 ve 1970 yıllarında işletmeye alınmış ve 1988 ve 1990 yıllarında kapatılmıştır. Bu modellere VVER'lerin prototipleri gözüyle bakılmaktadır. Prototiplerin ardından ilk ticari anlamdaki model VVER-440/230 1960'lı yıllarda geliştirilmiştir.

İkinci nesil olarak kabul edilen VVER-440/213 modeli 1970'li yıllarda geliştirilmiştir. Bu modele sahip hali hazırda 16 adet ünite bulunmaktadır. VVER-440/213 tasarımında, bir önceki modelin sahip olduğu birçok tasarım açıkları giderilmiş, koruma kabuğu ve güvenlik sistemleri tasarımları bu modelde geliştirilmiştir. Fakat VVER-440/213'lerin ölçü kontrol ve yangından korunma sistemleri batılı uzmanlar tarafından yeterli bulunmamaktadır (Başoğlu ve ark., 2004).

2.2.2. VVER 1000

Üçüncü nesil VVER modelidir. VVER'lerin bir sonraki nesli 1975-1985 yılları arasında tasarımlanmış olan VVER-1000'lerdir. Bunların geliştirilen farklı versiyonlarına VVER-91 ve VVER-92 isimleri de verilmektedir. VVER-91 , 1989 yılından itibaren Sovyetler Birliği ve Finlandiya'nın işbirliği ile çok sıkı Finlandiya nükleer santral tasarım gereklerini karşılayacak şekilde geliştirilmiştir. VVER-91'lerin kağıt üzerinde en gelişmiş nükleer santral modellerinden biri olduğu iddia edilmektedir. (Başoğlu ve ark., 2004). Çizelge 2.1.'de de VVER-1000 modelinin çubuk yapısı görülmektedir (TVEL, 2011).

Çizelge 2.1. VVER 1000 modelindeki genel yakıt çubuğunun yapısı

Geometrisi	Altıgen
Yakıt demeti başına yakıt çubuklarının sayısı	331
Yakıt demetlerinin toplam uzunluğu	4,570 mm
Demet yapısının genişliği	235 mm
Yakıt çubuğunun uzunluğu	3,915 mm
Yakıt çubuğu dış çapı	9.1 mm
Pelet boyu	9-12 mm
Pelet dış çapı	7.6 mm
Pelet yoğunluğu	10.4-10.7 (gr/cm^3)
Ortalama lineer yakıt oranı	16.8 kW/m
Pik lineer yakıt oranı	44.8 kW/m
Kaplama maddesi	Zr - % 1 Nb
Kaplama kalınlığı	0.65 mm
Maksimum kaplama sıcaklığı	355 ^oC
Demetin maksimum yanma oranı	58 MW day/kg U

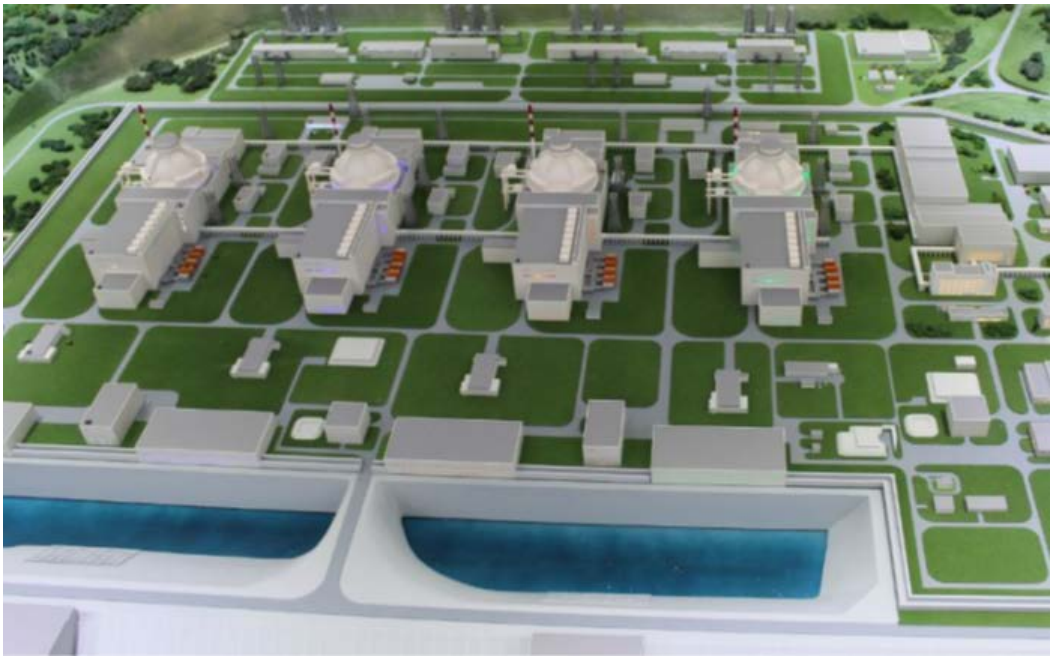
Yakıt düşük zenginlikte uranyumdan oluşmakta ve reaktör kalbinde farklı yakıt zenginlik bölgeleri kullanılmaktadır. VVER'lerde kontrol çubukları bor karbürden imal edilmektedir. Reaktör kabının üstünden girip, yakıt demetlerinde kendileri için ayrılan borularda hareket etmektedir. VVER-1000'lerde her yakıt demetlerinde 18 adet boşluk kontrol çubuklarının girmesi için ayrılmıştır.

2.2.3. VVER 1200

Dördüncü nesil VVER modelidir. VVER-1000 tasarımı son yıllarda Avrupa ülkeleri ile Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı'nın kod ve standartlarına uyumlu olacak şekilde daha da geliştirilerek VVER-1200 tasarımı ortaya çıkarılmış ve nükleer teknolojiye yeni girecek ülkelere pazarlanmak üzere getirilmiştir. VVER-1200 tasarımı daha geniş kalp çapı, daha uzun kalp kabı , 60 yıllık santral ömrü, %90'lık yıllık yük faktörü ve daha yüksek termal verime sahip olacak şekilde geliştirilmiştir. Güvenlik sistemi herhangi bir kaza durumunda, güvenli kapatma ve soğutmayı 24 saat içinde sağlayacak şekilde tasarlanmıştır. VVER-1200 tasarımına ileri nükleer santrallerde önemle dikkate alınan ciddi kazalara yönelik tedbirler de eklenmiştir. Buna göre VVER-1200'lerde ünitelerin termal çıkış gücü 3200 MW, elektrik çıkış gücü 1160 MW'a, net ünite verimi %33.7'ye, buhar üreteci çıkışındaki ikinci döngü basıncı da 7 MPa' a yükseltilmiştir. VVER-1200'lerde çift katlı koruma kabuğu kullanılmış, santralin sismik kararlılığı arttırılmış ve tasarım-ötesi kazalar için yeni özellikler eklenmiştir. Beslenme suyu kaybı, birinci döngü üzerinde oluşacak küçük kırıklar vs. nedeniyle kor erimesini önlemek için santral tasarımda pasif ısı uzaklaştırma sistemi de kullanılmıştır. VVER-1200 üniteler, özellikle zayıf elektrik şebekelerinin söz konusu

olduğu bölgelerde, 72 saat boyunca şebeke elektriğine ihtiyaç duymadan çalışabilecek şekilde tasarlanmıştır. Santral ayrıca dış etkiler arasında bulunan depreme (0.25g), uçak çarpmasına, şiddetli rüzgâra, patlama sonucunda oluşmuş şok dalgalarına ve kötü hava şartları sonucunda oluşmuş kar ve buz yüküne karşı da daha dayanıklı olacak şekilde tasarımlanmıştır. Rusya Federasyonu ile Türkiye arasında imzalanan uluslararası anlaşma uyarınca, Akkuyu sahası Şekil 2.4.'te görüldüğü üzere 4 adet VVER-1200 inşa edilmek üzere Rusya'ya tahsis edilmiştir (Başoğlu ve ark., 2004).

Akkuyu NGS Projesinin gerçekleştirilmesinde 4 aşamalı bir program öngörülmektedir. 1. Aşama: Hazırlık dönemi(2010–2015) Akkuyu NGS Elektrik Üretim Anonim Şirketi'nin kurulması, Akkuyu NGS inşaatı için Proje Şirketine arazi tahsisinin gerçekleştirilmesi, mühendislik etütlerinin yürütülmesi, halkın katılımının yapılması, Akkuyu NGS'nin tesisi için tüm gerekli lisans ve izinlerin alınması; inşaat için ön hazırlık çalışmalarının yapılması. 2. Aşama: AKKUYU NGS inşaatı (2016 – 2023) . Birinci güç ünitesinin işletmeye alınması 2020. İkinci güç ünitesinin işletmeye alınması 2021.Üçüncü güç ünitesinin işletmeye alınması 2022. Dördüncü güç ünitesinin işletmeye alınması 2023. 3. Aşama: Akkuyu NGS'nin işletilmesi ve teknik destek (2020–2083). 4. Aşama: NGS'nin işletmeden çıkarılması (2083 yılından itibaren)



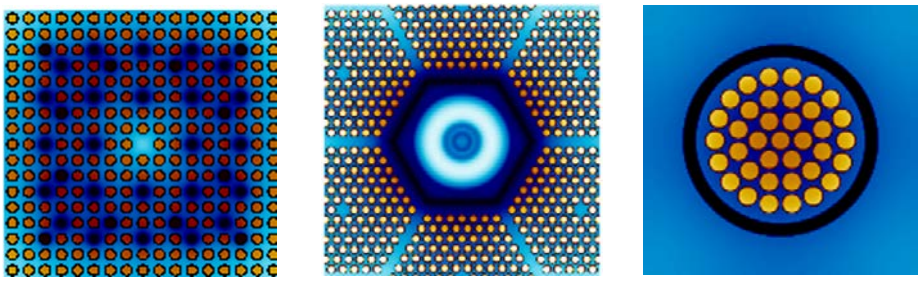
Şekil 2.4. Akkuyu'ya kurulacak olan NGS

3. MATERYAL VE YÖNTEM

3.1. Serpent Kodu İle VVER Reaktör Fiziği Hesaplamaları

3.1.1. Serpent Kodu Nedir?

Finlandiya Teknik Araştırma Merkez'inde geliştirilen Serpent Monte Carlo kodu, standart ANSI C dilinde yazılmış ve temel olarak Linux işletim sisteminde geliştirilmiştir. Özellikle reaktör yakıt çubuğu uygulamaları için kullanılmaktadır (Zhang ve ark., 2010). Serpent kodu, geleneksel reaktör örgü fiziği uygulamalarında Şekil 3.1.'de görüldüğü gibi sürekli enerji Monte Carlo metodunun kullanması için geliştirilmiştir (Owen ve ark., 2011). Kod içerisinde radyoaktif bozunma ve nötronların neden olduğu reaksiyonlar tarafından materyal kompozisyonundaki değişiklikleri açıklayan Bateman denklemlerinin çözümü için bir iç hesaplama rutini bulunmaktadır (Isotalo ve ark., 2011-a).



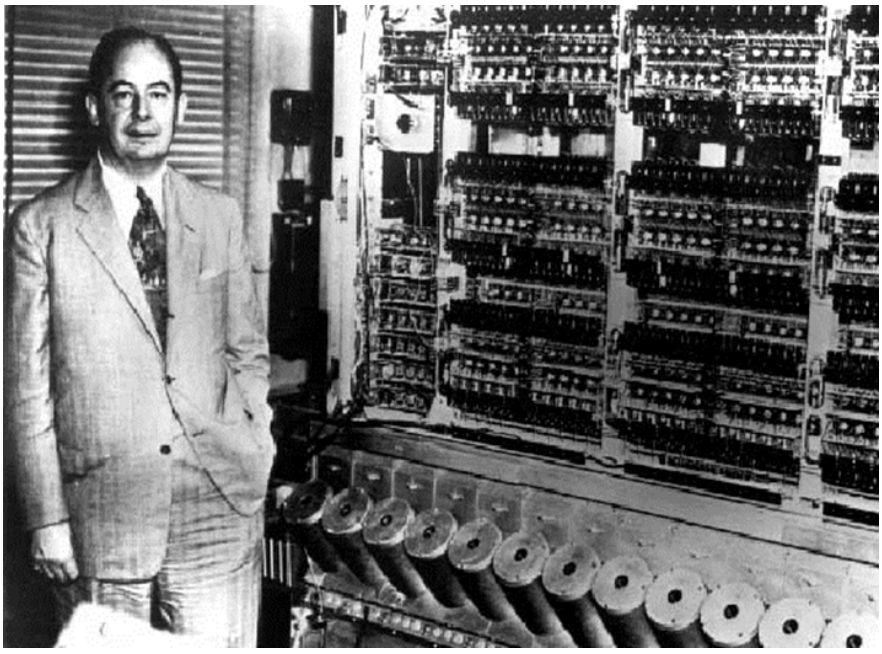
Şekil 3.1. Kod çalıştırılarak elde edilen reaktör modelleridir.

Serpent; 2004 yılından bu yana Finlandiya'da VTT Teknik Araştırma Merkezi'nde geliştirilen üç boyutlu sürekli enerjiye sahip reaktör fiziğinde yanma oranı hesaplamasını yapan Monte Carlo kodudur. Kod; fizikte iki boyutlu latis (örgü) hesaplamaları konusunda geliştirilmiştir. Geometrileri açıklamasının yanı sıra karmaşık olan üç boyutlu geometrileri de modellemeye izin verir. Serpentin önerilen uygulamaları şunlardır:

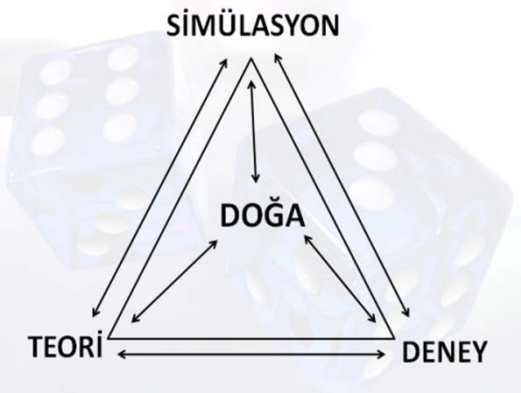
Deterministik (belirleyici) reaktör simülatöründe homojenize çoklu grup sabitlerinin üretiminin hesaplanmasında, bütünleştirilmiş kod düzeyinde yanma oranı hesaplamalarını ayrıntılı olarak içeren yakıt çevrimi çalışmalarında, deterministik örgü ulaşım kodlarının doğrulanmasında, reaktör fiziğindeki araştırma reaktörleri için yanma oranı hesaplamalarında, eğitim amaçlı olarak reaktör fiziği olaylarının gösterilmesinde kullanılmaktadır (Leppänen, 2005).

3.1.2. Monte Carlo Yöntemi

Simülasyon tarihi Çin Savaş Oyunlarından, 5000 yıl öncesinden gelir ve o zamandan beri tüm askeri güçlerin başkanları, simüle edilmiş çevre koşulları altında askeri stratejileri test etmek için savaş oyunlarını kullanmışlardır. Simülasyon gerçek sistemin modelinin tasarımlanması ve bu model ile sistemin işletilmesi amacına yönelik olarak, sistemin davranışını anlayabilmek veya değişik stratejileri değerlendirebilmek için deneyler yürütülmesi sürecidir. Bu yöntem mevcut olan teorik ya da fiziksel bir sistemin bilgisayar ortamında modellendikten sonra farklı koşullar altında vereceği sonuçları gerçek sistemle karşılaştırma, alternatif senaryolar geliştirerek üretimde mükemmelliği yakalayabilme imkanı tanımaktadır. Monte Carlo Simülasyonu ismini dünyaca ünlü şans oyunlarının oynandığı Fransa'nın Monte Carlo şehrinden almaktadır. Monte Carlo Simülasyon tekniği 2. Dünya Savaşı esnasında Şekil 3.2.'de görülen büyük matematikçi John Von Neumann (1903-1957) tarafından, sadece şans ve strateji oyunlarında değil, aynı zamanda ekonomi, askeri strateji ve sosyoloji gibi önemli alanlarda kullanılabilen yeni bir teknik olarak geliştirilmiştir. Şekil 3.3.'te Monte Carlo simülasyon tekniğinin temeli görülmektedir (Landau ve ark., 2000).

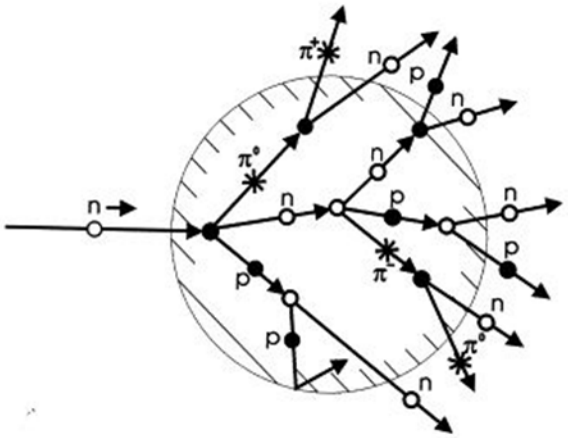


Şekil 3.2. John Von Neumann



Şekil 3.3. Monte Carlo simülasyon tekniğinin temeli

Monte Carlo kodu büyük yaklaşımlar olmadan mikroskobik düzeyde nötron etkileşmelerini modeller ve karmaşık üç boyutlu geometrileri işleme yeteneği ile bu tür işler için uygundur. Parçacık iletim problemlerinde Monte Carlo hesaplama tekniğinin temel kullanım prensibi çok basittir. Şekil 3.4.'te bu metotta tek bir nötronun fotonun, elektron ya da herhangi bir parçacığın yaşamı başlangıcından sonuna kadar bulunduğu bir sistemin sınırları dışına çıkıp kaçana ya da yutulmasına geçen süreçlerde simüle edilmesidir. Parçacığın ömrü boyunca meydana gelebilecek çeşitli etkileşimlerin sıklığı ve sonuçları, parçacık fiziğinden elde edilen etkileşim yasalarına göre rastgele örneklenir ve simüle edilir. Prosedür çok sayıda parçacık için tekrarlanır, sonuç muazzam bir hesaplama süresinde transport sürecinin detaylı bir simülasyonu ile elde edilir.



Şekil 3.4. Bir nötronun hikayesidir

Aslında Monte Carlo kodları genellikle deneysel ölçümleri tamamlamak ya da yerini almak için kullanılır. Örgü fiziği uygulamaları için hesaplama zorlukları biraz farklıdır. Reaktör konfigürasyonu benzer yakıt demetlerinin sonsuz bir dizinim olarak modellenmesidir. Temel amaç gerçek bir geometride nötron taşınımını simüle etmek değildir, reaktör koruna yüklenen her demet tipinin karakteri olan etkileşme parametrelerini ya da kaynak terimlerini üretmektir. Hesaplama; yakıt demeti düzeyinde toplam reaksiyon oranları gibi bazı önemli reaktör fiziği nicelikleri korunarak yapılır. Değerler daha sonra tüm reaktör simülasyon hesaplamalarında veri girişi olarak kullanılır. Bu çok adımlı hesaplama şeması homojenizasyon teorisine dayanır ve bu geniş ölçekli fizik ve dinamik problemlerinin çözümü için standart yaklaşımdır.

Homojenizasyon temelde; olaya özgü çoklu-grup sabitlerinin bir dizi içine izotopik yüksek enerji çözünürlüklü etkileşim parametrelerine yoğunlaşmayı gerektirir. Hesaplamalar rutin bir şekilde gerçekleştirilir ve reaktör korunun içindeki tüm yakıt türleri ve yerel çalışma şartlarını kapsayacak şekilde tekrarlanır. Görevi de ışınlama döngüsü sırasında malzemelerdeki izotopik değişiklikleri izlemektir. Sonuç olarak etkin çoğaltma faktörünün, tek bir sayı üreten geleneksel Monte Carlo hesaplamalarından büyük ölçüde farklı olduğu, bu gereksinimlere ihtiyaç duyduğu açıktır.

Homojenizasyon yöntemi ve diğer örgü fiziği hesaplamaları için Monte Carlo kodlarının kullanılmasının temel avantajı; hesaplama yönteminin doğruluğu değildir, çok yönlülüğüdür. Aynı kod ve tesir kesiti verisi, hesaplama planının güvenilirliğinden ödün vermeden her bir yakıtı ya da reaktör konfigürasyonun modellenmesi için de kullanılabilir. Bu çeşitli uygulama metotlarına bağlı olan belirleyici taşınım kodlarında durum her zaman böyle değildir. Monte Carlo kodunun daha yaygın olarak kullanılmamasının temel nedeni; özellikle yanma oranları(burnup) hesaplamalarında, caydırıcı uzun bir çalışma süresinin olmasıdır. Diğer bir neden, en genel amaçlı kodların son zamanlara kadar yakıtın yanma oranını simüle edememesi ve hala tüm kor reaktör simülasyonu hesaplamaları için gerekli olan tüm input parametrelerinin hesaplanmasında yetersiz kalmasıdır.

Serpent Projesinin temel amaçlarından birisi adı geçen Monte Carlo Örgü fiziği kodlarının geliştirilmesiyle bu sınırlamaların ortadan kaldırılabilirliği ve sürekli enerjili Monte Carlo Metodunun yakın bir gelecekte deterministik kodlar için uygun bir seçenek olduğunu göstermektir (Pusa, 2011).

3.1.3. Üstel Matris Yöntemi

Bir reaktörde fisyon yapabilen (fisil) materyallerin izotropik dağılımı sistemin nötronik karakterini belirler ve materyal kompozisyonundaki değişiklikler tüm reaktör fizik hesaplamalarında dikkate alınmalıdır. Reaktörde yakıt içerisindeki fisil malzemenin ne kadarının kullanılabileceğini veya yakıtın ne zaman reaktörden çıkartılması gerektiğini belirleyen karakteristik büyüklüğe "yanma oranı" (burnup) adı verilir. Yanma oranı hesaplamasının temelini fisil çekirdeklerin konsantrasyonundaki değişikliklerin tanımlandığı birinci dereceden diferansiyel denklem sisteminin çözümü oluşturmaktadır (Pusa ve ark., 2010). Yanma oranı hesaplamalarında belli bir bölgede ya da nükleer yakıtın bulunduğu yerdeki mevcut çekirdek dönüşümü N(t) çekirdek yoğunluk vektörü ve M dönüşüm matrisi olmak üzere aşağıdaki gibi birinci dereceden bir denklem sistemi tarafından gösterilir.

$$\frac{d}{dt}\boldsymbol{N(t)} = \boldsymbol{M(\phi,\ \sigma,\lambda)\cdot N(t)} \tag{3.1}$$

M dönüşüm matrisi ise ; $M(\phi, \sigma, \lambda) = <\phi\ (r, E, t)\ T(\sigma)>E + D(\lambda)$ dır. Sırasıyla $T(\sigma)$ ve $D(\lambda)$ tesir kesitini ve bozunum matrisidir. <>E ifadesi enerji üzerinden integralin alındığını göstermektedir. Yanma oranı hesaplamalarında kullanılan dönüşüm matrisinin üstel ifadesi N_0 başlangıçtaki çekirdek yoğunluk vektörü olmak üzere aşağıdaki denklem (3.2) gibi elde edilir (Oh ve ark., 1997).

$$\boldsymbol{N(t) = e^{tM} N_0} \tag{3.2}$$

Bu ifadenin çözümünde üstel matris notasyonunun açılımı önemli rol oynamaktadır. Üstel bir ifadenin Taylor serisine açılımı aşağıdaki denklem (3.3)'te görülmektedir.

$$\boldsymbol{e^{tM} = \sum_{n=0}^{\infty} \frac{1}{n!} (tM)^{n}} \tag{3.3}$$

Bu çalışmada yanma oranı hesaplamalarında Chebyshev rasyonel yaklaşım metodu (CRAM) kullanılmıştır. Bu metot, M dönüşüm matrisinin özdeğerlerinin negatif reel ekseni etrafında kümelenmiş gibi göründüğü gözlemine dayalı yeni bir matris üstel yöntemdir. Üstel fonksiyonun $(-\infty, 0]$ aralığı için Chebyshev rasyonel yaklaşım metodu kullanılarak çözümü sağlanabilir. Ortaya çıkan rasyonel fonksiyon, sayısal belirsizliği önlemek için daha sonra bir kutup biçiminde ayrıştırılır. Chebyshev yaklaşımında, pay ve payda dereceleri eşit ve çift seçildiğinde reel değerli değişkenler için kutupların konjuge çiftleri ve imajiner kısımları iptal edilir. Böylece (k,k) dereceli yaklaşım için

aşağıdaki denklem (3.4) ifadesi elde edilir. P_k ve Q_k k'ıncı dereceden polinomlardır. Negatif reel eksen üzerinde üstel fonksiyonda mutlak sapmayı minimize etmek için seçilmiş olan katsayılardan a_0 sonsuza yaklaşımda sınır değeri, a_i ve θ_i sırasıyla rezidüler ve kutuplardır.

$$e^z \approx \frac{P_k(z)}{Q_k(z)} = a_0 + \sum_{i=1}^{k} \frac{a}{z + \theta_i} = a_0 + 2Re\left[\sum_{i=1}^{\frac{k}{2}} \frac{a_i}{z + \theta_i}\right] \tag{3.4}$$

Bu ifade denklem (3.1)'e göre düzenlenirse Chebyshev rasyonel yaklaşım metodu için aşağıdaki denklem (3.5)'teki genel durum elde edilmiş olur ve M matrisinin seyrek yapısı sayesinde verimli bir şekilde matris ters dönüşümleri de hesaplanabilir (Isotalo ve ark., 2011b).

$$N(t) \approx a_0 N_0 + 2Re\left[\sum_{i=1}^{k/2} a_i (tM + \theta_i I)^{-1}\right] N_0 \tag{3.5}$$

3.1.4. Paralel Programlama Yöntemi

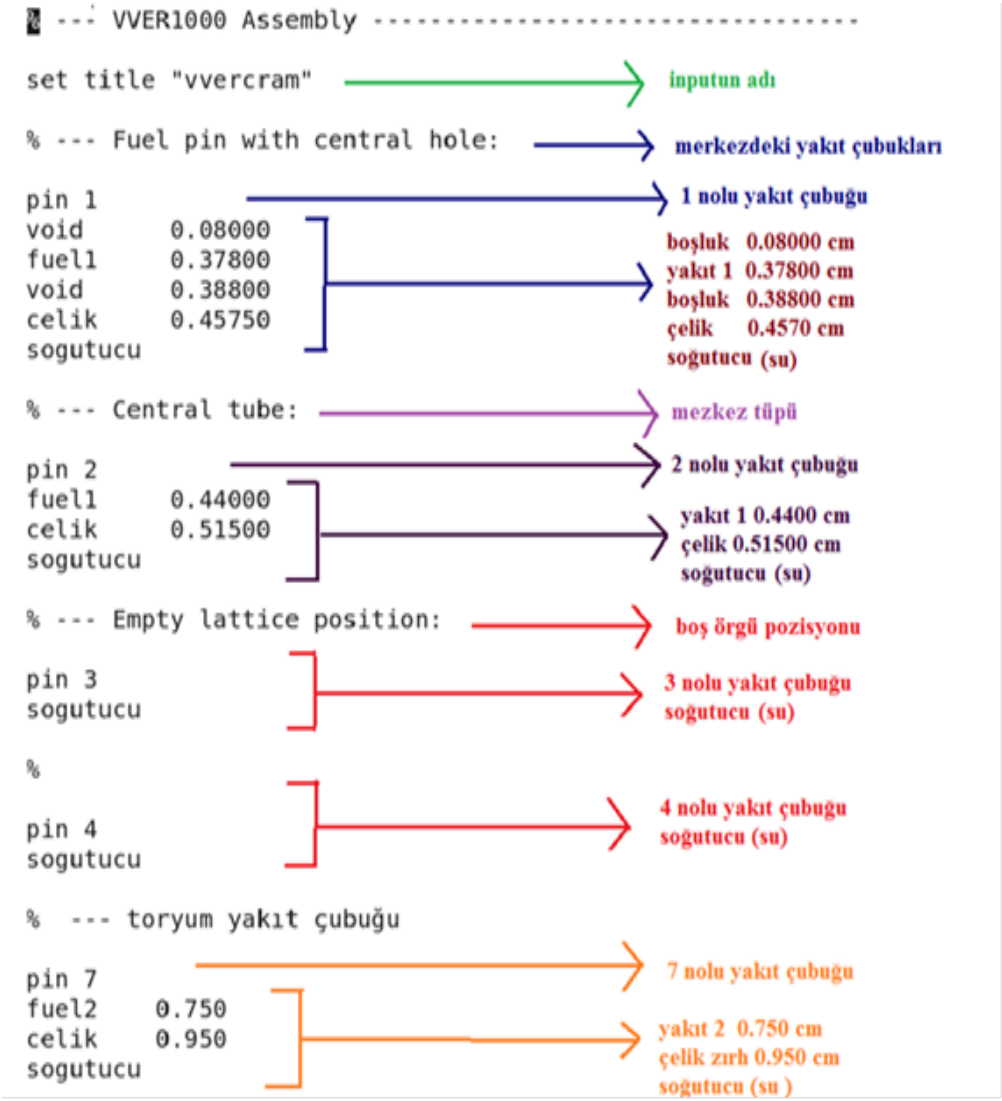
Paralel hesaplama, aynı görevin (parçalara bölünmüş ve uyarlanmış), sonuçları daha hızlı elde etmek için çoklu işlemcilerde eş zamanlı olarak işletilmesidir. Bu fikir, problemlerin çözümünün ufak görev parçalarına bölünmesi ve bunların eş zamanlı olarak koordine edilmesine dayanır. Paralel hesaplama ile performans artar, büyük sorunlar daha az sürede çözülür ve bilimdeki gelişmeler paralel hesaplamaya gereksinim duyar. Paralel bilgisayarlarda programlama için işletim sistemi seviyesinde ve programlama dili seviyesinde pek çok yazılım sistemi geliştirilmiştir. Bu sistemler, problemin parçalara bölümlenmesini ve işlemcilere atanmasını sağlayan çeşitli mekanizmalar içermelidir. Dolaylı paralellik derleyici ya da diğer programın problemi bölümlemesi ve işlemcilere otomatik olarak atamasıdır. Dolaysız paralellik ise programcının problemin nasıl bölümleneceğini bildirmesidir. Pek çok paralel işleme derleyici uygulamaları tek katmanlı paralelliği desteklemektedir. Çok katmanlı paralellik de paralel çalışan iletiler daha fazla paralellik için daha da bölünürler. Yük dengeleme, ağır yük ile çalışan işlemciden bazı görevleri daha hafif yük ile çalışan işlemcilere taşıyarak hepsinin aynı meşguliyette olmasını sağlar. Paralel programlama, işlemler arasında iyi tanımlanmış iletişim yapıları kullanan ve verimi artırmaya yönelik işlemlerinin paralel işlenmesini sağlayan bir yapıdır. Eş zamanlı programlama, performanstan ziyade başka nedenlerden dolayı eş zamanlı işlemler arasında yeni

iletişim tekniklerine dayanan bir yapıdadır. İşlemler arası iletişim genelde paylaşımlı hafıza veya mesaj geçirme tekniği ile yapılır (Vikipedi, 2014).

3.2. VVER-1000 Reaktörünün Tasarımı

3.2.1. Serpent Giriş Dosyası

Serpent kodu karşılıklı etkileşimli kullanım ara yüzüne sahip değildir. Kod ve kullanıcı arasındaki tüm iletişimler bir veya birkaç giriş dosyası ve çeşitli çıktı dosyalarıyla kullanılır. Giriş dosyaları komutları sınırsızdır. Giriş dosyası içerisindeki kartlar ayrı ayrı veri blokları halinde bölünmüştür. Fakat giriş dosyası oluşturulurken yazılan veri kartları belirli bir sıraya göre düzenlenmelidir. Şekil 3.5.'te örnek bir Serpent giriş dosyasının bir kısmı ve açıklamaları görülmektedir. Hesaplamalarımızda kullanılan örnek bir Serpent giriş dosyası ise Şekil 3.6.'da görülmektedir.



Şekil 3.5. Örnek bir Serpent giriş dosyası

```
% --- VVER1000 Assembly ------------------------------

set title "vvercram5"

% --- Fuel pin with central hole:

pin 1
void       0.08000
fuel1      0.37800
void       0.38800
kaplama    0.45750
sogutucu

% --- Central tube:

pin 2
sogutucu   0.44000
kaplama    0.51500
sogutucu

% --- Empty lattice position:

pin 3
sogutucu

%

pin 4
sogutucu

%  ----------------------------------------

% --- Surfaces (assembly pitch = 14.7 cm):

surf 1  hexxc     0.0  0.0  11.50  %
surf 2  hexxc     0.0  0.0  11.80  %
surf 3  hexxc     0.0  0.0  1.350  %
surf 7  cyl       0.0  0.0  178.0     %
surf 8  cyl       0.0  0.0  210.0     %
surf 9  cyl       0.0  0.0  230.0     %
surf 10 pz    460                       %
surf 11 pz      0                        %
surf 12 pz    400                         %
surf 13 pz     64                          %
surf 14 pz  440                           %
surf 15 pz  412
surf 16 pz  52
surf 17 pz  20
surf 18 pz        418
surf 19 pz         46
surf 20 cyl       0.0 0.0 184.0

% --- Cells:

cell  1  5 fill 10  -1       -12 13        %
cell  2  5 celik     1 -2    -12 13        %
cell  3  5 sogutucu  2       -12 13        %
cell  4 5 sogutucu         -15 12
```

Şekil 3.6. Hesaplamalarda kullanılan örnek bir Serpent giriş dosyası

Serpent Monte Carlo kodu, Monte Carlo N Parçacık İletim Koduna (MCNP) çok benzer olarak karmaşık yapıları tanımlayabilmek için evren tabanlı geometri modelini kullanır. Bu geometri biçimi her biri bağımsız olarak oluşturulmuş ve iç içe yuvalanmış farklı düzenlerde bölünmüş olduğu anlamına gelir. Yaygın reaktör uygulamalarında karşılaşılan örgüler kare ve altıgen düzenli yapıların kullanılmasını sağlar. Örneğin bu giriş dosyasında 20 çeşit yüzey tipi kullanılmaktadır. Serpent giriş dosyası içerisinde bulunan hücrelerde malzeme tanımının yapılması gerekir. Bu materyal tanımı için bir tesir kesiti kütüphanesine ve radyoaktivite kütüphanelerine ihtiyaç duyulur. Bu her kütüphanenin isimlendirilmesi her izotopa bağlı olarak keyfi takma adlarıyla yazılır. Bu yazım şeklinde Z izotopun atom numarası, A izotopun 3 haneli kütle numarası , id ise kütüphane kimliği olmak üzere <Z><A>.<id> şeklinde yazılır. Örneğin ^{235}U e karşılık gelen yazılım "92235.09c" dir. Kütüphane kimliği kısmında yazan rakam ve harf bize datanın hangi değerlendirme dosyasına ait olduğunu ve hangi sıcaklıkta olduğunu gösterir. Serpent giriş dosyasında herhangi bir yorum yazmak için iki tip işaret % ya da # kullanılır . % ve # işareti açıklama satırının başına konulur. Ayrıca alternatif olarak "/*" ile başlayan "*/" ile biten C yazım dili yorum bölümleri kullanılmaktadır. Serpent

giriş dosyasında kullanılan birimler Çizelge 3.1'de, Serpent kodundaki yüzey tipleri Çizelge 3.2.'de görülmektedir (Leppanen, 2013).

Çizelge 3.1. Serpent giriş dosyasında kullanılan birimler

Nicelik	Birimi	Açıklama
Uzunluk	cm	
Alan	cm^2	
Hacim	cm^3	
Zaman	s	
Enerji	MeV	
Mikroskobik tesir kesiti	b	(barn=10^{-24} cm^2)
Makroskobik tesir kesiti	1/cm	
Kütle	g	
Kütle yoğunluğu	g/cm^3	
Atomik yoğunluk	$10^{24}/cm^3$	(=1 / barn x cm)
Güç	W	
Güç yoğunluğu	kW/g	
Nötron akısı	$1/cm^2s$	(reaksiyon hızı yoğunluğu)
Yanma oranı	MWd/kgU	(başlangıçtaki toplam ağır metal başına)
Yanma zamanı	gün	

Çizelge 3.2 Serpent kodundaki yüzey tiplerinden bazıları

Yüzey Tipi	Tanımı	Parametreleri
px	x eksenine dik düzlem	x_0
py	y eksenine dik düzlem	y_0
pz	z eksenine dik düzlem	z_0
sph	küre	x_0 , y_0 , z_0 , r
cylx	x-eksenine paralel dairesel silindir	y_0 , z_0 , r, x_1 , x_2
sqc	z eksenine paralel kare silindir	x_0 , y_0 , r, r_0
hexxc	z-eksenine paralel x-tipi altıgen silindir	x_0 , y_0 , r, r_0

3.2.2. Çıktı Dosyası

Matlab, mühendislik alanında, matematik ve hesaplama işleri, algoritma geliştirme, veri analizi, veri incelenmesi ve görüntülenmesi, veri çözümleri ve grafik işlemlerinde, modelleme ve benzetim işlerinde kullanılan genel amaçlı bilgisayar programıdır. GNU Octave ya da kısaca Octave ise, sayısal hesaplamalar için tasarlanmış özgür, ücretsiz ve yüksek seviyeli bir dildir. Ticari karşılığı olan MATLAB ile çoğunlukla uyumlu bir yazılımdır. Temel çıktı dosyaları, Serpent kodu ile yapılan tüm hesaplamaların sonuçlarını içerir. Örneğin "<input>_res.m" dosyası bir çıktı dosyasının ismidir. İçerisindeki sonuç bilgileri Matlab ya da Octave program uzantısı olan "m" biçimimde üretilir. Böylece elde edilen "m" uzantılı çıktı dosyaları Octave ya da Matlab programı tarafından okunarak sonuçlar incelenebilir. Yaptığımız çalışmaların hesaplama sonuçlarını Matlab programında değerlendirerek grafikleri çizildi.

4. ARAŞTIRMA SONUÇLARI VE TARTIŞMA

Hesaplamalar Serpentin 1.1.19 versiyonuyla yapıldı. Serpent kodu GNU C derleyicisi altında ve Linux işletim sisteminde çalıştırıldı. Kullandığımız hesaplama bilgisayarı; 48 GB ram, 2.4 GHz ile çalışan 12 çekirdekli bir iş istasyonudur.

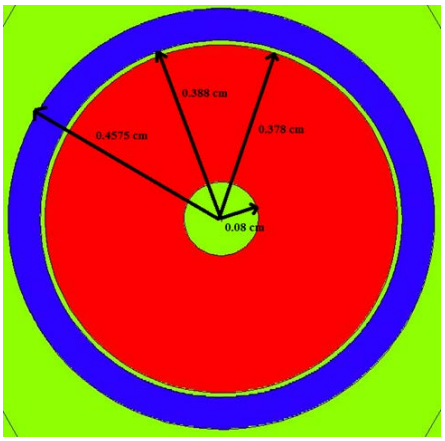
4.1. Hesaplamalar

Hesaplamalar Serpent kodunun kullanıldığı paralel programlama (Message Passing Interface -MPI) ile yapıldı. Paralel programlamanın amacı nötron hikayelerini bölerek hesaplamanın kolaylaştırılmasıdır. Bu da bilgisayarın işlemcilerine eşit olarak dağıtıldığından iş yükü azaltılmış, hesaplama süresi de kısaltılmıştır.

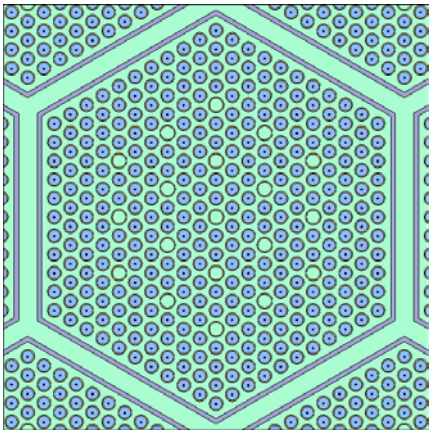
Hesaplamalara başlamadan önce Serpent kodunun çalıştıracağı VVER-1000 giriş dosyası oluşturuldu. Giriş dosyasının ilk taslağı Serpent içerisinde bulunan VVER-440 özelliklerine göre yapıldı. Yapılan araştırmalar sonucunda VVER-1000 modelinin asıl örneğine sadık kalınarak yeni bir giriş dosyası oluşturuldu. Serpent kodu 300 K ile 1800 K arasında altı farklı sıcaklık değeri için 432 çekirdeğin tesir kesiti kütüphanesini kullanabilmektedir. Serpent kodu içerisinde bu değerlendirilmiş nükleer data dosyaları (ENDF) bulunmaktadır. Hesaplamalarımızda ACE (A Compact ENDF) formatındaki tesir kesiti kütüphaneleri kullanılmıştır. VVER-1000 basınçlı su reaktörü Rus yapımı olduğu için Rusya'nın ürettiği modelin teknik özellikleri esas alındı. VVER-1000 reaktörünün giriş dosyası 3000 MW termal güç elde edecek şekilde yapılmıştır. Tasarladığımız VVER-1000 modelinin şekli Rus Devlet Nükleer Şirketi olan Rosatom'un belirlediği reaktör teknik özelliklerine göre yapılmıştır.

4.1.1. Üç Boyutlu VVER'in Tasarımı

Serpent kodunun görüntü arayüzü kullanılarak 3 boyutlu VVER-1000 modeli oluşturuldu. VVER-1000 modelinin yakıt demeti altıgen yapıdadır ve genel tasarımında 163 yakıt demeti bulunur. Her bir yakıt demeti içerisinde de 331 adet çubuk bulunmaktadır. Bunlardan 312 tanesinde yakıt çubuğu bulunmaktadır. Bu demetin içinde 19 adet bölge kontrol çubukları için boş bırakılmıştır. Şekil 4.1.'de bir yakıt çubuğunu oluşturan bölgeler kesit olarak görülmektedir. Bu kesitte yeşil olan bölgeler suyun bulunduğu bölgeleri, kırmızı olan yerler yakıtı, mavi olan bölge ise yakıt zarfını göstermektedir. Şekil 4.2.'de bir tane yakıt demetinin üstten görünüşü ve demet içerisindeki yakıt çubuklarının genel dağılımı görülmektedir.

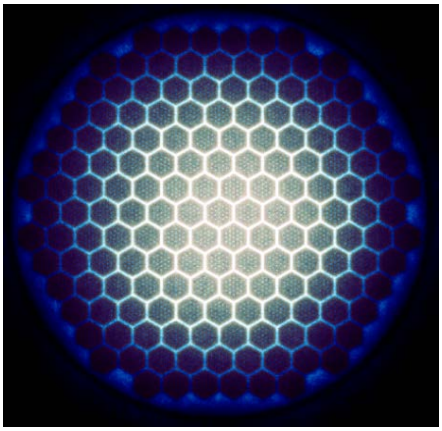


Şekil 4.1. Bir yakıt çubuğunun yapısı

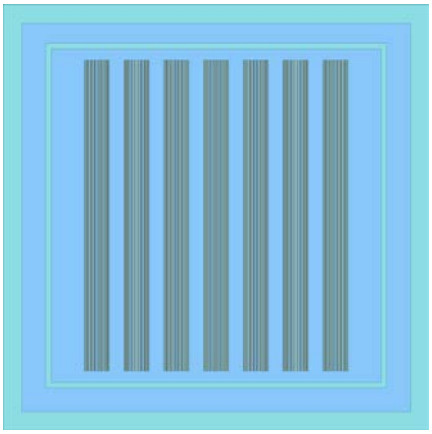


Şekil 4.2. Yakıt demetinin üstten görüntüsü

Şekil 4.3.'te 163 yakıt demetinden oluşan VVER-1000 korunun üstten görüntüsü verilmiştir. Bu şekilde parlak olan kısımlar reaksiyonların en fazla olduğu bölgeleri göstermektedir. Şekil 4.4.'te VVER-1000 korunun yandan görüntüsü görülmektedir.



Şekil 4.3. VVER-1000 korunun üstten görüntüsü



Şekil 4.4. VVER-1000 korunun yandan görüntüsü

Tasarlanan VVER-1000 kor yapısının sayısal bilgileri Çizelge 4.1'de görülmektedir. Rus yapısı VVER-1000 modellerinde genel olarak yaklaşık 545 kg UO_2 kullanılır , bizim tasarladığımız modelde Toryum yakıtının eklenmesinden dolayı bu oran farklıdır.

Çizelge 4.1. Hesaplamanın yapıldığı giriş dosyası parametreleri

Yanma oranı modu	CRAM
MPI görev dağılımı	8
Girdi dosyasının çalışma süresi	52.41 dakika
Yanma oranı toplam adım sayısı	8
Toplam yanma süresi	360 gün
Yakıtın tüketilme gün periyodu	0-0.1-60-120-180-240-300-360
Kaynak nötron sayısı	10^7
Döngü başına düşen kaynak nötron sayısı	20,000
Aktif çalışan döngü sayısı	500
Aktif olmayan çalışan döngü sayısı	20
Sistemin yüksekliği	460 cm
Sistemin yarıçapı	230 cm
Yakıtın iç ve dış yarıçapı	0.378 cm/ 0.457 cm
Yakıt çubuğunun uzunluğu	336 cm
Yakıtın izotopları	^{232}Th, ^{235}U, ^{238}U
Yakıt yoğunluğu	10.457 g/cm^3
Yakıt çubuğu demetleri sayısı	163
Her bir demetteki yakıt çubuğu sayısı	312
Her bir demetteki boş çubuk sayısı	19
Toplam termal güç	3.10^9 Watt
Yapının zırh malzemesi (paslanmaz çelik)	HT9

Hesaplamalarda yakıt çubuğu içerisinde kullanılan yakıtların kompozisyonları Çizelge 4.2.'de verilmiştir. Hesaplamalarımız kütlece bu beş değişim yakıt yüzdesi oranı üzerinden yapılmıştır. Çizelgeden anlaşıldığı gibi ^{235}U ve ^{16}O izotoplarının yakıttaki kütlece oranı sabit tutulup ^{238}U ve ^{232}Th izotoplarının yakıttaki kütlece oranları değiştirilmiştir. Birinci yakıt kompozisyonundan itibaren beşinci yakıta doğru gidildikçe

yakıtlardaki kütlece ^{232}Th yüzdesi artarken kütlece ^{238}U yüzdesi düşürülmüştür. Burada amaç en uygun yakıt yüzdesi karışımını elde etmektir.

Çizelge 4.2. Yakıtların kütlece yüzdeleri

İzotop	**1.Yakıt**	**2.Yakıt**	**3.Yakıt**	**4.Yakıt**	**5.Yakıt**
U-235	0.03173	0.03173	0.03173	0.03173	0.03173
U-238	0.79977	0.74977	0.64977	0.54977	0.44977
Th-232	0.05000	0.10000	0.20000	0.30000	0.40000
O-16	0.11850	0.11850	0.11850	0.11850	0.11850

Sistemde 1. yakıttaki kütle yüzdelerine göre örnek kütle hesaplanması aşağıdaki gibidir.

$V_{yakıt} = V_{0,378} - V_{0,08} = \pi\ (0.378)^2 .\ 336 - \pi(\ 0.08)^2 .\ 336 = 150.74 - 6.752 \quad = 143.988$ cm^3

Bir demetteki yakıt çubuğu için hacim (312 yakıt çubuğu olduğundan)

$V_{demet} = 312 \times 143.988 \ = 44{,}924.256\ cm^3$

Tüm reaktördeki yakıt çubuklarının hacmi (163 yakıt demeti olduğundan)

$V_{tüm} = 163 \times (44{,}924.256) = 7{,}322{,}653\ cm^3 = 7.322653 \times 10^6\ cm^3$

Yakıt için toplam kütle ($M = d \times V_{tüm}$)

$M_{yakıt} = 10.457 \times 7{,}322{,}653 = 76{,}572{,}982\ gr \sim 76{,}5\ ton$

$M_{U\text{-}238} = 76{,}572{,}982 \times 0.79977 = 61{,}240{,}774\ gr \sim 61\ ton$

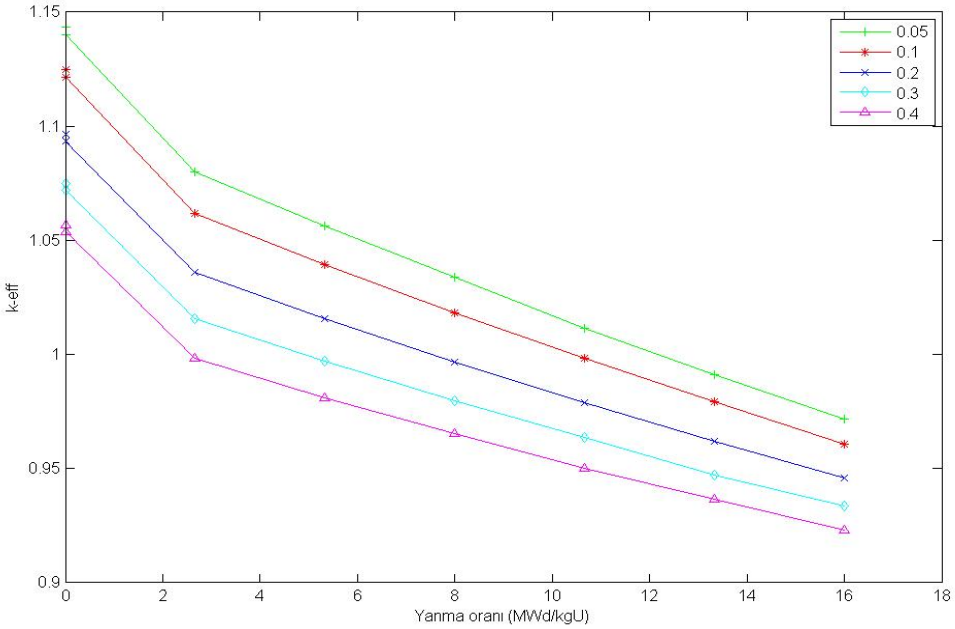
$M_{Th\text{-}232} = 76{,}572{,}982 \times 0.05 = 3{,}828{,}649\ gr \sim 3.8\ ton$

4.1.2. Matlab Grafikleri

Serpent Monte Carlo Kodu hesaplamaları sonucunda elde edilen "res", "dep", "det" ve "out" uzantılı dosyalar Matlab programında kullanılmıştır. Bu veriler bir komut dizisi tarafından okutularak grafikler elde edilmiştir. Matlab programında grafiklerin çizilmesi için, grafik çizim komutlarının bulunduğu bir dosya oluşturularak istenilen verilerin grafik olarak görüntülemesi yapılmıştır.

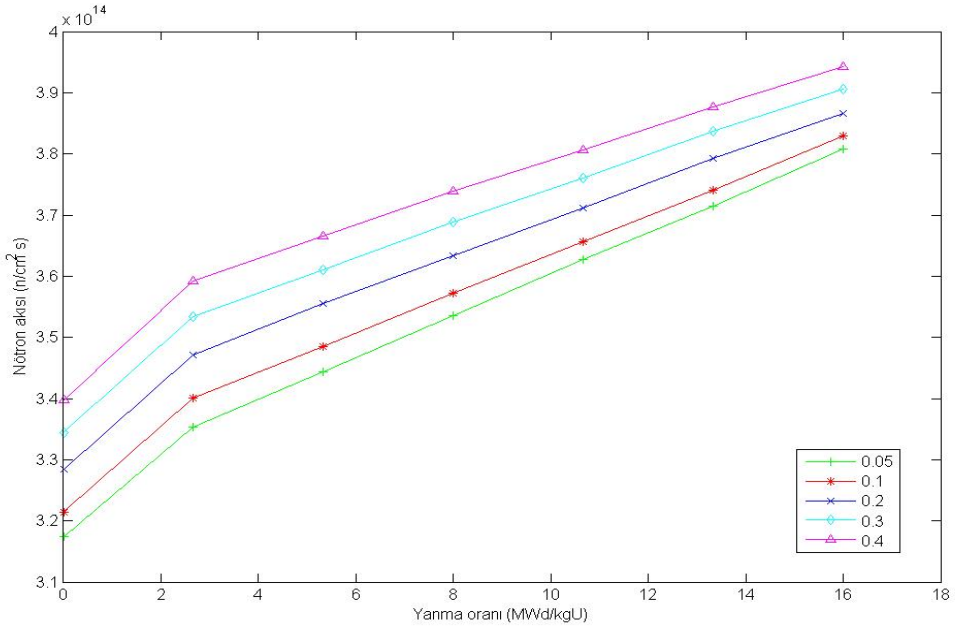
Yapılan nötronik hesaplamalarda öncelikle sistemin kritiklik (k_{eff}) değerlerine bakılmıştır. Yakıtın kütlece yüzde değişim oranlarına göre yanma oranlarının değişimi özellikle ^{232}Th'nin kütlece değişim oranlarına göre hesaplanmıştır. ^{232}Th'nin değişim oranına göre k_{eff}-yanma oranı grafiği Şekil 4.5'teki gibi elde edilmiştir. Şekil 4.5'te

yanma oranı zamanla artarken kritiklik düşmüştür. Başlangıçta kritik üstü ($k_{eff} > 1$) olan sistemin 360 günlük yanma periyodu sonunda kritikliğin 1'in altına düştüğü yani kritik altı ($k_{eff} < 1$) görülmüştür.



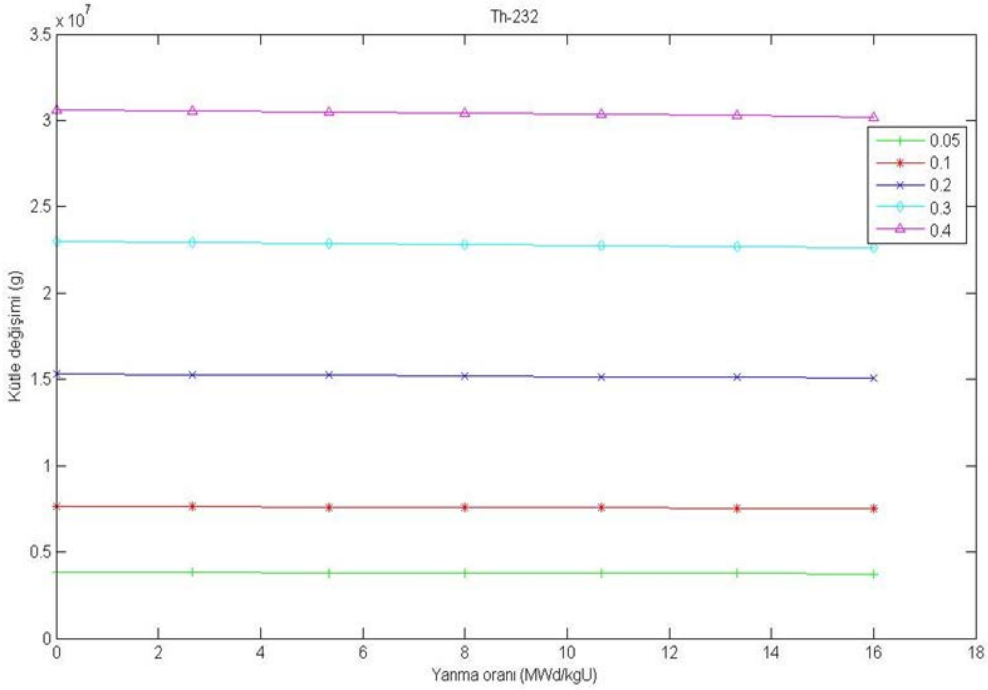
Şekil 4.5. Sistemin kritikliğinin (k_{eff}) yanma oranına göre değişimi

VVER-1000 sisteminin kor bölgesinin nötron akısının yanma oranına göre değişimi Şekil 4.6.'da görülmektedir. Nötron akısı yaklaşık 10^{14} mertebesindedir. Bu akı ^{232}Th'nin kütlece yüzdesinin artmasıyla doğru orantılı olarak artmıştır. Yanma süresi sonunda akı yaklaşık $3.9x10^{14}$ n/cm^{2}s civarına kadar artmıştır.



Şekil 4.6. Sistemin nötron akısının yanma oranına göre değişimi

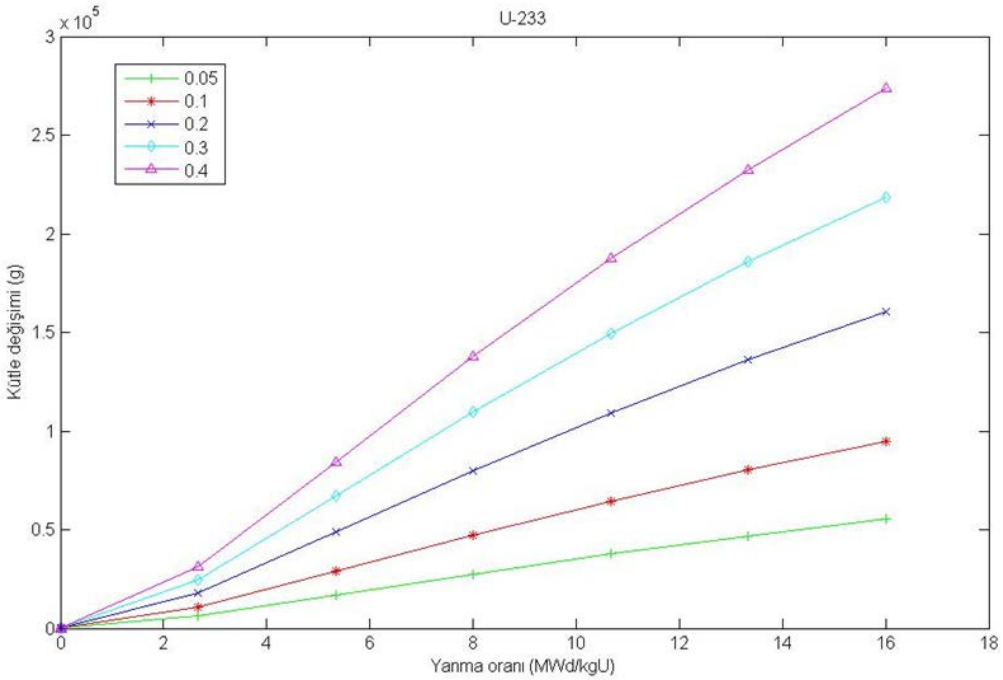
VVER-1000 kor sistemine yüklenen 5 farklı yakıt kompozisyonunda bazı önemli izotopların kütle değişim oranlarının yanma oranına göre değişimleri incelenmiştir. Şekil 4.7.'de ^{232}Th'ye ait kütle değişim miktarı görülmektedir. Bu grafikte daha önce bahsedilen örnek kütle hesabındaki gibi hesaplanan başlangıç kütlesinin yanma süresi sonunda ^{232}Th için çok fazla değişmediği görülmüştür. Kütlece artan ^{232}Th miktarı ile yanma süresi boyunca tüketilen ^{232}Th miktarı hemen hemen dengededir. ^{232}Th'nin kütlece yüzdesindeki artış daha çok minör aktinitlerin ve uranyum miktarlarının kütlece değişimlerine sebep olmuştur.



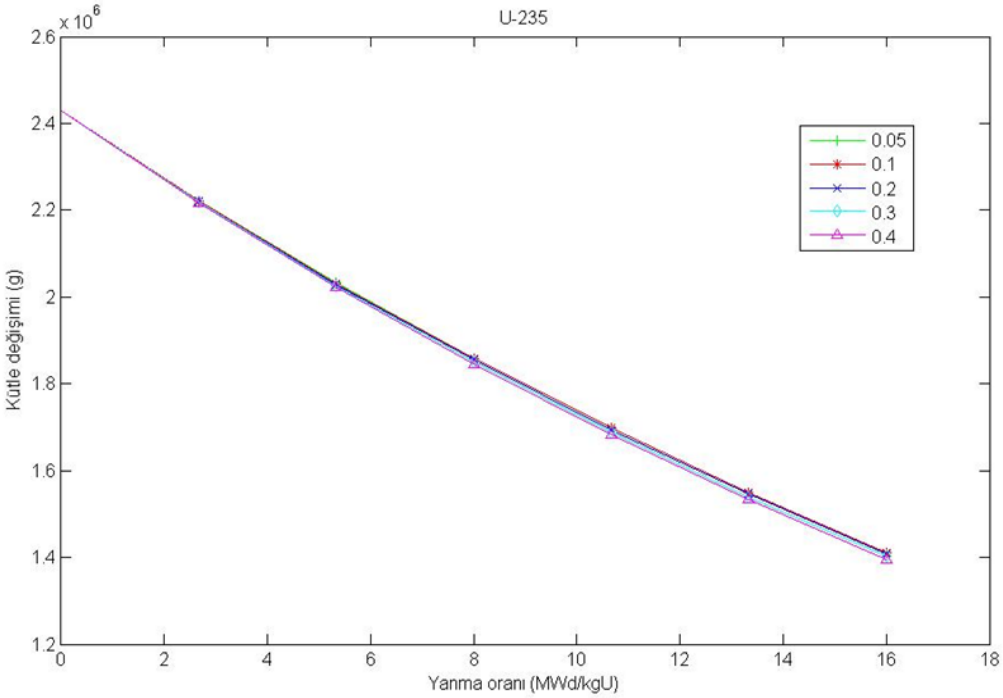
Şekil 4.7. ^{232}Th'nin yanma oranına göre kütle değişimi

Şekil 4.8.'de fisil (bölünebilir) bir izotop olan ^{233}U'ün yanma oranına göre kütle değişiminin grafiği görülmektedir. Bu grafikte, ^{232}Th'nin nötron yakalama reaksiyonuyla ^{233}U'e dönüşümü düşünüldüğünde tüm yanma süresi boyunca ^{232}Th'nin kütlece artışı ^{233}U'ün kütle artışına sebep olmuştur.

Şekil 4.9.'da ^{235}U'in yanma oranına göre kütle değişimi verilmiştir. Beş yakıt kompozisyonu içindeki kütlece başlangıç yüzdesi ^{235}U için sabit tutulmuştur. Bu duruma göre, her yakıt kompozisyonundaki ^{235}U kütlesi aynı şekilde azalmıştır. Yanma süresi sonunda yaklaşık 1x 10^6 gr ^{235}U tüketilmiştir.



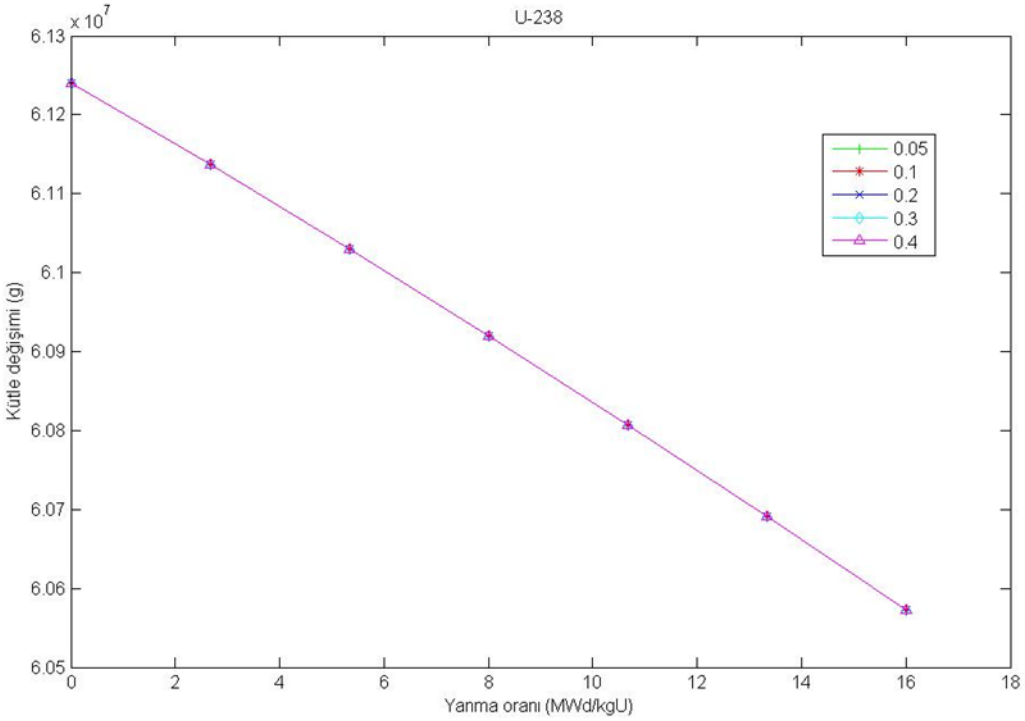
Şekil 4.8 ^{233}U'ün yanma oranına göre kütle değişimi



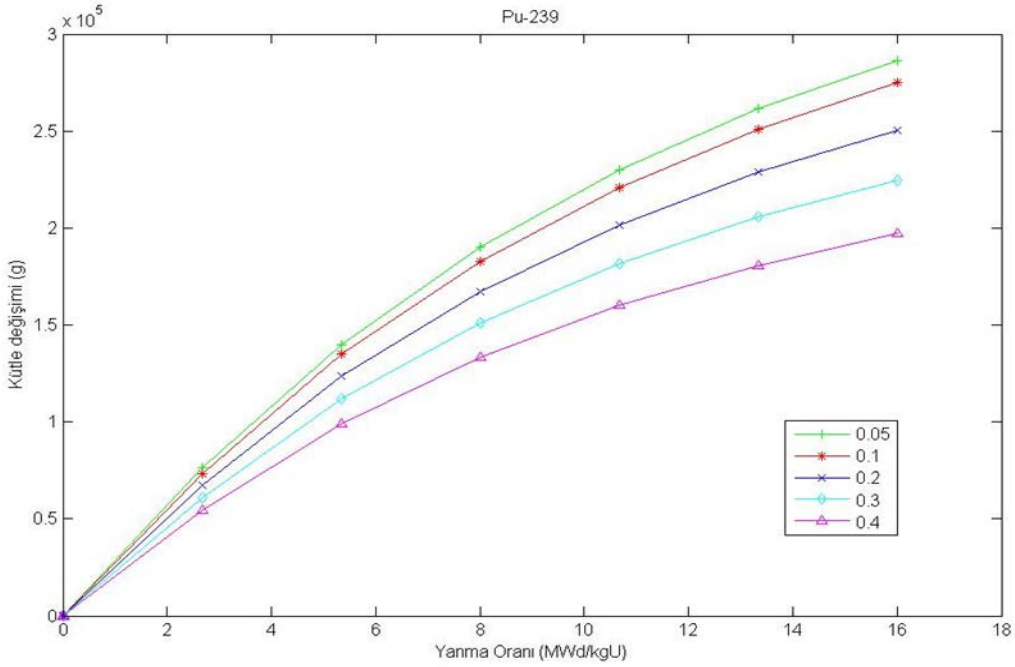
Şekil 4.9. ^{235}U'in yanma oranına göre kütle değişimi

^{238}U'un yanma oranına göre kütle değişimi Şekil 4.10.'da görülmektedir. Beş farklı yakıt tipinde de ^{238}U kütlece farklı yakıt kompozisyonlarına sahip olmasına rağmen kütleleri aynı şekilde azalmıştır. ^{238}U fertil bir çekirdek olduğu için büyük

oranda bir nötron yakalayarak ^{239}Pu izotopuna kütlece dönüşmüştür. Şekil 4.11.'de ise ^{239}Pu'un yanma oranına göre kütle değişimi görülmektedir. Bu grafikte ^{232}Th'un kütlece yüzdesi az olan yakıt tipinde ^{239}Pu üretimi kütlece fazla çıkmıştır. Beşinci yakıt tipinde yaklaşık 2.9x10^5 g ^{239}Pu üretimi gerçekleşmiştir.



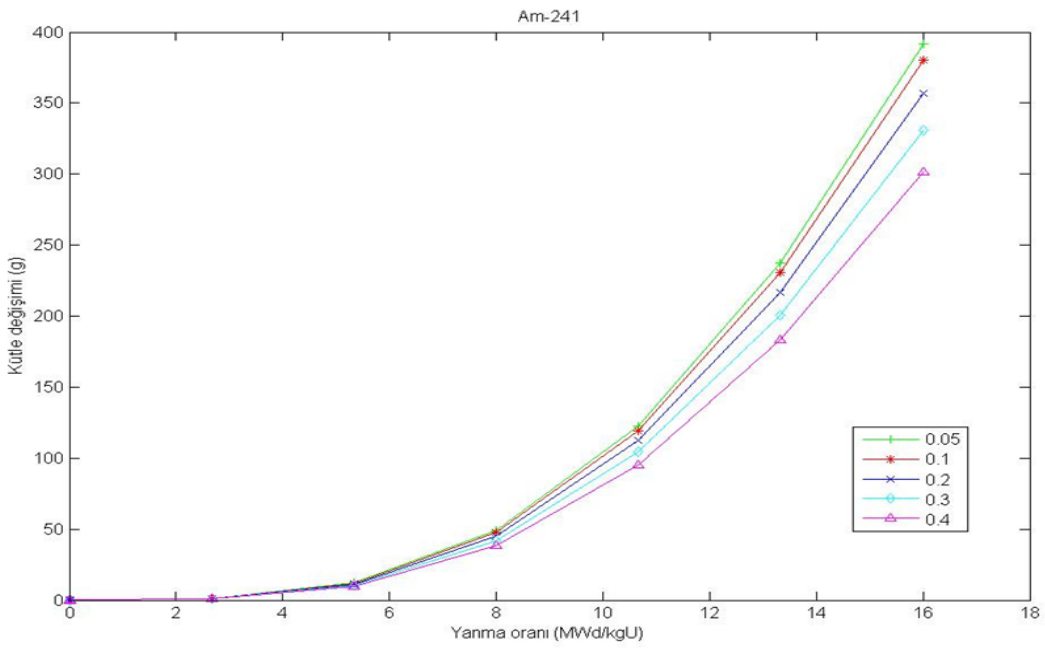
Şekil 4.10. ^{238}U'un yanma oranına göre kütle değişimi



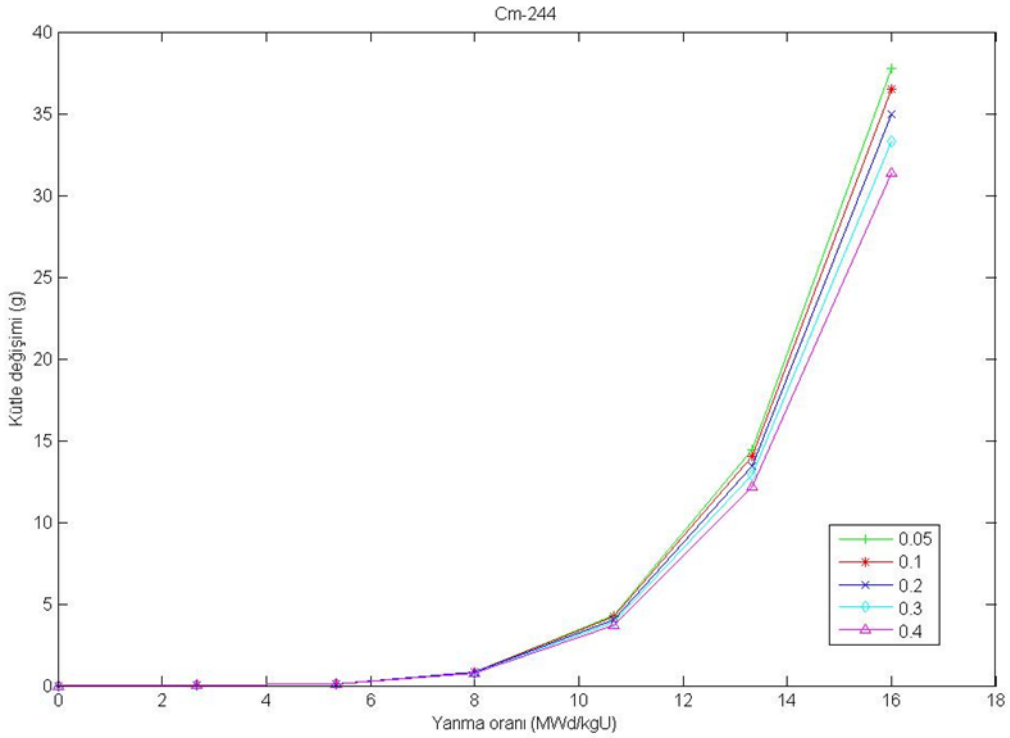
Şekil 4.11. ^{239}Pu'un yanma oranına göre kütle değişimi

Neptünyum (yarı ömrü), Amerisyum (yarı ömrü) ve Küryumdan (yarı ömrü) oluşan minör aktinitler , nispeten uzun yarı ömürleri nedeniyle orta vadede nükleer atığın radyotoksik etkisinin başlıca nedenidirler. Nükleer atık olarak değerlendirilen uranyum ötesi bu elementler kullanılmış yakıtta ne kadar az olursa o kadar az radyoaktif atık oluşur.

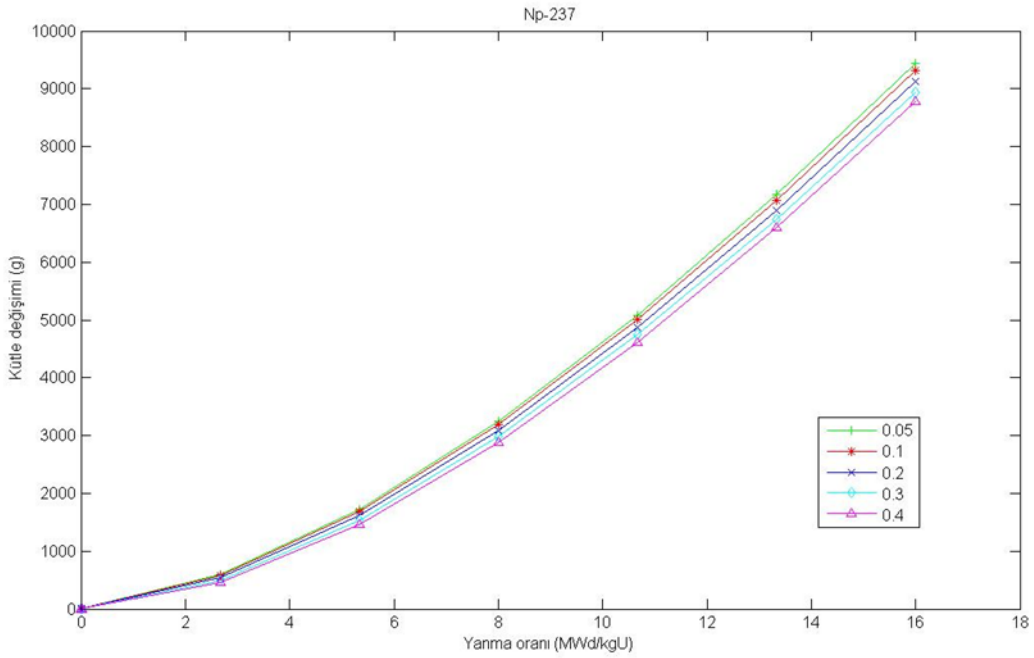
1000 MW'lık VVER reaktöründe minör aktinitlerin üretimi Şekil 4.12-14'te görülmektedir. Şekil 4.12.'de ^{241}Am kütlesi, ^{232}Th'un kütlece yüzdesinin azalmasıyla artmıştır. ^{232}Th'un kütlece en fazla yüzdesinin olduğu yakıtta (birinci yakıt tipinde) yaklaşık 300 g ^{241}Am üretilmiştir. Şekil 4.13.'te ^{244}Cm'un yanma oranına göre kütle değişimi görülmektedir. Yine birinci yakıt tipinde ^{244}Cm'un kütlesi en az çıkmıştır ve yaklaşık 30 g civarında üretilmiştir. Şekil 4.14.'te ^{237}Np'un yanma oranına göre kütle değişimi görülmektedir. Bu grafikte her yakıt tipinde ^{237}Np'un kütle artış oranı yaklaşık aynıdır. Fakat yine birinci yakıt tipinde ^{237}Np'un kütlece üretimi en az çıkmıştır. Genel anlamda yüzdece ^{232}Th'un kütlece fazla olduğu birinci yakıt tipinde minör aktinitlerin üretimi az çıkmıştır.



Şekil 4.12. ^{241}Am'un yanma oranına göre kütle değişimi



Şekil 4.13. ^{244}Cm'un yanma oranına göre kütle değişimi



Şekil 4.14. ^{237}Np'un yanma oranına göre kütle değişimi

5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

5.1. Sonuçlar

Bu tez çalışmasında, VVER-1000 reaktörlerinde Toryum tabanlı yakıt döngüsü bilgisayar ortamında hesaplama yoluyla araştırıldı. Monte Carlo yöntemini kullanan Serpent kodunda VVER-1000 sisteminin üç boyutlu kor geometrisi başarılı bir şekilde tasarlanmıştır. Hesaplamaların 12-çekirdekli ve 48 GB RAM'li iş istasyonu üzerinde paralel programlama yardımıyla çalıştırılması zaman açısından önemli fayda sağlamıştır ve yapılan hesaplamaların süresini kısaltmıştır.

Bu çalışmada kor bölgesine toryum tabanlı 5 farklı yakıt tipi yerleştirilerek hesaplamalar yapılmıştır. Korda bulunan yakıtta ^{232}Th/^{235}U/^{238}U oksit karışımı içerisinde ^{232}Th'un kütle kesri sırasıyla 0.05-0.1-0.2-0.3-0.4 olarak artırılırken ^{238}U'un kütle kesri eşit olarak azaltılmıştır. Bu beş farklı yakıt tipinde nötronik hesaplamalar yapılarak yanma oranına göre sistemin kritikliği, nötron akısı ve yakıttaki ^{232}Th, ^{233}U, ^{235}U, ^{238}U, ^{237}Np, ^{239}Pu, ^{241}Am ve ^{244}Cm'ün kütle değişimleri incelenmiştir. Toryum tabanlı yakıtın kullanıldığı sistemde kritiklik bir yıllık çalışma süresinde $k \approx 1$ civarında olduğu görülmüştür. Sistemin sürekli kritik olması ve nötron akısının yaklaşık 10^{14} mertebesinde olması toryum tabanlı bu yakıtın uygun bir seçenek olduğunu göstermiştir. Yakıtta toryumun bulunmasından dolayı 360 günlük çalışma aralığı sonucunda yanma oranı 16 MWd/kgU çıkmıştır. Bu durumda sadece zenginleştirilmiş uranyum kullanan sistemlerle kıyaslandığında biraz düşük bir yanma oranı çıkmasına neden olmuştur.

VVER-1000 sisteminde toryum tabanlı yakıtın kullanılmasıyla üretilen minör aktinit miktarı azaltılmıştır. Böylece daha az radyoaktif atığın çıkması sağlanarak atıkların nihai depolama alanlarındaki yerleri azaltılmış olacaktır.

2023 yılına kadar 2 nükleer güç santralinin devreye alınması ve 3. santralin inşasına başlanması planlanmaktadır. Hızla artan elektrik talebini karşılamak ve ithalat bağımlılığından kaynaklı riskleri azaltmak üzere Türkiye Cumhuriyeti ile Rusya Federasyonu Hükümeti arasında Mersin-Akkuyu sahasında bir nükleer güç santralinin kurulmasına dair bir anlaşma yapılmıştır. Bu anlaşma ile toplam 4800 MW gücünde VVER-1200 tipinde dört ünitelik bir nükleer santralin kurulması öngörülmektedir. Yapmış olduğumuz bu çalışma ile Türkiye'deki Toryum yataklarının bolluğu düşünüldüğünde ülkemizde kurulacak yeni tip VVER-1200 reaktörlerinde de toryum tabanlı yakıtın kullanılma potansiyeli ile yakıtta da dışa bağımlılığın azaltılacağı görülmektedir.

KAYNAKLAR

Akkuyu NGS AŞ, 2011, Dış Etkenlere Karşı Koruma, http://www.akkunpp.com/ , [Ziyaret Tarihi: 20 Aralık 2014].

Başoğlu, B., Pezek, E., ve Erdemir, Z., 2004, Nükleer Enerji Dünyası, http://www.nukleer.web.tr/, [Ziyaret Tarihi: 20 Eylül 2013].

Isotalo, A. E., Aarnio, P. A., 2011a, Higher order methods for burnup calculations with Bateman solutions, *Annals of Nuclear Energy*, 38, 1987-1995.

Isotalo, A. E., Aarnio, P. A., 2011b, Comparison of depletion algorithms for large systems of nuclides , *Annals of Nuclear Energy*, 38, 261–268.

Krane, K. S., 2002, Nükleer Fizik 2, Başar Şarer, John Wiley & Sons, Palme Yayıncılık, 478-524.

Landau, D. P., Binder, K., 2000, A Guide To Monte Carlo Simulations in Statistical Physics, Second Eduation , *Cambridge Univesity Press*, 1-4.

Leppänen, J., 2005, Diffusion code group constant generation using the Monte Carlo method, In proc. *XII Meeting on Reactor Physics in the Nordic Countries*, Halden-Norway, 17-18.

Leppanen, J., 2013, Serpent –a Continous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calcution Code ,*User's Manuel*, Norway, 18-21.

Martin, J. E., 2013, Radyasyon ve Radyasyondan Korunma Fiziği, A. Güneş Tanır ve Ark., WILEY-VCH, Palme Yayıncılık, 523-524.

OECD, 2012, Uranium 2011: Resources, Production and Demand, *NEA*, No:7059, 37.

Oh, H., Yang, W. S.,1997, Comparison of Matrix Exponential Methods for Fuel Burnup Calculations, *Journal of the Korean Nuclear Society*, 31, 172-181.

Owen, H., et al., 2011, Steady-state neutronic analysis of converting the UK CONSORT reactor for ADS Experiments, *Annals of Nuclear Energy* 38, 2653–2660.

Pusa, M., Leppanen, J., 2010, Computing the Matrix Exponential in Burnup Calculations, *Nuclear Science and Engineering*, 164, 140-150.

Pusa, M., 2011, Rational approximations to the matrix exponential in burnup calculations, *Nuclear Science and Engineering*, 169 , 155-167.

TAEK, 2012, Toryum, http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/172-nukleer-yakit-cevrimi/471-toryum.html, [Ziyaret Tarihi: 5 Ocak 2013].

TAEK, 2013, Nükleer Yakıt Çevirimi, http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/166-gunumuzde-nukleer-enerji-rapor/437-bolum-03-nukleer-yakit-cevrimi.html, [Ziyaret Tarihi: 2 Şubat 2014].

Türkiye Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı , 2011, Nükleer Santraller ve Ülkemizde Kurulacak Nükleer Santrale İlişkin Bilgiler, *Nükleer Enerji Proje Uygulama Daire Başkanlığı*, Yayın No:1, 5-10.

Türkiye Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı , 2013, Nükleer Güç Santralleri ve *Türkiye, Nükleer Enerji Proje Uygulama Daire Başkanlığı*, Yayın No:2, 3-26.

Türkiye Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2013, Türkiye Enerji ve Tabii Kaynaklar Haritası, http://www.enerji.gov.tr/harita/santral.html, [Ziyaret Tarihi: 6 Ocak 2014].

TVEL Fuel Company Of Rosatom, 2011, *Nuclear Fuel For VVER Reactors*, 5-6.

World Nuclear Association, 2014, World Nuclear Power Reactors & Uranium Requirements, http://www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/World-Nuclear-Power-Reactors-and-Uranium-Requirements/, [Ziyaret Tarihi: 12 Şubat 2014].

Vikipedi, 2014, Paralel Programlama, http://tr.wikipedia.org/wiki/Paralel_hesaplama , [Ziyaret Tarihi: 01 Mart 2014].

Zararsız, S., 2005, Uranyum , *TAEK Teknoloji Dairesi*, 4.

Zhang, Y., et al., 2010, Transmutation of americium in a medium size sodium cooled fast reactor design, *Annals of Nuclear Energy*, 37, 629–638.

ÖZGEÇMİŞ

KİŞİSEL BİLGİLER

Adı Soyadı	**:**	Eylem BÜYÜKER
Uyruğu	**:**	T.C.
Doğum Yeri ve Tarihi	**:**	Gölhisar / 12.04.1988
Telefon	**:**	
Faks	**:**	
e-mail	**:**	eylembuyuker@gmail.com

EĞİTİM

Derece		**Adı, İlçe, İl**	**Bitirme Yılı**
Lise	:	**Özel Akev Lisesi , Kepez, ANTALYA**	**2005**
Üniversite	:	**Selçuk Üniversitesi, Meram, KONYA**	**2010**
Yüksek Lisans	:	**Selçuk Üniversitesi, Selçuklu, KONYA**	**2014**
Doktora	:		

İŞ DENEYİMLERİ

Yıl	**Kurum**	**Görevi**
4	**Milli Eğitim Bakanlığı**	**Fizik Öğretmeni**

UZMANLIK ALANI: Fizik Öğretmenliği

YABANCI DİLLER: İngilizce

BELİRTMEK İSTEĞİNİZ DİĞER ÖZELLİKLER

YAYINLAR

1) M.E. KORKMAZ, O. AĞAR and E. ÇİÇEK, "The Investigation of Fuel Properties of Accelerator Driven Reactor System Using Monteburns Code", TFD 29, Bodrum, 5-8 Eylül (2012).