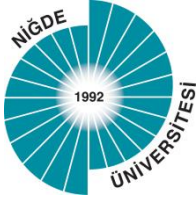


S. ÖNGÜ, 2014



T.C.  
Niğde Üniversitesi  
Fen Bilimleri Enstitüsü  
Fizik Anabilim Dalı

Nükleer Reaktörler, Yakıt Tipleri ve Mersin Akkuyu  
Nükleer Santrali

Yüksek Lisans Tezi

Niğde Üniversitesi  
Fen Bilimleri Enstitüsü

SAİM ÖNGÜ

Temmuz 2014



T.C.  
NİĞDE ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ  
FİZİK ANABİLİM DALI

NÜKLEER REAKTÖRLER, YAKIT TİPLERİ VE MERSİN AKKUYU NÜKLEER  
SANTRALI

SAİM ÖNGÜ

Yüksek Lisans Tezi

Danışman

Prof.Dr.Sefa ERTÜRK

Temmuz 2014

Saim ÖNGÜ tarafından Prof. Dr. Sefa ERTÜRK danışmanlığında hazırlanan “Nükleer Reaktörler, Yakıt Tipleri ve Mersin Akkuyu Nükleer Santrali” adlı bu çalışma jürimiz tarafından Niğde Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Fizik Anabilim Dalında Yüksek Lisans tezi olarak kabul edilmiştir.



Başkan : Prof. Dr. Sefa ERTÜRK  
Niğde Üniversitesi



Üye : Doç. Dr. Asım SOYLU  
Niğde Üniversitesi



Üye : Doç. Dr. Sezgin AYDIN  
Aksaray Üniversitesi

**ONAY:**

Bu tez, Fen Bilimleri Enstitüsü Yönetim Kurulunca belirlenmiş olan yukarıdaki jüri üyeleri tarafından .../.../20... tarihinde uygun görülmüş ve Enstitü Yönetim Kurulu'nun .../.../20... tarih ve ..... sayılı kararıyla kabul edilmiştir.

...../...../20...

**Doç. Dr. Murat BARUT**  
**MÜDÜR**

## TEZ BİLDİRİMİ

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



SAİM ÖNGÜ

## ÖZET

### NÜKLEER REAKTÖRLER, YAKIT TIPLERİ VE MERSİN AKKUYU NÜKLEER SANTRALİ

ÖNGÜ, Saim

Niğde Üniversitesi

Fen Bilimleri Enstitüsü

Fizik Anabilim Dalı

Danışman : Prof. Dr. Sefa ERTÜRK

Temmuz 2014, 82 sayfa

Bu yüksek lisans çalışmasında, nükleer enerjinin ortaya çıkışı, nükleer reaktörler ve tipleri, reaktörlerde kullanılan yakıt tipleri, enerji üretimi sonucu ortaya çıkan atıkların idaresi ile Türkiye’de kurulacak olan Mersin Akkuyu Nükleer santralinin anlaşma ve kurulum koşulları araştırılmıştır. Literatür taraması yapıldığında bu kapsamda bir kaynağın olmadığı ve ortaya konulacak bu çalışmayla ilk kez bu konuları birlikte irdeleyen bir tez ortaya çıkarılacaktır. Ülkemizde nükleer santral kurulma çalışmaları ile beraber nükleer enerji, gerekliliği, ortaya çıkacak atıkların çevreye etkileri konusunda tartışmaların arttığı bir dönemde nükleer reaktörlerden elektrik enerjisi üretimi bu çalışma aracılığıyla irdelenmiştir.

*Anahtar Sözcükler:* Nükleer enerji, nükleer reaktörler, nükleer reaktörlerde yakıt, radyoaktif atıklar, Mersin Akkuyu nükleer santrali.

## SUMMARY

NUCLEAR REACTORS, FUELS AND AKKUYU NUCLEAR POWER PLANT

ÖNGÜ, Saim

Niğde University

Graduate School of Natural and Applied Sciences

Physics Department

Supervisor : Prof. Dr. Sefa ERTÜRK

July 2014, 82 pages

In this master's thesis, the discovery of nuclear energy, nuclear reactors, reactor types, nuclear fuel types, management of radioactive waste from energy production and construction details and agreement conditions of Akkuyu nuclear power plant to be built in Mersin, Turkey have been studied. Scanning the literature it can be noticed that so far there is no national source that has as wide a scope as of this thesis about the subject so that with this thesis a sufficiently complete treatment of the subject will, for the first time be present for national purposes. This is a time of the first planned construction of a nuclear power plant in Turkey which naturally results in an intense controversy about nuclear energy, its necessity and the environmental effects of nuclear waste. That's why the necessity of a thorough study of the subject becomes more important, as the author claims to provide with this thesis.

*Keywords:* Nuclear energy, nuclear reactors, nuclear fuel, radioactive waste, Mersin Akkuyu nuclear reactor

## ÖNSÖZ

Bu yüksek lisans çalışmasında, nükleer enerjinin ortaya çıkışı, nükleer reaktörler ve tipleri, reaktörlerde kullanılan yakıt tipleri, enerji üretimi sonucu ortaya çıkan atıkların idaresi ile Türkiye’de kurulacak olan Mersin Akkuyu Nükleer santralinin anlaşma ve kurulum koşulları araştırılmıştır. Literatür taraması yapıldığında bu kapsamda bir kaynağın olmadığı ve ortaya konulacak bu çalışmayla ilk kez bu konuları birlikte irdeleyen bir tez ortaya çıkarılacaktır. Ülkemizde ilk defa Mersin ili Gülnar ilçesi Akkuyu sahasına nükleer santral kurulma çalışmaları ile beraber nükleer enerji, gerekliliği, ortaya çıkacak atıkların çevreye etkileri konusunda tartışmaların arttığı bir dönemde nükleer reaktörlerden elektrik enerjisi üretimi bu çalışma aracılığıyla irdelenmiştir.

Yüksek lisans tez çalışmamın yürütülmesi esnasında, çalışmalarına yön veren, bilgi ve yardımlarını esirgemeyen ve bana her türlü desteği sağlayan danışman hocam, sayın Prof. Dr. Sefa ERTÜRK’e en içten teşekkürlerimi sunarım. Yüksek lisans tez çalışmam esnasında yardımlarına başvurduğum University of Iowa’da öğretim asistanlığı yapan Delalcan KILIÇ ile Muharrem AKYÜZ’e şükran duygularımı belirtmek isterim.

Bu tezi, anlayış ve sabırlarıyla beni asla yalnız bırakmayan hayat arkadaşım Fatma ÖNGÜ’ye, kızlarım Gülse ve Defne’ye ithaf ediyorum.



## İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	iv
SUMMARY .....	v
ÖNSÖZ .....	vi
İÇİNDEKİLER DİZİNİ .....	vii
ÇİZELGELER DİZİNİ .....	x
ŞEKİLLER DİZİNİ .....	xii
FOTOĞRAF VB. MALZEMELER DİZİNİ .....	xiii
SİMGE VE KISALTMALAR .....	xiv
BÖLÜM I GİRİŞ .....	1
BÖLÜM II NÜKLEER ENERJİ .....	3
2.1 Nükleer Gücün Keşfi .....	3
2.2 Nükleer Enerji Nedir? .....	4
2.3 Atom Çekirdeğinin Bölünmesi (Fisyon) .....	5
2.4 Fisyonda Zincir Reaksiyon Mekanizması .....	6
2.5 Atom Çekirdeğinin Kaynaşması (Füzyon) .....	7
2.6 Günümüzde Nükleer Enerjiye Genel Bakış .....	8
2.7 Niçin Enerji Üretiminde Nükleer Santraller .....	10
2.8 Dünyada Nükleer Enerjinin Kullanım Durumu .....	13
BÖLÜM III NÜKLEER REAKTÖRLER .....	15
3.1 Nükleer Reaktörlerin Temel Bileşenleri .....	17
3.1.1 Yakıt maddesi .....	17
3.1.2 Yavaşlatıcı .....	19
3.1.3 Soğutucu .....	19
3.1.4 Kontrol elemanları .....	19
3.1.5 Kazan .....	20
3.1.6 Koruyucu zırh .....	20
3.2 Nükleer Reaktör Tipleri .....	20
3.3 Hafif Sulu Nükleer Reaktörler .....	22
3.3.1 Basıncılı su reaktörü PWP .....	22

3.3.2 Kaynar sulu nükleer reaktörler BWR .....	25
3.4 Ağır Sulu Reaktörler .....	27
3.4.1 CANDU tipi reaktörler PHWR .....	27
3.5 Diğer Nükleer Reaktör Tipleri .....	29
3.5.1 Gaz soğutmalı reaktörler GCR .....	29
3.5.2 Su soğutmalı su yavaşlatıcılı reaktörler WWER .....	32
3.5.3 Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcılı reaktörler LWGR .....	34
3.5.4 Sıvı metal soğutuculu reaktörler FBR .....	35
<b>BÖLÜM IV NÜKLEER REAKTÖRLERDE YAKIT VE YAKIT ÇEVİRİMİ .....</b>	<b>39</b>
4.1 Uranyum .....	39
4.2 Dünyada Uranyum Üretimi ve Tüketimi .....	39
4.3 Toryum .....	43
4.4 Plütonyum .....	45
4.5 Yakıt Çevrimindeki Karakteristik Büyüklükler .....	45
4.5.1 Yanma oranı .....	45
4.5.2 Dönüşme oranı .....	46
4.5.3 Üretkenlik .....	46
4.5.4 Yenileme zamanı .....	47
4.6 Nükleer Yakıt Çevrimi .....	47
4.7 Reaktör Tipine Göre Yakıt Çevrimi .....	48
4.7.1 Hafif sulu reaktörler .....	48
4.7.2 Ağır sulu reaktörler .....	49
4.7.3 Hızlı üretken reaktörler .....	49
4.7.4 Toryum yakıtlı reaktörler .....	49
4.8 Uranyum Çevrim Adımları .....	49
4.9 Uranyum Zenginleştirme .....	50
<b>BÖLÜM V NÜKLEER ATIKLAR .....</b>	<b>54</b>
5.1 Nükleer Enerji Üretiminde Ortaya Çıkan Radyoaktif Atıklar .....	54
5.2 Nükleer Enerji Üretiminde Ortaya Çıkan Radyoaktif Atıkların İdaresi .....	54
5.2.1 Radyoaktif atık yönetimi ilkeleri .....	54
5.2.2 Radyoaktif atık yönetimi uygulamaları .....	55

5.2.2.1 Atık miktarını azaltma .....	55
5.2.2.2 Depolamaya uygun hale getirme ve paketleme .....	55
5.2.2.3 Ara depolama .....	56
5.2.2.4 Nihai depolama .....	56
5.3 Radyoaktif Atıkların Sınıflandırılması .....	57
5.3.1 Düşük düzey nükleer atıklar .....	58
5.3.2 Orta düzey nükleer atıklar .....	59
5.3.3 Yüksek düzey nükleer atıklar .....	59
5.4 Radyoaktif Atıkların Kaynakları .....	60
5.4.1 Güç reaktörü kullanılmış yakıtları .....	60
5.4.2 Yakıt tekrar işleme tesisi .....	60
5.4.3 Nükleer araştırma merkezleri .....	61
5.4.4 Hastaneler .....	61
5.5 Radyoaktif Atıkların Bertaraf Edilmesi .....	61
5.5.1 Geçici saklama tesisleri .....	62
5.5.2 Kalıcı saklama tesisleri .....	62
5.6 Radyoaktif Atıkların Katılaştırılarak Saklanması .....	62
5.6.1 Çimentolaştırma .....	62
5.6.2 Polimerizasyon .....	62
5.6.3 Camlaştırma .....	63
BÖLÜM VI MERSİN AKKUYU NÜKLEER SANTRALİ .....	64
6.1 Türkiye'nin Temel Enerji Politikası .....	66
6.2 Ülkemizde Nükleer Güç Santrali Kurulma Gerekliği .....	66
6.3 Akkuyu NGS Projesinin Özellikleri .....	69
6.3.1 Genel Bilgi .....	69
6.3.2 Tasarım özellikleri .....	71
6.4 Akkuyu Nükleer Güç Santrali İçin Neden Rusya Federasyonu? .....	71
BÖLÜM VII TARTIŞMA VE SONUÇ .....	73
KAYNAKLAR .....	76
ÖZ GEÇMİŞ .....	82

## ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 2.1. Nükleer reaktör sayısının tarihsel gelişimi .....	8
Çizelge 2.2. Dünyada üretilen toplam enerjinin kaynaklara göre değişimi (1973-2010) .....	9
Çizelge 2.3. Dünyada üretilen toplam elektriğin kaynaklara göre değişimi (1973-2010) .....	9
Çizelge 2.4. Ülkemizin elektrik üretim talebi .....	10
Çizelge 2.5. Enerji santrallerinin işletme-bakım ve yakıt maliyeti .....	11
Çizelge 2.6. Enerji santrallerinin kapasite faktörü, ilk yatırım ve birim enerji üretim maliyeti .....	12
Çizelge 2.7. İşletim maliyetinde yakıtın oranı ve yakıt fiyatının iki katına çıkmasıyla birim elektrik enerjisi üretim maliyetindeki değişim .....	12
Çizelge 2.8. Bazı OECD ülkeleri için %5 iskonto ile hesaplanan 2010 yılı elektrik üretim maliyetleri .....	13
Çizelge 2.9. Nükleer enerjiden yararlanmayı düşünen ülkeler .....	13
Çizelge 2.10. Ülkelere göre kurulması planlanan ve kurulması önerilen nükleer reaktör sayısı (13 Eylül 2011 itibarıyla) .....	14
Çizelge 3.1. Basınçlı su reaktörü, kaynar sulu reaktörler, basınçlı ağır su reaktörlerinin teknik özellikleri .....	37
Çizelge 3.2. Tiplerine göre işletmede ve inşa halinde bulunan reaktörler (2010) .....	38
Çizelge 4.1. Dünyada uranyum rezervinin en çok bulunduğu ülkeler .....	40
Çizelge 4.2. Dünyada kurulu ve 2020 yılına kadar kurulacak reaktörlerin yıllık uranyum (ton) ihtiyaçları .....	41
Çizelge 4.3. Kısa dönem uranyum üretim kapasiteleri (ton) .....	42
Çizelge 4.4. Dünya toryum rezervi ( ton) .....	44
Çizelge 4.5. Uranyum dönüştürme tesisleri ve kapasiteleri (Ekim 2005) .....	50
Çizelge 4.6. Zenginleştirme tesisleri , kapasite ve teknolojileri .....	51
Çizelge 4.7. Uranyum yakıt fabrikasyon tesisleri ve kapasiteleri .....	53
Çizelge 5.1. IAEA tarafından verilen genel atık sınıflandırılması .....	57
Çizelge 5.2. Düşük, orta ve yüksek düzey nükleer atık türlerinin limit değerleri .....	59
Çizelge 5.3. Ülkelere göre kullanılmış yakıt işleme kapasiteleri (tHM/y) .....	61
Çizelge 6.1. Dünyada (2008) ve ülkemizde (2010) üretilen elektriğin yakıt kaynaklarına göre dağılımı .....	67
Çizelge 6.2. Yenilenebilir enerji kaynaklarımızın ekonomik potansiyeli .....	67

Çizelge 6.3. Ülkemizde kurulması planlanan nükleer reaktörler .....	68
Çizelge 6.4. Dünya genelinde Rus teknolojisi nükleer reaktörlerin durumu .....	71

## ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1. Fermi tarafından 1942 yılında Chicago’da gerçekleştirilen yer altına inşa edilen nükleer deneme reaktörü .....	3
Şekil 2.2. Nükleer güç santralinde elektrik üretimi .....	4
Şekil 2.3. Tipik bir fisyon reaksiyonu .....	5
Şekil 2.4. Zincirleme reaksiyon mekanizması .....	6
Şekil 2.5. Tipik bir füzyon reaksiyonu .....	7
Şekil 3.1. Reaktör kontrol mekanizması .....	16
Şekil 3.2. Nükleer reaktör çalışma prensibi .....	17
Şekil 3.3. Nükleer yakıt peleti, yakıt çubuğu ve reaktör kabı içindeki yerleşimi .....	19
Şekil 3.4. Basınçlı su reaktörünün basit şeması .....	24
Şekil 3.5. Kaynar sulu reaktörün basit şeması .....	27
Şekil 3.6. CANDU reaktörünün basit şeması .....	29
Şekil 3.7. Gaz soğutmalı reaktör yakıtları – TRISO parçacığı ve küresel yakıt .....	30
Şekil 3.8. Gaz soğutmalı reaktör yakıtları – Prizmatik yakıt .....	30
Şekil 3.9. Yüksek sıcaklık gaz soğutmalı reaktörün basit şeması .....	32
Şekil 3.10. WWER reaktörünün şematik gösterimi .....	33
Şekil 3.11. Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcılı nükleer reaktör tasarımı .....	34
Şekil 3.12. Döngü tipi metal soğutuculu reaktör tasarımı .....	36
Şekil 4.1. Türkiye’deki uranyum kaynaklarının bulunduğu yerler .....	40
Şekil 4.2. Türkiye’deki toryum kaynaklarının bulunduğu yerler .....	44
Şekil 4.3. Açık ve kapalı nükleer yakıt çevrimi .....	48
Şekil 5.1. Atık üretiminin karşılaştırılması – AB’deki yıllık atık üretimi .....	55
Şekil 5.2. Tipik yüksek seviyeli atık (YSA) taşıma kabı .....	60
Şekil 6.1. Mersin Akkuyu nükleer güç santralinin üç boyutlu tasarımı .....	69
Şekil 6.2. Bir nükleer güç santralinin temel üretim akım şeması .....	70

## FOTOĞRAF VB. MALZEMELER DİZİNİ

Fotoğraf 2.1. Atom bombası Hiroşima .....	6
Fotoğraf 2.2. Güneş patlamaları .....	7
Fotoğraf 3.1. Uranyum hegzafloRID varilleri .....	18
Fotoğraf 3.2. St. Alban basınçlı su reaktörü (Fransa) .....	23
Fotoğraf 3.3. St. Laurent basınçlı su reaktörü (Fransa) .....	23
Fotoğraf 3.4. Krsko basınçlı su reaktörü (Slovenya) .....	24
Fotoğraf 3.5. Gundremmingen kaynar sulu reaktör (Almanya) .....	26
Fotoğraf 3.6. Confrentes kaynar sulu reaktör (İspanya) .....	26
Fotoğraf 3.7. Pickering CANDU tipi reaktör (Kanada) .....	28
Fotoğraf 3.8. Hunterstone ileri gaz soğutmalı reaktör (İngiltere) .....	31
Fotoğraf 3.9. Mochove su soğutmalı su yavaşlatıcılı reaktör (Slovakya) .....	33
Fotoğraf 3.10. Ingalia hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcılı reaktör (Litvanya) .....	35
Fotoğraf 4.1. Yakıt paletleri .....	51
Fotoğraf 4.2. Yakıt çubukları .....	51
Fotoğraf 4.3. Yakıt demeti .....	52
Fotoğraf 5.1. Radyoaktif atıkların çelik varillerde depolanması .....	56
Fotoğraf 5.2. ABD Yucca Dağı nihai nükleer atık depolama tesisi .....	56
Fotoğraf 5.3. Düşük düzeyli atık depolama alanı – Centre de Manche (Fransa) .....	58
Fotoğraf 5.4. Camlaştırılmış yüksek seviyede radyoaktif atık .....	63
Fotoğraf 6.1. Türkiye'nin önemli üniversitelerinden öğretim üyelerinin referans Novovoranej NGS-2'yi ziyareti .....	65
Fotoğraf 6.2. Tek ünitenin aerodinamik testine dair bir görüntü .....	70

## SİMGE VE KISALTMALAR

<b>Simgeler</b>	<b>Açıklama</b>
e	Elektron
V	Volt
s	Saniye
M	Mega
K	Kelvin
G	Giga
W	Watt
Kwsaat	Kilowattsaat
\$	Dolar
Kg	Kilogram
$m^3$	Metre küp
Bq	Becquerel
Ci	Curie
t	Ton
y	Yıl
h	Saat
m	Metre
mm	Milimetre
atm	Atmosfer
Bu	Yanma Oranı
$Z_1$	Reaktöre Yüklenen Yakıtın Zenginliği
$Z_1$	Reaktörden Çıkarılan Yakıtın Zenginliği
C	Dönüşme Oranı
$\eta_0$	Dönüşme Oranını Maksimum Değeri
L	Kaçak ve Parazit Yutulmalar
G	Üretme Kazancı
$P_0$	Reaktörün Gücü
$m_0$	İlk Yüğü



y	Yakıt Tüketimi
$t_y$	Yenileme Zamanı
U	Uranyum

## **Kısaltmalar**

## **Açıklama**

ABD	Amerika Birleşik Devletleri
TPAO	Türkiye Petrolleri Anonim Ortaklığı
OECD	Ekonomik Kalkınma ve İşbirliği Örgütü
IAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu
WNA	Dünya Nükleer Birliği
AB	Avrupa Birliği
TBMM	Türkiye Büyük Millet Meclisi
NGS	Nükleer Güç Santrali
HM	Ham Madde
IEA	Uluslararası enerji Ajansı
NEA	Nükleer Enerji Ajansı
BAE	Birleşik Arap Emirlikleri
ABWR	İleri Kaynar Sulu Reaktör
AGR	İleri Gaz Soğutmalı Reaktör
BWR	Kaynar Sulu Reaktör
FBR	Hızlı Üretken Reaktör
GCR	Gaz Soğutmalı Reaktör
LWGR	Hafif Su Soğutmalı Grafit Yavaşlatıcılı Reaktör
PHWR	Basınçlı Ağır Sulu Reaktör
PWR	Basınçlı Su Reaktörü
WWER	Su Soğutmalı Su Yavaşlatıcılı Güç Reaktörü
CANDU	Kanada Döteryum Uranyum Reaktör
MGCR	Magnezyum Gaz Soğutmalı Reaktör
HTGR	Yüksek Sıcaklıklı Gaz Soğutmalı Reaktör
HWR	Ağır Su Reaktörü

MOX

YSA

Karışık Oksitli Yakıt

Yüksek Seviyeli Atık

## BÖLÜM I

### GİRİŞ

İnsanoğlunun varoluşundan bu güne kadar en temel ihtiyaçlarından bir tanesi de enerji olmuştur. 18. yüzyıla kadar ihtiyaç duyulan enerji odun, su, rüzgâr, hayvan ve insan gücünden sağlanmıştır. Sanayileşme, nüfus artışı ve beraberinde artan enerji ihtiyacının karşılanması için kaynak arayışları hız kazanmıştır. Sanayileşme ile birlikte elektrik üretiminde kömür ve petrol ile bunların hammaddeleri olan fosil yakıtların kullanımı hızla artmıştır (Doğu Marmara Kalkınma Ajansı, 2011)

20. yüzyılın ikinci yarısından itibaren ihtiyaç duyulan enerjinin temininde “güvenilir kaynaklardan enerjiyi sağlama” arayışı enerji dünyasının en önemli gündemi haline gelmiştir. Bu arayışın hızlanmasında 19. yüzyılın sonlarına doğru ortaya çıkan petrol krizi en önemli etkidir. Böylece 19. yüzyılın ortalarında kurulmaya başlanan nükleer santraller artmaya başlamıştır. Mayıs 2010 itibariyle, 30 ülkede, 438 nükleer santral reaktörü, enerji üretiminde kullanılmaktadır.

Uluslararası ticarete ve kalkınmışlıkta ön sıralarda bulunan ülkelere bakıldığında ihtiyaç duydukları enerjiyi ucuz, kaliteli ve sürdürülebilir olarak ( 7 gün 24 saat ) elde ettikleri görülmektedir.

Yıllık enerji talep artışı %7-8 civarında olan ve bu kategoride, Çin'den sonra ikinci sırada bulunan ülkemizin süreç içerisinde enerji elde etme portföyüne nükleer enerjiyi de katma çalışmaları sonucu, Akkuyu ve Sinop'a nükleer güç santrali kurulma kararı alınmış ve bu çerçevede T.C. hükümeti ile Rusya Federasyonu arasında Akkuyu sahasında bir nükleer güç santralinin tesisine ve işletimine dair işbirliğine ilişkin anlaşma 12 Mayıs 2010 tarihinde imzalanmıştır. Söz konusu anlaşma, 15 Temmuz 2010 tarihinde TBMM genel kurulu tarafından kabul edilmiş, 6 Ekim 2010 tarihli ve 27721 sayılı Resmi Gazete'de yayımlanmıştır.

Bu anlaşmanı imzalanması ile beraber lke gndeminde nkleer enerjinin ne olduėu, gerekliliėi, nasıl elde edildiėi, santrallerde ortaya ıkan atıkların bertaraf edilmesi ve saklanması gibi konular lke gndeminde yer bulmuştur.

Anlaşma doėrultusunda ilk olarak lkemiz Mersin ili Glnar ilesi Akkuyu mevkiine kurulacak olan Nkleer g santralinin yapım, iřletim kořulları ve zellikleri tartiřılmaya bařlanmış bu srete literatr taraması yapılmıř ve bu konuları hep beraber barındıran kapsamlı bir kaynaėın olmadığı grlmřtr.

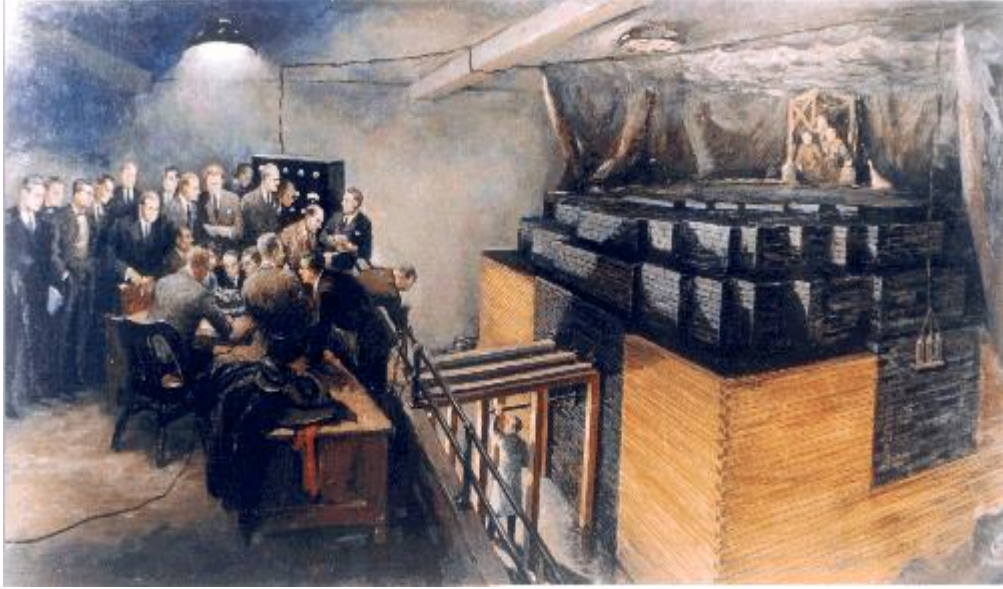
Bu alıřma ile Rusya Federasyonu ile yapılan anlaşma sonucu lke gndeminde yer bulan ve kamuoyunda oluřan soru iřaretlerinin giderilmesi amalanmış, bylece bu konuları ilk kez birlikte irdeleyen bir tez ortaya ıkarmak hedeflenmiřtir (T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlıėı, 2012).

## BÖLÜM II

### NÜKLEER ENERJİ

#### 2.1. Nükleer Gücün Keşfi

1905 yılında Einstein fisyon sonucu açığa çıkabilecek enerji konusunda öngöründe bulunmuştu. Daha sonra bu öngörü deneysel olarak Alman fizikçi Otto Hahn ve Avusturya asıllı İsveçli fizikçi Lise Meitner ile diğerleri tarafından doğrulandı. 1942 yılında Amerika Birleşik Devletleri' nin Chicago, Illinois kentinde insan yapısı ilk nükleer reaktör kuruldu. Bu proje İtalyan Enrico Fermi tarafından yürütülmüştür.

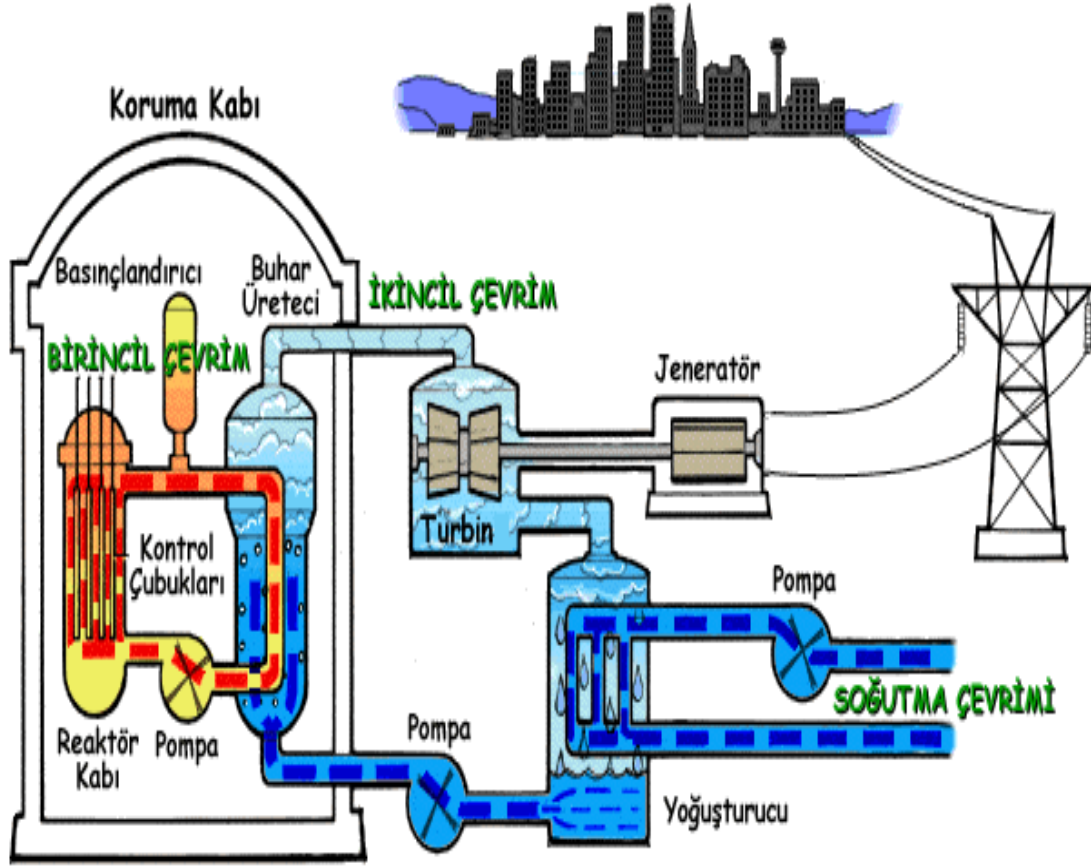


**Şekil 2.1.** Fermi tarafından 1942 yılında Chicago'da gerçekleştirilen, yer altında inşa edilen nükleer deneme reaktörü (Nükleer enerjinin tarihçesi, 2014)

Fakat, dünyada ilk ortaya çıkan reaktör bu değildir. Afrika'da Oklo, Gabon'daki bir uranyum madeninde, yeraltı sularının da maden içinde bulunması nedeniyle doğal bir nükleer reaktör oluştuğu ve binlerce yıl ısı ürettiği son yıllarda ortaya çıkarılmıştır. Hem Amerika Birleşik Devletleri' nin Chicago, Illinois kentinde bulunan insan yapısı ilk nükleer reaktör hem de Afrika'da Gabon'daki doğal nükleer reaktör fisyonu kullanarak ısı üretmiş; ancak her ikisi de elektrik üretmemiştir.

Elektrik üreten ilk ticari nükleer güç santrali 1957'de işletmeye giren Shippingport, Pennsylvania'da (ABD) kurulmuştur (Turan, 2006). Fisyon kullanılarak üretilen ilk

elektrik ise, 1951 yılı Aralık ayında Arco, Idaho'daki deneysel üretken reaktöründe elde edilmiştir (Bilir, 2002).



Şekil 2.2. Nükleer güç santralinden elektrik üretimi (Nükleer güç santrali / reaktörü nedir?, 2014)

## 2.2. Nükleer Enerji Nedir?

Atom çekirdeklerinin parçalanması sonucunda büyük bir enerji açığa çıkmaktadır. Uranyum gibi ağır atom çekirdeklerine nötronların çarpması sonucunda bu çekirdeklerin parçalanması sağlanabilir; bu tepkimeye “filyon” adı verilmektedir. Her bir parçalanma tepkimesi sonucunda açığa filyon ürünleri, enerji ve birkaç tane de nötron açığa çıkmaktadır.

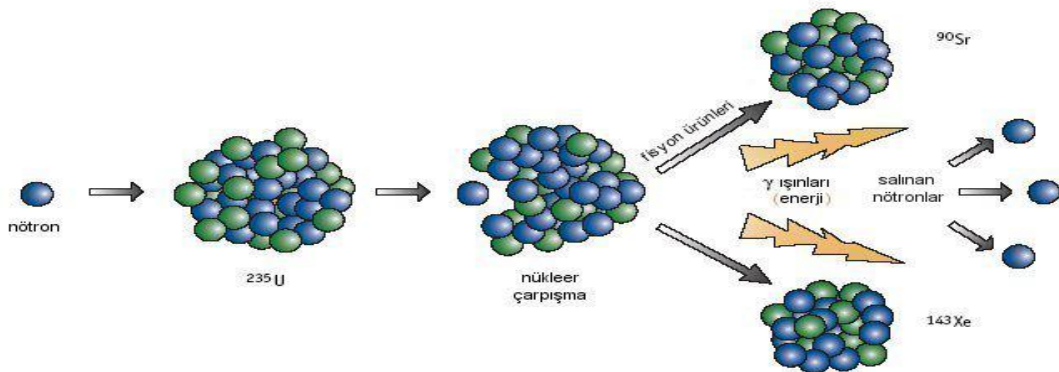
Tepkime sonucu açığa çıkan nötronlar kullanılarak uygun tasarlanan bir sistemde parçalanma tepkimesinin sürekliliği sağlanabilir (zincirleme reaksiyon). Ayrıca, hafif atom çekirdeklerinin birleşerek daha ağır atomları oluşturması sonucunda da büyük bir enerji açığa çıkmaktadır. Bu birleşme tepkimesine “füzyon” adı verilir. Filyon ve

füzyon tepkimeleri ile elde edilen enerjiye “çekirdek enerjisi” veya “nükleer enerji” adı verilmektedir (Nükleer enerji nedir?, 2009).

### 2.3. Atom Çekirdeğinin Bölünmesi (Fisyon)

Fisyon, atom çekirdeğinin bölünmesi ya da ağır çekirdeklerin ikiye bölünmesi olayıdır. Ağır çekirdeklerin ikiye bölünmesi sonucunda büyük miktarda enerji, nötron ve gamma ışınları ortaya çıkar. Fisyon ağır çekirdeklere enerji aktarılması, yani ağır çekirdeklerin uyarılmasıyla gözlenir. Fisyon sonucu ortaya çıkan çekirdeklere de fisyon ürünleri adı verilir. Çekirdeklerin uyarılması işleminin çoğu, nötronla ve gamma ışınıyla yapılır. Fisyon olayını inceleyebilmek için  ${}_{92}\text{U}^{235}$  çekirdeğinin bölünmesini ele alalım:

${}_{92}\text{U}^{235}$  çekirdeği küçük bir enerjiyle (0,025eV) uyarılacak olursa,  ${}_{92}\text{U}^{236}$  birleşik çekirdeği oluşur. Çekirdek enerji alarak uyarılmış olur. Çekirdek aldığı enerji nedeniyle salınım (osilasyon) hareketi yapar. Eğer kazanılan enerji çekirdeğin bölünmesine yetmiyor ise çekirdek başlangıç haline döner. Kazanılan enerji çekirdeğin bölünmesi için yeterli ise bu çekirdek ikiye ayrılır.  ${}_{54}\text{Xe}^{140}$  birinci fisyon ürünü,  ${}_{38}\text{Sr}^{94}$  ikinci fisyon ürünü olacaktır. Bölünme ile meydana gelen bu çekirdekler de nötron fazlalığı olduğundan kararsızdırlar. Çekirdeklerden her biri bölünmeden hemen sonra yaklaşık olarak  $10^{-15}$ s'den daha az bir zaman sonra bir veya iki nötron yayınlamaya başlar. Bu nötronlardan başka geride kalan çekirdekler fazla enerji taşıyabilirler. Bu enerjilerini ise gama ışınları yayarak atabilirler. Sıvı damlasının bölünmesi, çekirdeğin bu bölünme olayı ile benzeştiğinden, çekirdek için yapılan hesaplarda sıvı damlası modeli kullanılır (Yörükoğlu vd., 1998). Şekil 2.3' de, atom çekirdeğinin bölünme mekanizması verilmiştir.



Şekil 2.3. Tipik bir fisyon reaksiyonu (Taek, 2010)

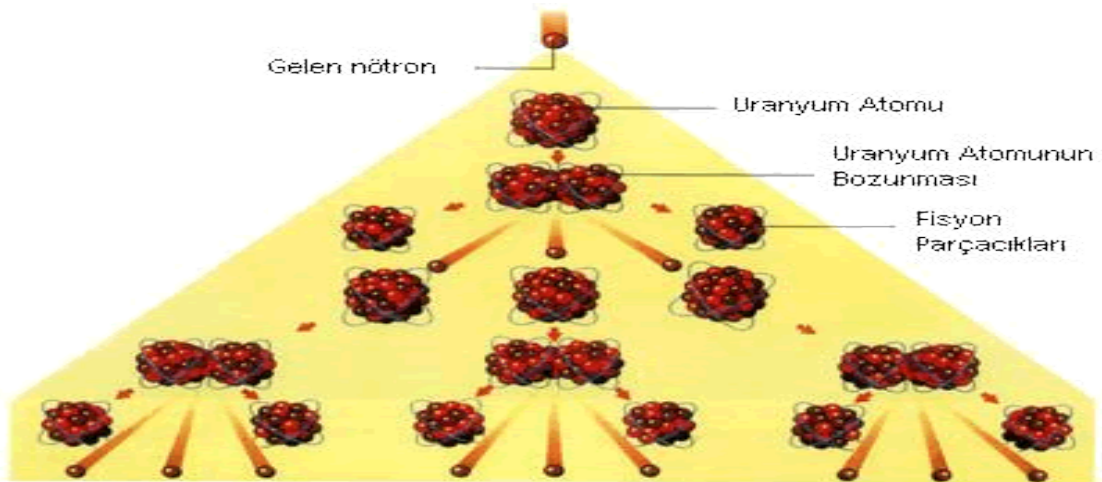
Nükleer santrallerde kullanılan tepkimeler, atom bombası teknolojisi fisyona örnektir.



**Fotoğraf 2.1.** Hiroşima'ya atılan atom bombasının görünümü (Zengin, 2013)

#### 2.4. Fisyonda Zincir Reaksiyon Mekanizması

Bir fasyon olayında yutulan her bir nötrona karşılık olarak ortalama 2-3 nötron meydana gelir ve bu nötronların enerjileri yaklaşık  $\sim 2$  MeV dir. Meydana gelen nötronların bir kısmı dışarı çıktığı için fisyona neden olmazlar. Ancak bir nötrona karşılık ortalama 2-3 nötronun meydana gelmesi, reaksiyonun kendi kendine devam edebileceğini gösterir. Böylece meydana gelen nötronlar yeni fasyonlar oluşturur ve oluşan bu reaksiyona “zincir reaksiyonu” denir (Yaramış, 1985). Şekil 2.4'de zincirleme reaksiyon mekanizması verilmiştir.

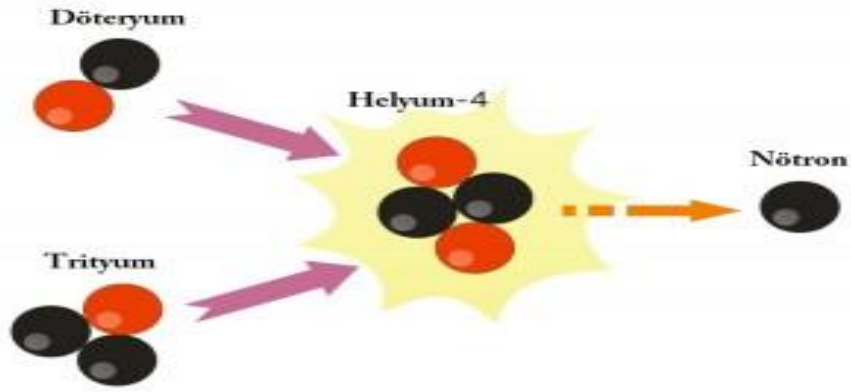


**Şekil 2.4.** Zincirleme reaksiyon mekanizması (Nükleer enerji, 2014)



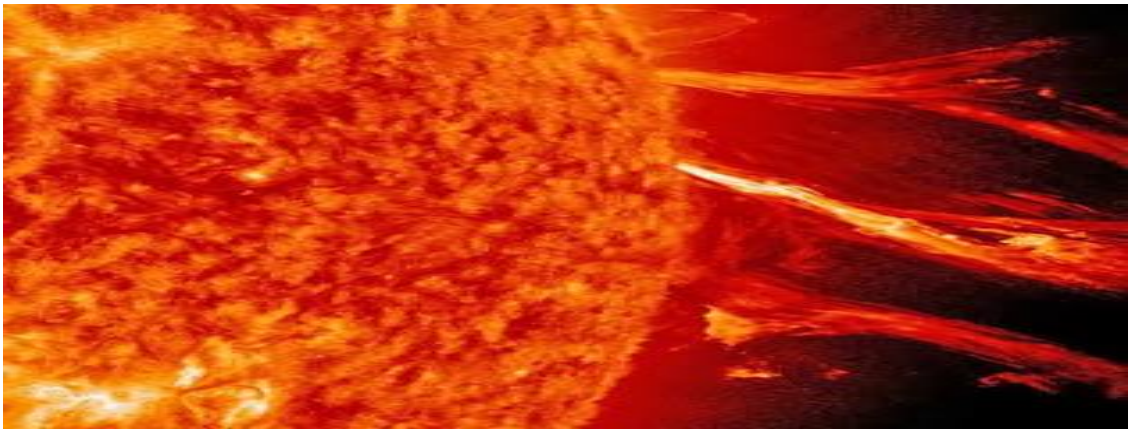
## 2.5. Atom Çekirdeğinin Kaynaşması ( Füzyon )

İki hafif çekirdeğin daha ağır bir çekirdek oluşturacak şekilde birleştirilmesi olayına "füzyon" denir (Krane, 2011). Bu olay, fisyonun tam tersidir. Atom çekirdeklerine yüksek enerji verilerek, çekirdeklerin etkileşmelerinin sağlanması ile füzyon oluşmaktadır. Bu durum atom çekirdeklerinin ancak çok yüksek sıcaklıkta ısıtılmalarıyla mümkündür. Örneğin Döteryum-Trityum kaynaşması için bu sıcaklık  $4.10^8 K$ 'dir (Yörükoğlu vd., 1998). Atom çekirdeklerinin birleşmeden sonra oluşan parçacıklarla, başlangıçtaki çekirdeklerin kütleleri arasındaki fark oldukça büyüktür. Bu kütle farkı enerji olarak açığa çıkar. Bu olayda açığa çıkan enerji, fisyonla açığa çıkan enerjiden çok daha büyüktür. Şekil 2.5'de tipik bir füzyon reaksiyonu verilmiştir.



Şekil 2.5. Tipik bir füzyon reaksiyonu (Zor, 2013)

Güneş Patlamaları füzyona örnek gösterilebilir.

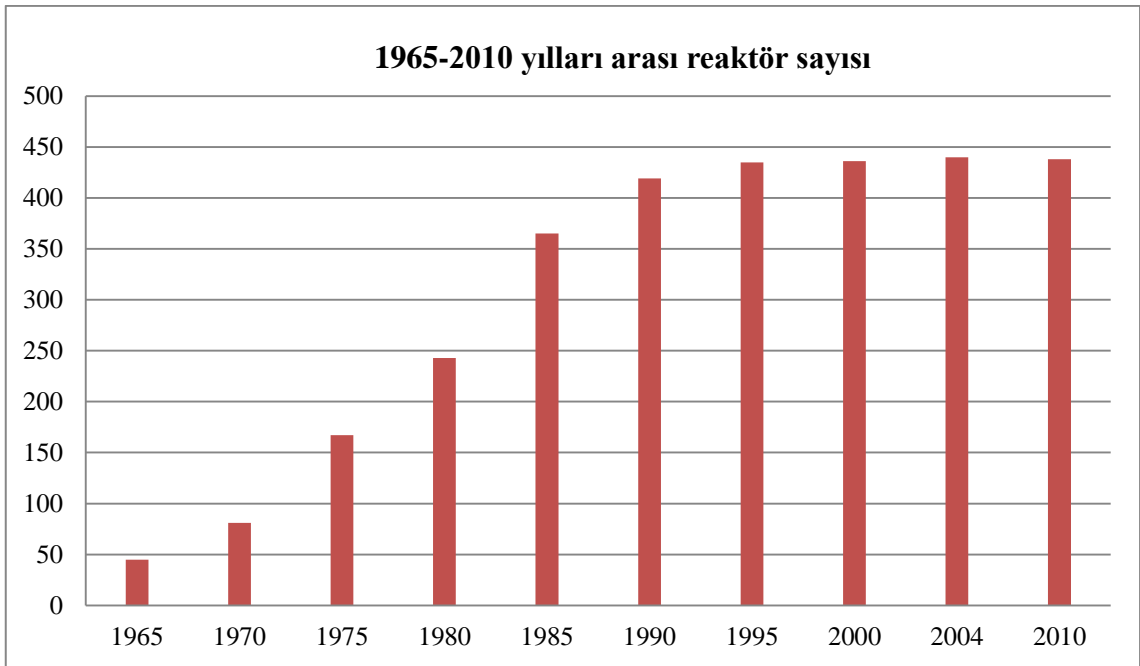


Fotoğraf 2.2. Güneş patlamaları (Manyetizma, 2014)

## 2.6. Günümüzde Nükleer Enerjiye Genel Bakış

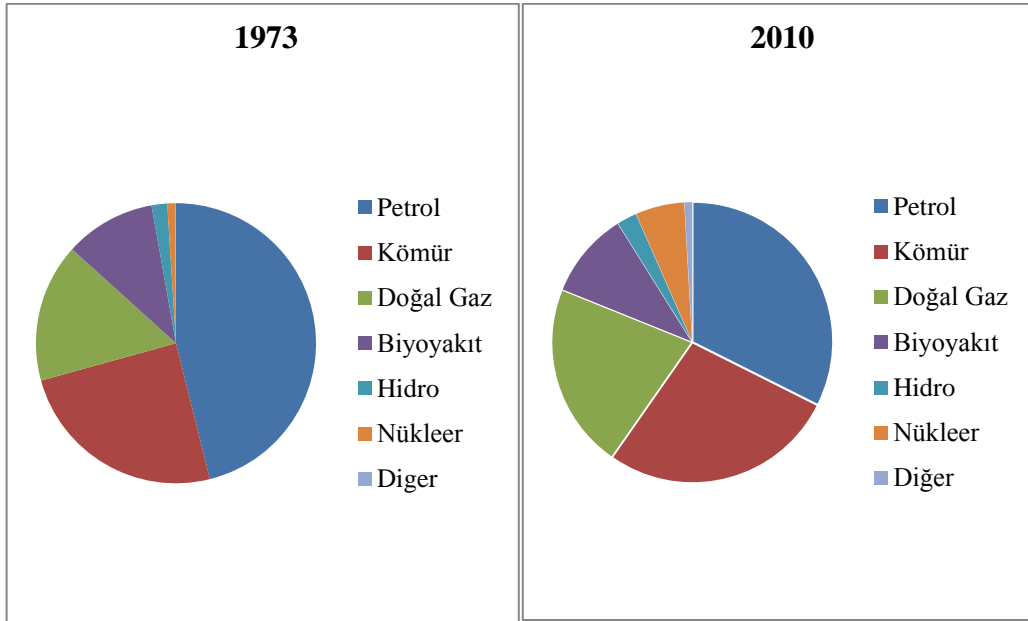
1942 yılında ABD’de ilk nükleer reaktörün kurulması ve elektrik üretimi için kullanımını takiben İngiltere’de 1953’te, Rusya’da 1954’te, Fransa’da 1956’da ve Almanya’da 1961’de elektrik üretiminde nükleer enerji kullanılmaya başlandı. 1960’lı ve 1970’li yıllarda onar ülke daha nükleer enerji ile elektrik üretimine başladı. 1970’li yıllardaki petrol krizi sebebiyle ülkelerin nükleer enerjiden elektrik üretme talepleri arttı ve yeni santraller kuruldu. Daha sonraki yıllarda petrol fiyatlarındaki düşüş bu talebi frenledi. ABD’deki Three Mile Island (1979) ve Rusya’daki Çernobil (1986) kazalarının etkisi sonucu, nükleer tesislerin güvenilirliği hakkında endişeler oluştu. Bu tür sebeplerden ötürü, nükleer reaktör sayısındaki artış daha sonraki yıllarda sınırlı oldu(Çizelge 2.1.).

**Çizelge 2.1.** Nükleer reaktör sayısının tarihsel gelişimi (Taek, 2010)



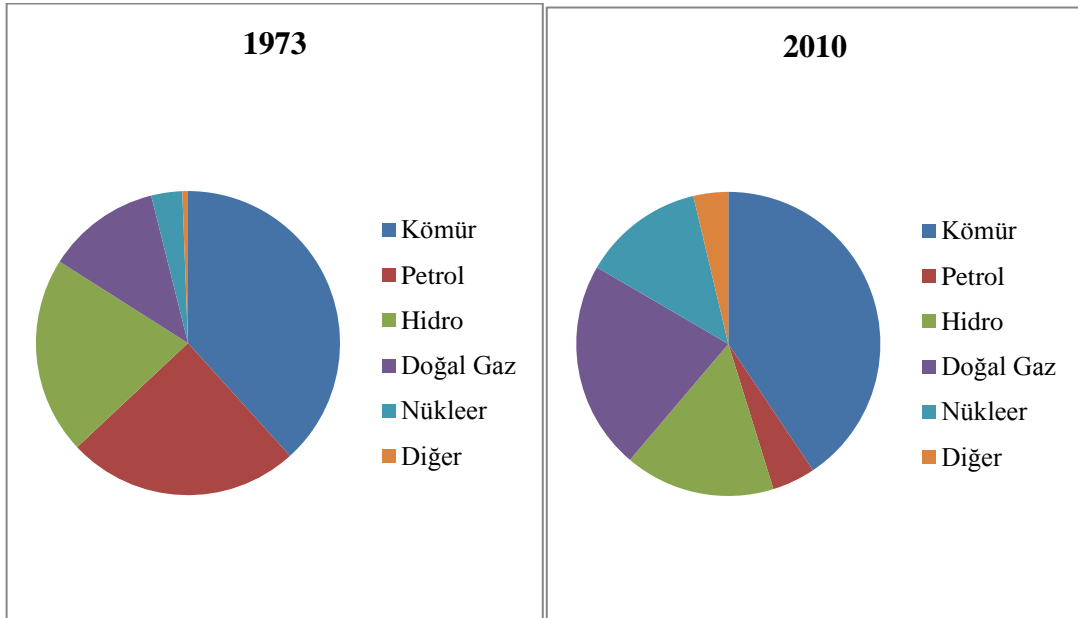
Mayıs 2010 itibariyle, 372 GWe kurulu üretim kapasiteli ve dünyadaki birincil enerjinin %6’sını ve elektriğin de %14’ünü sağlayan 30 ülkede 438 nükleer santral reaktörü enerji üretiminde kullanılırken, 42 nükleer santral inşa aşamasında bulunmaktadır (Taek, 2010). 1973 yılında üretilen toplam enerjinin % 0,9’u nükleer enerjyken, bu oran 2010’da % 5,7 olmuştur. Çizelge 2.2’de 1973-2010 yılları arasında dünyada üretilen toplam enerjinin kaynaklara göre değişimi, Çizelge 2.3.’de 1973-2010 yılları arasında dünyada üretilen toplam elektriğin kaynaklara göre değişimi verilmiştir.

**Çizelge 2.2.** Dünyada üretilen toplam enerjinin kaynaklara göre değişimi (1973-2010)  
(International Energy Agency, 2012)



1973 yılında toplam elektriğin % 3'ü nükleer enerjiden üretilmişken, 2010'da bu oran % 12,9 olmuştur.

**Çizelge 2.3.** Dünyada üretilen toplam elektriğin kaynaklara göre değişimi (1973-2010)  
(International Energy Agency, 2012)



## 2.7. Niçin Enerji Üretiminde Nükleer Santraller

Dünya elektrik ihtiyacının 2007 ile 2035 yılları arasında yıllık ortalama %1,4 toplamda %49 artacağı öngörülmektedir. Ülkemizde ise 2009- 2018 yılları arasında yüksek talep olduğunda %4,5-7,5 düşük talep olduğunda ise %4,5-6,7 oranında yıllık elektrik talep artışı olacağı tahmin edilmektedir. Bu artışa karşın, TPAO'nun verilerine göre, dünya elektrik üretiminin %26,7'sini (2008 yılı), ülkemizin ise %47,2'sini (2010 yılı) karşılayan petrol ve doğalgazdan petrol rezervleri 2050 yılında, doğalgaz rezervleri ise 2070 yılında tükeneceği tahmin edilmektedir (T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2012). Çizelge 2.4'de ülkemizin elektrik üretim talebi görülmektedir.

**Çizelge 2.4.** Ülkemizin elektrik üretim talebi (T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2012)

Yıllar	Yüksek Talep	Düşük Talep
2010	%4,5	%4,5
2011	%6,5	%5,5
2012	%7,5	%6,7
2013	%7,5	%6,7
2014	%7,5	%6,7
2015	%7,5	%6,7
2016	%7,4	%6,6
2017	%7,4	%6,6
2018	%7,4	%6,6

Çizelgede de görüldüğü gibi gelecek yıllarda enerji ihtiyacının giderilmesi için yeni kaynaklara ihtiyaç duyulacaktır. Nükleer enerjinin avantaj ve dezavantajları konusunda çelişkili ve çeşitli fikirler bulunmaktadır.

Nükleer enerjinin avantajları hakkındaki fikirleri aşağıdaki gibi sıralamak mümkündür: Nükleer santrallerin fosil yakıtlar gibi rezerv, dışa bağımlılık, yenilenebilir enerji kaynakları gibi dış koşullara bağlı olmamasından dolayı elektrik üretiminde süreklilik arz etmesi. Günümüzde iklim değişikliğine sebep olan sera gazı salınımı konusunda en temiz seçeneğin nükleer enerji olması. Az miktar uranyum kaynağından yüksek miktarda enerji üretildiğinden nükleer santrallerden çıkan atık miktarı az olup bunun depolanması da aynı oranda güvenli olması. Nükleer santrallerden elektrik üretim maliyetlerinin diğer elektrik üretim metotlarına göre ucuz olması söylenebilir.

Yukarıda sayılan avantajlarına karşın, nükleer enerjinin bazı dezavantajları konusunda da fikirler yok değildir. Bunlar:

Nükleer santrallerde üretilen atıkların radyoaktif olmaları sebebiyle tehlike arz etmesi, kullanılan yakıtların yakıt tekrar işleme tesislerine ve çıkan yüksek seviyeli atıkların gömülme işlemi için taşınma gerekliliği ve santrallerin belirli coğrafi özelliklere sahip bölgelere kurulma zorunluluğu olarak sıralanabilir (Aliğaoğlu ve Temurçin, 2003).

Avantajları ve dezavantajlarına bakıldığında enerji ihtiyacının temini için dünyada nükleer enerji tercih edilmektedir.

Elektrik enerjisi üretim-yatırım maliyetine etki eden faktörleri; santralin ilk yatırım maliyeti, işletme-bakım maliyeti ve yakıt maliyeti olarak sıralayabiliriz. Çizelge 2.5’de Enerji santrallerinin işletme-bakım ve yakıt maliyeti Çizelge 2.6’da da enerji santrallerinin kapasite faktörü, ilk yatırım ve birim enerji üretim maliyeti verilmiştir.

**Çizelge 2.5.** Enerji santrallerinin işletme-bakım ve yakıt maliyeti (Koç ve Şenel, 2013)

<b>Santral tipi</b>	<b>İşletme-bakım maliyeti (cent/kWh)</b>	<b>Yakıt maliyeti (cent/kWh)</b>
Doğalgazlı termik santral	0.415	3.609
Linyitli termik santral	1.495	1.839
İthal kömürlü termik santral	1.413	1.965
Hidroelektrik santral	0.203	0
Nükleer santral	0.780	1.000
Rüzgâr enerji santrali	1.2	0
Jeotermal enerji santrali	1.8	0
Güneş enerji santrali (Fotovoltaik pil)	1.6	0

**Çizelge 2.6.** Enerji santrallerinin kapasite faktörü, ilk yatırım ve birim enerji üretim maliyeti (Koç ve Şenel, 2013)

Santral tipi	Yerel/Dışa bağımlı	Kapasite Faktörü (%)	İlk yatırım maliyeti (\$/kW)	Birim enerji üretim maliyeti (cent/kWh)
Doğalgazlı termik santral	Dışa bağımlı	85-90	500-1.300	3,6-10,6
Linyitli termik santral	Yerel	50-85	2.000-3.000	4,6-12,0
İthal kömürlü termik santral	Dışa bağımlı	50-85	1.500-2.500	4,5-8,8
Hidroelektrik santral	Yerel	30-45	1.900-2.600	2,7-3,5
Nükleer santral	Yerel/Dışa bağımlı	85-95	2.500-5.000	3,0-8,2
Rüzgâr enerji santrali (Yükseklik: 30 m ve hız: 8.5 m/s)	Yerel	25-45	1.200-2.500	5,1-14,6
Jeotermal enerji santrali	Yerel	80-90	1.700-4.000	3,3-4,0
Güneş enerji santrali (Fotovoltaik pil)	Yerel	20-25	4.000-8.000	12,3-24,5
Biyokütle enerji santrali	Yerel	80-90	2.000-3.500	4,8-8,0

Kapasite faktörü, santralin belirli bir periyotta ürettiği enerjinin tam kapasitede üretebileceği enerjiye oranı olarak tanımlanmaktadır. Kapasite faktörünün yüksek olması santralden verimli bir şekilde faydalanılabileceğini gösterir(Koç ve Şenel, 2013). Çizelge 2.7’ de görüldüğü üzere işletme maliyetlerinde nükleer yakıtın oranı %30’larda olduğu için (bu oran kömür yakıtlı santraller için %77, doğalgaz için %90) nükleer yakıt fiyatlarındaki değişimin elektrik üretim maliyetine etkisi, fosil yakıtlara oranla çok daha azdır. Yakıt fiyatlarının iki katına çıkması doğalgaz santralleriyle üretilen elektriğin maliyetine %66, kömür santralleriyle üretilen elektriğin maliyetine %31 oranında yansımaktayken bu oran nükleer santraller için sadece %9’dur.

**Çizelge 2.7.** İşletim maliyetinde yakıt fiyatının iki katına çıkmasıyla birim elektrik enerjisi üretim maliyetindeki değişim (T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2012)

Yakıt tipi	İşletme ve bakım	Yakıt	Yakıtın fiyatı iki katına çıkarsa elektrik üretim maliyetindeki değişim
<b>Kömür</b>	%23	%77	%31 artar
<b>Doğalgaz</b>	%10	%90	%66 artar
<b>Nükleer</b>	%70	%30	%9 artar

Yeni istihdam alanları oluşturarak ülke ekonomisine katkı sağlaması, ülkelerin enerji üretimine çeşitlilik getirerek tek tip üretim metoduna bağımlılıktan kurtarması gibi etkenler de bu sebepler arasında sayılabilir. Çizelge 2.8’de OECD ülkeleri için %5 iskonto ile hesaplanan 2010 yılı elektrik üretim maliyetleri verilmiştir.

**Çizelge 2.8.** Bazı OECD ülkeleri için %5 iskonto ile hesaplanan 2010 Yılı elektrik üretim maliyetleri (2003 ABD Senti/Kwsaat) (Taek, 2010)

	<b>Nükleer</b>	<b>Kömür</b>	<b>Gaz</b>
<b>Finlandiya</b>	2,76	3,64	--
<b>Fransa</b>	2,54	3,33	3,92
<b>Almanya</b>	2,86	3,52	4,90
<b>İsviçre</b>	2,88	--	4,36
<b>Hollanda</b>	3,58	--	6,04
<b>Çek Cumhuriyeti</b>	2,30	2,94	4,97
<b>Slovakya</b>	3,13	4,78	5,59
<b>Romanya</b>	3,06	4,55	--
<b>Japonya</b>	4,80	4,95	5,21
<b>Kore</b>	2,34	2,16	4,65
<b>ABD</b>	3,01	2,71	4,67
<b>Kanada</b>	2,60	3,11	4,00

## 2.8. Dünyada Nükleer Enerjinin Kullanım Durumu

Dünyada 31 ülkede nükleer güç santrali mevcuttur. 2022 yılına kadar 151 yeni nükleer reaktör yapılması planlanmış ve buna ek olarak 2030 yılına kadar işletmeye alınmak üzere 331 nükleer reaktör de ülkelerin nükleer programlarına dahil edilmiştir. Dünya Nükleer Birliği verilerine göre ülkemizin de içinde bulunduğu 45’ten fazla ülke (Çizelge 2.9.) daha, nükleer enerji seçeneğini gündemlerine almıştır. Gündemlerine nükleer enerji seçeneğini alan bu ülkelerin ortak özellikleri olarak gelişmekte veya az gelişmiş ülkeler sınıfına girdikleri, elektrik taleplerinin hızla arttığı ve bu talebi nükleer santrallerden karşılamayı düşündükleri görülmektedir.

**Çizelge 2.9.** Nükleer enerjiden yararlanmayı düşünen ülkeler ( T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2012)

<b>Bölge</b>	<b>Ülke</b>
Avrupa	Arnavutluk, Sırbistan, Hırvatistan,Portekiz, Norveç, Polonya, Belarus, Estonya, Letonya, İrlanda, Türkiye
Ortadoğu ve Kuzey Afrika	Birleşik Arap Emirlikleri (BAE), Suudi Arabistan, Katar, Kuveyt, Yemen, İsrail, Suriye, Ürdün, Mısır, Tunus, Libya, Cezayir, Fas, Sudan
Batı, Orta ve Güney Afrika	Nijerya, Gana, Senegal, Kenya, Uganda, Namibya
Güney Amerika	Şili, Ekvator, Venezuela
Orta ve Güney Asya	Azerbaycan, Gürcistan, Kazakistan, Moğolistan, Bangladeş, Sri Lanka
Güneydoğu Asya	Endonezya, Filipinler, Vietnam, Tayland, Malezya, Singapur, Avustralya, Yeni Zellanda
Doğu Asya	Kuzey Kore

Çizelge 2.10'da Ülkelere göre kurulması planlanan ve kurulması önerilen nükleer reaktör sayısı (13 Eylül 2011 itibariyle) verilmiştir.

**Çizelge 2.10.** Ülkelere göre kurulması planlanan ve kurulması önerilen nükleer reaktör sayısı (T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2012)

Ülkeler	Kurulması Planlanan		Nükleer Program Dahilindeki	
	Planlanan Reaktör Sayısı	Toplam Güç (MWe Net)	Program Dahilindeki Reaktör Sayısı	Toplam Güç (MWe Net)
Ermenistan	1	1.060		
Arjantin	2	773	1	740
Bangladeş	2	2.000		
Belarus	2	2.000	2	2.000
Brezilya			4	4.000
Bulgaristan	2	1.900		
Kanada	3	3.300	3	3.800
Şili			4	4.400
Çin	52	59.990	120	123.000
Çek Cum.	2	2.400	1	1.200
Mısır	1	1.000	1	1.000
Finlandiya			2	3.000
Fransa	1	1.720	1	1.100
Macaristan			2	2.200
Hindistan	17	15.000	40	49.000
Endonezya	2	2.000	4	4.000
İran	2	2.000	1	300
İsrail			1	1.200
İtalya			10	17.000
Japonya	10	13.772	5	6.760
Ürdün	1	1.000		
Kazakistan	2	600	2	600
K.Kore			1	950
G.Kore	6	8.400		
Litvanya	1	1.350		
Malezya			1	1.200
Meksika			2	2.000
Hollanda			1	1.000
Pakistan	1	340	2	2.000
Polonya	6	6.000		
Romanya	2	1.310	1	655
Rusya Fed.	14	16.000	30	28.000
Slovakya			1	1.200
Slovenya			1	1.000
G.Afrika			6	9.600
İsviçre			3	4.000
Tayland			5	5.000
Ukrayna	2	1.900	20	22.800
Birleşik Krallık	4	6.680	9	12.000
ABD	7	8.640	27	37.400
Vietnam	2	2.000	12	13.000
Tayvan			1	1.350
Türkiye	4 (Akkuyu)	4.800	4 (Sinop)	5.600
<b>TOPLAM</b>	<b>151</b>	<b>167.935</b>	<b>331</b>	<b>374.055</b>



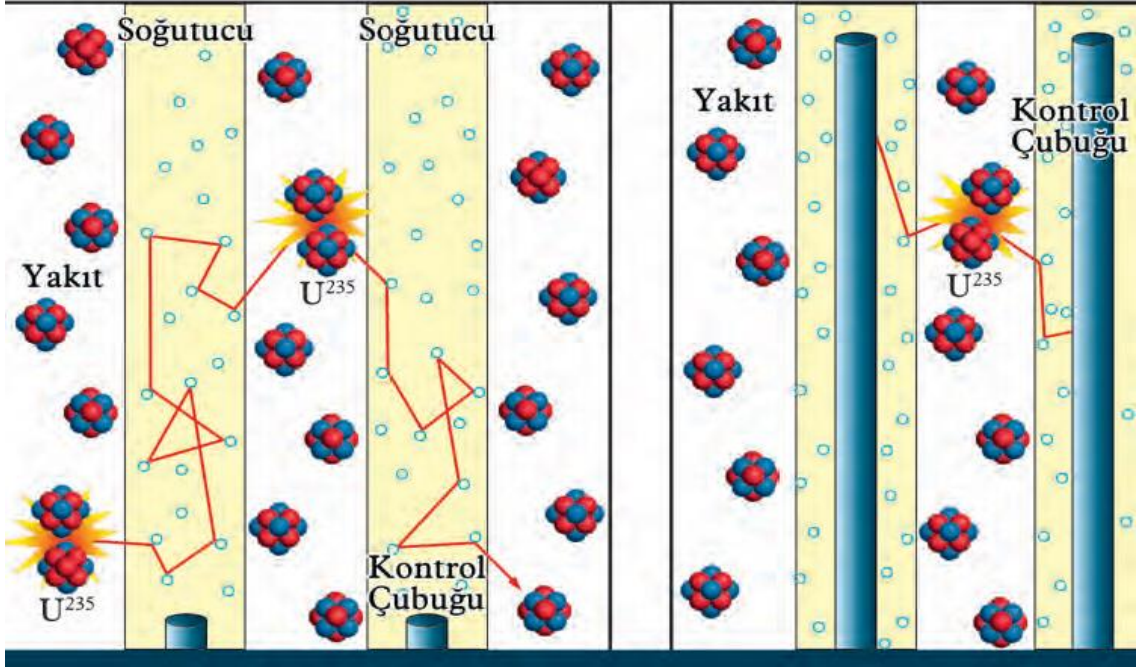
## BÖLÜM III

### NÜKLEER REAKTÖRLER

1939 yılında çekirdek bölünmesinin keşfi, kütleinin enerjiye dönüştürülmesi konusundaki beklentilere farklı bir boyut kazandırmıştır. Çekirdek bölünmesi ile ortaya yüksek miktarda enerji çıkması ve bölünme sonucu ortaya çıkan ürünlerin de yapay radyoaktif elementler olması, bölünme olayının önemini ortaya koymaktadır.

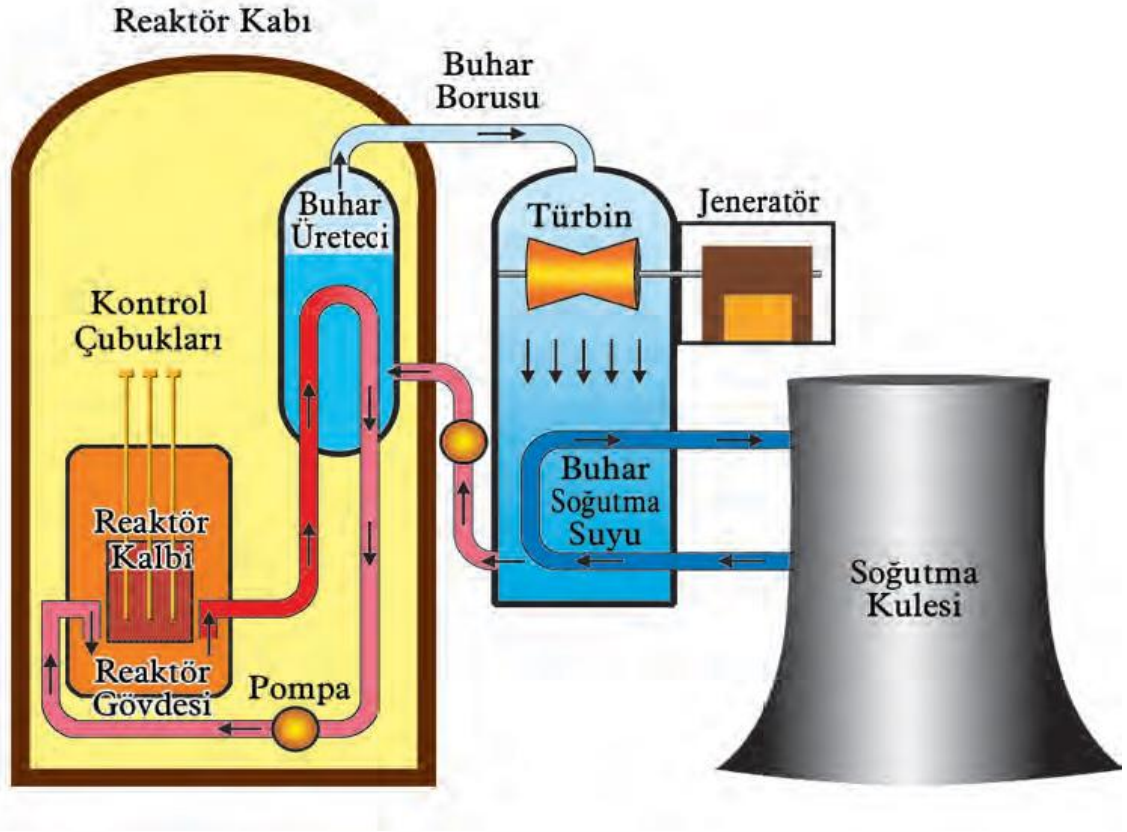
İşte; içerisinde bölünmelerin kontrollü bir şekilde olmasına olanak tanıyacak şekilde düzenlenen sisteme “ Nükleer Reaktör” adı verilir. İlk nükleer reaktörün ABD’de 1942 yılında Enrico Fermi tarafından işletilmeye başlanmasıyla beraber bilim insanları fisyon ile ortaya çıkan enerjiden faydalanma konusunda araştırmalar yapmaya başlamışlardır. Fisyon sonucu ortaya çıkan nötronların bir kısmı sistemden kaçır; bir kısmı da ortam tarafından emilir. Ancak fisyon devam ettirilecek ise her bir çekirdek için bir nötronun fisyonla sebep olması gerekmektedir. Bu durum çoğaltma faktörü ile belirlenir.

Çoğaltma faktörü, yeni meydana gelen nötronların sayısının hemen bir önce meydana gelen nötronların sayısına oranı olarak ifade edilebilir. Çoğaltma faktörü birden küçük ise reaksiyon devam etmez. Ancak bire eşit veya birden büyük olduğu durumlarda zincirleme reaksiyon devam eder. Zaten zincirleme reaksiyonun başlaması için çoğaltma faktörünün birin biraz üzerinde bir değere varması gerekir. Reaktörlerde istenilen reaksiyon şiddetine ulaşıldığında çoğaltma faktörü bire göre düzenlenir. Eğer reaktör durdurulmak isteniyor ise; çoğaltma faktörü değerinin, birin altına düşürülmesi gerekmektedir. Reaksiyona tesir edecek nötron sayısının kontrolü için nötronları yutan maddelerden (Kadmiyum ve Bor’lu çelik) yapılmış çubuklar kullanılır (İskender, 2005). Şekil 3.1 'de reaktör kontrol mekanizması verilmiştir.



**Şekil 3.1.** Reaktör kontrol mekanizması (İskender, 2005)

Nükleer reaktörlerde reaktörün kalbinde Uranyum ya da Toryum atom çekirdeklerinin parçalanması sonucu elde edilen ısı enerjisi suya aktarılır. Su pompalar yardımı ile buhar üretecine gönderilir ve burada bir yandan başka bir suyu kaynatır iken diğer yandan da soğur ve tekrar reaktörün kalbine döner. Burada elde edilen buhar ise buhar üretecinden elektrik jeneratörüne bağlı olan buhar türbinine verilir. Türbinde buhar enerjisi türbin milini döndürerek hareket enerjisine dönüşür. Bu dönme hareketi sonucunda jeneratörlerde elektrik enerjisi elde edilir. Jeneratörde oluşan elektrik ise iletim hatları denilen iletken teller ile kullanılacağı yere gönderilir. Türbinden çıkan ve sahip olduğu basınç ve sıcaklığı düşmüş olan buhar, soğutucu olarak nehirlerin veya denizden alınan suyun kullanıldığı yoğuşturucuda tekrar suya dönüştürülerek buhar üretecine gönderilir. Burada soğutucu olarak kullanılan su, sadece buharı suya dönüştürmekte kullanıldığı için tehlikesizdir ve tekrar denize veya nehre geri gönderilmesinde bir sakınca yoktur. Şekil 3.2’de nükleer reaktörlerin çalışma prensibi verilmiştir.



Şekil 3.2. Nükleer reaktör çalışma prensibi (İskender, 2005)

### 3.1. Nükleer Reaktörlerin Temel Bileşenleri

Çok farklı tiplerde reaktörler olmasına rağmen genellikle bütün reaktörlerde yakıt, yavaşlatıcı (moderatör), soğutucu, kontrol elemanları , kazan ve koruyucu zırh gibi bileşenler mevcuttur.

#### 3.1.1. Yakıt maddesi

Nükleer reaktörlerin temel bileşenlerinde kuşkusuz en önemlisi yakıt maddesidir. Yakıt olarak ticari reaktörlerde uranyum kullanılmaktadır. Reaktörlerde yakıt maddesi olarak bölünebilen (fisil)  $U^{235}$  ,  $U^{233}$  ,  $Pu^{239}$  kullanılır. Uranyum madeni madenden çıkarıldığı şekilde kullanılamaz. Madenden çıkarılan uranyumun nükleer yakıt haline gelebilmesi için belirli süreçlerden geçmesi gerekir. Uranyum madenden çıkarıldıktan sonra sarı pasta ( $U_3O_8$ ) haline getirilmektedir. Doğada bulunan Uranyumun %99,282'si fisil olmayan  $U^{238}$  izotopu, %0,712 'si fisil  $U^{235}$  izotopu ve %0,006 'sı  $U^{234}$  izotopudur. Bu bileşimdeki uranyum “doğal uranyum” olarak nitelenmektedir. Doğal uranyumun yakıt maddesi olarak kullanıldığı nükleer reaktörlerde olmasına rağmen, çoğunlukla

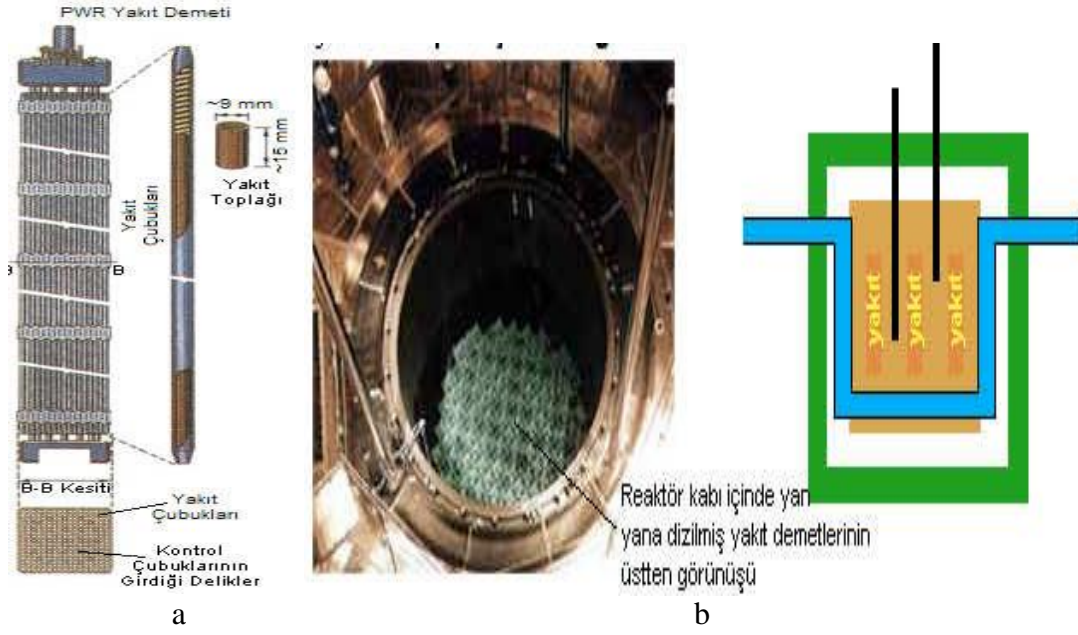
basınçlı su reaktörleri kullanılmaktadır. Basınçlı su reaktörlerinde de doğal uranyum içerisindeki  $U^{235}$  miktarı doğal değerinin üzerine çıkarılmış (zenginleştirilmiş) yakıt kullanılmaktadır. Bunun sebebi  $U^{235}$  'in fisyon yapabilme olasılığının  $U^{238}$ 'e göre daha yüksek olmasıdır.

Zenginleştirme işlemi için sarı pasta haline getirilen uranyum kimyasal birtakım işlemler ile uranyum hekzaflorid ( $UF_6$ ) haline dönüştürülür.  $UF_6$  Fotoğraf 3.1'deki gibi varillerde muhafaza edilmeleri gerekmektedir.



**Fotoğraf 3.1.** Uranyum hekzaflorid varilleri (Turanlı Orakçı, 2012)

Uranyum hekzaflorid, farklı yöntemlerle zenginleştirildikten sonra toz halindeki uranyumdioksit ( $UO_2$ ) dönüştürülür. Toz halindeki uranyumdioksit preslenerek ve 1400 dereceye kadar ısıtılarak silindir şeklinde yakıt paletlerine dönüştürülür. Yakıt paletleri yakıt zarfı elemanları içerisine üst üste yerleştirilerek “ yakıt çubukları” haline getirilir (Turanlı Orakçı, 2012). Şekil 3.3'de yakıt peleti, yakıt çubuğu ve reaktör kabı içindeki yerleşimleri görülmektedir.



**Şekil 3.3.** Nükleer yakıt peleti, yakıt çubuğu (a) ve reaktör kabı içindeki yerleşimi (b) (Turanlı Orakçı, 2012)

### 3.1.2. Yavaşlatıcı

Reaktörlerin temel bileşenlerinden bir diğeri fisyon sonucu ortaya çıkan hızlı nötronlarla çarpışmalar yaparak bu nötronların yavaşlamasını ve tekrar bir yakıt çekirdeğince yakalanmasını sağlayan nötron yavaşlatıcısıdır.

Doğal uranyumun yakıt olarak kullanıldığı bir reaktörde ağır su ve grafit yavaşlatıcı olarak kullanılabilir. Ancak normal suyun yavaşlatıcı olarak kullanıldığı bir reaktörde normal suyun daha fazla nötron yutmasından dolayı reaktör içinde zenginleştirilmiş uranyuma ihtiyaç vardır.

### 3.1.3. Soğutucu

Fisyon olayı ile beraber serbest kalan ısı enerjisi reaktör kabını ısıtır. Soğutucu reaktör kabını soğutmak ve dolayısıyla açığa çıkan ısı enerjisini reaktör dışına çıkarmak amacı ile kullanılır.

### 3.1.4. Kontrol elemanları

Kontrol elemanları yardımı ile reaktör içerisinde birim zamandaki fisyon sayısı kontrol edilebilmekte ve böylece reaktör istenilen bir güç seviyesinde tutulabilmektedir. Reaktörün kontrolü demek, ortamda bulunan nötron sayısının kontrolü demektir.

Reaktörde fisyon sonucu oluşan nötronların oluşma hızı uranyum yakıtı tarafından yakalanma hızına eşit ise reaktör aynı hızda çalışmaya devam eder. Ortamda nötron kalmaz ise reaksiyon durur. Bundan dolayı reaktörün içerisine kontrol çubukları adı verilen ve kadmiyum veya bordan yapılmış nötronları soğuran çubuklar yerleştirilir. Kontrol çubukları reaktörde istenilen derinliğe indirilerek reaksiyonun kontrol altında tutulması sağlanır (Akyüzlü, 2008).

### **3.1.5. Kazan**

Reaktörün yakıt, yavaşlatıcı, soğutucu ve kontrol elemanlarını içerisine alan ve gerekli yerlerde giriş-çıkış ağızlarını ihtiva eden taşıyıcı kısımdır (Akyüzlü, 2008).

### **3.1.6. Koruyucu zırh**

Nükleer Reaktörün içerisinde oluşan radyasyondan reaktör etrafında çalışanların güvenli çalışmalarını sağlamak ve oluşan radyasyonun etkilerini en aza indirmek amacıyla çelik ve ağır beton gibi maddelerden yapılmış bir zırhtır.

## **3.2. Nükleer Reaktör Tipleri**

Nükleer reaktörleri; yakıtlarına, soğutucularına, nötron yavaşlatıcılarına ve nötron enerjilerine göre sınıflandırılabilirler. Aşağıda nükleer reaktör tipleri verilmiştir.

1) Yakıtlarına göre:

- Doğal Uranyum yakıtlı,
- Zenginleştirilmiş Uranyum yakıtlı,
- Plütonyum yakıtlı,
- Toryum yakıtlı, yüksek sıcaklıklı.

2) Soğutucularına göre:

- Hafif su soğutmalı,
- Ağır su soğutmalı,
- Gaz soğutmalı,
- Sıvı metal soğutmalı.

3) Nötron yavaşlatıcılarına göre:

- Hafif sulu,

- Ağır sulu,
- Grafitli.

4) Nötron enerjilerine göre:

- Termal,
- Hızlı.

Yukarıdaki sınıflandırmaya göre dünyada dokuz tip nükleer reaktör kullanılmaktadır.

Bunlar:

1) ABWR (Advanced Boiling Water Reactor).

İleri Kaynar Sulu Reaktör.

2) AGR (Advanced Gas Cooled Reactor).

İleri Gaz Soğutmalı Reaktör.

3) BWR (Boiling Water Reactor).

Kaynar Sulu Reaktör.

4) FBR (Fast Breeder Reactor).

Hızlı Üretken Reaktör.

5) GCR (Gas Cooled Reactor).

Gaz Soğutmalı Reaktör.

6) LWGR (Light Water Cooled Graphite Moderator Reactor).

Hafif Su Soğutmalı Grafit Yavaşlatıcılı Reaktör.

7) PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor).

Basınçlı Ağır Sulu Reaktör.

8) PWR (Pressurized Water Reactor).

Basınçlı Su Reaktörü.

9) WWER (Water Cooled Water Moderator Power Reactor).

Su Soğutmalı Su Yavaşlatıcılı Güç Reaktörü.

Bu çalışmada reaktörler, hafif sulu, ağır sulu ve diğer nükleer reaktör tipleri olarak incelenecektir (İskender, 2005) .

### 3.3. Hafif Sulu Nükleer Reaktörler

#### 3.3.1. Basınçlı su reaktörü (PWR)

Basınçlı su reaktörleri elektrik üretimi için tasarlanan ve ABD’de kullanılan ilk reaktör tipidir. Günümüzde birçok firma tarafından bu tipte reaktörler üretilmektedir. Basınçlı su reaktörlerinin çalışma prensibi; korda üretilen enerji birinci devre soğutucu tarafından kordan alınır, ikinci devre buhar üreticiden alınan buhar, jeneratörler vasıtasıyla elektrik üretir. Basınçlı su reaktörlerinde yakıt olarak %2 - %4 oranında zenginleştirilmiş  $UO_2$  kullanılmaktadır.

Basınçlı su reaktör korunun soğutulması ve kaynamaması için birincil devre soğutmasında hafif su kullanılır. Buhar üreticiden alınan buhar jeneratörler yardımı ile elektrik enerjisine dönüştükten sonra yoğuşturucuya gönderilir ve yoğuşturucuda yoğuşturularak tekrar buhar üreticine aktarılır. Basınçlı su reaktörlerin verimi, % 33 seviyesindedir. Dünyada işletmede 214 ünite, inşa halinde ise 6 ünite basınçlı su reaktörü bulunmaktadır.

Basınçlı su reaktörlerini diğer reaktörlerden ayıran en önemli özellikleri; iki aşamalı soğutma sistemlerinin oluşu ve 150 atm sistem basıncı ile soğutucusunun sürekli sıvı formda olmasıdır. Basınçlı su reaktörlerinin yaygın kullanımı ve bunun sonucu oluşan tecrübe, küçük bir kalp olması, fisyon ürünlerinin birinci soğutma devresi içerisinde kalması ile hafif suyun ucuz olması ve tüm özelliklerinin bilinmesi bu tipteki reaktörler için avantaj oluşturmaktadır.

Ancak yakıt yüklemesinin yapılması için reaktörün kapatılma zorunluluğu, zenginleştirilmiş yakıt kullanılması, ikinci devrede kızgın buhar üretmenin zorluğu ile yüksek sistem basıncı ve pahalı borulama basınçlı su reaktörlerinin dezavantajları olarak karşımıza çıkmaktadır (Aybers ve Bayülken, 1988). Herhangi bir kaza durumunda çevreye radyasyon sızmasını önlemek amacıyla reaktör basınç kabı ve soğutucu sistemler betondan yapılan koruma kabının içerisinde yer alır (İskender, 2005). Fotoğraf 3.2' de, Fransa'da ki St. Alban basınçlı su reaktörü, Fotoğraf 3.3'de



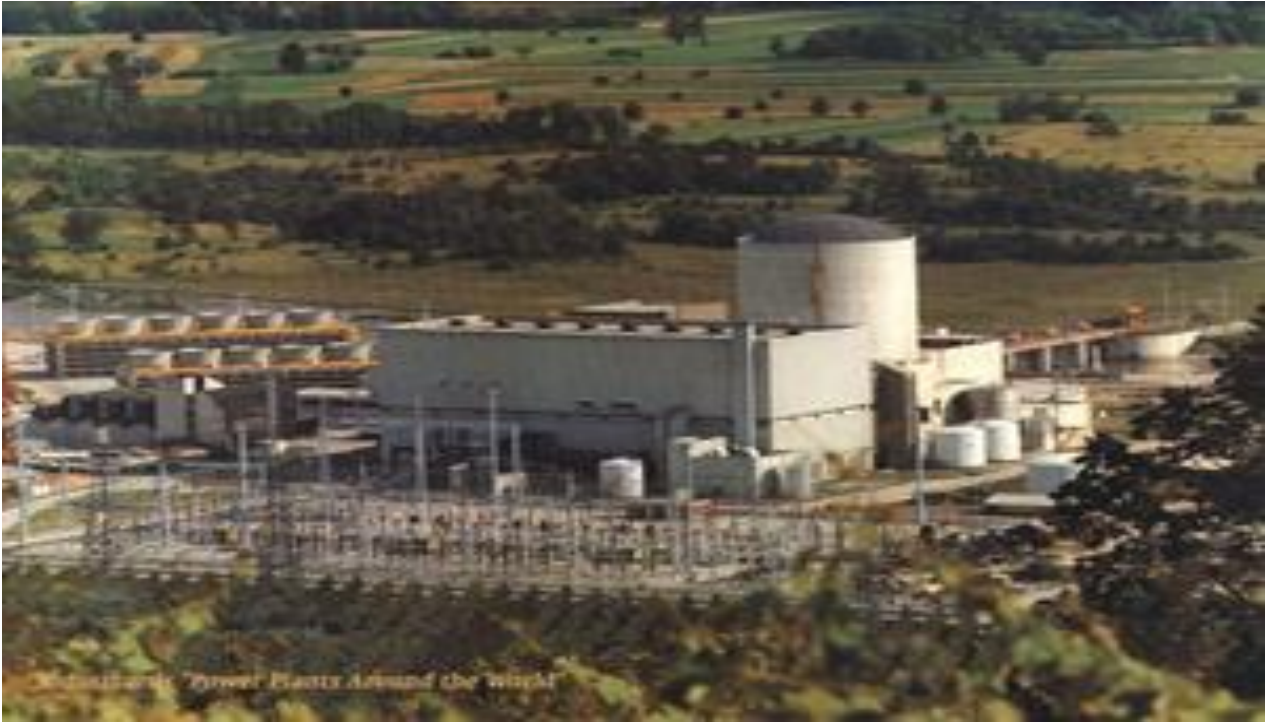
Fransa'da ki St.Laurent basınçlı su reaktörü, Fotoğraf 3.4' de Slovenya Krsko basınçlı su reaktörü, Şekil 3.4' de basınçlı su reaktörünün basit şeması verilmiştir.



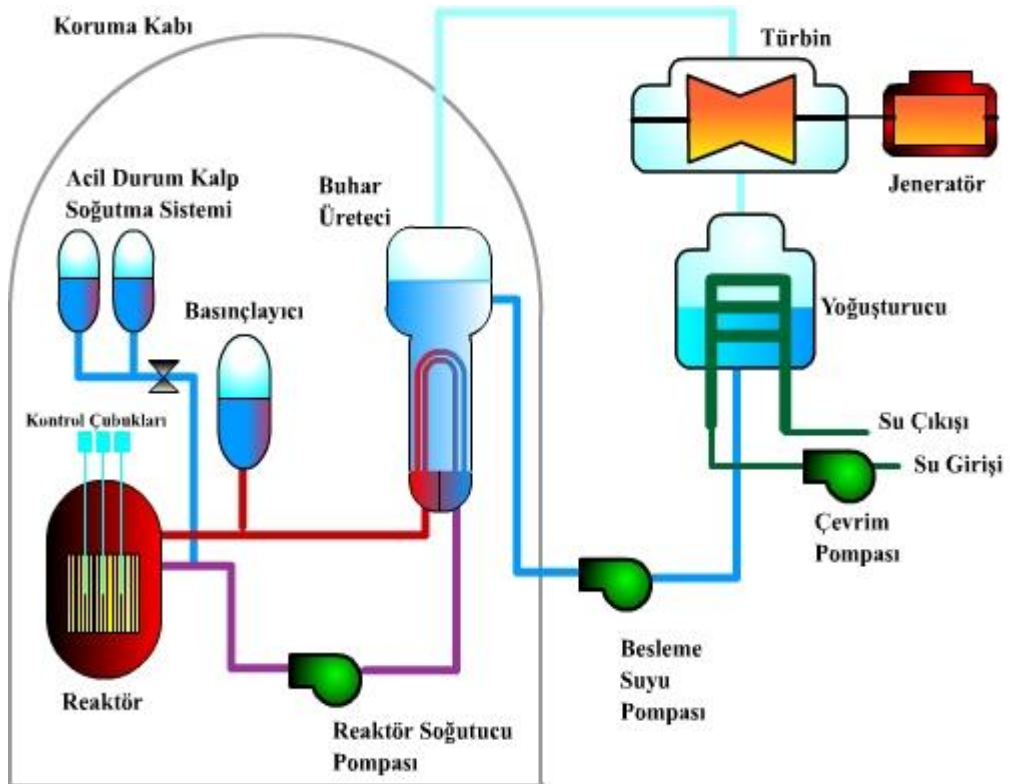
**Fotoğraf 3.2.** St. Alban basınçlı su reaktörü (Fransa) (İskender, 2005)



**Fotoğraf 3.3.** St.Laurent basınçlı su reaktörü (Fransa) (Tombakoğlu vd.,2011)



Fotoğraf 3.4. Krsko basınçlı su reaktörü (Slovenya) (Tombakoğlu vd.,2011)



Şekil 3.4. Basınçlı su reaktörünün basit şeması (Basınçlı su reaktör tipi, 2013)

### 3.3.2. Kaynar sulu nükleer reaktörler (BWR)

Basınçlı su reaktörlerinden sonra dünyada en yaygın olarak kullanılan reaktör tipi kaynar sulu nükleer reaktörlerdir. Kaynar sulu reaktörler basınçlı su reaktörlerine benzemekle birlikte ikincil soğutma devresine sahip olmayışı ve reaktör koru içerisinde suyun kaynamasına için verilmesi en belirgin farklar olarak göze çarpmaktadır.

Kaynar sulu reaktörlerde reaktör koru içinde elde edilen buhar doğrudan türbinlere gönderilerek jeneratör yardımıyla elektrik üretimi gerçekleştirilir, su basıncı basınçlı su reaktörlerine göre daha düşüktür.

Kaynar sulu reaktörlerde yakıt olarak %3 oranında zenginleştirilmiş  $UO_2$  kullanılmaktadır; verimi %33 civarındadır. Dünyada halen işletmede olan 90 ünite ve inşa halinde ise 1 ünite kaynar sulu nükleer reaktör bulunmaktadır. Bu tip reaktörlerde soğutucu olarak hafif su kullanılmaktadır. Türbinlere gönderilen buhar jeneratör yardımıyla elektrik enerjisine dönüştükten sonra yoğuşturucuya gönderilir ve yoğuşturucuda yoğuşturularak pompalar yardımıyla tekrar reaktöre gönderilir.

Kaynar sulu reaktörleri diğer nükleer reaktörlerden ayıran en temel özellikleri; kalp içerisinde kaynamaya izin vermesi ve tek döngülü bir soğutma sisteminin olmasıdır. Düşük bir sistem basıncının olması, soğutucu akış hızıyla oynanarak kaynama miktarı ve dolayısıyla güç seviyesinin ayarlanabilmesi, ara ısı aktarma araçlarının kullanılmaması ve hafif suyun ucuz ve özelliklerinin biliniyor olması bu tipteki nükleer reaktörlerin avantajları olarak göze çarpar. Çekirdekle temas eden soğutma suyu doğrudan türbine gönderildiğinden, devrenin tümünde kullanılan boru, vana gibi tesisat ve türbinlerin çalışma sırasında radyoaktif hale gelmesi, kaynamadan dolayı düşük güç üretim yoğunluğu, kalp basıncının yüksek olması, basınçlı su reaktörlerinde olduğu gibi yakıt yüklemesi sırasında reaktörün kapatılması ve zenginleştirilmiş yakıt kullanımı kaynar sulu reaktörlerin dezavantajları olarak göze çarpmaktadır (Damar vd., 2013)

Herhangi bir kaza durumunda reaktörün güvenli bir şekilde durdurulmasını sağlayacak düşük basınçlı enjeksiyon sistemi, yüksek basınçlı yağmurlama sistemi gibi sistemlerin yanı sıra reaktörün koruma binası yardımıyla da radyasyonun atmosfere sızması engellenmektedir(İskender, 2005).



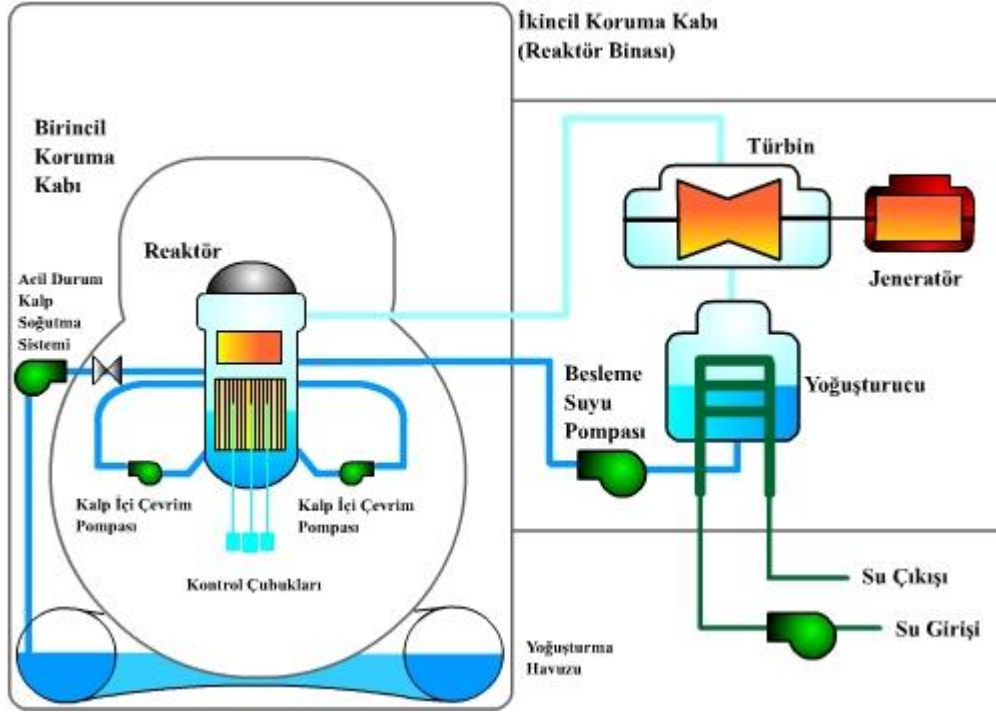
Fotoğraf 3.5' de, Almanya'da ki Gundremmingen kaynar sulu reaktör fotoğrafı, Fotoğraf 3.6' da İspanya Confrentes kaynar sulu reaktör fotoğrafı Şekil 3.5'de ise kaynar sulu reaktörün basit şeması verilmiştir.



**Fotoğraf 3.5.** Gundremmingen kaynar sulu reaktör (Almanya) (İskender, 2005)



**Fotoğraf 3.6.** Confrentes kaynar sulu reaktör (İspanya) (Tombakoğlu vd.,2011)



Şekil 3.5. Kaynar sulu reaktörün basit şeması (Kaynar Sulu Reaktör Tipi, 2013)

### 3.4. Ağır Sulu Reaktörler

Hidrojen atomunun izotopu olan Döteryum aynı Hidrojen gibi bir protona sahiptir fakat bir tane nötronu olduğu için ağırlığı Hidrojenin yaklaşık iki katıdır. Formül olarak ise Hidrojen yerine Döteryum içeren suya ağır su ( $D_2O$ ) denilmektedir. Ağır sulu reaktörlerde soğutucu ve moderatör olarak ağır su ( $D_2O$ ) kullanılır. Ayrıca ağır sulu reaktörlerde yakıt olarak da doğal uranyum kullanılmaktadır. Ağır sulu reaktörler içerisinde basınçlı ağır su reaktörleri en çok tercih edilen tip olarak görülmektedir. (PHWR: Pressurized Heavy Water Reactor). Basınçlı ağır su reaktörlerinin en yaygın olarak kullanılan tipi CANDU (Canadian Deuterium Uranium)'dur (İskender, 2005).

#### 3.4.1. CANDU tipi reaktörler (PHWR)

Basınçlı su reaktörlerinde olduğu gibi soğutucunun basınç altında tutularak kaynamasının önlendiği ve Kanadalılar tarafından kullanılan bir reaktör tipidir.

CANDU tipi reaktörlerde reaktör kazanının içerisinde yakıt kanalları adı verilen tüpler vardır. Bu kanalların içerisine yüksek basınç altında tutulan ve ağır su ile soğutulan

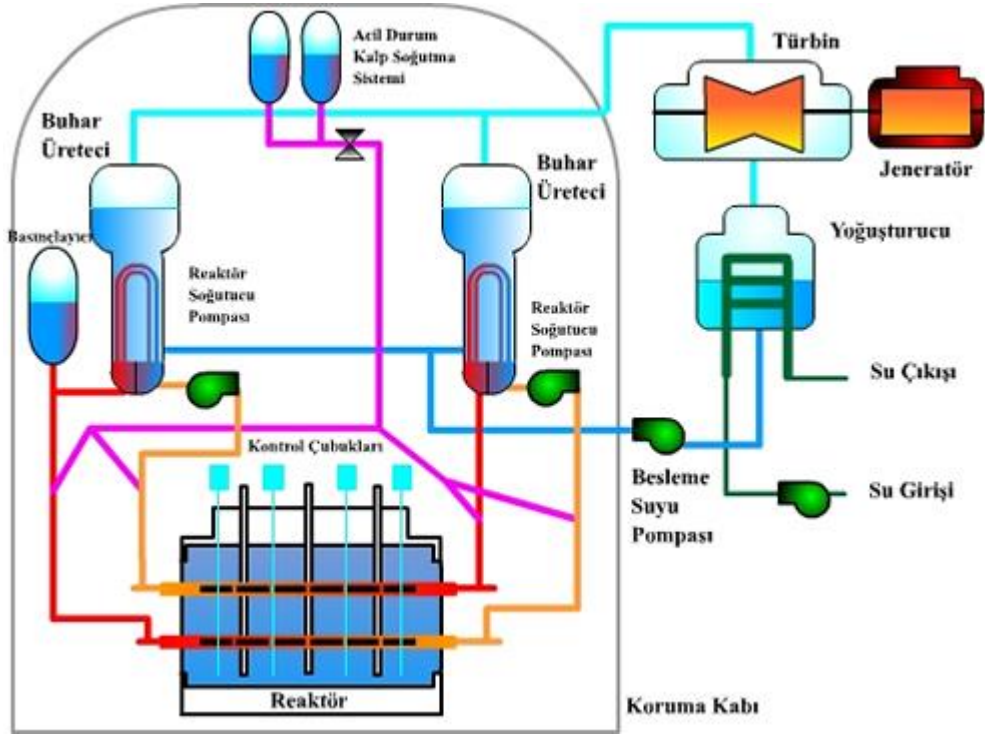


yakıt demetleri yerleştirilir. Soğutucu önce yakıt kanallarına, ardından da buhar üreteçlerine pompalanır. Buhar üreteçlerinde enerjisini bırakan soğutucu başka bir kanal yoluyla veya ters yönden reaktörün kalbine gönderilir. Soğutucu buradan diğer buhar üretecine giderek sistemin devamlılığını sağlar (Türk, 2009). CANDU tipi reaktörlerin verimi %29,3 civarındadır. Şu an dünyada işletmede 39 ünite, inşa halinde ise 8 ünite bu tipte reaktör bulunmaktadır.

Bu tip reaktörleri diğer tipteki reaktörlerden ayıran en önemli özelliğin; soğutucu ile moderatörünün (yavaşlatıcısının) ağır su olması söylenebilir. Doğal uranyum dahil herhangi bir yakıtın kullanılabilirliği olması, çalışırken yakıt yüklemesi yapılabilmesi, fisyon ürünlerinin birinci soğutma devresi içerisinde kalması ve ağır suyun mükemmel bir moderatör olması CANDU tipi reaktörlerin avantajları olarak görülebilir. Ancak ağır suyun maliyetinin yüksekliği, büyük bir kalp, yüksek bir birinci soğutma devresi basıncı ile yakıt yüklemesi sırasında ağır su kaybının önlenmesi için sızdırmazlığın sağlanması gerekliliği de bu tipteki reaktörlerin dezavantajları olarak göze çarpar. Fotoğraf 3.7' de, Kanada'da bulunan Pickering CANDU tipi reaktör fotoğrafı, Şekil 3.6' da ise CANDU tipi reaktörün basit şeması verilmiştir.



**Fotoğraf 3.7.** Pickering CANDU tipi reaktör (Kanada) (İskender, 2005)



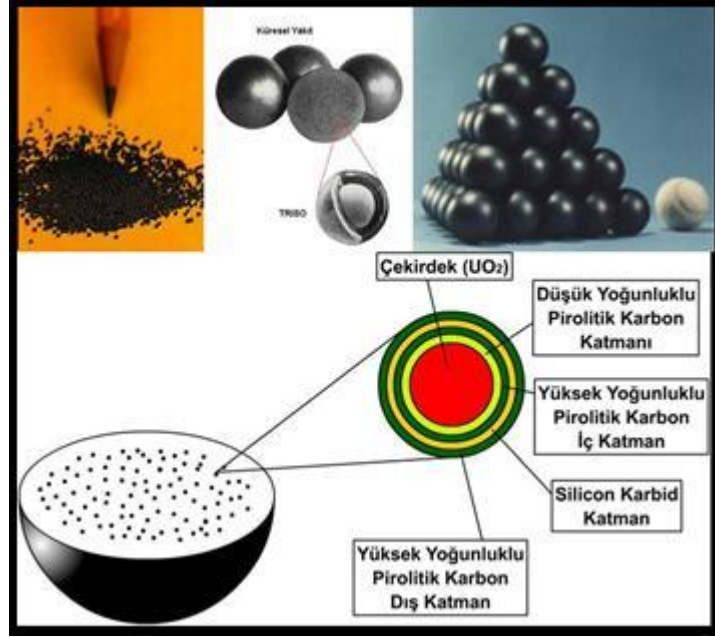
Şekil 3.6. CANDU reaktörünün basit şeması (Basınçlı ağır su reaktörü, 2013)

### 3.5. Diğer Nükleer Reaktör Tipleri

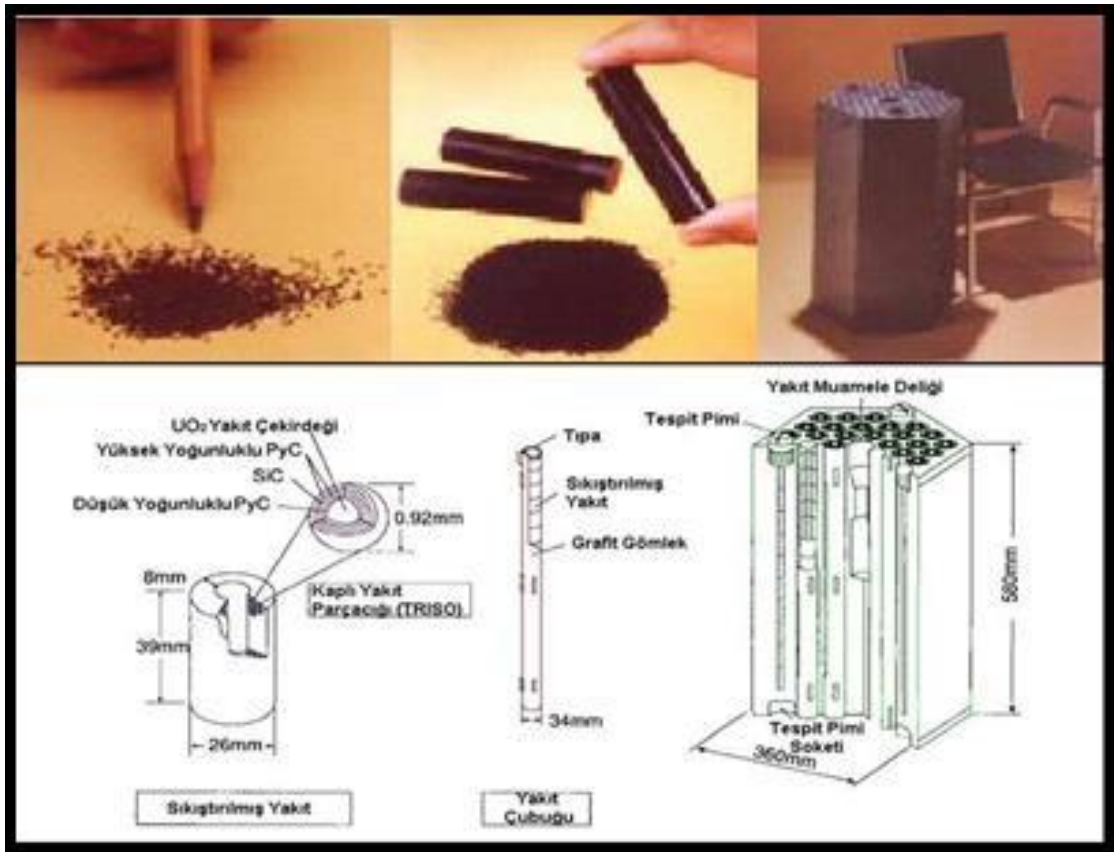
#### 3.5.1. Gaz soğutmalı reaktörler (GCR)

1959 yılından beri günümüzde sadece İngiltere de yakıt olarak doğal uranyumun, nötron yavaşlatıcı olarak grafitin kullanıldığı ve gazla soğutulan MGCR(Magnesium Gas Cooled Reactor) tipi nükleer reaktörlerdir. Bu tipteki reaktörlerde üretilen enerji gaz formundaki akışkan kullanılarak (karbondioksit) buhar üreteçlerindeki suyun ısıtılıp buhar haline dönüştürülmesi ve türbinler ve jeneratör yardımı ile elektrik üretiminin gerçekleştirilmesi prensibine dayanır.

Gaz soğutmalı reaktörlerde yakıt elemanı olarak küresel veya prizmatik yakıt kullanılmaktadır (Gaz soğutmalı reaktörler, 2013) . Şekil 3.7’de küresel yakıt, Şekil 3.8’de prizmatik yakıt görülmektedir.



Şekil 3.7. Gaz soğutmalı reaktör yakıtları - TRISO parçacığı ve küresel yakıt (Gaz soğutmalı reaktörler, 2013)



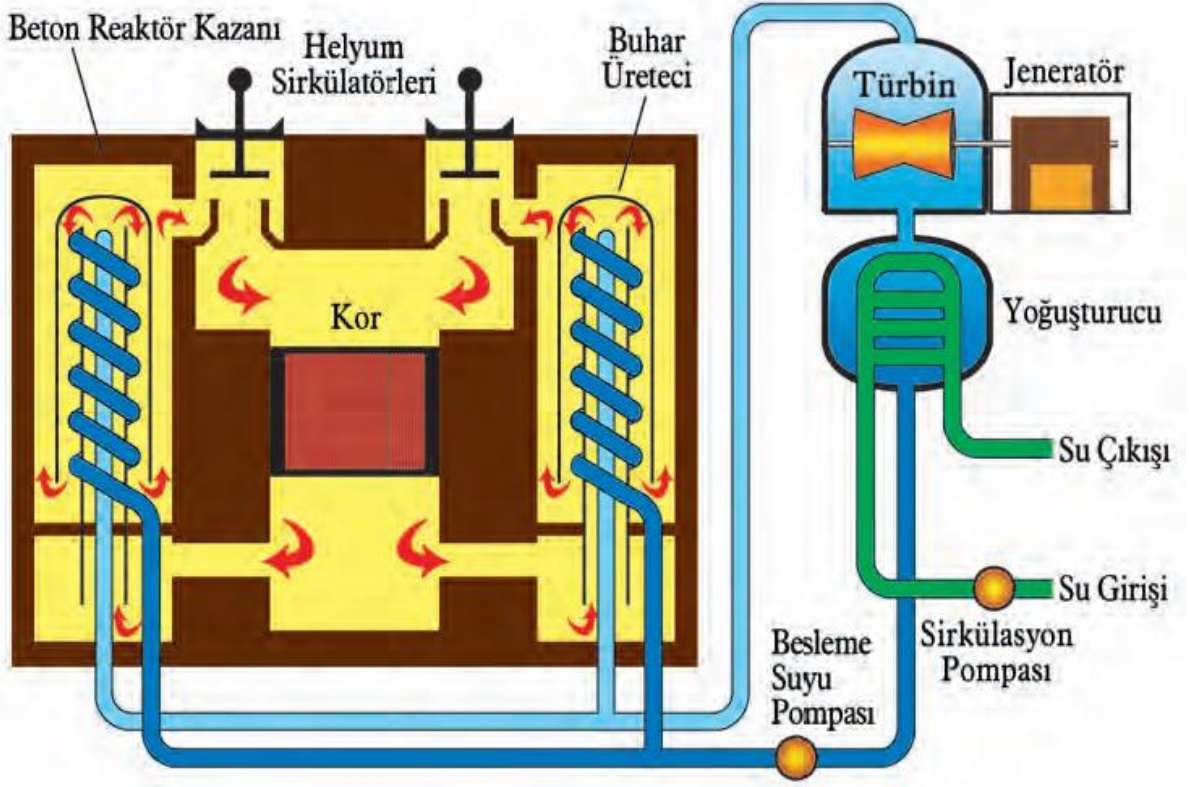
Şekil 3.8. Gaz soğutmalı reaktör yakıtları - Prizmatik yakıt (Gaz soğutmalı reaktörler, 2013)



Gaz soğutmalı reaktörlerin verimi %40 - %50 arasında olup şu an dünyada işletmede 10 ünite bu tipte nükleer reaktör bulunmaktadır. Bu tipteki reaktörleri diğer nükleer reaktörlerden ayıran en önemli özellikler gaz soğutucusunun olması, doğal uranyum yakıt kullanılıyor olması ve yüksek verim olarak göze çarpmaktadır. Soğutucusunun ucuz olması, değişik yakıt çevrimlerine yatkınlığı (Th, Pu), yüksek verim gibi sebepler gaz soğutmalı reaktörlerin avantajları olarak sıralanabilir. Bunun yanı sıra düşük yakıt yanma oranı, yavaşlatıcısının ( grafit) yanıcı olması ve büyük ve pahalı reaktör kalbi de bu tipteki reaktörlerin dezavantajları olarak söylenebilir. Fotoğraf 3.8.' de, İngiltere'de bulunan Hunterstone ileri gaz soğutmalı reaktör fotoğrafı, Şekil 3.9.' da ise yüksek sıcaklık gaz soğutmalı reaktörün basit şeması verilmiştir.



**Fotoğraf 3.8.** Hunterstone ileri gaz soğutmalı reaktör (İngiltere) (İskender, 2005)



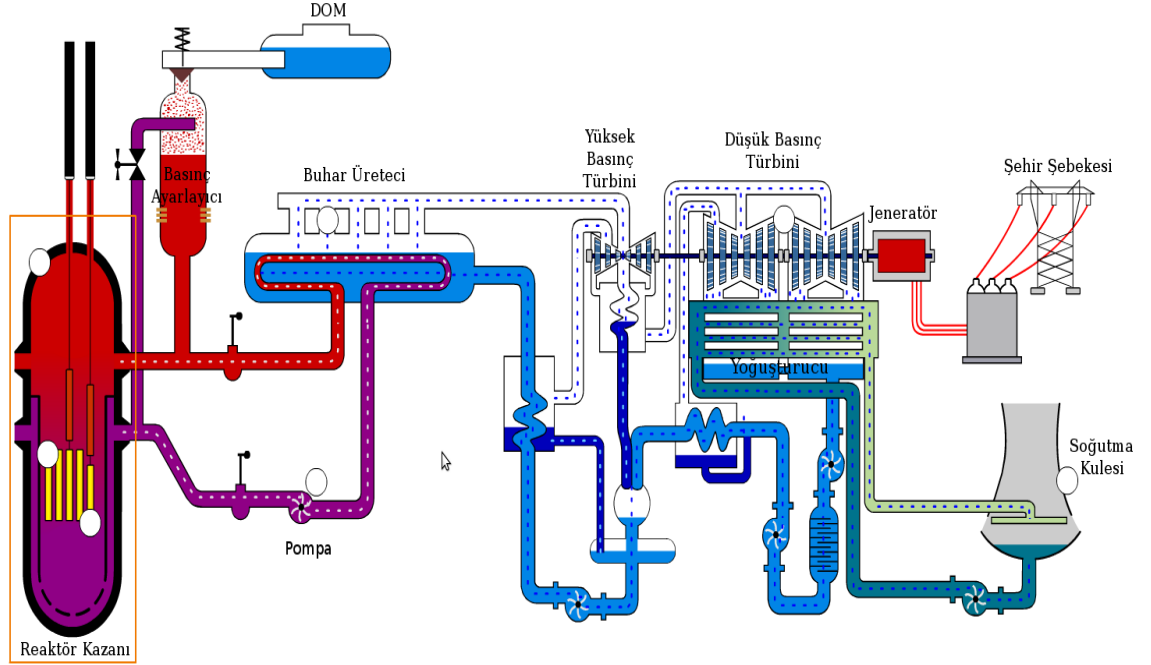
Şekil 3.9. Yüksek sıcaklık gaz soğutmalı reaktörün basit şeması (İskender, 2005)

### 3.5.2. Su soğutmalı su yavaşlatıcılı reaktörler (WWER)

Su soğutmalı ve su yavaşlatıcılı reaktörler 1960'lı yıllardan itibaren işletmeye alınmış olup, basınçlı su reaktörlerinin Rus tipidir. Buhar üreteçleri basınçlı su reaktörlerinden farklı olarak yatay şekilde tasarlanmıştır. Bu tipteki reaktörlerde nükleer reaksiyonlar sonucu korda üretilen ısı enerjisi birinci soğutma devresine alınır. Burada üretilen buhar ikinci devre çevrimine aktarılır ve türbinler yardımı ile elektrik enerjisine çevrilir. Su soğutmalı su yavaşlatıcılı reaktörlerde soğutma su yardımıyla yapılmaktadır. Yakıt olarak %2 -%2,4 oranında zenginleştirilmiş uranyum kullanılır. Dünyada işletmede bu tipte 50, inşa halinde de 8 adet nükleer reaktör bulunmaktadır.

İki aşamalı soğutma sisteminin olması ile yatay buhar jeneratörü ve altıgen yakıt takımı bu tipteki nükleer reaktörleri diğer nükleer reaktörlerden ayıran en önemli özellikler olarak göze çarpmaktadır. 60 yıl gibi uzun reaktör ömrü, acil durum koşullarında operatör müdahalesine gerek duyulmadan uzun süre işletim koşulları ve çift koruma kabı gibi yeni nesil güvenlik sistemleri; su soğutmalı, su yavaşlatıcılı reaktörlerin avantajları olarak göze çarpar. Ancak zenginleştirilmiş yakıt kullanımı ve yakıt yükleme

için reaktörün kapatılma gerekliliği bu tipteki reaktörlerin dezavantajlarıdır. Şekil 3.10'da WWER reaktörünün şematik gösterimi, Fotoğraf 3.9 'da Slovakya'da bulunan Mochove su soğutmalı su yavaşlatıcılı reaktör fotoğrafı verilmiştir.



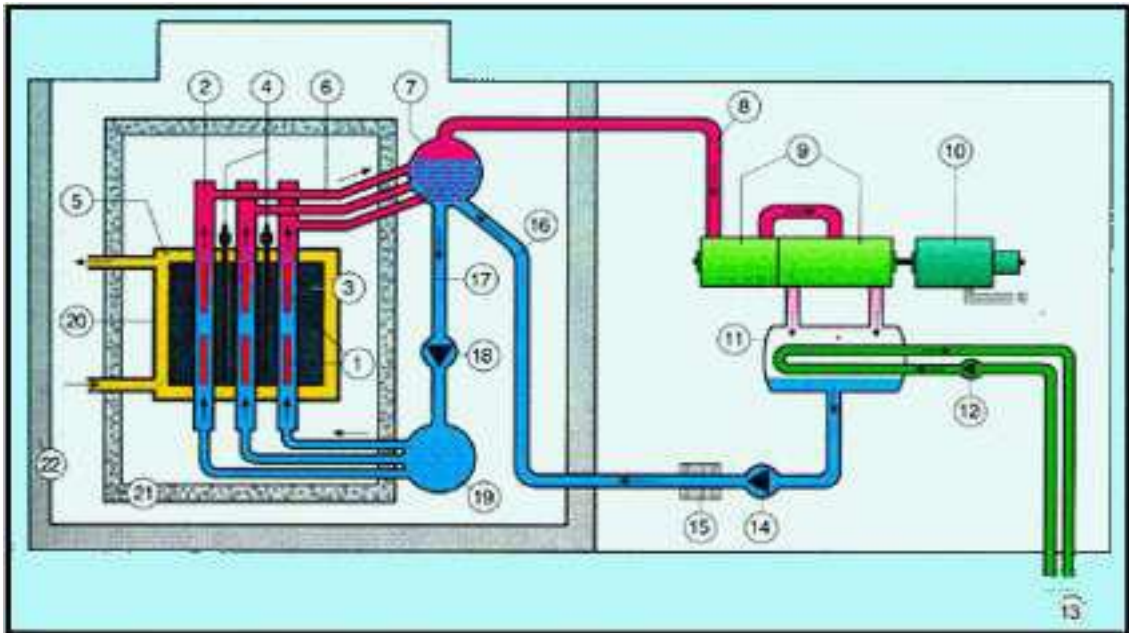
Şekil 3.10. WWER reaktörünün şematik gösterimi (Tombakoğlu vd.,2011)



Fotoğraf 3.9. Mochove su soğutmalı su yavaşlatıcılı reaktör (Slovakya) (İskender, 2005)

### 3.5.3. Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcı reaktörler (LWGR)

Yakıt çubukları ve soğutucu kanallarının, grafit yavaşlatıcıyı dikey olarak geçtiği tek reaktör tipi hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcı reaktörlerdir. Bu tip reaktörlerde suyun kaynamasına izin verilir ve oluşan buhar, buhar ayırıcından geçerek sudan ayrılır. Böylece buhar türbinlere gönderilip jeneratör yardımı ile elektrik üretilir. İkişer tane soğutucu döngüsü ve buhar üretici bulunmaktadır (İskender, 2005). Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcı reaktörlerin verimi %42 civarında olup, 17 ünite işletmede, 1 ünite ise inşa halindedir. Kalp içerisinde soğutucu kaynaması, doğal uranyum yakıt kullanılması ve çalışırken yakıt yüklemesi yapılabilmesi gibi özellikler bu tipteki reaktörleri diğerlerinden ayırır. Ayrı basınç tüpleri yardımıyla çok sayıda kanal bulunması ile çok büyük güçlere ulaşılabilmesi en önemli avantajlarından. Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcı reaktörlerde reaktör binasının bulunmaması, grafit yavaşlatıcının yanıcı bir malzeme olması ve çok büyük reaktör kalbinin kontrol zorluğu dezavantajlar olarak karşımıza çıkmaktadır. Şekil 3.11’de hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcı nükleer reaktör tasarımı, Fotoğraf 3.10’ da Litvanya’ da bulunan Ignalia hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcı reaktör fotoğrafı verilmiştir.



Şekil 3.11. Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcı nükleer reaktör tasarımı (Erdoğan, 2014)



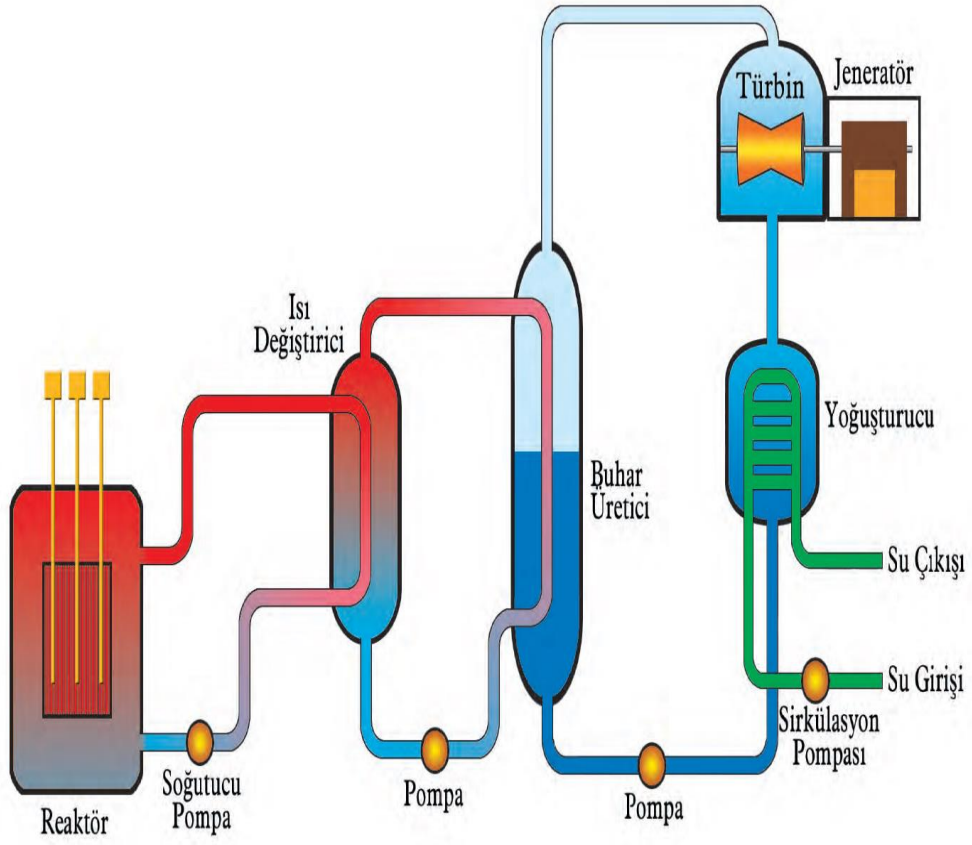


**Fotoğraf 3.10.** Ignalia hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcılı reaktör (Litvanya) (İskender, 2005)

#### **3.5.4. Sıvı metal soğutuculu reaktörler (FBR)**

Sıvı metal soğutuculu hızlı üretken reaktörlerle ilgili ilk çalışmalar ABD, Fransa, Rusya ve Japonya tarafından yapılmıştır. 1970’li yıllardan sonra bu reaktörden elde edilen Plütonyumun nükleer silah yapımında kullanılabilmesinden dolayı çalışmalar durdurulmuştur (İskender, 2005). Hızlı nötronlarla gerçekleştirilen reaksiyonlar sonucu elde edilen ısı enerjisi, ısı değiştiriciler ile buhar üreteçlerine gönderilip burada üretilen buhar da türbin ve jeneratör yardımıyla elektrik enerjisine çevrilir. Bu tip reaktörlerde soğutucu olarak sıvı metal (sodyum veya sodyum potasyum karışımı) kullanılmaktadır. Verimi %40 civarında olup; dünyada işletmede bu tipte 3 reaktör bulunmaktadır. Yakıt olarak % 15-20 seviyesinde zenginleştirilmiş  $UO_2$  -  $PuO_2$  karışımı yakıt kullanılır. Metal soğutucusunun olması, hızlı nötronların kullanılması gibi özellikleriyle diğer tiplerdeki reaktörlerden ayrılır. Sıvı metal soğutuculu reaktörlerde yavaşlatıcıya gerek olmaması, düşük sistem basıncı, sıvı metallerin ısı taşımadaki yüksek performansı ve kullandığından fazla yakıt üretmesi en önemli avantajları olarak sayılabilir.

Zenginleştirilmiş yakıt kullanımı, birinci soğutma devresinde sodyum sızıntısına karşı önlem alma gerekliliği, donan metalin ancak ısıtılarak eritilebilmesi gibi özellikler sıvı metal soğutuculu reaktörlerin dezavantajları olarak görülür. Şekil 3.12’de, döngü tipi metal soğutuculu reaktör tasarımı verilmiştir. Çizelge 3.1’de, basınçlı su reaktörü, kaynar sulu reaktörler, basınçlı ağır su reaktörlerinin teknik özellikleri, Çizelge 3.2’de ise tiplerine göre işletmede ve inşa halinde bulunan reaktörler verilmiştir.



**Şekil 3.12.** Döngü tipi metal soğutuculu reaktör tasarımı (İskender, 2005)

**Çizelge 3.1.** Basınçlı su reaktörü, kaynar sulu reaktörler, basınçlı ağır su reaktörlerinin teknik özellikleri (İskender, 2005)

<b>Özellikler</b>	<b>BWR</b>	<b>PWR</b>	<b>PHWR</b>
Üretici	General Elektrik	Westinghouse	AECL
Sistem	BWR/6	Sequoyah	CANDU-600
Kor			
Eksen	Dikey	Dikey	Yatay
Yakıt Demetlerinin Sayısı			
Eksenel	1	1	12
Radyal	748	193	380
Demet Aralığı (mm)	152	215	286
Aktif Yakıt Yüksekliği (m)	3,81	3,66	5,94
Eşlenik Çap (m)	4,7	3,37	6,29
Toplam Yakıt (ton)	156	101	98,4
<b>Reaktör Kazanı</b>			
İç Boyutlar (m)	6,05 Ç x 21,6 Y	4,83 Ç x 13,4 Y	7,6 Ç x 4 Y
Duvar Kalınlığı (mm)	152	224	28,6
Malzeme	paslanmaz ve zarflı karbon çelik	paslanmaz ve zarflı karbon çelik	paslanmaz çelik
<b>Diğer Özellikler</b>			
Ortalama güç yoğunluğu (kW/L)	54,1	105	12
Doğrusal ısı üretim oranı (kW/m)			
Kor ortalaması	19	17,8	25,7
Maksimum	44	42,7	44,1
Performans			
Yanma (Mwgün/ton)	27.500	27.500	7.500
Yakıt Değişimi			
Periyot	yılda 1/4	yılda 1/3	sürekli
Süre (gün)	30	30	--

**Çizelge 3.2.** Tiplerine göre işletmede ve inşa halinde bulunan reaktörler (2010)  
(İskender, 2005)

Tip	İşletmede		İnşa Halinde	
	Ünite Sayısı	Kurulu Güç (MWe)	Ünite Sayısı	Kurulu Güç (MWe)
<b>ABWR</b>	3	3.955	3	3.904
<b>AGR</b>	14	8.380	-	-
<b>BWR</b>	90	78.025	1	1.067
<b>FBR</b>	3	1.039	-	-
<b>GCR</b>	10	2.384	-	-
<b>LWGR</b>	17	12.589	1	925
<b>PHWR</b>	39	19.972	8	3.135
<b>PWR</b>	214	204.335	6	6.111
<b>WWER</b>	50	33.040	8	7.534
<b>Toplam</b>	<b>440</b>	<b>363.719</b>	<b>27</b>	<b>22.676</b>



## BÖLÜM IV

### NÜKLEER REAKTÖRLERDE YAKIT VE YAKIT ÇEVİRİMİ

Günümüzde nükleer santrallerde yakıt olarak doğal ve zenginleştirilmiş uranyum kullanılmaktadır. Bir diğer yakıt ise tek başına nükleer yakıt olarak kullanılamayan; ancak  $U^{235}$  ve  $Pu^{239}$  ile beraber nükleer yakıt olarak kullanılması düşünülen toryumdur. Toryumun nükleer yakıt olarak kullanılmasına yönelik çalışmalar yapılmakla birlikte, henüz toryum ile çalışan ticari bir reaktör bulunmamaktadır.

#### 4.1. Uranyum

Uranyum, 1789 yılında Martin Klaproth tarafından bulunmuştur. Uranyum, tabiiatta hiçbir zaman serbest olarak bulunmaz, ancak çeşitli elementler ile birleşerek uranyum minerallerini meydana getirir. Doğada uranyum +4 ve +6 değerlikli olarak bulunur. Birincil uranyum mineralleri +4 değerlikli uranyum mineralleridir ve suda erimezler. Uygun şartlar altında +6 değerlikli suda eriyen ikincil uranyum minerallerine dönüşürler. Dünyada birçok ülkede nükleer enerji üretim programları, nükleer hammadde potansiyeli yakıt çevrimleri konusunda araştırmalar devam etmektedir. Nükleer enerjinin uzun soluklu bir enerji kaynağı olarak kullanılabilmesinin temel öğelerinden birisi, bu reaktörlerde yakıt olarak kullanılacak uranyumun teminine bağlıdır. Uranyum kaynaklarının dünyanın farklı bölgelerinde ve birçok ülkede yaygın olarak bulunması, bu cevherin çıkarılması, taşınması, depolanması nükleer enerji açısından bir avantaj oluşturmaktadır (Zararsız, 2005).

#### 4.2. Dünya Uranyum Üretimi ve Tüketimi

Mevcut Nükleer enerji programlarının ihtiyacı olan Uranyumun %60'ı üretim yoluyla, kalan kısmı ise geri kazanılan fisil maddelerden ve nükleer savaş başlıklarından sağlanmaktadır. Günümüzde ihtiyaç duyulan yakıt, işletmeye alınan nükleer reaktör sayısının beklenenden az olması sebebiyle var olan hammadde stoklarından karşılanabilmektedir (İskender, 2005). Çizelge 4.1'de dünyadaki uranyum rezervinin en çok bulunduğu ülkeler verilmiştir. Çizelge 4.2'de, dünyada kurulu ve 2020 yılına kadar kurulacak reaktörlerin yıllık uranyum ihtiyaçları, Çizelge 4.3'de ise ülkelerin kısa dönem Uranyum üretim kapasiteleri verilmiştir.

**Çizelge 4.1.** Dünyada uranyum rezervinin en çok bulunduğu ülkeler ( Supply Of Uranium, 2012)

	<b>Rezerv (Ton)</b>	<b>Dünyadaki Yüzdesi</b>
<b>Avustralya</b>	1.661.000	%31
<b>Kazakistan</b>	629.000	%12
<b>Rusya</b>	487.200	%9
<b>Kanada</b>	468.700	%9
<b>Nijerya</b>	421.000	%8
<b>Güney Afrika</b>	279.100	%5
<b>Brezilya</b>	276.700	%5
<b>Namibya</b>	261.000	%5
<b>ABD</b>	207.400	%4
<b>Çin</b>	166.100	%3
<b>Ukrayna</b>	119.600	%2
<b>Özbekistan</b>	96.200	%2
<b>Moğolistan</b>	55.700	%1
<b>Ürdün</b>	33.800	%1
<b>Diğer</b>	164.000	%3
<b>Dünya Toplamı</b>	5.327.200	

Türkiye de bulunan uranyum kaynaklarının ise 9.129 ton olduğu tespit edilmiştir. Şekil 4.1’de Türkiye de bulunan uranyumun bulunduğu yerler gösterilmektedir.



**Şekil 4.1.** Türkiye’deki uranyum kaynaklarının bulunduğu yerler ( Nükleer Hammadde , 2012)

**Çizelge 4.2.** Dünyada kurulu ve 2020 yılına kadar kurulacak reaktörlerin yıllık uranyum ihtiyaçları (ton) (Zararsız, 2005)

Ülkeler	2005	2010		2015		2020	
		Düşük	Yüksek	Düşük	Yüksek	Düşük	Yüksek
ABD	21.300	18.900	18.900	24.500	24.500	19.500	20.140
Almanya	2.950	2.600	2.600	1.500	1.700	600	600
Arjantin	120	95	250	95	205	60	205
Belçika	1.150	1.150	1.150	800	1.150	800	1.150
Brezilya	1.040	470	810	470	810	810	810
Bulgaristan	840	450	840	450	840	450	550
Çek Cum.	690	690	700	700	710	345	710
Çin	1.570	2.290	2.650	3.240	4.140	3.960	5.760
Bangladeş	0	0	0	0	0	0	20
Endonezya	0	0	0	0	155	0	155
Ermenistan	90	0	90	0	90	90	180
Finlandiya	500	500	800	700	800	700	800
Fransa	8.570	8.170	8.170	7.720	7.720	7.720	8.040
Güney Afrika	280	280	300	280	400	280	500
Hindistan	505	880	880	880	2.140	2.770	2.770
Hollanda	95	95	95	0	95	0	95
İngiltere	1.500	1.700	1.700	800	1.000	400	500
İran	180	180	180	180	640	180	640
İspanya	1.120	1.560	1.560	1.560	1.560	1.400	1.680
İsveç	1.600	1.400	1.600	1.400	1.600	1.400	1.600
İsviçre	265	585	585	390	585	390	585
Japonya	10.850	11.820	11.820	12.870	13.040	12.870	14.270
Kanada	2.000	2.000	2.300	2.000	2.300	2.000	2.300
Kazakistan	0	0	0	0	190	190	190
Kore Cum.	3.230	4.120	4.120	4.770	4.900	4.770	6.040
Kore DPR	0	0	0	0	320	160	320
Küba	0	0	0	0	0	0	50
Litvanya	100	0	180	0	200	0	200
Macaristan	370	370	370	370	370	370	370
Meksika	360	180	180	180	180	360	360
Mısır	0	0	0	0	100	0	100
Pakistan	65	110	110	90	90	200	300
Romanya	100	200	200	200	200	300	300
Rusya	5.300	5.500	5.500	6.800	7.200	7.300	8.600
Slovak Cum.	450	300	460	300	460	300	460
Slovenya	230	230	250	230	250	230	250
Türkiye	0	0	0	0	0	240	240
Ukrayna	2.350	2.500	2.650	1.950	2.600	950	2.600
Vietnam	0	0	0	0	0	120	120
<b>TOPLAM</b>	<b>70.600</b>	<b>70.605</b>	<b>73.280</b>	<b>76.705</b>	<b>84.410</b>	<b>73.495</b>	<b>86.070</b>

**Çizelge 4.3. Kısa dönem uranyum üretim kapasiteleri (ton)**

Ülkeler	2004		2010		2015		2020	
	A	B	A	B	A	B	A	B
Arjantin	120	120	500	500	500	500	b	B
Avustralya	9.400	10.300	8.600	12.000	8.600	12.000	8.600	12.000
Brezilya	340	340	850	1.100	1.100	1.100	1.100	1.100
Kanada	12.885	12.885	7.200	16.425	7.200	16.425	7.200	14.125
Çin*(a)	850	850	1.050	1.560	1.050	1.560	1.050	1.560
Çek Cum.	440	440	84	84	87	87	80	80
Hindistan*(b)(c)	230	230	510	880	510	1.560	510	2.890
İran*(c)	0	0	180	410	180	410	180	410
Kazakistan	3.500	3.500	4.000	4.500	4.000	4.500	4.000	4.500
Mongolia(d)	0	0	150	1.100	150	1.100	150	1.100
Namibya	4.000	4.000	4.000	4.000	4.000	4.000	4.000	4.000
Nijerya	3.800	3.800	3.800	3.800	3.800	3.800	3.800	3.800
Romanya*(c)	100	100	200	300	200	300	300	400
Pakistan *(c)	65	65	65	110	65	200	65	200
Rusya	3.200	3.200	4.700	4.700	4.700	4.700	4.700	4.700
Güney Afrika(d)	1.270	1.270	1.270	1.270	1.270	1.270	1.270	1.270
Ukrayna	1.000	1.000	1.500	1.500	2.000	2.000	2.000	2.000
ABD	2.500	3.600	1.900	7.200	1.200	5.200	1.000	5.000
Özbekistan	2.300	2.300	2.500	2.500	3.000	3.000	3.000	3.000
<b>TOPLAM</b>	<b>46.000</b>	<b>48.000</b>	<b>43.059</b>	<b>63.939</b>	<b>43.612</b>	<b>63.712</b>	<b>43.005</b>	<b>62.185</b>

A: Kurulu ve kurulmakta olan tesisler.

B: Kurulu, kurulmakta olan, planlanmış ve muhtemel tesisler.

b: Bilinmiyor.

\*: Sekreteryaya tahmini

(a) Çin'in kısa dönem ihtiyaçlarını belirten rapor esas alınmıştır.

(b) Maliyeti, 130 \$/kg uranyuma kadar.

(c) Ülke ihtiyaçlarına göre üretim planları.

(d) Maliyeti, 40 \$/kg'a kadar (Zararsız, 2005).

### 4.3. Toryum

Toryum, 1828 yılında Baron Jons Jakob Berzellus tarafından keşfedilmiştir. 60 civarında mineralin içerisinde rastlanan toryum, doğada serbest olarak bulunmaz. Uranyum gibi doğrudan enerji üretebilecek bir madde olmamasına rağmen toryum; Plütonyum ve/veya uranyum ile beraber kullanıldığında uzun süreli enerji üretme kapasitesine sahiptir (Devlet Planlama Teşkilatı, 1996).

Dünyada soğuk savaşın sona ermesi, nükleer silahların artmasının önüne geçmek amacı ile yapılan anlaşmalar, artan terörizm tehlikesi ile beraber, Çernobil olayındaki çevresel sorunlarla karşılaşılması, bu konuda çalışan bilim çevrelerinin nükleer yakıt olarak toryumun kullanıldığı reaktörler üzerine çalışmalar yapmasını sağlamıştır. Bu konuda Hindistan 2005 yılında elektrik üreten toryum yakıtlı bir nükleer reaktör prototipini çalıştırmaya başladığını duyurmuştur (Ünak, 2007).

Toryumun üstün bir fisyon karakteristiğine sahip olması, reaksiyon sonucu oluşan radyoaktif maddelerin yarı ömürlerinin kısa olması, uranyumun nükleer hammadde olarak kullanımı sonucu ortaya çıkan ürünlerin nükleer silah yapımında kullanılabilir olması ve dolayısıyla toryum kullanımı ile bu tehdidin bertaraf edilecek olması, üretim için zenginleştirme çalışmalarına gerek olmaması gibi sebeplerden ötürü, nükleer teknolojiye sahip birçok gelişmiş ülke tarafından, toryum yakıtlı nükleer reaktör yapımı konusunda çalışmalar sürdürülmektedir.

Şu anki nükleer reaktörlerin temel tasarımlarında değişikliğe gidilmeden yakıt olarak toryumun kullanımı mümkün görülmemektedir. Bununla birlikte  $U^{235}$  ve  $Pu^{239}$  ile beraber kullanıldığında nükleer yakıt olarak kullanılabilir. Bu da uranyuma dayalı nükleer teknolojiye bağımlılığını gösterir. Tabii ki kendi başına bağımsız bir teknoloji haline dönüşmesi durumunda toryumun nükleer yakıt olarak kullanımı mümkündür. Çizelge 4.4’de tahmin edilen dünya toryum rezervi verilmiştir.

**Çizelge 4.4.** Dünya toryum rezervi (ton) (Supply Of Uranium, 2012)

ÜLKE	TON
Hindistan	846.000
Türkiye	744.000
Brezilya	606.000
Avustralya	521.000
ABD	434.000
Mısır	380.000
Norveç	320.000
Venezüella	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
<b>Dünya Toplamı</b>	<b>5.385.000</b>

Şekil 4.2’de Türkiye’deki toryum yataklarının bulunduğu yerler gösterilmektedir.



**Şekil 4.2.** Türkiye’deki toryum yataklarının bulunduğu yerler (Nükleer Hammadde, 2012)

#### **4.4. Plütonyum**

Plütonyum, çalışan her nükleer reaktörün içerisinde kendiliğinden oluşur.  $U^{238}$  izotopu uranyumun protonlarla etkileşimi sonucu plütonyuma dönüşür. Bu dönüşüm çok yavaş bir şekilde olur. Bu dönüşüm sırasında oluşan plütonyumun bir kısmı da yanar. Bunun nedeni malzemenin kendisinin de iyi bir fisyon yakıtı olmasıdır. Hatta reaktörde üretilen enerjinin üçte biri plütonyumdan gelir. Reaktöre konulan uranyumun içerisindeki  $U^{238}$  izotopunu yararsız olarak düşünmek yanlıştır. Çünkü  $U^{238}$ ,  $U^{235}$  izotopuna dolaylı yoldan yanarak katkı sağlamaktadır.  $U^{238}$  izotopunun doğrudan yanması ve hızlı nötronlar ile çok düşük oranda fisyon yapması sonucu reaktör enerjisinin %2'sini oluşturan bir katkı yapar. Bu katkı genellikle ihmal edilir. Yanan plütonyumdan biraz daha fazlası oluşur. Bu da yakıtta zaman içerisinde plütonyum birikmesine sebep olur. Birikmenin hangi ölçüde oluşacağı, yanma hızı, ne ölçüde birikeceği; reaktörün tipine ve çalışma sistemine bağlıdır.

1 GW<sub>e</sub> gücünde büyük bir nükleer elektrik santrali 270 kg plütonyum verir. Plütonyum her yıl kullanılan yakıt içerisinde alınır ve el sürülmeden büyük oranda içerisinde bulunan uranyum kalıntıları ile birlikte soğutma havuzlarında bekletilir (Şahin vd., 2001).

#### **4.5. Yakıt Çevrimindeki Karakteristik Büyüklükler**

##### **4.5.1. Yanma oranı**

Nükleer reaktörlerde, kalbe konulan yakıt elemanları, içerisinde bulunan fisil çekirdeklerin tümü fisyon yaparak tükeninceye kadar bekletilmezler. Bunun başlıca sebepleri:

Yakıt elemanlarının nötron bombardımanı altında şekil değiştirmesi. Fisyon çekirdeklerinin azalması ile beraber yakıt elemanlarının reaktivite değerlerinin düşmesi. Fisyon ürünlerinin çoğunun radyoaktif elementler olması, bir kısmının da nötron yutucu olmalarıdır. Tüm bunlardan dolayı yakıt elemanlarının şekil değiştirmeden reaktörün kalbinden çıkarılması gerekmektedir. Bu değişimin bir sonucu olarak maliyet artar.

Yanma oranı (Burn up) denilen ve yakıt içerisindeki fisil malzemenin ne kadar kullanılabileceğini belirleyen büyüklük aşağıdaki ifade ile verilir:

$$\% \text{ Bu} = \frac{\text{toplama } ^{235}\text{N}}{\text{ilk } ^{235}\text{N} - \text{son } ^{235}\text{N}} = \frac{Z_1 - Z_2}{100} \quad (4.1)$$

Burada,

$Z_1$  = Reaktöre yüklenen yakıtın zenginliği

$Z_2$  = Reaktörden çıkartılan yakıtın zenginliği

Nükleer endüstride yanma oranı yakıtın tonu başına üretilebilen enerji ( $\text{MW}_t \text{ gün/ton}$ ) birimi ile verilmektedir (Aybers ve Bayülken, 1990).

#### 4.5.2. Dönüşme oranı

Reaktör yakıtı esas itibarı ile iki tür malzemenin karışımından oluşmaktadır. Bunlardan birincisi fisil malzeme ( $^{235}\text{U}, ^{233}\text{U}, ^{239}\text{Pu}$ ), ikincisi ise fertil malzemedir ( $^{238}\text{U}, ^{232}\text{Th}$ ). Fisil çekirdekler nötron bombardımanı altında nötron yutarak bölünürler ve enerji üretimine neden olurlar; fertil malzeme ise, nötron yutarak yeni fisil çekirdeklerin üretilmesine neden olurlar.

Dönüşüm reaksiyonları yardımıyla üretilen fisil çekirdek sayısının, tüketilen fisil çekirdek sayısına oranı “Dönüşme Oranı” olarak tanımlanır.

Uranyum ve Toryum ile çalışan reaktörlerde, dönüşüm reaksiyonları yardımı ile, bir taraftan fisil çekirdekler tüketilirken diğer taraftan da fisil çekirdek üretilir. Bu olayı belirlemek için, aşağıdaki gibi bir “ Dönüşme Oranı ” tarif edilmiştir (Aybers ve Bayülken, 1990).

$$\text{Dönüşme Oranı} = C = \frac{\text{Üretilen fisil çekirdek sayısı}}{\text{Tüketilen fisil çekirdek sayısı}} \quad (4.2)$$

#### 4.5.3. Üretkenlik

$\eta_0$  dönüşme oranının maksimum değerini temsil etmek üzere, bu sayı yardımıyla fisil malzemeleri dönüşme oranı bakımından karşılaştırmak mümkün olmaktadır. L her türlü kaçak ve parazit yutulmaları temsil etmek üzere, kritik bir reaktörde bir nötron hep fisyon için harcanacağına göre, dönüşmeye kullanılacak nötron sayısı ( $\eta_0 - 1 - L$ ) dır. O halde,

$$C_{max} = \eta_0 - 1 - L \quad (4.3)$$



yazılabilir. Üretkenlik için  $C > 1$  veya  $\eta_0 - 1 - L > 1$   $\eta_0 > 2 +$  olmalıdır. Bu takdirde her çevrimde bir miktar kazanç söz konusudur ve “Üretim Kazancı”  $G$ ,  $G = \eta_0 - 2 - L$  dir (Aybers ve Bayülken, 1990).

#### 4.5.4. Yenileme zamanı

“Yenileme Zamanı” üretim kazancı  $G > 1$  olan bir sistemde, reaktör yakıt çevriminde, başlangıçta bulunan yakıt miktarının iki katına ulaşması için geçecek zamana denir.

$P_0$  = Reaktörün gücü

$m_0$  = ilk yükü

$y$  = yakıt tüketimi

$t_y$  =yenileme zamanı olmak üzere,

$$t_y = \frac{m_0}{GyP_0} \quad (4.4)$$

elde edilir (Aybers ve Bayülken, 1990).

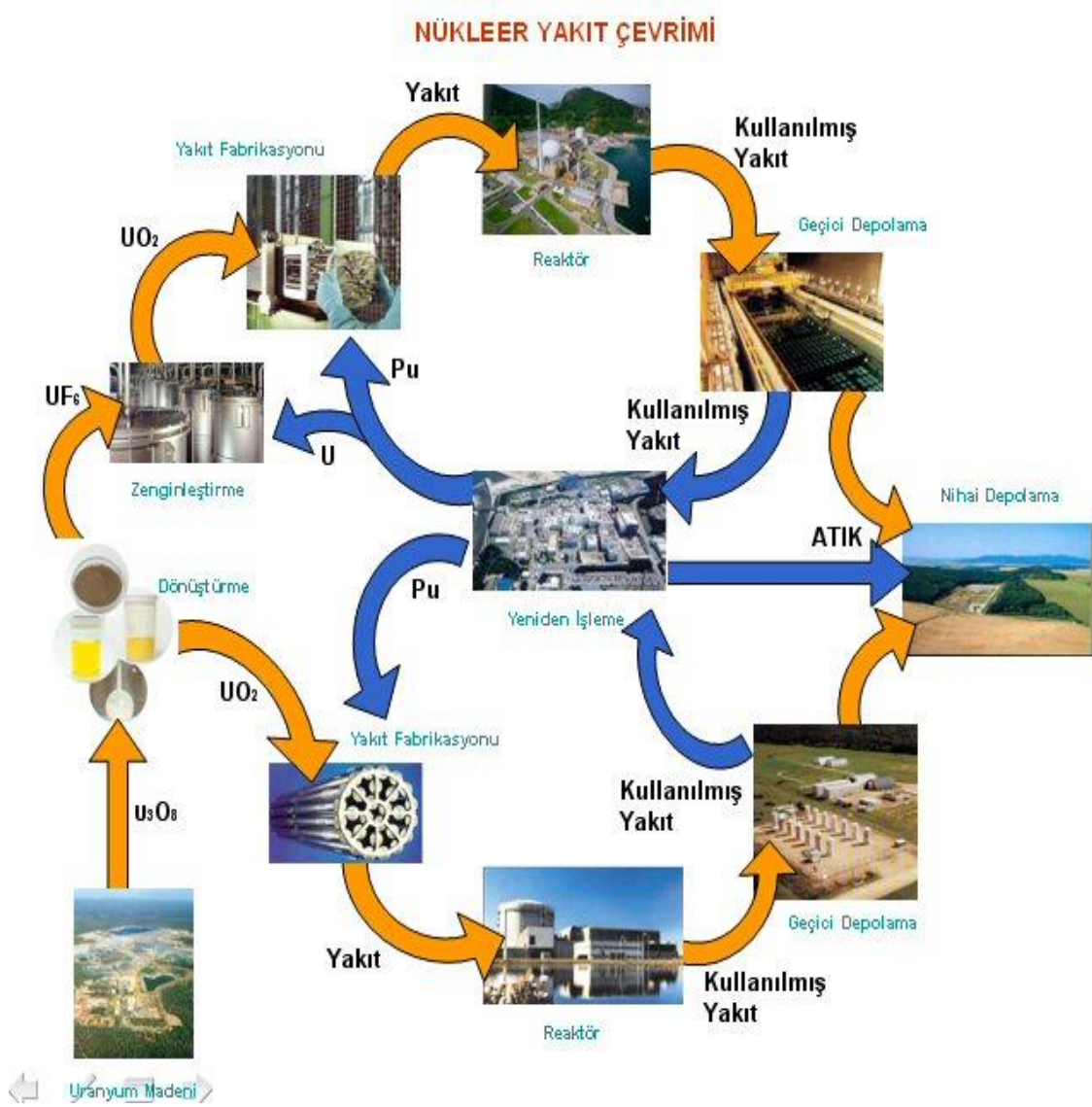
#### 4.6. Nükleer Yakıt Çevrimi

Fisil bir maddenin doğadan cevher olarak çıkarılışından nükleer reaktörlerde yakıt olarak kullanılabilir hale gelinceye kadar ve nükleer reaktörde kullanıldıktan sonra zararsız hale getirilinceye kadarki süreci, “yakıt çevrimi” olarak ifade edebiliriz.

Uranyum yakıt çevrimlerinde açık ve kapalı olmak üzere iki tip çevrim kullanılmaktadır. Açık çevrimde, madenden alınan uranyum işlenip reaktörde kullanıldıktan sonra ortaya çıkan kullanılmış yakıt, ara depolamadan sonra doğrudan depolanmaktadır. Bu çevrim türünde, nükleer santralin kurulum kararı ile beraber çevrim sonucu ortaya çıkacak radyoaktif atıkların ve/veya kullanılan yakıtların depolanacağı tesisin de kurulma çalışmalarının başlaması gerekir.

Kapalı çevrimde, reaktörlerden çıkan kullanılmış yakıt yeniden işlenerek içinde bulunan kullanılabilir uranyum ve plütonyum gibi maddeler ayrıştırılmakta ve bunlar yeniden enerji üretiminde yakıt olarak kullanılmaktadır. Kapalı çevrim türü, var olan kaynakların verimli kullanımı açısından daha kullanışlıdır. Kaynakların verimli kullanımı açısından, kapalı çevrim cazip görülmektedir. Kullanılan yakıt içerisindeki uranyum ve plütonyumun tekrar kazanımı ile beraber radyoaktif madde miktarındaki

artış, bir dezavantaj olarak görmektedir. Şekil 4.3'de açık ve kapalı nükleer yakıt çevrimi verilmiştir.



Şekil 4.3. Açık ve kapalı nükleer yakıt çevrimi (Nükleer yakıt çevrimi şeması, 2013)

#### 4.7. Reaktör Tipine Göre Yakıt Çevrimi

##### 4.7.1. Hafif sulu reaktörler

Hafif sulu reaktörler için yakıt çevrimi: Uranyum madeninin arama, çıkarma, arıtma çalışmaları,  $UF_6$ 'ya dönüştürme, zenginleştirme,  $UO_2$  yakıt fabrikasyonuna gönderilip yakıt tabletlerinin oluşturulması ve yakıt çubuklarının doldurulması ile kullanılan yakıtların depolanması, atık olarak işlem görmesi veya kullanılan yakıtların yeniden işlenerek tekrar yakıt olarak kullanılmasıdır.

#### **4.7.2. Ağır sulu reaktörler**

Ağır sulu reaktörler için yakıt çevrimi: Uranyum madeninin arama, çıkarma, arıtma çalışmaları,  $UO_2$  üretimi,  $UO_2$  yakıt fabrikasyonuna gönderilip yakıt tabletlerinin oluşturulması ve yakıt çubuklarına doldurulması ile kullanılmış yakıtların depolanmasıdır.

#### **4.7.3. Hızlı üretken reaktörler**

“Plütonyum'un en verimli ve ekonomik kullanıldığı yer, hızlı üretken reaktörlerdir. Plütonyum,  $U^{238}$  içeren ışınlanmış yakıtlardan kimyasal süreçlerle elde edilir” (İskender, 2005).

#### **4.7.4. Toryum yakıtlı reaktörler**

Toryum fisil bir madde olmadığı için, doğrudan nükleer yakıt olarak kullanılamaz. Ancak  $U^{235}$  veya  $Pu^{239}$  ile karıştırılırsa, Toryum kaynak maddesinden  $U^{232}$  fisil maddesi üretilebilir ve yakıt olarak kullanılabilir. Yakın gelecekte nükleer teknolojisini geliştiren ülkeler, ellerindeki reaktörlerde biriken Plütonyum'u yakıt olarak kullanmayı planlamaktadır. Bu sebeple, mevcut reaktörlerini  $(Pu,Th)O_2$  ve  $(U,Th)O_2$  yakıt çevrimlerine uyarlama yapmaktadırlar.  $Th/U^{233}$  çevrimini gerçekleştirebilecek en uygun reaktör tipi HTGR ve HWR'lerdir (İskender, 2005).

#### **4.8. Uranyum Çevrim Adımları**

Dünyada kullanılmakta olan uranyum madenleri,  $U_3O_8$  olarak % 0,1 ile % 1 oranında zengindir. Bu sebeple, çıkarılan Uranyum, madenlerden çıkarılan uranyum üzerinde yapılan yoğunlaştırma işlemi sonucu % 50 ile % 70  $U_3O_8$  'den oluşan Uranil Nitrat (sarı pasta) elde edilir. Sarı pasta, çeşitli kimyasal işlemlerden sonra saflaştırılıp çöktürülerek Uranyum Oksit elde edilir.  $UO_3$  kullanılış amacına göre  $UO_2$  veya  $UF_6$ 'ya dönüştürülür (Altın, 2006). Dünyadaki Uranyum dönüştürme tesisleri ve kapasiteleri Çizelge 4.5'de verilmiştir.

**Çizelge 4.5.** Uranyum dönüştürme tesisleri ve kapasiteleri(Ekim 2005) (Zararsız, 2005)

Ülke(Kuruluş)	Kapasite (milyon kgU)
İngiltere(BNFL)	6.0
Kanada(Cameco)	12.5
Fransa(Comurhex)	14.0
ABD(ConverDyn)	14.0
Brezilya(IPEN)	0.1
Rusya(Minatom)	22.0
<b>TOPLAM</b>	<b>69.6</b>

#### 4.9. Uranyum Zenginleştirme

Doğal Uranyumda  $U^{235}$  izotopu oranı %0,71 mertebesindedir. Zenginleştirme işlemi bu oranı daha yukarıya çıkarmak için yapılır. Uranyum zenginleştirme işlemleri; kullanılan tekniğe göre gaz difüzyon, gaz santrifüj, lazer, faz dengelerine dayalı zenginleştirme, kimyasal değişme işlemine dayalı zenginleştirme, aerodinamik zenginleştirme olarak sınıflandırılmaktadır. Bu çalışmada en çok kullanılan uranyum zenginleştirme metotları olan gaz difüzyon ve gaz santrifüj metodu açıklanacaktır.

Gaz difüzyon metodu; belirli bir sıcaklıktaki gazın bileşiminde bulunan hafif ve ağır moleküllerin üzerine basınç uygulayarak “ yarı geçirgen” bir zardan geçmeye zorlanmaları ile bu esnada daha çok, hafif molekülün yarı geçirgen zardan diğer tarafa geçmesi prensibine dayalı bir zenginleştirme metodudur. Zarin diğer tarafında hafif molekül sayısı yönünden zenginleşir. Bu süreç, evreler halinde art arda devam ettirilerek zenginleştirme işlemi yapılır.

Santrifüj metodu ise; dikey silindir şeklindeki bir rotor altında bulunan bir motor ile yüksek hızla döndürülür ve silindir içerisine  $UF_6$  buhar verilir. Tüm buhar molekülleri rotorun yan yüzeyine göre hafif moleküller içeride; ağır moleküller ise dışarıda olacak şekilde bir katman oluşturur. Dolayısıyla iç katman dış katmana göre daha zengin olan iki bölüme ayrılmış olur. Aynı zamanda rotorun iç yan yüzeyinden dönme eksenine doğru gidildikçe azalan bir basınç dağılımı ve bu basınç farkından dolayı rotorun içerisinde yarıçap yönünde konveksiyon akımlar oluşur. Hafif moleküller konveksiyon

akımına eşlik etmede ağır moleküllere göre daha hızlıdır. Bunun sonucunda, perdeler halinde bir ayrışma oluşur ve zenginleştirme işlemi yapılmış olur. Çizelge 4.6'da Dünyadaki zenginleştirme tesisleri, kapasiteleri ve teknolojileri verilmiştir.

**Çizelge 4.6.** Zenginleştirme tesisleri, kapasite ve teknolojileri (Zararsız, 2005)

Kuruluş/Ülke	Kapasite (milyon kgU-Ekim-2005)	Teknoloji
CNNC/Çin	0.8	Gaz Difüzyon Santrifüj
Eurodif / Fransa	10,8	Gaz Difüzyon
JNC / Japonya	0,9	Santrifüj
Minatom / Rusya	20,0	Santrifüj
Urenco / Almanya-Hollanda-İngiltere	7.4	Santrifüj
USEC / ABD	8.0	Gaz Difüzyon
<b>TOPLAM</b>	<b>47.9</b>	

Zenginleştirme işlemi tamamlanmış  $UO_2$ , palet olarak ifade edilen yakıt haline getirilir. Bunlar çubuklar içerisine doldurulup demetler halinde reaktöre gönderilir. Fotoğraf 4.1'de Yakıt paletleri, Fotoğraf 4.2'de yakıt çubukları, Fotoğraf 4.3'de yuvarlak yakıt demeti verilmiştir. Çizelge 4.7'de, dünyadaki uranyum yakıt fabrikasyon tesisleri ve kapasiteleri verilmiştir.



**Fotoğraf 4.1.** Yakıt paletleri (Taek, 2010)



**Fotoğraf 4.2.** Yakıt çubukları (İskender, 2005)



**Fotoğraf 4.3.** Yakıt demeti (NGS güvenliği 3, 2014)

**Çizelge 4.7.** Uranyum yakıt fabrikasyon tesisleri ve kapasiteleri (Zararsız, 2005)

ÜLKE	KURULUŞ	YER	YAKIT TİPİ	KAPASİTE
				(t U/yıl)
Belçika	FBFC	Dessel	LWR	500
	Belgonuclear	Dessel	MOX-LWR	40
Brezilya	INB	Resende	LWR	500
Çin	CNNC	Yibin	LWR	100
Fransa	FBFC	Romans	LWR	800
	CISN	Veurey-Voroise	FBR	150
	COGEMA	Cadarache	LWR	40
	COGEMA	Marcoule-Melux	LWR	100
Almanya	ANF	Gmbh Linger	LWR	650
Hindistan	DAE	Hyderabad	UO <sub>2</sub> peleti	300
	DAE	Hyderabad	BWR	25
	DAE	Hyderabad	PHWR	300
	DAE	Trombay	PHWR	135
Japonya	MNF	Tokai	PWR	440
	NFI	Kumatori	PWR	284
	NFI	Tokai	BWR	200
	JNF	Kurihama	BWR	750
	JNC	Tokai	MOX-ATR	10
	JNFL	Rokkasho	MOX-FBR	5
Kore	KNFC	Yusung	PWR	400
Rusya	Mashino-Stronitely	Elektrostal	UO <sub>2</sub> peleti	800
	Mashino-Stronitely	Elektrostal	LWR (WWER)	620
	TVEL	Novosibirsk	LWR (WWER)	1.000
	Minatom	Elektrostal	FBR	50
	Minatom	Chelyabinsk	MOX-FBR	60
İspanya	ENUSA	Juzbado	LWR	300
İsveç	ABB	Vasteras	LWR	600
İngiltere	BNFL	Springfields	LWR	330
	BNFL	Springfields	AGR	1.300
	BNFL	Springfields	UO <sub>2</sub> AGR	290
İngiltere	BNFL	Springfields	MOX-LWR	128
Arjantin	CNEA	Ezeiza	PHWR	160
Kanada	KAERI	Kaeri	PHWR	400
ABD	ABB-CE	Hematite	LWR	450
	Westinghouse	Kolombia	PWR	1.150
	FC Fuels	Lynchburg	PWR	400
	Framatome	Richland	LWR	700
	GE	Wilmington	BWR	1.200
			<b>TOPLAM</b>	<b>15.667</b>

\*LWR: Hafif Sulu Reaktör, PHWR: Basınçlı Ağır Sulu Reaktör, PWR: Basınçlı Su Reaktör, BWR: Kaynar Sulu Reaktör, MOX: Karışık Oksitli Yakıt, FBR: Hızlı Üretken Reaktör, AGR: İleri Gaz Soğutmalı Reaktör.

## BÖLÜM V

### NÜKLEER ATIKLAR

Nükleer maddelerin kullanımı sonucu oluşan kalıntılara nükleer atık denir. Bu kalıntılar kaynağı ne olursa olsun çevrenin, halkın kabul edebileceği şekilde güvenli ve ekonomik bir yol ile yönetilmek zorundadır.

#### 5.1. Nükleer Enerji Üretiminde Ortaya Çıkan Radyoaktif Atıklar

Nükleer enerji üretiminde kullanılan yakıtın yaklaşık %4,5'i kullanılır. Kullanılan bölümün yerini ise nükleer reaksiyonlar ile oluşan fisyon ürünleri, Plütonyum ve Uranyum ötesi elementler alır. 1.000 MW<sub>e</sub> gücündeki bir hafif su soğutmalı reaktörden (LWR) atık olarak, % 95,5 UO<sub>2</sub>, % 3,5 fisyon ürünleri (atom ağırlıkları farklı izotoplar), % 0,9 Plütonyum ve % 0,1 Uranyum ötesi elementler (Neptünyum, Amerikyum, Küriyum) açığa çıkar. Kullanılmış nükleer yakıtın tekrar işlenmesi ile Uranyum ve Plütonyumun geri kazanılması mümkündür. Bu işlem sonucu arta kalan radyoaktivite seviyesi yüksek olan atıklar, suyla temas ettiklerinde suya karışmaması için camlaştırılarak depolanır.

#### 5.2. Nükleer Enerji Üretiminde Ortaya Çıkan Radyoaktif Atıkların İdaresi

##### 5.2.1. Radyoaktif atık yönetimi ilkeleri

Radyoaktif atıkların yönetimi ve bertarafı ulusal bir sorumluluktur. Radyoaktif atıkların güvenli bir şekilde yönetimi için uluslararası iş birliği ile bir dizi temel ilkeler ve yükümlülükler oluşturulmuştur. Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA)'nın "Radyoaktif Atık Yönetim İlkeleri" radyoaktif atıkların aşağıdaki hususlar sağlanacak şekilde yönetilmesi gerektiğini ortaya koymaktadır:

Ulusal sınırları da aşan boyutta çevre ve insan sağlığı için kabul edilebilir seviyede bir koruma vardır.

Radyoaktif atıkların gelecek nesiller üzerindeki etkisi bugün kabul edilen seviyelerden daha büyük değildir ve gelecek nesillere gereksiz yükümlülüklerin bırakılmasından kaçınılmıştır.



Yükümlülüklerin açıkça belirlendiği ve bağımsız düzenleme için önlemlerin alındığı yasal bir çerçeve oluşturulmuştur.

Değişik adımlar arasındaki bağımlılıklar hesaba katılarak, atık üretimi mümkün olan en az seviyede tutulmaktadır. Atık yönetim tesislerinin güvenliği uygun bir şekilde garanti altına alınmaktadır (Taek, 2010).

### 5.2.2. Radyoaktif atık yönetimi uygulamaları

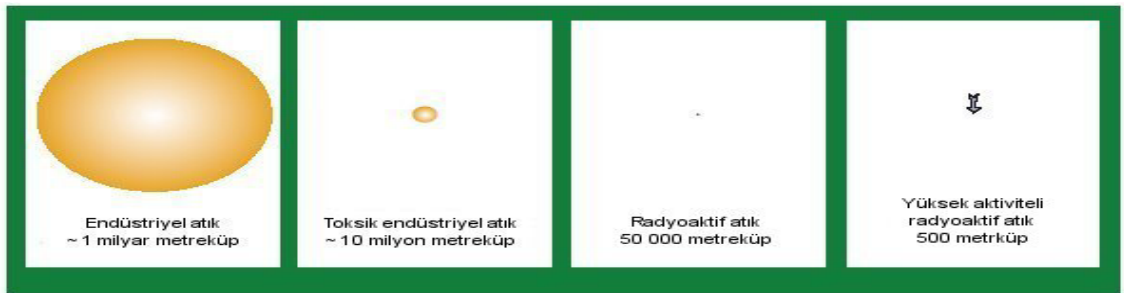
Radyoaktif atıkların yönetimi için gerekli faaliyetler, üretilen radyoaktif atık miktarını en aza indirme, depolama sürecine kadar radyoaktif atıkların güvenli şekilde koruma ve taşıma, ara depolama ve nihai depolama şeklinde sınıflandırılabilir.

#### 5.2.2.1. Atık miktarını azaltma

Mevcut tesislerin modernizasyonu, teknolojinin gelişmesi, yeni tesis tasarımları gibi birtakım önlemler ile radyoaktif atık miktarının azaltılması hedeflenmektedir.

#### 5.2.2.2. Depolamaya uygun hale getirme ve paketleme

Katı maddelerin depolanması ve uygun ortamlar hazırlanarak gömülmesi daha kullanışlıdır. Depolama için uygun forma getirilen düşük ve orta seviyeli atıklar, ara depolama için paketlenir veya uygun izolasyon ile gömülebilir. Nükleer yakıtların kullanılması sonucu ortaya çıkan ve tekrar işlenmesi ile oluşan yüksek seviyeli atıklar sıvı haldedir ve sıvı maddelerin içerisindeki radyoaktif atıklar, ayrıştırılarak soğutulmaları sonrası beton içerisinde veya özel bir cam tipi üretilerek katılaştırılabilirler. Bu şekilde radyoaktif atıklar uzun süre sabit tutulabilir. Şekil 5.1'de Atık üretiminin karşılaştırılması- AB'deki yıllık atık üretimi verilmiştir.



Şekil 5.1. Atık üretiminin karşılaştırılması- AB'deki yıllık atık üretimi (Taek, 2010)

### 5.2.2.3. Ara depolama

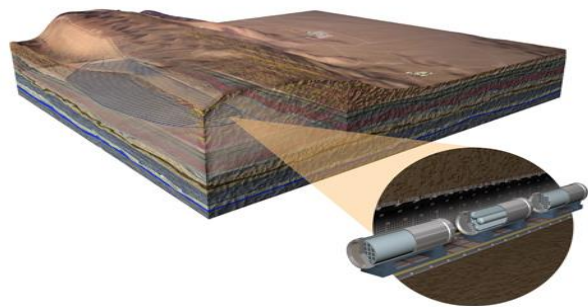
Uygun koşulların hazırlandığı zaman, düşük ve orta seviyeli radyoaktif atıkların gelecekte yeniden işleme amacına göre depolanmasıdır. Ara depolama merkezlerinin tesislerin içerisinde olması tercih edilmelidir. Yüksek seviyeli radyoaktif atıkların ara depolanması ile radyasyon ve ısı üretiminin azalması sağlanır. Bu şekilde atıkların ara depolanması onlarca yıl güvenli bir şekilde sağlanabilir. Fotoğraf 5.1’de radyoaktif atıkların çelik varillerde depolanması görülmektedir.



**Fotoğraf 5.1.** Radyoaktif atıkların çelik varillerde depolanması (Taek, 2010)

### 5.2.2.4. Nihai depolama

Radyoaktif atık yönetiminin son adımı nihai depolamadır. Bu adım ile artık radyoaktif atıklar geri alma amacından uzak, canlılardan ve çevreden uzak, güvenli bir şekilde muhafaza edilmek amacıyla depolanır. Nihai depolama merkezleri özel olarak hazırlanmış tesislerdir. Fotoğraf 5.2 ABD Yucca Dağı nihai nükleer atık depolama tesisi verilmiştir.



**Fotoğraf 5.2.** ABD Yucca Dağı nihai nükleer atık depolama tesisi (The Yucca Mountain Program, 2014)

### 5.3. Radyoaktif Atıkların Sınıflandırılması

Radyoaktif atık radyoaktivite oranı belli bir limitin üzerinde olan katı, sıvı veya gaz şeklinde olabilen atık materyallerdir. Bu limiti hükümetler kendileri tespit ederler. Birçok ülke farklı yöntemlerle radyoaktif atıkları sınıflandırsa da Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA) tarafından yapılan genel atık sınıflandırması Çizelge 5.1’de verilmektedir.

**Çizelge 5.1.** IAEA tarafından verilen genel atık sınıflandırması (Erdoğan, 2010)

Atık Tipi	Açıklama
Düşük Düzey Atık	İnsanların korunması gerektiren faaliyetler için yeterince radyoaktif malzeme içerir; ama kontrol altında tutma, saklama ve taşıma sırasında zırlama gerektirecek kadar çok değildir.
Kısa Ömürlü Orta Düzey Atık	Zırlama gerektiren atıklardır; ama ısıyı gidermek çok gerekli değildir ve uzun yarı ömürlü radyonüklitlerin düşük konsantrasyonlarını içerir (4000 Becquerel/g’den az alfa yayımlayıcı). Radyonüklitler genelde 30 yıldan daha az yarı ömre sahiptirler.
Uzun Ömürlü Orta Düzey Atık	Zırlama gerektirir; ama ısıyı gidermek için çok gerekli değildir. Bu gruptaki radyonüklitler genelde 30 yıldan daha fazla yarı ömre sahiptirler.
Yüksek Düzey Atık	Kısa ve uzun ömürlü radyonüklitlerin her ikisini yüksek konsantrasyonlarda içeren atıklardır. Soğutma ve zırlama için yeterince radyoaktiftirler. 2 kilowatt/ $m^3$ ’den daha fazla bir ısı üretirler.

Radyoaktif atıkların depolanması için yapılan tesislerde temel amaç beton, cam, asfalt gibi sabitleyebilen ortamlarda radyoaktif atıkların saklanmasıdır. Radyoaktif maddelerin depolanma süreleri yarı ömür ve diğer özelliklerine göre değişmektedir. Radyoaktif atıkların IAEA’nın radyoaktif atık yönetiminde kabul ettiği ilkeler uyarınca insan sağlığı ve çevre için zararsız bir şekilde bertaraf edilmesi gerekir. Bu çalışmada

Radyoaktif atıklar:

- 1) Düşük Düzey Atıklar
- 2) Orta Düzey Atıklar
- 3) Yüksek Düzey Atıklar olarak sınıflandırılacaktır.

### 5.3.1. Düşük düzey nükleer atıklar

Düşük düzeyli atıklar nükleer atıkların hacimce %90'nını; radyoaktivite yönünden %1'ini kapsar. Düşük radyoaktiviteye sahiptirler ve uranyum ötesi elementleri içermezler (Sezen, 2010). Daha çok hastanelerden, laboratuvarlardan ve nükleer santrallerin normal işletimi sonucu oluşan atıklardır. Bunlar ekipmanların küçük parçalarından, kâğıtlardan, giysilerden oluşmaktadır. Diğer radyoaktif atık türlerine göre aktivitelerini çok hızlı bir şekilde kaybetmekte ve kararlı hale dönüşmektedir. Hacimlerini azaltmak amacı ile yok etme öncesi konteynerlerde yakılabilir veya sıkıştırılabilirler. Bu tip atıkların saklanması zırhlamaya gerek yoktur. Sadece altı su geçirmeyen bir malzeme ile kaplanması yeterlidir. Fotoğraf 5.3'de Düşük düzeyli atık depolama alanı görülmektedir.



**Fotoğraf 5.3.** Düşük düzeyli atık depolama alanı – Centre de la Manche(Fransa)  
(Dutzer vd.,2014)

### 5.3.2. Orta düzey nükleer atıklar

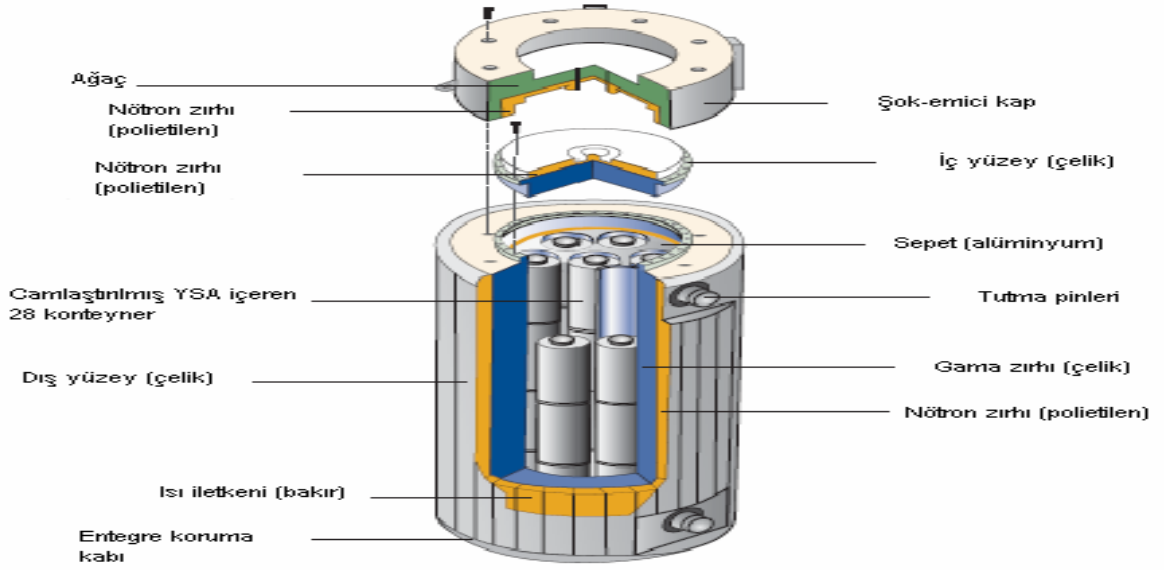
Orta seviyeli nükleer atıkların tüm radyoaktif atıkların hacimce %7'sini; radyoaktivite yönünden %4'ünü oluştururlar. Yüksek düzey nükleer atıklara göre daha az radyoaktiviteye sahiptirler. Ancak bir kısmı zırlama gerektiren nükleer atıklardır. Yakıt çevriminin ilk atığı olan cevher atıkları, santralde kullanılan eldiven, reçine, süzgeç, yağlar gibi sıkıştırılabilen veya sıkıştırılamayan maddelerden oluşur. Bu tür atıkların katı olmayanları çimentolama sistemleriyle katı hale getirilip depolanır (Ertürk vd., 2006).

### 5.3.3. Yüksek düzey nükleer atıklar

Yüksek düzeyli nükleer atıklar radyoaktif atıkların hacimce %3'ünü; radyoaktivite yönünden %95'ini oluşturur. Bir reaktörden çıkan kullanılmış yakıtları veya kullanılmış yakıt yeniden işlenirken üretilen yüksek derecedeki aktif sıvılardan oluşur (Kaya, 2012). Kullanılmış yakıtın %96,4'lük kısmı tekrar yakıt olarak kullanılabilir. Yüksek düzey radyoaktif atıklar ısı üretiminin ve radyoaktifliğin azalması için soğutma havuzlarında soğutulur. Çizelge 5.2'de düşük, orta ve yüksek düzey nükleer atık türlerinin limit değerleri, Şekil 5.2'de Tipik yüksek seviyeli atık(YSA) taşıma kabı verilmiştir.

**Çizelge 5.2.** Düşük, orta ve yüksek düzey nükleer atık türlerinin limit değerleri ( $3.7 \times 10^{10} \text{Bq} = 1 \text{ Ci}$ ) (Erdoğan, 2010)

Atık türü	Alt Limit (Bq/L)	Üst Limit (Bq/L)
Düşük Seviyeli Nükleer Atıklar	37	$3.7 \times 10^6$
Orta Seviyeli Nükleer Atıklar	$3.7 \times 10^6$	$3.7 \times 10^{11}$
Yüksek Seviyeli Nükleer Atıklar	$3.7 \times 10^{11}$	$3.7 \times 10^{11}$ üstü



**Şekil 5.2.** Tipik yüksek seviyeli atık(YSA) taşıma kabı (Taek, 2010)

## 5.4. Radyoaktif Atıkların Kaynakları

### 5.4.1. Güç reaktörü kullanılmış yakıtları

Radyoaktif yakıt elemanları radyoaktif atıkların kaynaklarından birisidir. Bir nükleer güç reaktöründe kullanılan yakıtın kütlesi birçok unsura (reaktörün gücü, tipi) bağlı olmasıyla beraber yaklaşık 1 GWe gücünde bir basınçlı su reaktörü için yılda 27 ton uranyum civarındadır. Nükleer reaktörlerde yakıt olarak kullanılan uranyum, enerji üretimi sırasında radyoaktif fisyon ürünleri ile uranyum ötesi bazı çekirdeklere dönüşür ve yakıt dışında da bazı radyoaktif atıklar oluşur (Uğur, 2005).

### 5.4.2. Yakıt tekrar işleme tesisi

Radyoaktif atıkların bir diğer kaynağı, güç reaktörlerinde kullanılan yakıtın tekrar işlendiği tesislerdir. Nükleer teknoloji ile oluşan toplam radyoaktivitenin yaklaşık %99'u yakıt olarak tekrar işleme tesislerinden açığa çıkar. Reaktörden alınan kullanılmış yakıtlar yoğun radyoaktivite içerirler. Zırhlanıp soğutulmaları amacıyla kullanılmış yakıt havuzlarına alınır ve sürekli soğutulur. Kullanılmış yakıttaki uranyum ve plütonyumun kimyasal yollarla ayrılmasından sonra kalan kısma yeniden işleme atıkları adı verilir. Ülkelere göre kullanılmış yakıt yeniden işleme kapasiteleri Çizelge 5.3'de verilmiştir.

**Çizelge 5.3.** Ülkelere göre kullanılmış yakıt işleme kapasiteleri(t Ham Madde/y) (Can, 1997)

	İşletmede	Beklemede	Gelecekte	Kapalı
ABD				2.100
Almanya				35
Belçika		120		
Brezilya				
Fransa	1.806		400	400
Hindistan	150		100	
İngiltere	2.710,2			
İtalya		0,1		15,3
Japonya	100		800	
Rusya Fed.	400		1.500	
TOPLAM	5.166,2	120,1	2.800	2.550,3

#### 5.4.3. Nükleer araştırma merkezleri

Bu tipteki atıklar, araştırma reaktörlerinde özel hedeflerin ışınlanması veya bir hızlandırıcıda istenen izotopların elde edilmesi ve sıcak hücre laboratuvarlarının işletilmesi sırasında üretilir. Nükleer araştırma merkezlerinden oluşan radyoaktif atığın büyük çoğunluğu kısa yarı ömürlü olmakla birlikte, küçük bir bölümü ise uzun yarı ömürlüdür.

#### 5.4.4. Hastaneler

Radyoaktif maddeler tanı teknikleri, ışın tedavisi gibi, tıpta tanı ve tedavi amaçlı kullanılmaktadır. Araştırma merkezleri, tıp, endüstri gibi radyoaktif maddelerin kullanımı sonucu; koruyucu kıyafetler, küçük nesnelere, kâğıt, metal parçalar, cam malzemeler gibi çeşitli atıklar oluşur. Bu tip oluşan atıklar niteliklerine göre çimento ve beton ile sabitleştirilerek paketlenip saklanır (Erdoğan, 2010).

#### 5.5. Radyoaktif Atıkların Bertaraf Edilmesi

Radyoaktif atıkların geri kazanımı amaçlanmıyor ise canlılara ve çevreye zarar vermeyecek şekilde kontrollü olarak depolanması gerekmektedir. Bu atıkların zararsızca depolanması için gerekli teknoloji mevcuttur. Radyoaktif atıkların depolama tesislerini iki grupta inceleyebiliriz: Bunlar geçici ve kalıcı saklama tesisleridir. Radyoaktif atıkların saklanması için seçilecek alan seçiminde alanın jeolojisi, depremselliği, meteoroloji, nüfus dağılımı ve çevresel koruma gibi birçok özelliğinin incelenerek

titizlikle seçimin yapılması gerekir. Genellikle su tabakalarına uzak, su geçirgenliği az olan yerler seçilmektedir.

#### **5.5.1. Geçici saklama tesisleri**

Geçici saklama, kısa yarı ömürlü izotop içeren atıkların saklanması tercih edilmektedir. Geçici saklama için radyoaktif atıklar, konteynerler içerisinde yüzeye yakın zırhlama yapılmış alanlarda geçici olarak uygun şekilde saklanabilmektedir.

#### **5.5.2. Kalıcı saklama tesisleri**

Kalıcı saklama, genellikle yüksek düzey radyoaktif atıkların saklanması tercih edilir. Metot olarak yeraltında çelik tanklar içerisinde atıklar saklanır. Genellikle insan yapımı yeraltı depoları, mağara ve eski maden ocaklarında kalıcı saklama yapılmaktadır. Saklama işlemi yapıldıktan sonra boşluklar kum ile doldurulur ve üzerine beton dökülür (Erdoğan, 2010).

### **5.6. Radyoaktif Atıkların Katılaştırılarak Saklanması**

Radyoaktif atıkların katı maddelerle sabitleştirilmesi ve bu şekilde saklanması güvenlik ve ekonomik sebeplerle avantajlıdır. Atıkların katılaştırılarak saklanmasında en çok kullanılan yöntemler: çimentolaştırma, polimerizasyon ve camlaştırmadır.

#### **5.6.1. Çimentolaştırma**

Çimentolaştırma radyoaktif atıkların katılaştırılmasında kullanılan yöntemlerden en düşük maliyetli ve işlem kolaylığı açısından en avantajlı yöntemdir. Atık içerisinde atık hacim olarak aynı oranda çimento ilavesi ile yapılır. Bu yöntemin en önemli dezavantajı, zaman içerisinde çevre koşullarından kaynaklı aşınmalar olarak görülür. Bu yöntem düşük düzey radyoaktif atıkların sabitleştirilmesi işleminde sıkça kullanılmaktadır.

#### **5.6.2. Polimerizasyon**

Daha çok orta düzey sıvı radyoaktif atıkların katılaştırılmasında kullanılan bir yöntemdir. Çimentolaştırma ile karşılaştığımızda sabitleştirmeye karşı iyi bir homojenite gösterir. Fakat radyoaktif dayanımı biraz düşüktür.



### 5.6.3. Camlařtırma

Radyoaktif atıkların camlařtırılması iřlemi katı ya da sıvı atıkların kck bir hacme getirildikten sonra, cam bir bnyeye homojen olarak emdirilmesi veya sabitlenmesi iřlemidir. Camlařtırma ynteminin diđerlerine gre ciddi avantajları vardır. Bunlardan ilki dayanıklı atık cam rnleri olmasıdır. Cam kırılrsa dahi yzeydeki radyoaktif ekirdekler aıđa ıkar, cam bnyesindekiler dıřarı sızmaz. Deđiřik biimlerde cam rnler elde edilmesi, camlařtırma ile atık materyalleri hacminin azaltılması avantajlar olarak sıralanabilir. Fotođraf 5.4’de camlařtırılmıř yksek seviyede radyoaktif atık grlmektedir (Erdođan, 2010).



**Fotođraf 5.4.** Camlařtırılmıř yksek seviyede radyoaktif atık (Taek, 2010)

## BÖLÜM VI

### MERSİN AKKUYU NÜKLEER SANTRALİ

20. yüzyılın ikinci yarısından itibaren, sanayileşmenin artması ile beraber, dünyanın gündemi güvenilir kaynaklardan enerji ihtiyacını gidermek olmuştur. Sanayileşmenin yanı sıra petrol darboğazı, nükleer enerjinin ön plana çıkmasını sağlamış, birçok nükleer reaktör kurulmuştur. 1980-1990 yılları arası meydana gelen Three Mile Island (1979, ABD) ve Çernobil (1986, Sovyetler Birliği) nükleer kazaları ve dünyadaki ekonomik gelişmeler sonucu, nükleer enerjiye talep durağan bir hal almıştır. 21. yüzyılda yenilenebilir enerji kaynaklarına bir yönelim olmuş; ancak bu tür enerji kaynaklarının dış etkenlere bağımlılığı (iklim koşullarına bağlı olarak her zaman yeterince güneş, rüzgâr ve su kaynaklarının bulunmaması) sebebiyle 7 gün 24 saat kesintisiz enerji üretebilen nükleer enerji, önemini korumaktadır. Küresel anlamda ülkeler arası ticaret ve kalkınmışlık yarışında ön sıralarda bulunmanın temel şartlarından biriside ihtiyaç duyulan enerjinin ucuz ve sürekli olarak sağlanabilmesidir.

Ülkemizin yıllık enerji talep artışı %7-8 civarında olup dünyada elektrik talep artışında Çin'den sonra Türkiye ikinci sırada bulunmaktadır. Bu ve ayrıca ithal enerji bağımlılığımızın azaltılması, ülkemiz için enerji arz güvenliğimizin sağlanması gibi sebeplerden ötürü ülkemizin, enerji elde etme çeşitliliğine mutlaka nükleer enerjiyi katması gerekmektedir. Bu çerçevede, Akkuyu ve Sinop'ta kurulacak nükleer santrallerin kaynak çeşitliliği ve enerji arz güvenliği açısından önemi ortadadır. Akkuyu ve Sinop'ta kurulacak nükleer santrallerde yılda yaklaşık 80 milyar kWh elektrik üretilmesi öngörülmektedir. 80 milyar kWh yıllık elektrik enerjisini doğalgaz santralinden üretmek istesek, yaklaşık olarak ithal edeceğimiz doğalgaza 7,2 milyar ABD doları ödeme yapmamız gerekecektir. Buradan üç yıl içerisinde doğalgaza ödenecek miktar ile Mersin-Akkuyu'daki 4 ünite nükleer santralin kurulum parası çıkmaktadır. Bunun için Türkiye Cumhuriyeti Hükümeti ile Rusya Federasyonu arasında Akkuyu Sahasında Bir Nükleer Güç Santralinin Tesisine ve İşletimine Dair İşbirliğine İlişkin Anlaşma'nın 12 Mayıs 2010 tarihinde imzalanmasıyla gerçekleşmeye başlamıştır. Söz konusu Anlaşma, 15 Temmuz 2010 tarihinde TBMM Genel Kurulu tarafından kabul edilmiş, 6 Ekim 2010 tarihli ve 27721 sayılı Resmi Gazetede

yayımlanmıştır. Bu anlaşmaya göre: Akkuyu’da kurulması tasarlanan nükleer santral, 4x1200 MW, toplam 4.800 MW gücünde WWER 1200 (AES 2006 Tasarımı) tipinde olacak ve üretilecek elektriğin 1. ve 2. üniteleri için %70, 3. ve 4. üniteleri için %30 oranına tekabül eden sabit miktarları, her güç ünitesinin ticari işletmeye alınma tarihinden itibaren 15 yıl boyunca 12,35 ABD senti/kWh ağırlıklı ortalama fiyattan (KDV dahil değil) satın alınması garanti edilmiştir. 1. ünite tüm santralin yapımıyla ilgili tüm izinler alındıktan sonraki 7 yıl içinde tamamlanacak, diğer üniteler de birer yıl arayla devreye girecektir (Başaran, 2012). Adı geçen anlaşmanın gerçekleştirilmesi kapsamında proje şirketi, 13 Aralık 2010 tarihinde Ankara’da Akkuyu NGS Elektrik Üretim A.Ş. adı ile kurulmuştur. Ülkemizde kurulacak Akkuyu nükleer güç santralının inşasında, maksimum düzeyde Türk mühendislerimizin istihdamı, yerli donanım kullanılması sağlanacaktır. Bu çerçevede, yetiştirilmek üzere toplamda 600, 2014 yılı sonuna kadar 300 Türk öğrenci Rusya’daki santrallerde eğitimden geçirilecektir. Akkuyu Nükleer Santral Projesinde mühendislikten yöneticilik kademesine kadar farklı alanlarda istihdam edilecektir (T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2013). Fotoğraf 6.1’de Türkiye’nin önemli üniversitelerinden öğretim üyelerinin referans tesis Novovoranej NGS-2’yi ziyareti.



**Fotoğraf 6.1.** Türkiye’nin önemli üniversitelerinden öğretim üyelerinin referans tesis Novovoranej NGS-2’yi ziyareti (Akkunpp, 2014)

## **6.1 Türkiye'nin Temel Enerji Politikası**

Enerji, bir ülkenin ekonomik alanda gelişimini sürdürebilmesinin olmazsa olmazı durumunda olup önemi her geçen gün artmaktadır. Enerji devlet politikası olarak ele alınmalı, enerjinin uzun soluklu politika ve çok boyutlu stratejiler gerektiren bir konu olduğu unutulmamalıdır. Bu noktada enerji arz güvenliği ön plana çıkmaktadır. Dünyada ekonomilerdeki daralmaya karşın artan enerji ihtiyacı, bunun yanında azalmakta olan fosil yakıtlar, ülkelerin enerji ihtiyaçlarını karşılamak için farklı arayışlara itmektedir. Ülkemizde de enerji sektörüne talep hızlı bir artış göstermektedir. Ülkemizin temel enerji politikalarına baktığımızda; enerjide dışa bağımlılığın azaltılması, kaynak çeşitliliğine önem verilmesi, çevre üzerine olumsuz etkilerin en aza indirilmesi, yerli kaynaklara önem verilmesi, enerji tedarikçilerinin çeşitliliği, stratejik petrol ve doğalgaz depolama kapasitesinin artırılması ve enerji ihtiyacının en düşük maliyetle, sürekli ve güvenli bir şekilde temini şeklinde özetlemek mümkündür (Şirin, 2008).

18 Mayıs 2009 tarihinde Yüksek Planlama Kurulu tarafından kabul edilmiş olan, Elektrik Enerjisi Piyasası ve Arz Güvenliği Strateji Belgesi'nde: "Nükleer güç santrallerinin, elektrik enerjisi üretimi içerisindeki payının 2020 yılına kadar en az %5 seviyesine ulaşması ve uzun dönemde daha da artırılması hedeflenmektedir." ifadesi yer almaktadır (Akça, 2009). 2023 yılına kadar Akkuyu ve Sinop Nükleer Santrallerinin işletmeye alınması durumunda, bugünkü kurulu gücümüzün % 20'si nükleer santrallerden üretilecek elektrikten oluşacaktır (Kızıltan, 2010).

## **6.2.Ülkemizde Nükleer Güç Santrali Kurulma Gerekliği**

Ülkemizin sanayileşmenin artması, nüfus artışı ve şehirleşme ile beraber elektrik ihtiyacı da artmıştır. 2002-2009 yılları arası ülkemizin elektrik tüketim oranı %7'lik bir artış göstermiş, elektrik üretimi ise 2002 yılında 129,4 milyar kWh, 2009 yılında ise 194,8 milyar kWh olarak gerçekleşmiştir (İşeri ve Özen, 2012). Çizelge 6.1'de Dünyada(2008) ve Ülkemizde(2010) üretilen elektriğin yakıt kaynaklarına göre dağılımı verilmiştir.

**Çizelge 6.1.** Dünyada(2008) ve ülkemizde(2010) üretilen elektriğin yakıt kaynaklarına göre dağılımı (İşeri ve Özen, 2012)

<b>Kaynaklar</b>	<b>Dünya</b>	<b>Türkiye</b>
Petrol	%5,5	%1,0
Doğalgaz	%21,3	%46,2
Kömür	%41,0	%25,9
Hidro	%15,9	%24,4
Nükleer	%13,5	%0,0
Diğer(Yenilenebilir)	%2,8	%1,9
<b>TOPLAM</b>	<b>20.181 milyar Kwh</b>	<b>212 milyar kWh</b>

Dünya petrol rezervinin 2060, doğalgaz rezervinin ise 2070 yılında tükeneyeceği tahmin edilmektedir (Türkiye Petrolleri Anonim Ortaklığı, 2013). 2010 yılı sonu itibariyle yaklaşık elektrik ihtiyacımızın yıllık 212 milyar kWh olduğu görülmekte, 2023 yılında ise bu rakamın 500 milyar olacağı tahmin edilmektedir. Çizelge 6.2’de yenilenebilir enerji kaynaklarımızın ekonomik potansiyeli gösterilmektedir.

**Çizelge 6.2.** Yenilenebilir enerji kaynaklarımızın ekonomik potansiyeli (T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2012)

<b>Yenilenebilir Kaynaklarımız</b>	<b>Toplam kurulu güç potansiyelimiz</b>	<b>Kurulu gücümüz</b>	<b>Kapasite faktörü</b>	<b>2023 Hedefi</b>	<b>Yıllık ortalama üretim potansiyeli (milyon kWh/yıl)</b>
Hidro	36.000	16.934	% 44	36.000	144.000
Rüzgâr	48.000	1.587	% 30	20.000	60.000
Güneş	50.000	-	% 20	3.000	7.500
Jeotermal	600	94	% 84	600	4.400
Biyokütle	2.000	44	% 80	2.000	14.000
<b>TOPLAM</b>	<b>136.600</b>	<b>18.659</b>	<b>-</b>	<b>61.600</b>	<b>229.900</b>

Yenilenebilir enerjide kurulu güç miktarımız yaklaşık olarak 136.600 MW, kullandığımız ise 18.659 MW’dır. Ancak 2023 yılında tüm yenilenebilir enerji kaynaklarımızın tamamını kullansak dahi, 2023 yılı için öngörülen talebin yarısını ancak karşılayabilmekte olduğumuz görülür.

Elektrik Enerjisi Piyasası ve Arz Güvenliği Strateji Belgesine göre, 2023’e kadar hedefimiz, elektrik üretiminde şu anda % 46 olan doğalgazın payını % 30’a çekmek, yenilenebilir enerjinin payını % 30’a çıkarmaktır. Bu da, 2023 için, yenilenebilir ile

doğalgazdan ayrı ayrı 150 milyar kWh elektrik sağlanması demektir (Akça, 2009). Yenilenebilir enerji sürekli değildir. İklim koşullarına göre değişkenlik gösterir. Nükleer santraller ise mevsim ve iklim koşullarından bağımsız, yılın 8760 saatinin bakım dönemleri çıkarıldığında ortalama 8000 saatinde çalışabilmektedir. Bu zaman dilimi hidrolikte ortalama 4000, rüzgarda ortalama 3000, güneşte ise ortalama 2500 saattir.

Güneş enerjisi sistemlerinin yaklaşık ömrü 20 yıl, enerji üretimine imkan veren fotovoltaik pillerin verimlilikleri ise %15-18 arasındadır. Rüzgar enerjisi santrallerinin kullanım ömrü 30 yıl civarındadır. Kapasite faktörü de %20-%45 arasında değişmektedir. Hidroelektrik santrallerde kapasite faktörü yağış miktarına bağlı olup ülkemizde % 42 civarındadır. Yukarıda açıklandığı üzere yenilenebilir enerji kaynaklarımızın kapasite faktörleri göz önüne alındığında ülkemiz için nükleer santral, bir seçenek olmaktan çıkıp bir zorunluluktur (T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2012). Nükleer santraller ileri teknoloji ürünü tesisler olup ülkemizde kurulacak tesisler, nükleer teknolojinin alt yapısını oluşturmada büyük katkı sağlayacaktır. Ayrıca kurulacak bu tesisler ile güvenlik ve kalite kültürünün ülkemizde yerleşmesine katkısı olacaktır (Kaya, 2007). Çizelge 6.3'de Ülkemizde kurulması planlanan nükleer reaktörler verilmiştir.

**Çizelge 6.3.** Ülkemizde kurulması planlanan nükleer reaktörler (Ülgen vd., 2012)

	<b>Reaktör Tipi</b>	<b>MWe</b>	<b>İnşaatın Başlama Tarihi(Hedef)</b>	<b>İşin Başlama Tarihi (Hedef)</b>
Akkuyu 1	WWER-1200	1200	2013	2018
Akkuyu 2	WWER-1200	1200	-	2019
Akkuyu 3	WWER-1200	1200	-	2020
Akkuyu 4	WWER-1200	1200	-	2021
Sinop 1	APWR	1550	-	2019
Sinop 2	APWR	1550	-	2020
Sinop 3	APWR	1550	-	?
Sinop 4	APWR	1550	-	?

### 6.3. Akkuyu NGS Projesinin Özellikleri

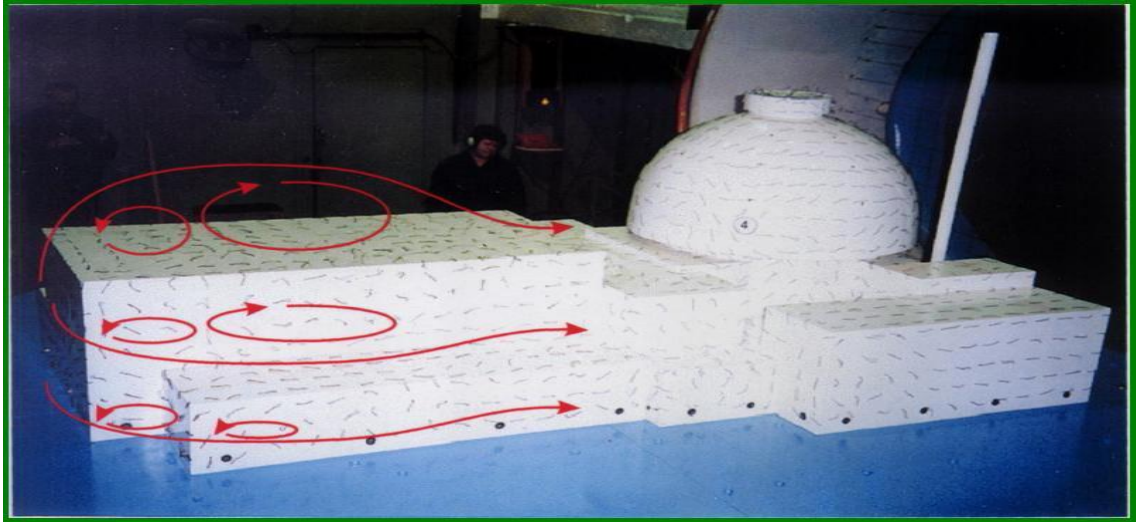
#### 6.3.1. Genel bilgi

Bir nükleer güç santrali; kontrollü olarak yapılan zincirleme reaksiyonlarla Uranyum atomunun bölünmesi sırasında açığa çıkan ısı enerjisinin reaktörün kalbine bir soğutucu ile taşınması, taşınan ısı ile buhar üretimi, daha sonra elde edilen bu enerjinin türbin vasıtasıyla mekanik enerjiye çevrimi ve mekanik enerjinin de elektrik enerjisine çevrilmesi ile çalışan sistemlerdir. Şekil 6.1’de Mersin Akkuyu’da kurulması öngörülen nükleer güç santralinin üç boyutlu bir tasarımı, Fotoğraf 6.2’de Tek ünitenin aerodinamik testine dair bir görüntü görülmektedir.



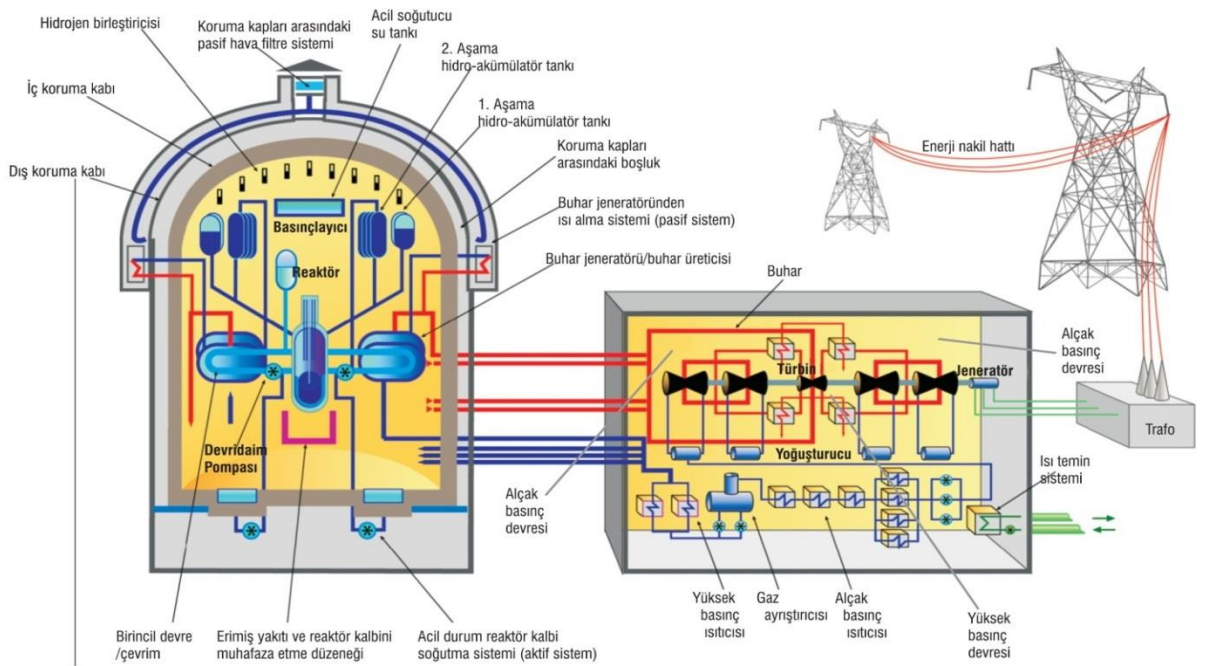
Şekil 6.1. Mersin Akkuyu nükleer güç santralinin üç boyutlu tasarımı (Worley Parsonm ve Dokay, 2011)





**Fotoğraf 6.2.** Tek ünitenin aerodinamik testine dair bir görüntü (Worley Parsonm ve Dokay, 2011)

Ülkemizde Akkuyu'da kurulacak olan çift devreli WWER yani Su-Su-Enerji reaktöründe yakıt, reaktörün kalbindedir. Burada açığa çıkan ısı, soğutucu su yardımıyla buhar üreticiden geçirilerek üreticinin içerisindeki su, ısıtılıp buhara dönüştürülür. Buhar, türbin şaftını çevirir (Worley Parsonm ve Dokay, 2011). Şekil 6.2'de Bir nükleer güç santralinin temel üretim akım şeması verilmiştir.



**Şekil 6.2.** Bir nükleer güç santralinin temel üretim akım şeması (Akkuyu NGS hakkında genel bilgiler, 2014)



### 6.3.2. Tasarım özellikleri

Akkuyu nükleer güç santrali projesi 4 üniteden oluşmaktadır. Bu ünitelerin her birinin gücü 1200 MWe, tesisin toplam gücünün ise 4800 MWe olması ve yılda ortalama 35 milyar kWh saat üretim yapması planlanmaktadır. Santralin işletme ömrü 60 yıl olacaktır. Akkuyu nükleer güç santralinin yapımında referans tesis olarak Rusya'da yapım aşamasındaki NVAEC Ünite-2 alınacaktır. Akkuyu nükleer güç santralinin yapımında üçüncü nesil WWER tipi hafif su reaktörünün kullanılması planlanmaktadır. Hafif suyun hem moderatör hem de soğutucu olarak kullanıldığı bu tipteki reaktörler dünyanın en güvenli reaktörleri arasında gösterilmektedir.

### 6.4. Akkuyu Nükleer Güç Santrali İçin Neden Rusya Federasyonu?

Rusya Federasyonu nükleer enerji teknolojisi anlamında dünyanın önemli üretici ve işleticileri arasındadır. Rus nükleer teknolojisi ilk nükleer santralin kuruluşu 1950'li yıllara dayanır. 1986 Çernobil kazası ve Sovyetler Birliğinin dağılması sonucu ortaya çıkan gelişmelerden dolayı 1990'lı yıllarda yapımı süren nükleer santrallerin yapımı durdurulmuş; ancak 2000'li yıllarda bu santraller faaliyete geçmiştir. Şu an 11 ülkede işletmede ve inşa halinde olan Rus tasarımı, toplam 83 nükleer reaktör bulunmaktadır. Çizelge 6.4'de Dünya genelinde Rus teknolojisi nükleer reaktörlerin durumu verilmiştir.

**Çizelge 6.4.** Dünya genelinde Rus teknolojisi nükleer reaktörlerin durumu (T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, 2012)

Ülkeler	Nükleer Reaktör Sayısı	
	İşletilen	İnşa Halinde
Rusya Federasyonu	32	10
Ermenistan	1	-
Bulgaristan	2	-
Çin Halk Cumhuriyeti	2	-
Çek Cumhuriyeti	6	-
Finlandiya	2	-
Macaristan	4	-
İran	1	-
Slovakya	4	-
Ukrayna	15	2
Hindistan	-	2
Sadece Yurt Dışındaki Toplam	37	4
<b>Genel Toplam</b>	<b>69</b>	<b>14</b>

Rusya Federasyonunda bulunan 32 adet nükleer santralde 23.084 MWe/yıllık elektrik üretimi yapılmaktadır; ayrıca inşa halinde olan 10 nükleer santralin dışında 14 daha nükleer santralin yapımı planlanmıştır. Ülkemizde Ruslar tarafından inşa edilecek olan üçüncü nesil WWER-1200 tipi reaktörlerin gelişmesinde WWER-1000'ler temel alınmıştır. WWER-1200 tip nükleer reaktörlerde iki tanesi şu an Rusya Federasyonunda Novovoronezh ve Leningrad'ta inşa halindedir. WWER-1200'ler tek seferde konulan yakıt ile 2 yıl çalışabilmekte ve yılda sadece 5 gün bakıma ihtiyaç duymaktadırlar. Bir sorun anında reaktör 24 saat içerisinde tamamen kapatılacak şekilde dizayn edilmektedir. Rusya Federasyonu; nükleer santral inşa ettiği ülkeler eğer nükleer silaha sahip değil ise, santral için yakıt sağlama ve kullanılan yakıtın Rusya Federasyonuna geri dönmesini sağlamaktadır. Daha önce Rusya Federasyonu tarafında yapılan nükleer reaktörler anahtar teslimi yapılmış; ancak ilk defa (Yap – Sahip ol – İşlet)Türkiye – Mersin – Akkuyu'ya inşa edilecek reaktörde bir Rus santrali yapılıp elektriği de Türkiye'ye satılacaktır. Tüm bu sebeplerden ötürü Rusya Federasyonu, Mersin – Akkuyu nükleer santralinin yapımı için tercih edilmiştir (Günvar, 2011).

## BÖLÜM VII

### TARTIŞMA VE SONUÇ

Dünyada nükleer enerjinin tercih edilmesinde birincil enerji kaynakları olan petrol, doğalgaz ve kömürün hızla tükenmesi, ( Yapılan araştırmalarda petrolün 46 yıl, doğalgazın 60 yıl, kömürün 119 yıllık rezervi olduğu ortaya çıkmıştır.) nüfus artışı ile enerji gereksiniminin artması ve maliyet etken olmuştur. Nükleer santrallerin ilk kurulum maliyetleri yüksek olmasına karşın; yakıt ve işletme giderleri düşüktür. Elektrik üretim maliyeti termik ve hidroelektrik santrallerle kıyaslandığında düşüktür. 2010 yılı Mayıs ayı itibariyle 372 GWe kurulu üretim kapasiteli 30 ülkede 438 nükleer santral bulunmaktadır. 1973 yılında dünyada üretilen toplam enerjinin %3'ü nükleer santrallerden elde edilirken, bu rakam 2010 yılında %12,9 olmuştur. Dünyada; ileri kaynar su reaktörü, ileri gaz soğutmalı reaktör, kaynar sulu reaktör, hızlı üretken reaktör, gaz soğutmalı reaktör, hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcılı reaktör, basınçlı ağır su reaktörü ve su soğutmalı ve su yavaşlatıcılı reaktör olmak üzere 9 tipte reaktör bulunmaktadır. Dünyada kurulu 438 nükleer reaktörden 214 tanesi basınçlı su reaktörü, 90 tanesi kaynar sulu reaktör ve 50 tanesi de su soğutmalı su yavaşlatıcılı reaktördür. Genel olarak bir nükleer reaktörün çalışma prensibi şöyledir. Kontrollü zincirleme fisyon reaksiyonları sonucu elde edilen enerji suya aktarılır. Su pompalar yardımıyla buhar üreticisine gönderilir ve burada başka bir suyun kaynatılması ısı aktarımı ile sağlanarak üretilen buhar türbinlere gönderilip dönmesi, dolayısıyla türbinlere bağlı olan jeneratör yardımıyla elektrik üretilir. Buhar üreticisine gönderilen su ısıyı aktardıktan sonra pompalar yardımıyla tekrar sisteme gönderilir ve soğutucu olarak kullanılır. Nükleer reaktörlerin en önemli giderlerinden birisi yakıttır. Kullanılan yakıt tiplerine baktığımızda büyük çoğunlukla doğal veya zenginleştirilmiş uranyum kullanılmaktadır. Toryumunda yakıt olarak kullanılabileceği reaktörler üzerinde çalışmalar devam etmektedir. Uranyumun dünyadaki rezerv miktarı 5,5 milyon tonun üzerindedir. 2020 yılı itibarıyla mevcut ve kurulacak nükleer reaktörlerin yıllık ihtiyacının 80 bin ton olması öngörülmektedir. İhtiyaç duyulan uranyumun bir kısmı geri kazanılan fisil maddelerden ve nükleer savaş başlıklarından elde edildiği için şu aşamada hammadde ihtiyacı karşılanmaktadır. Burada önemli bir nokta da nükleer reaktörlerden elektrik üretimi sonucu ortaya çıkan atıkların çevrenin ve halkın kabul

edebileceği şekilde ekonomik ve güvenli bir yol ile bertaraf edilmesidir. Bunun için Uluslar Arası Atom Enerjisi Ajansının “ Radyoaktif Atık Yönetim İlkeleri” esas alınmaktadır. Mevcut nükleer reaktörlerde ortaya çıkan atık miktarı diğer yollar ile elektrik üreten santrallere nazaran az olduğu için halen atıklar santrallerde bulunan geçici saklama tesislerinde depolanmaktadır. Radyoaktif atıkların kalıcı saklama tesislerine transferinden önce çimentolaştırma, polimerizasyon ve camlaştırma gibi işlemlerden geçirilerek hacminin azaltılması, radyoaktif sızmanın önüne geçilmesi hedeflenir.

Türkiye’de elektrik üretimi büyük oranda fosil yakıtlardan sağlanmaktadır. Fosil yakıtların büyük oranda ithal edilmesi, ekonomik sorunlar, arz güvenliği eksikliği enerjide dışa bağımlılığı beraberinde getirmektedir. 2010 yılı sonu itibariyle Türkiye’nin enerji ihtiyacı yıllık 212 milyar kWh olmuştur. Bu rakamın 2023 yılında 500 milyar kWh olacağı tahmin edilmektedir. Ülkemizdeki yenilenebilir enerji kaynaklarının toplam potansiyeli yaklaşık yıllık 137 milyar kWh olduğu görülmektedir. 2010 yılında bu kaynaklardan yıllık 18,6 kWh elektrik üretilmiş 2023 yılında ise yenilenebilir enerji kaynaklarından elektrik üretiminin yıllık 61,6 milyar kWh olması öngörülmektedir. Bu rakamlara baktığımız zaman 2023 yılında tüm yenilenebilir enerji kaynaklarımızı kullandığımızda bile enerji ihtiyacımızı karşılamamaktadır. Sonuç olarak Türkiye’nin enerji ihtiyacını farklı kaynaklardan sağlama gerekliliği görülmektedir. Türkiye’de 1960’lardan günümüze dek birçok kez nükleer santral kurma girişimi olmuş ancak; çeşitli etkenlerden dolayı hayata geçirilememiştir. 12 Mayıs 2010 tarihinde Türkiye Cumhuriyeti hükümeti ile Rusya Federasyonu arasında Mersin ili Gülnar ilçesi Akkuyu sahasında bir nükleer güç santralının kurulması ve işletilmesine dair anlaşma imzalanmış, 16 Temmuz 2010 tarihinde de bu anlaşma TBMM genel kurulunda kabul edilmiştir. Bu anlaşma uyarınca Akkuyu’da kurulması planlanan nükleer santral 4x1200 MW toplam 4800 MW gücünde WWER 1200 ( 3. Nesil üstün güvenli) tipinde olacak, üretilecek elektriği 1. ve 2. Üniteler için %70’lik kısmı, 3. ve 4. Üniteler için %30’luk kısmı her güç ünitesinin ticari olarak işletmeye alınmasından 15 yıl boyunca kWh 12.35 ABD senti ortalama fiyat ile (Katma Değer Vergisi dahil değildir) satın alınacaktır. Tüm izinler alındıktan 7 yıl sonra ilk ünite, diğer ünitelerin de bunu takip eden 1’er yıllık aralarla hizmete alınması öngörülmektedir. 2014 yılında santralin inşası için kurulan şirket 2. ÇED raporunu onaya sunmuş ve sonucunu

beklemektedir. ESA'nın sona ermesine müteakip (Ünitelerin ticari işletmeye giriş tarihinden sonra 15 yıldan daha erken olmamak kaydıyla) proje şirketi 4 ünite için Türkiye Cumhuriyetine yıllık bazda net karının % 20'sini verecektir. Yine anlaşma uyarınca reaktör ömrü 60 yıl olarak öngörülmüş ve süre sonunda modernizasyon anlaşması imzalanmaz ise proje şirketi reaktörlerin sökümü ve transferi için sorumludur. Bu sebeple şirket Türk tarafınca alınan elektrik için yakıt ve radyoaktif yakıt yönetimi hesabına 0.15 ABD senti/kWh ve işletmeden çıkarma hesabına da 0.15 ABD senti/kWh ödeme yapacaktır. Santralde istihdam edilmek üzere toplamda 600 Türk öğrenci Rusya'da eğitimden geçirilecektir. 2014 yılı sonuna kadar 300 Türk öğrenci Rusya'da eğitim faaliyetlerinde bulunmak üzere Rusya'ya gönderildi/gönderilecektir. Nükleer santrallerin olmaz ise olmazlarından birisi de yakıttır. Yakıt Rusya Federasyonu tarafından kendi tesislerin de zenginleştirme işlemlerini yaparak Türkiye'ye getirilecektir. Taraflar arasında karşılıklı mutabakat sağlandığında yakıt sonucu oluşan atıkların tekrar zenginleştirme işlemi ve bertaraf edilmesi şirket tarafından sağlanacaktır.

Türkiye ve Rusya Hükümetleri arasındaki anlaşma incelendiğinde basında yer aldığı gibi ya da hükümetimiz yetkililerinin iddia ettiği gibi Türkiye'ye nükleer teknoloji transferi konusunda tarafları bağlayıcı kararların olmayışı dikkat çekmektedir. Türkiye'ye teknoloji transferinin mümkün olabilmesi ancak ve ancak imzalanan anlaşma metninde tarafların ortaklıkları ve bu ortaklık çerçevesinde kurulacak olan nükleer santralin bazı malzemelerinin Türkiye'de üretiminin zorunlu tutulması ve bu üretim sürecinde teknolojik ürünlerin üretilmesi ve geliştirilmesiyle mümkün hale getirilebilir. Bu süreçte edinilecek bilgi ve teknolojik birikim ülkemizin ileri yıllarda kendi nükleer santralini üretimi konusunda bir alt yapı oluşturacaktır. Türkiye'nin Mersin, Akkuyu Nükleer Güç Santrali ile enerji kaynaklarını çeşitlendirmekle birlikte; enerji üretimi konusunda doğal gaz konusunda Rusya'ya olan bağımlılığına Nükleer enerji üretimini de ekleyerek bu enerji bağımlılığını daha da artırmıştır. Türkiye'nin güneş, rüzgar, hidroelektrik gibi yenilenebilir enerji kaynakları potansiyeli dikkate alındığında bu tür enerji kaynaklarından enerji üretim tesislerinin geliştirilmesi ve artırılması konusunda gerekli önem verilmelidir. Bu yolla Türkiye'nin ileriki yıllarda enerji sorununa çözüm üretilmekle birlikte enerji üretimi konusunda dış bağımlılığı da azalacaktır.

## KAYNAKLAR

Akça, H.İ., Elektrik Piyasası ve Arz Güvenliği Strateji Belgesi, *T.C. Başbakanlık Devlet Planlama Teşkilatı Müsteşarlığı 107/1701*, Ankara, s. 1-10, 2009.

“Akkunpp” <http://www.akkunpp.com/turkiyenin-onemli-universitelerinden-ogretim-uyeleri-ve-gazeteciler-novovoronej-ngs-2yi-ziyaret-etti>, 2014.

“Akkuyu NGS hakkında genel bilgiler”, Akkunpp, <http://www.akkunpp.com/nukleer-guc-santrali-ngs>, 2014.

Akyüzlü, Ö.F., Nükleer reaktör yakıt imalatı öncesi uranyumun saflaştırılması ve zenginleştirme prosesleri, Yüksek Lisans Tezi, *M.Ü. Fen Bilimleri Enstitüsü*, İstanbul, s. 4-7, 2008.

Aliağaoğlu, A, ve Temurçin, K., “Nükleer enerji ve tartışmalar ışığında Türkiye’de nükleer enerji gerçeği”, *A.Ü. Coğrafi Bilimler Dergisi* 1(2), 25-39, 2003.

Altın, V., “Nükleer”, *Bilim Teknik*, s. 34-49, 2006.

Aybers, N. Ve Bayülken, A., Nükleer Güç Reaktörlerinin Termodinamik Analizi, *İ.T.Ü Rektörlük Ofset Atölyesi*, İstanbul, s. 113-235, 1988.

Aybers, N. ve Bayülken, A., Nükleer Reaktör Mühendisliği- I Temel Bilgiler, *İ.T.Ü Matbaası*, İstanbul, s. 239-301, 1990.

“Basınçlı Ağır Su Reaktörü”, Taek, <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/170-nukleer-reaktorler/462-basincli-agir-su-reaktoru.html>, 2013.

“Basınçlı Su Reaktörü Tipi”, Taek, <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/170-nukleer-reaktorler/464-basincli-su-reaktoru-tipi.html>, 2013.

Başaran, M., Enerji Raporu, *Dünya Enerji Konseyi Türk Milli Komitesi 0021*, Ankara, s. 183-201, 2012.

Bilir, A., Nükleer enerji, Yüksek Lisans Tezi, *N.Ü Fen Bilimleri Enstitüsü*, Niğde, s.1, 2002.

Can, Ş., “Nükleer Yakıt Çevrimleri”, *I. Ulusal Nükleer Yakıt Sempozyumu*, İstanbul, s. 1-22, 1997.

Damar, N.B., Apaçık, E., Kuruçay, E., Ulusaler, K., Türker, H.S., Ergün, A.F., Mak, M., Atar, S., Arıbaş, R., Çiçekçi, T. Ve Tekin, Y., Nükleer Enerji Raporu, *Elektrik Mühendisleri Odası*, s. 13-119, 2013.

Devlet Planlama Teşkilatı, Nükleer enerji hammaddeleri uranyum- toryum, *T.C. Başbakanlık Devlet Planlama Teşkilatı Müsteşarlığı, 2429-ÖİK:487*, Ankara, s. 3-26, 1996.

Doğu Marmara Kalkınma Ajansı, TR42 Doğu Marmara Bölgesi Yenilenebilir Enerji Raporu, *Doğu Marmara Kalkınma Ajansı*, s. 9, 2011.

Dutzer, M., Vervialle, J.P. ve Charton, P., Present Issues For Centre De La Manche Disposal Facility, <http://www.euronuclear.org/events/topseal/transactions/Paper-Session-III-Dutzer.pdf>, 2014.

Erdoğan, A., Nükleer Reaktör Tipleri, <http://benim.kimyam.net/uploads/6/9/0/6/6906133/reaktortipleri.pdf>, 2014.

Erdoğan, C., Radyoaktif atıkların immobilizasyonunda camlaştırma tekniğinin uygulanması, Doktora Tezi, *E.Ü Fen Bilimleri Enstitüsü*, İzmir, s. 6-39, 2010.

Ertürk, F., Akkoyunlu, A. ve Varınca, K.B., Enerji üretimi ve çevresel etkileri, *Türkiye Stratejik Araştırmalar Merkezi 14*, İstanbul, s. 12-86, 2006.

“Gaz Soğutmalı Reaktörler”, Taek, <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/170-nukleer-reaktorler/460-gaz-sogutmali-reaktorler.html>, 2013.

Günvar, Hv.Kont.Ütğm. M., Türkiye ile Rusya arasındaki nükleer enerji işbirliğinin Türkiye'nin enerji güvenliğine etkileri, Yüksek Lisans Tezi, **G.B Hava Harp Akademileri Komutanlığı Stratejik Araştırmalar Enstitüsü**, İstanbul, s. 4-23, 5-1 , 2011.

International Energy Agency, Key World Energy Statistics, **I.E.A.**, Fransa, s. 20-24, 2012.

İskender, S., Türkiye’de ve Dünyada Enerji & Nükleer Enerji Gerçeği, **Tütev Yayınları**, Ankara, s. 48-140, 2005.

İşeri, E. ve Özen, C., “Türkiye’de Sürdürülebilir Enerji Politikaları Kapsamında Nükleer Enerjinin Konumu”, **İ.Ü Siyasal Bilgiler Fakültesi Dergisi**, 47, 161-180, 2012.

Kaya, İ.S., “Nükleer enerji dünyasında çevre ve insan”, **A.İ.B.Ü Sosyal Bilimler Enstitüsü Dergisi**, 24, 71-88, 2012

Kaya, M., “Türkiye’de nükleer santral kurulumu”, **C.B.Ü Soma Meslek Yüksek Okulu Teknik Bilimler Dergisi**, 7, 1-15, 2007.

“ Kaynar Sulu Reaktör Tipi”, Taek, <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/170-nukleer-reaktorler/463-kaynar-sulu-reaktor-tipi.html>, 2013.

Kızıltan, O., Nükleer enerjinin Türkiye’de enerji ihtiyacını karşılamadaki rolü, Yüksek Lisans Tezi, **İ.Ü Sosyal Bilimler Enstitüsü**, İstanbul, 89-92, 2010.

Koç, E., ve Şenel, M.C., “Türkiye enerji potansiyeli ve yatırım-üretim maliyet analizi”, **Termodinamik Dergisi**, 245, 2013.

Krane, K.S., Nükleer Fizik, 2, Şarel, B., **Palme Yayıncılık**, Ankara, s. 528-529, 2011.



“Manyetizma”, <http://yuksekmuhendis.blogspot.com.tr/2013/09/fizigin-temel-ilkeleri-5.html>, 2014.

“NGS Güvenliđi 3”, [http://www.akkuyungs.net/?page\\_id=1824](http://www.akkuyungs.net/?page_id=1824), 2014.

“Nükleer enerji”, Taek, [http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum1\\_02.html](http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum1_02.html), 2014.

“Nükleer enerji nedir? ”, Taek, <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/169-nukleer-enerji/457-nukleer-enerji-nedir.html>, 2009.

“Nükleer enerjinin tarihçesi”, <http://kernenergie.de/kernenergie-en/history/>, 2014.

“Nükleer güç santrali/reaktörü nedir?”, Taek, [http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum2\\_01.html](http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum2_01.html), 2014.

“Nükleer hammadde”, Taek, <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/172-nukleer-yakit-cevrimi/472-nukleer-hammadde-uranyum-toryum.html>, 2012.

“Nükleer yakıt çevrimi şeması”, Taek, <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/172-nukleer-yakit-cevrimi/467-nukleer-yakit-cevrimi-semasi.html>, 2013.

Sezen, G.A., Bazalt ve cam kullanılarak sezyum simüle atığının camlaştırılması, Doktora Tezi, *Y.T.Ü Fen Bilimleri Enstitüsü*, İstanbul, s. 7-14, 2010.

“Supply Of Uranium ” Word Nuclear Association, <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Uranium-Resources/Supply-of-Uranium/>, 2012.

Şahin, H.M., Yıldız, K. ve Altınok, T., “UC, UC<sub>2</sub> ve U<sub>2</sub>C<sub>3</sub> yakıtlarının füzyon nötron kaynaklı bir hibrit reaktörde değerlendirilmesi”, *Teknoloji*, 3-4, 1.11, 2001.

Şirin, S.M., Nükleer güç santrallerinin ekonomisini etkileyen riskler ve düzenleyici kurumun izleyeceği politikalar, Uzmanlık Tezi, **Enerji Piyasası Düzenleme Kurumu**, Ankara, s. 97-124, 2008.

Taek., Günümüzde nükleer enerji, **Türkiye Atom Enerjisi Kurumu**, Ankara, s. 5, 2010.  
“The Yucca Mountain Program”, Nuclear Energy Institute, <http://www.nei.org/Issues-Policy/Nuclear-Waste-Management/Disposal>, 2014.

Tombakoğlu, M., Ergün, Ş., Atak, H., Çelikten, O.Ş., Duman, V., Kayrın, K., Tiftikçi, A., Türkmen, M., Ayhan, H., Aksoy, B., Ayanoğlu, M., Güler, A., Pınarbaşı, B., Taş ve F.B., Bayraktar, B.N., Nükleer Enerji Raporu, **Fizik Mühendisleri Odası**, s. 1-64, 2011.

Turan, S., Nükleer Enerji: Nükleer Santralin Konya’ya Kurula Bilirliği, Getirileri, Götürüleri, **Konya Ticaret Odası, 2006- 42/44**, Konya, s. 6-9, 2006.

Turanlı Orakçı, Z.H., Nükleer santrallerin maliyet analizi, Yüksek Lisans Tezi, **İ.T.Ü. Enerji Enstitüsü**, İstanbul, s. 27-29, 2012.

Türk, O., Nükleer enerji ve Türkiye’de Nükleer enerji, Yüksek Lisans Tezi, **G.Ü. Eğitim Fakültesi**, Ankara, s. 10-18, 2009.

T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, Nükleer santraller ve ülkemizde kurulacak nükleer santrale ilişkin bilgiler, **Nükleer Enerji Proje Uygulama Dairesi Başkanlığı 1**, Ankara, s. 5-59, 2012.

T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı İle Bağlı Kuruluşların Amaç ve Faaliyetleri, **T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı Bağlı ve İlgili Kuruluşlar Başkanlığı**, Ankara, s. 114-115, 2013.

Türkiye Petrolleri Anonim Ortaklığı, 2012 Yılı Ham Petrol ve Doğalgaz Sektör Raporu, **Türkiye Petrolleri Anonim Ortaklığı Genel Müdürlüğü**, Ankara, s. 2-18, 2013.

Uğur, F.A., Kil minerallerinin radyoaktif maddeleri tutma özelliklerinin, kilin yapısına ve işlem koşullarına bağlılığının incelenmesi, Doktora Tezi, **Ç.Ü Fen Bilimleri Enstitüsü**, Adana, s. 3-19, 2005.

Ülgen, S., Saygın, H., Kumbaroğlu, G., Atiyas, İ., Stein, A. ve Sanin, D., Nükleer enerjiye geçişte Türkiye modeli-II, Ülgen, S. Ve Selçuki, C., **Tor Ofset Sanayi ve Ticaret Ltd. Şti**, İstanbul, s. 53-126, 2012.

Ünak, T., “Nükleer teknolojinin parlayan yıldızı: Toryum, Türkiye’nin toryum potansiyeli ve stratejik önemi”, **Stratejik Araştırmalar Dergisi**, 9, s. 157-178, 2007.

Yaramış, B., Nükleer Fizik, I, **İ.T.Ü Fen-Edebiyat Fakültesi**, İstanbul, s. 206, 1985.

Yörükoğlu, E., Orhun, Ö., Şenyel, M., Tanışlı, M., Aybek, Ş. ve Gürcan, Y., Fizik, Özdaş, K., **T.C. A.Ü Açık Öğretim Fakültesi Yayınları**, Eskişehir, s. 107- 130, 1998.

Zararsız, S., Uranyum, **Türkiye Atom Enerjisi Kurumu Teknoloji Dairesi**, Ankara, s. 7-17, 2005.

Zengin, F., “Atom Bombası: Hiroşima& Nagasaki”, <http://www.anatoliamed.com/atom-bombasi-ve-hirosima-nagasaki-1/atom-bombasi-hirosima-10/>, 2013.

Zor, S., “Tony Stark ile füzyon”, **Açık Bilim**, 22 , 2013.

Worley Parsons ve Dokay, Akkuyu nükleer güç santrali projesi çevresel etki değerlendirilmesi başvuru dosyası, **Worley Parsons ve Dokay**, Ankara, s. 1-101, 2011.

## ÖZ GEÇMİŞ

Saim ÖNGÜ 12.02.1974 tarihinde Kanada'da doğdu. İlk, orta ve lise öğretimini Niğde'de tamamladı. 1992 yılında girdiği Gazi Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü'nden 1997 yılında mezun oldu. 1998 yılından beri Milli Eğitim Bakanlığına bağlı çeşitli okullarda Fizik öğretmeni olarak çalışmaktadır. 2012 yılında Niğde Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Fizik Anabilim dalında yüksek lisans öğrenimine başladı. O tarihten beri yüksek lisans öğrenimine devam etmektedir. Bilim dalındaki ilgi alanı nükleer reaktörlerdir.