

**T.C.  
İNÖNÜ ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**FİSYON REAKTÖR TASARIM OPTİMİZASYONLARI İÇİN ÜÇ BOYUTLU  
NÖTRONİK HESAPLAMALAR**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**Selcan İNAL**

**Fizik Anabilim Dalı**

**Tez Danışmanı: Doç. Dr. Mehtap DÜZ**

**Ocak 2021**

**T.C.  
İNÖNÜ ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**FİSYON REAKTÖR TASARIM OPTİMİZASYONLARI İÇİN ÜÇ BOYUTLU  
NÖTRONİK HESAPLAMALAR**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**Selcan İNAL  
(13612012024)**

**Fizik Anabilim Dalı**

**Tez Danışmanı: Doç. Dr. Mehtap DÜZ**

**Ocak 2021**

## TEŐEKKÜR VE ÖNSÖZ

Yüksek lisans eğitiminin ders aşamasından tez çalışmamın bitimine kadar yardım, öneri, bilgi, tecrübe ve desteklerini esirgmeden beni her konuda sabırla ve anlayışla yönlendiren değerli danışmanım Sayın **Doç. Dr. Mehtap DÜZ** hocama teşekkürü bir borç bilirim.

Her konuda olduğu gibi yüksek lisans eğitimim boyunca da benden sevgi ve desteklerini esirgemeyen sevgili eşim **Hasan İNAL**'a; oğullarım: **Y. Selim, M. Kağan** ve **M. Fatih**'e sonsuz teşekkür ederim.

Bu çalışmayı bana her konuda inanarak beni sevgiyle büyüten ve özlemlerini her daim yüreğimde hissettiğim annem **Mevlüdiye YEDİK** ve babam **Mehmet YEDİK**'in aziz hatıralarına ithaf ediyorum.



## ONUR SÖZÜ

Doktora veya yüksek lisans tezi olarak sunduđum “Fisyon Reaktör Tasarım Optimizasyonları İçin Üç Boyutlu Nötronik Hesaplamalar” başlıklı bu çalışmanın bilimsel ahlak ve geleneklere aykırı düşecek bir yardıma başvurmaksızın tarafımdan yazıldığına ve yararlandığım bütün kaynakların hem metin içinde hem de kaynakçada yöntemine uygun biçimde gösterilenlerden oluştuđunu belirtir, bunu onurumla doğrularım.

Selcan İNAL



## İÇİNDEKİLER

TEŞEKKÜR VE ÖNSÖZ .....	i
ONUR SÖZÜ .....	ii
İÇİNDEKİLER .....	iii
ÇİZELGELER DİZİNİ .....	v
ŞEKİLLER DİZİNİ .....	vi
SEMBOLLER VE KISALTMALAR.....	viii
ÖZET.....	x
ABSTRACT .....	xi
<b>1. GİRİŞ.....</b>	<b>1</b>
<b>2. FİSYON REAKSİYONU .....</b>	<b>6</b>
2.1. Nükleer Reaktörler .....	8
2.2. Nükleer Reaktörlerin Temel Elemanları .....	9
2.2.1. Yakıtlar .....	10
2.2.2. Moderatör (yavaşlatıcı) .....	12
2.2.3. Soğutucu .....	13
2.2.4. Yansıtıcı (reflektör) .....	13
2.2.5. Kontrol çubukları .....	13
2.2.6. Muhafaza reaktör basınç kabı (RBK).....	14
2.3. Nükleer Güç Reaktörleri (Ticari Reaktörler) .....	18
2.3.1. Hafif su reaktörleri .....	19
2.3.2. Ağır sulu reaktörler .....	22
2.3.3. Sodyum soğutmalı hızlı reaktör .....	24
2.3.4. Erimiş tuz reaktörü .....	25
2.3.5. Yüksek sıcaklık gazı soğutmalı reaktör (HTGR).....	26
2.3.6. Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcılı reaktörler (LWGR) .....	28
<b>3. KAYNAR SU REAKTÖRLERİ (BWR) .....</b>	<b>30</b>
3.1. BWR Reaktör Basınç Kabı ve Kor Yapısı .....	34
3.2. Yakıt .....	36
3.3. Kontrol Çubukları.....	38
3.4. Güvenlik Sistemleri .....	40
3.4.1. Acil durum kor soğutma sistemi .....	40
3.4.2. Reaktör koruma binası.....	40
<b>4. MONTE CARLO YÖNTEMİ .....</b>	<b>42</b>
4.1. MCNP (Monte Carlo N- Parçacık Taşınım Kodu).....	42

4.2. MCNPX-2.7.0 (Monte Carlo N- Particle Extending Code).....	42
4.3. ENDF/B Kütüphanesi .....	44
4.3.1. ENDF/B-VI kütüphanesi .....	45
4.3.2. ENDF/B-VII kütüphanesi.....	45
4.3.3. ENDF/B-VIII kütüphanesi .....	45
<b>5. HESAPLAMALAR.....</b>	<b>46</b>
5.1. Kritiklik.....	49
5.2. Nötron Akısı.....	51
5.3. Fisyon Enerjisi.....	52
5.4. Isı Enerjisi .....	54
<b>6. SONUÇ VE ÖNERİLER .....</b>	<b>57</b>
<b>KAYNAKLAR.....</b>	<b>60</b>
<b>ÖZGEÇMİŞ .....</b>	<b>65</b>

## ÇİZELGELER DİZİNİ

<b>Çizelge 1.1:</b> Güneş, rüzgâr ve nükleer enerjinin karşılaştırılması. ....	<b>3</b>
<b>Çizelge 1.2:</b> Elektrik ihracatı yapan ülkelerde işletme ve inşa halindeki nükleer santral sayıları.....	<b>4</b>
<b>Çizelge 2.1:</b> Kinetik enerjilerine göre nötronların sınıflandırılması. ....	<b>6</b>
<b>Çizelge 2.2:</b> Radyoaktif elementler atık yüzdeleri ve yarılanma ömürleri .....	<b>11</b>
<b>Çizelge 2.3:</b> Zırh malzemesi özellikleri. ....	<b>12</b>
<b>Çizelge 2.4:</b> Nükleer güç reaktörü çeşitleri. ....	<b>19</b>
<b>Çizelge 3.1:</b> BWR bulunan ülkeler, sayıları, modeli ve üretici şirketler. ....	<b>31</b>
<b>Çizelge 3.2:</b> BWR koru ana parametreleri. ....	<b>36</b>
<b>Çizelge 4.1:</b> ENDF/B kütüphanesinin sürümleri .....	<b>44</b>
<b>Çizelge 5.1:</b> BWR sisteminin kor bilgisi.....	<b>46</b>
<b>Çizelge 5.2:</b> Zr-2 yakıt zırhı, değişen oranlarda $NpO_2$ ve $NpF_4$ yakıtları için toplam depolanan ısınma oranı .....	<b>55</b>
<b>Çizelge 5.3:</b> SiC yakıt zırhı, değişen oranlarda $NpO_2$ ve $NpF_4$ yakıtları için toplam depolanan ısınma oranı .....	<b>56</b>

## ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1:	Dünya genelinde kullanılan enerji kaynakları ve yüzdeleri.....	1
Şekil 2.1:	Uranyum ve plütonyum fisyonu için nötron kesit alanı. ....	7
Şekil 2.2:	$^{235}\text{U}$ 'in nükleer fisyon olasılığı. ....	8
Şekil 2.3:	Bir nükleer reaktörün temel bileşenleri ve çalışma prensibi .....	9
Şekil 2.4:	Yakıt çubukları ve kontrol çubukları.....	14
Şekil 2.5:	Çelik yapı üzerine beton yapı yerleştirilmesi.....	15
Şekil 2.6:	Radyoaktif salınımına karşı oluşturulan fiziksel bariyerler .....	16
Şekil 2.7:	Reaktör tiplerine göre dünya çapında nükleer reaktörler .....	17
Şekil 2.8:	Bir nükleer güç reaktörünün çalışma şeması. ....	18
Şekil 2.9:	Basınçlı su reaktörleri. ....	20
Şekil 2.10:	Kaynar su reaktörü. ....	21
Şekil 2.11:	CANDU reaktörü .....	23
Şekil 2.12:	Sodyum soğutmalı hızlı reaktör .....	24
Şekil 2.13:	Erimiş tuz reaktörü .....	25
Şekil 2.14:	Yüksek sıcaklık gaz soğutmalı reaktör nükleer .....	27
Şekil 2.15:	Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcılı reaktör .....	28
Şekil 3.1:	BWR'lerin yıllar içinde geçirdiği değişimler.....	30
Şekil 3.2:	BWR bölümleri ve çalışma şeması .....	32
Şekil 3.3:	Reaktör basınç kabı iç yapısı .....	33
Şekil 3.4:	Nem ayırıcı ve buhar kurutucuları.....	33
Şekil 3.5:	BWR korunun genel yapısı .....	35
Şekil 3.6:	BWR kor tasarımı.....	36
Şekil 3.7:	BWR yakıt elemanı .....	37
Şekil 3.8:	Farklı BWR kontrol çubukları ve bir kontrol çubuğunun tasarım içeriği. ....	38
Şekil 3.9:	BWR kor hücresinin kare kafes tasarımı .....	39

<b>Şekil 3.10:</b>	Mark I, Mark II VE Mark III tipi GE tasarımı koruma binaları .....	<b>40</b>
<b>Şekil 5.1:</b>	BWR sisteminin kor tasarımı.....	<b>47</b>
<b>Şekil 5.2:</b>	BWR sistem kor tasarımında kare kafes.....	<b>47</b>
<b>Şekil 5.3:</b>	Yakıt hücre geometrisi.....	<b>48</b>
<b>Şekil 5.4:</b>	BWR sisteminde Zr-2 yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO <sub>2</sub> ve NpF <sub>4</sub> yakıtları için k <sub>eff</sub> değeri.....	<b>50</b>
<b>Şekil 5.5:</b>	BWR sisteminde SiC yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO <sub>2</sub> ve NpF <sub>4</sub> yakıtları için k <sub>eff</sub> değeri.....	<b>50</b>
<b>Şekil 5.6:</b>	BWR sisteminde Zr-2 yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO <sub>2</sub> ve NpF <sub>4</sub> yakıtları için toplam akı değeri .....	<b>51</b>
<b>Şekil 5.7:</b>	BWR sisteminde SiC yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO <sub>2</sub> ve NpF <sub>4</sub> yakıtları için toplam akı değeri .....	<b>52</b>
<b>Şekil 5.8:</b>	BWR sisteminde Zr-2 yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO <sub>2</sub> ve NpF <sub>4</sub> yakıtları için fisyon enerjisi .....	<b>53</b>
<b>Şekil 5.9:</b>	BWR sisteminde SiC yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO <sub>2</sub> ve NpF <sub>4</sub> yakıtları için fisyon enerjisi .....	<b>53</b>
<b>Şekil 5.10:</b>	Zr-2 yakıt zırhı (zarf), değişen oranlarda NpO <sub>2</sub> ve NpF <sub>4</sub> yakıtları için BWR sisteminin ilgili bölgelerinde depolanan ısınma oranı.....	<b>54</b>
<b>Şekil 5.11:</b>	SiC yakıt zırhı (zarf), değişen oranlarda NpO <sub>2</sub> ve NpF <sub>4</sub> yakıtları için BWR sisteminin ilgili bölgelerinde depolanan ısınma oranı.....	<b>55</b>

## SEMBOLLER VE KISALTMALAR

<b>Ag</b>	: Gümüş
<b>Am</b>	: Amerisyum
<b>B</b>	: Bor
<b>Ba</b>	: Baryum
<b>Be</b>	: Berilyum
<b>Bi</b>	: Bizmut
<b>C</b>	: Karbon
<b>Cd</b>	: Kadmiyum
<b>Cf</b>	: Kaliforniyum
<b>Cm</b>	: Küriyum
<b>Fe</b>	: Demir
<b>He</b>	: Helyum
<b>Hf</b>	: Hafniyum
<b>Hg</b>	: Civa
<b>In</b>	: İndiyum
<b>K</b>	: Potasyum
<b>Kr</b>	: Kripton
<b>n</b>	: Nötron
<b>Na</b>	: Sodyum
<b>Nb</b>	: Niyobyum
<b>Np</b>	: Neptünyum
<b>Pa</b>	: Protaktinyum
<b>Po</b>	: Polonyum
<b>Pu</b>	: Plutonyum
<b>Ra</b>	: Radyum
<b>Sn</b>	: Kalay
<b>Te</b>	: Tellür
<b>Th</b>	: Toryum
<b>U</b>	: Uranyum
<b>Zr</b>	: Zirkonyum
<b>AGR</b>	: Grafit Yavaşlatıcılı Basınçlı Karbondioksit Gazı Soğutuculu
<b>BWR</b>	: Kaynar Su Reaktörleri
<b>Candu</b>	: Kanada Tipi Basınçlı Ağır Su Reaktörleri
<b>eV</b>	: Elektron Volt

<b>FBR</b>	: Hızlı Üretken Reaktörler
<b>GE</b>	: General Electric
<b>HTGR</b>	: Yüksek Sıcaklıklı Gaz Reaktörü
<b>IAEA</b>	: Uluslararası Atom Enerji Ajansı
<b><math>k_{eff}</math></b>	: Nötron Çoğalma Faktörü
<b>keV</b>	: Kilo Elektro Volt
<b>KWU</b>	: Kraftwerk Union
<b>LWGR</b>	: Hafif Su Soğutmalı Grafit Yavaşlatıcılı Reaktörler
<b>Magnox</b>	: Magnezyum Alaşımli Grafit Kontrollü Gaz Soğutmalı Reaktör
<b>MCNP</b>	: Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu
<b>MeV</b>	: Mega Elektro Volt
<b>MWe</b>	: Mega Watt Elektrik
<b>NGS</b>	: Nükleer Güç Santralleri
<b>OECD</b>	: Ekonomik Kalkınma ve İşbirliği Teşkilatı
<b>PHWR</b>	: Basınçlı Ağır Sulu Reaktörler
<b>PWR</b>	: Basınçlı Su Reaktörleri
<b>RBK</b>	: Muhafaza Reaktör Kabı
<b>RBMK</b>	: Yüksek Güçlü Kanal Tipi Reaktörler
<b>UNGG</b>	: Doğal Uranyum yakıtlı Gaz Reaktörü
<b>VVER</b>	: Rus tipi Basınçlı Su Reaktörü
<b><math>\sigma_a</math></b>	: Yakalama Tesir Kesiti

# ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

## FİSYON REAKTÖR TASARIM OPTİMİZASYONLARI İÇİN ÜÇ BOYUTLU NÖTRONİK HESAPLAMALAR

Selcan İNAL

İnönü Üniversitesi  
Fen Bilimleri Enstitüsü  
Fizik Anabilim Dalı

65 + xi sayfa

2021

Danışman: Doç. Dr. Mehtap DÜZ

Bu tez çalışmasında, reaktör kuru 8×8 tipinde kare kafeslere bölünerek üç boyutlu kaynar su reaktörünün (BWR) modellenmesi Monte Carlo metodu kullanılarak tasarlanmıştır. Kare kafesler dört küçük kare bölgeye ayrılıp her kare bölge 7×7 tipinde küçük kare kafeslere bölünmüştür. Bu çalışmada tasarlanan BWR'de yakıt olarak NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıt çubukları, yakıt zırhı olarak Zr-2 ve SiC ve soğutucu olarak su kullanılmıştır. Tasarlanan BWR modellemesinde %0,2–1 oranlarında NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıt çubukları, Zr-2 ve SiC yakıt zırhları için  $k_{eff}$ , fisyon enerjisi ve depolanan ısı enerjisi nötronik değerleri hesaplanmıştır. MCNPX-2.7.0 Monte Carlo metodu ve ENDF/B-VII.0 nükleer veri kütüphanesi kullanılarak BWR sisteminin üç boyutlu modellenmesi tasarlanmıştır.

Tasarlanan BWR modellemesinde yakıt yüzdeleri arttıkça nötronik değerlerinde arttığı görülmüştür. Yapılan nötronik hesaplamalar sonucunda SiC zırhlı NpO<sub>2</sub> yakıt çubuğunun BWR reaktörü için daha elverişli olduğu sonucuna ulaşılmıştır.

**Anahtar Kelimeler** BWR, Nötronik Değerler, MCNPX-2.7.0, ENDF/B-VII.0

## ABSTRACT

Master Thesis

### THREE-DIMENSIONAL NEUTRONIC CALCULATIONS FOR REACTOR DESIGN OPTIMIZATIONS

Author Selcan İNAL

Inonu University  
Graduate School of Nature and Applied Sciences  
Department of Physics

65 + xi sayfa

2021

Supervisor: Doç. Dr. Mehtap DÜZ

In this thesis study, the modeling of a three-dimensional boiling water reactor (BWR) was designed using the Monte Carlo method by dividing the reactor core into  $8 \times 8$  type square lattices. Square are divided into four small square zones, and each square zone is divided into small square lattices of  $7 \times 7$  type. In the BWR designed in this study,  $\text{NpO}_2$  and  $\text{NpF}_4$  fuel rods were used as fuel, Zr-2 and SiC as fuel clad and water as coolant.  $\text{NpO}_2$  and  $\text{NpF}_4$  fuel rods at the rate of 0.2-1% in the designed BWR modeling, Zr-2 and SiC fuel clads keff, fission energy and stored heat energy neutronic values were calculated. Three dimensional modeling of the BWR system was designed using MCNPX-2.7.0 Monte Carlo method and ENDF/B-VII.0 nuclear data library.

In the designed BWR modeling, it was seen that as the fuel percentages increased, the neutronic values increased. As a result of the neutronic calculations, it was concluded that the SiC clad  $\text{NpO}_2$  fuel rod is more suitable for the BWR reactor.

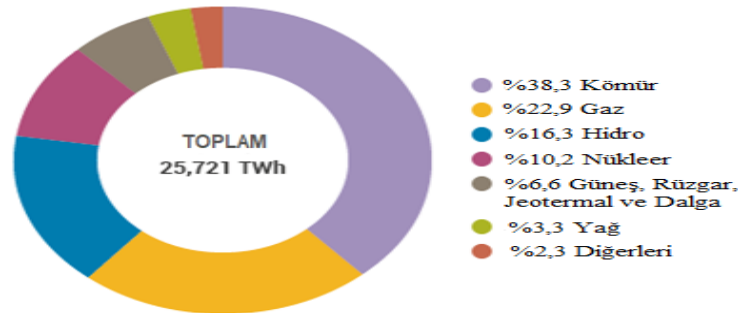
**Keywords:** BWR, Neutronic Values, MCNPX-2.7.0, ENDF/B-VII.0

## 1. GİRİŞ

Dünya nüfusundaki artışla birlikte sanayileşmenin ve teknolojinin ivme kazanması enerjiye olan ihtiyacı katlayarak arttırmaktadır. Buna artan gelir düzeyi, şehir yaşamının kolaylığı ve elektriğe erişimin artması durumu da eklenince enerji; ihtiyaç olmaktan çıkıp, ülkelerin sosyoekonomik durumlarını hatta global dünyada prestijlerini etkileyen vazgeçilmez bir unsur haline gelmektedir.

Enerji kaynakları yenilenebilir ve yenilenemez kaynaklar olarak iki grupta incelenmektedir. Yenilenebilir enerji kaynakları hidrolik enerji, güneş enerjisi, hidrojen enerjisi, biyokütleden elde edilen enerji, jeotermal enerji, gelgit enerjisi ve dalga enerjisidir. Yenilenemez enerji kaynakları ise fosil yakıtlar (petrol, doğalgaz, kömür) ve nükleer enerji kaynaklarıdır [1].

Fosil kaynaklar 20. yüzyıla kadar kullanımı artarak devam eden ve en çok tercih edilen yakıtlar olmuştur. Fosil yakıtlarla birlikte iklim değişikliklerine sebep olan sera gazı salınımı, fosil yakıtların azalması ve yeryüzündeki farklı dağılımı gibi nedenler; gelişmiş ülkelerin fosil yakıt kullanımını azaltma kararı almalarına neden olmuştur ancak Şekil 1.1'de görüldüğü gibi tam anlamıyla gerçekleşmemiştir. Dünya genelinde üretilen toplam enerji miktarı 25,721 TWh'tır. Bu enerjinin büyük bir bölümünün üretiminde CO<sub>2</sub> emisyonunu arttıran kömür ve gaz gibi fosil enerji kaynakları yer almıştır. Yenilenebilir enerji kaynakları ise maliyeti veriminden yüksek, doğa koşullarından olumsuz etkilenebilen ama çevreyi daha az kirlettiği öne sürülen enerji kaynakları olduğundan bu pastanın sadece %12,2'lik kısmını karşılamaktadır.



Şekil 1.1: Dünya genelinde kullanılan enerji kaynakları ve yüzdeleri [2].

Günümüzde elektriğe ve temiz havaya erişim hayati önem taşımaktadır. Elektrik talebi artmaya devam ettikçe, iklim değişikliğini önleyebilmek için sera gazı emisyonlarını düşürecek daha temiz kaynaklara geçilmelidir. Bu durum, nükleer enerjinin de önemli bir parçası olduğu tüm düşük karbonlu enerji kaynaklarının kullanımında büyük bir artışa neden olacaktır.

Nükleer enerjinin üst düzey güvenlik altında üretildiği termik santrallere nükleer santraller denir. Diğer termik santrallerden farkı kimyasal enerji yerine fisyon enerjisi kullanılmasıdır. Nükleer santraller sahip oldukları pek çok olumlu özellikten dolayı önemli bir enerji kaynağı olarak tercih edilmektedir. CO<sub>2</sub> emisyonun az olması, ucuz, devamlılığı olan ve istenilen noktada kolayca ulaşılabilen bir kaynak olması nükleer enerjinin olumlu özelliklerinin başında gelmektedir [3].

Nükleer güç santrallerinde (NGS) hava koşullarından etkilenmeden yılda 330 ile 335 gün aktif olarak enerji üretilmektedir. Rüzgâr ve güneş santrallerinde ise yılda sadece 75 – 115 gün enerji üretimi gerçekleşmektedir.

Nükleer enerjinin temelini Uranyum elementi oluşturmaktadır. Uranyum dünyanın değişik coğrafyalarında çıkartılmaktadır. Elektrik üretimi için kullanılan nükleer yakıtın tutarı diğer fosil yakıtlara kıyasla çok daha ucuzdur. Fisyon enerji kaynağı olan uranyumun 2 gramından elde edilen enerji diğer fosil kaynaklardan kömürün 400 gramının, doğalgazın 350 m<sup>3</sup>'nün, petrolün 450 m<sup>3</sup>'nün ürettiği enerjiye eşdeğerdir. Bununla birlikte NGS'ler çalışma esnasında havaya sera gazı bırakmadıklarından küresel ısınmaya neden olmamaktadır [4].

NGS'nin güvenlik önlemleri uluslararası kurum ve kurallar ile ileri düzeydedir. Bu önlemler 72 saat soğutma, NGS'nin dış kısmında reaktörden bağımsız olarak meydana gelebilecek uçak çarpması gibi kazalara karşı alınmış üst düzey güvenlik önlemleri ve dijital kontrol odaları gibi pek çok ileri teknolojinin kullanılması NGS'leri daha güvenli ve kontrol edilebilir bir tasarım haline getirmiştir. Birçok Avrupa ülkesinde yerleşim yerleri nükleer santrallerin hemen yanında yer almaktadır. Tarım, hayvancılık, turizm ve balıkçılık gibi sayısız ekonomik faaliyet nükleer santrallerin yanında rahatça ve güvenle yapılmaktadır. Hatta Fransa'da bazı santrallerdeki soğutma sularının sıcaklığı seraları ısıtmak için kullanılmaktadır [3,5].

Nükleer santrallerin ömrü çeşitli teknolojiler kullanılarak 30 ile 40 yıldan ortalama 60 yıla kadar uzatılmıştır. Dünyada söz sahibi olan gelişmiş ülkelerin yeni reaktör ihtiyacı duymamalarının nedenlerinden biri var olan nükleer santrali yenileyip kullanmalarıdır. Bu durum rüzgâr ve güneş santralleri için geçerli değildir. Bu santraller 20-30 yıllık bir ömre sahiptir.

Çizelge 1.1’de görüldüğü üzere nükleer santraller diğer enerji kaynaklarından daha az yer kaplaması nedeniyle daha az yapı malzemesi (Beton, Fe vb.) kullanılacağından ekolojik çevreye etkisi daha az olmaktadır. Aynı miktarda elektriğin üretilmesi için nükleer santrallerde 2,5 km<sup>2</sup> alan gerekirken güneş panelleri için 75 kat, rüzgâr santralleri için 360 kat daha fazla alan gerekmektedir [4].

**Çizelge 1.1:** Güneş, rüzgâr ve nükleer enerjinin karşılaştırılması.

TEKNOLOJİ	KAPASİTE FAKTÖRÜ (%)	ARAZİ İHTİYACI (km <sup>2</sup> )
Güneş	17-28	2,5
Rüzgâr	34-47	670-930
Nükleer	90	72-120

Nükleer santrallerden üretilen yan ürünler ziraatta, sağlıkta, gıda dezenfekte etmekte, ağır metal endüstrisinde, madencilikte, arkeolojide, çevre araştırmalarında ve uzay çalışmalarında kullanılmaktadır [5].

7 Ocak 2021’de güncellenen istatistiksel verilere göre Çizelge 1.2’de belirtildiği gibi dünyada işletmede olan 442, inşası devam eden 55 ve 2030’a kadar kurulmasına karar verilen 164 reaktör bulunmaktadır. 50’den fazla ülkedeki yaklaşık 220 araştırma reaktöründe nükleer enerji üretilmektedir. Bu reaktörler ayrıca tıbbi ve endüstriyel izotopların üretiminde ve eğitimde kullanılmaktadır. Nükleer enerjiyle üretilen elektrik Fransa (%72), ABD (%19), Ukrayna (%53), Belçika (%39), İsveç (%40) ve Güney Kore (%24) gibi ülkelerin enerji ihtiyaçlarının büyük bir kısmını karşılamaktadır [3]. İletim şebekeleri aracılığıyla İtalya ve Danimarka gibi birçok ülke, Türkiye’nin elektrik ihtiyacının neredeyse 9 katı kadar olan elektriği ithal nükleer enerjiden karşılamaktadır.

**Çizelge 1.2:** Elektrik ihracatı yapan ülkelerde işletme ve inşa halindeki nükleer santral sayıları [6, 7].

ÜLKELER	REAKTÖR SAYILARI	İNŞA HALİNDEKİ REAKTÖRLER	ELEKTRİK ÜRETİMİNDEKİ PAYI (%)
ABD	95	2	20.1
Fransa	57	1	71.6
Çin	47	11	3.9
Japonya	33	2	3.6
Rusya	38	6	17.8
Kore	24	5	27.1
Hindistan	22	7	3.22
Kanada	19	–	14.64
Ukrayna	15	2	55.1
Birleşik Krallık	15	1	19.3
İsveç	7	–	39.6
Almanya	6	–	11.6
Belçika	7	–	49.9
İspanya	7	–	21.2
Çek Cumhuriyeti	6	–	33.1
Pakistan	5	2	6.2
İsviçre	4	–	33.4
Finlandiya	4	1	33.2
Macaristan	4	–	50
Slovakya	4	2	54.1
Arjantin	3	1	4.5
Brezilya	2	1	2.7
Bulgaristan	2	–	34.8
Meksika	2	–	6.1
Romanya	2	–	17.7
Güney Afrika	2	–	6.7
Ermenistan	1	–	32.5
İran	1	–	2.1
Hollanda	1	–	2.9
Slovenya	1	–	39.1
Tayvan	6	2	9.3
BAE	–	4	
Belarus	–	2	
Bangladeş	–	2	
Türkiye	-	1	
<b>Total</b>	<b>442</b>	<b>56</b>	

Nükleer enerji, füzyon, fisyon ve yarılanma reaksiyonları sonucu elde edilmektedir. Doğal fisyon olarak da bilinen yarılanma reaksiyonu; çekirdeğin parçalanarak kararlı duruma geçmesidir.

Ađır radyoaktif çekirdeklerin nötron çarpması sonucu daha küçük parçalar bölünmesine fisyon, hafif radyoaktif çekirdeklerin birleşerek daha ağır çekirdekler oluşturmasına ise füzyon adı verilir. Füzyon reaksiyonu sonucu 17,6 MeV enerji açığa çıkarken fisyon reaksiyonu sonucu 200 MeV enerji açığa çıkmaktadır. Güneş patlamaları füzyon reaksiyonuna, nükleer santrallerde gerçekleşen reaksiyonlar ise fisyon reaksiyonuna örnek verilebilir.

Günümüzde pek çok ülkenin enerji ihtiyacı fisyon reaktörlerinde üretilen enerji ile karşılanmaktayken füzyon reaksiyonu ile ilgili çalışmalara teorik ve deneysel olarak devam edilmektedir.

Dünya üzerinde yer alan fisyon reaktörlerinin büyük bir bölümünü hafif su reaktörleri (LWR) oluşturmaktadır. Bunun sebebi, reaktörde soğutucu ve yavaşlatıcı olarak normal su kullanılmasıdır. Normal suyun alternatiflerine kıyasla daha ucuz ve rahat ulaşılabilir olmasının yansira buhar oluşumunun yoğunluğunu azaltması nötron dengesini sağlamaktadır.

## 2. FİSYON REAKSİYONU

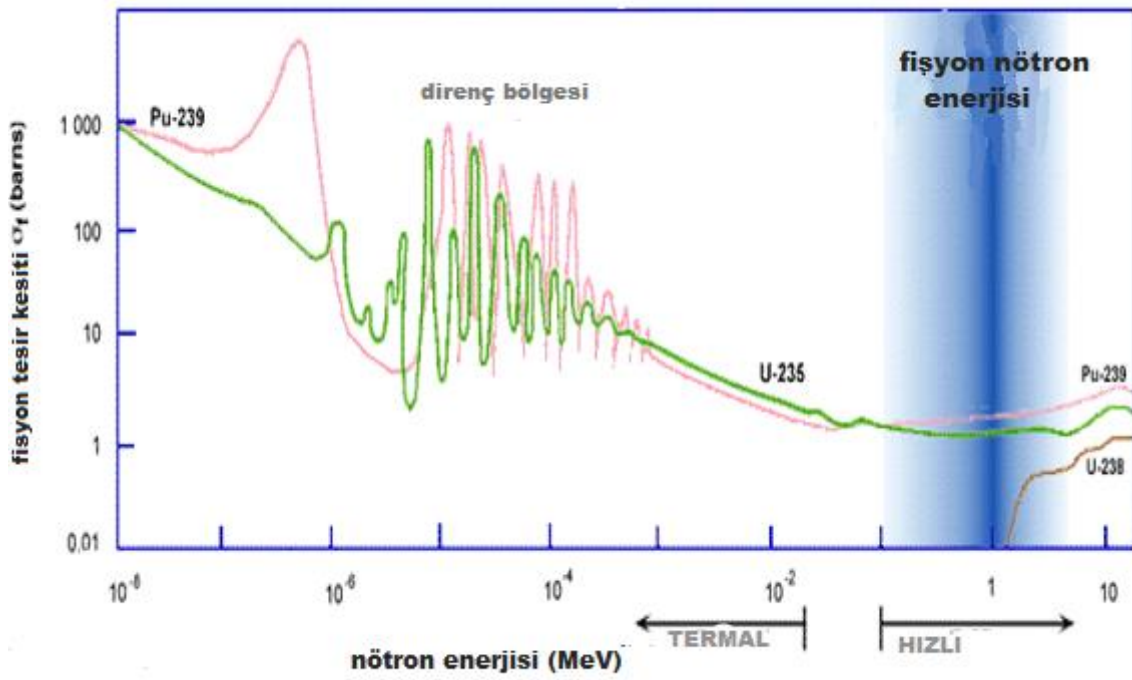
Fisyon; ağır çekirdek içindeki nükleer kuvvetlerin coloumb kuvvetini yenerek çekirdeğin bölünmesi anlamına gelmektedir [8]. 1932 yılında nötronun keşfiyle birlikte çekirdeklerin nötron bombardımanı ile değiştirilmesi üzerine sayısız araştırma gerçekleştirilmiştir. Fermi ve arkadaşları yaptıkları deneylerde nötronlarla bombardıman edilen çekirdeklerin  $\beta^-$  ışınması yaptığını ve nötronların protona dönüştüğünü bulmuşlardır. İlerleyen süreçte Meitner ve Frisch nötron bombardımanına uğramış uranyum çekirdeğinin uyarılarak kararsız hale geldiğini ve bölünerek 2 ayrı çekirdeğe dönüştüğünü keşfetmiş ve bu olayı fisyon olarak isimlendirmiştir.

Fisyon enerjisinin üretiminde nötron önemli bir faktördür. Serbest nötronlar  $\beta^-$  ışınması yaparak bozulan kararsız parçacıklardır. Fisyon reaksiyonu sonucu hızlı nötronlar açığa çıkar. Hızlı nötronlar U fisyonunda çok verimli olmamasına rağmen geniş bir izotop yelpazesi üzerinde etkindir. Düşük enerjili nötronların enerjileri yükseltilemez ama yüksek enerjili nötronların sahip olduğu enerji farklı maddelerin atomları ile çarpıştıklarında azalabilir. NGS'ler çoğunlukla termal nötronlarla gerçekleşen fisyon reaksiyonu sonucu enerji üretmek üzere tasarlanmaktadır. Termal nötronlar, fisyon sonucu oluşan hızlı nötronların yavaşlatıcı (moderatör) adı verilen maddeler yardımıyla yavaşlatılması sonucu elde edilir. Nötron enerjisi azaldıkça madde ile olan etkileşim ihtimali artmaktadır [9]. Çizelge 2.1'de nötronlar kinetik enerjilerine göre sınıflandırılmıştır.

**Çizelge 2.1:** Kinetik enerjilerine göre nötronların sınıflandırılması.

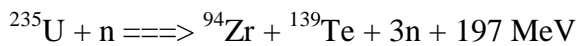
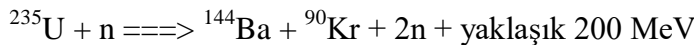
NÖTRONLAR	ENERJİ ARALIĞI
Termal	0.025 eV
Epitermal	~1eV
Yavaş	~1 keV
Hızlı	100 keV-10 MeV

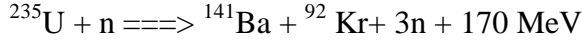
Termal nötronlarla reaksiyona girdiğinde kendiliğinden bölünebilen ağır çekirdeklere fisil çekirdek adı verilir.  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  ve  $^{241}\text{Pu}$  gibi termal enerjili nötronlarla reaksiyona giren ağır çekirdekler fisil çekirdeğe örnek olarak verilebilir. Bazı ağır çekirdeklere nötron ile etkileşime girerek elde edilen enerji yeterli gelmeyebilir. Böyle durumlarda nötrona yeterli miktarda kinetik enerji verilerek ağır çekirdek parçalanabilmektedir. Hızlı nötronlarla parçalanabilen bu çekirdeklere fertil yani doğurgan çekirdek adı verilmektedir.  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{240}\text{Pu}$  fertil çekirdeklere örnek olarak verilebilir [10, 11]. Filyon reaksiyonun gerçekleşip gerçekleşmediği aslında nötronla etkileşiminin olup olmadığına, geçen nötronun hızına ve bu etkileşime eylemine dahil olan ağır çekirdeğin filyon tesir kesitine (filyon yapabilme ihtimaline) bağlıdır. Şekil 2.1'de  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  için nötron enerjisine bağlı olarak filyon tesir kesiti verilmiştir [12].



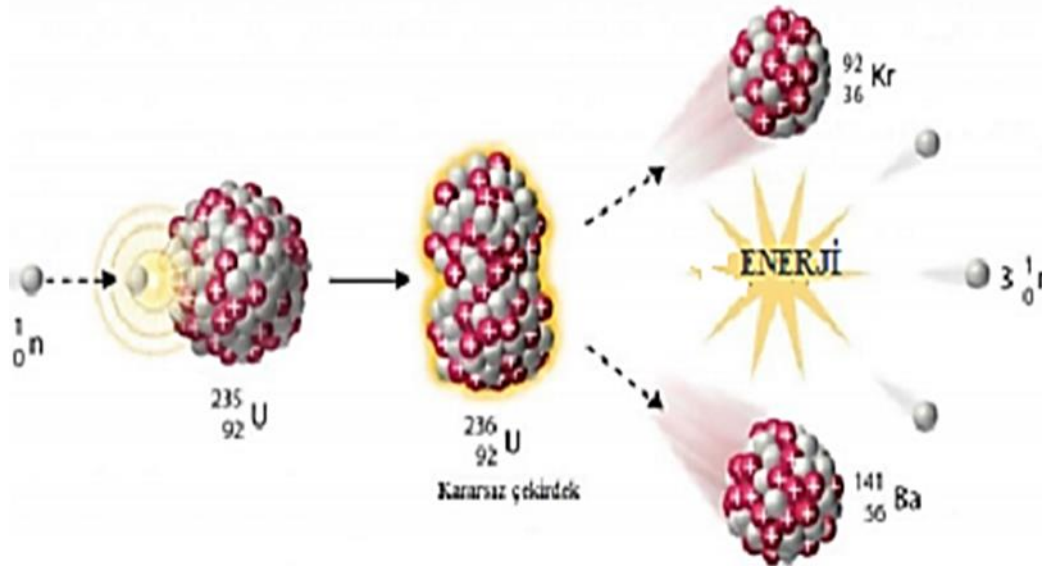
**Şekil 2.1:** Uranyum ve plütonyum filyonu için nötron kesit alanı.

Herhangi bir filyon reaksiyonu sonucu ortaya çıkan nötron sayısı ve filyon ürünleri istatistiksel olasılıklar ile bulunmaktadır. Bununla birlikte, korunum yasaları gereği toplam nükleon sayısı ve toplam enerji korunmaktadır. Bu durum  $^{235}\text{U}$  'in farklı ürün kombinasyonlarında aşağıdaki gibidir [9].





Şekil 2.2’de görüldüğü gibi  $^{235}\text{U}$  ve termal bir nötronla fisyon reaksiyonu meydana gelmiştir. Bu ikisinin birleşimi, fisyonu başlatan kararsız bir çekirdek olan  $^{236}\text{U}^*$  üretmiştir. Yüksek enerji nedeniyle  $^{236}\text{U}^*$  deforme olmuştur. Protonlar arası itme kuvveti bozulmayı artırarak gülle biçimli iki kısma dönüşmesini sağlamıştır. Nihayetinde çekirdek üç nötron bırakarak iki farklı çekirdeğe dönüşmüştür. Ortaya çıkan fisyon reaksiyonu, genellikle diğer  $^{235}\text{U}$  atomlarında fisyonu başlatmaya devam edebilen ve bir zincir reaksiyonu oluşturan ek nötronları serbest bırakmıştır. Kendiliğinden fisyon olarak adlandırılan bu durum, nötron bombardımanı olmadan gerçekleşebilen nadir bir nükleer fisyon durumudur.



Şekil 2.2:  $^{235}\text{U}$ 'in nükleer fisyon olasılığı [13].

Fisyon reaksiyonu sonunda açığa çıkan enerjinin yaklaşık %85'i fisyon ürünlerinin kinetik enerjisidir. Enerjinin dengesi, fisyon işlemi sırasında veya hemen sonrasında yayılan gamma ışınlarından ve nötronların kinetik enerjisinden gelmektedir.

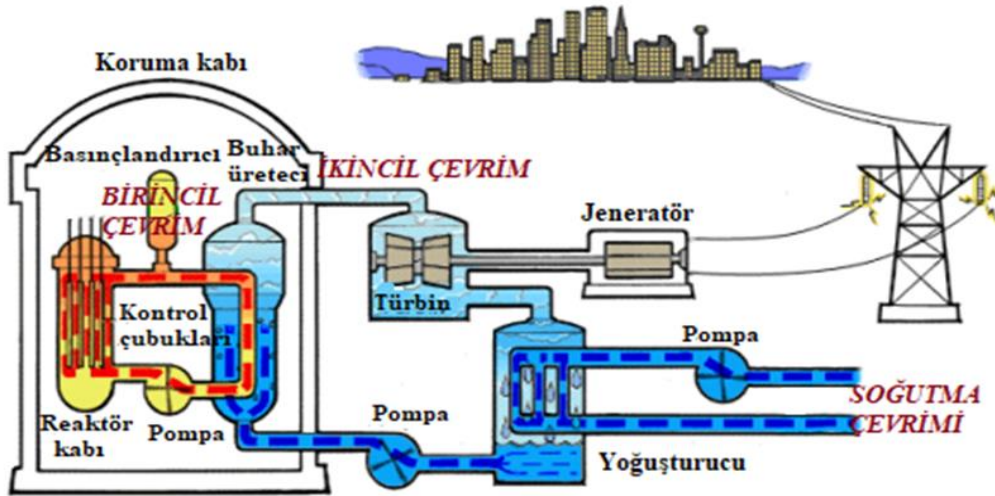
## 2.1. Nükleer Reaktörler

Zincirleme fisyon reaksiyonu sonucu üretilen enerjinin kontrollü, güvenli ve daimî olarak ısı ve enerjiye çevrilmesi için tasarlanan cihazlara nükleer reaktörler denir. İlk nükleer reaktör 1942 yılında Enrico Fermi tarafından ABD’de üretilen ve radyasyon miktarının fazla olması nedeniyle imha edilen bir düzenektir.

Tüm nükleer reaktörler hemen hemen aynı çalışma prensibine göre yapılandırılmıştır. Bir önceki bölümde değindiğimiz gibi bir nükleer reaktörde kontrollü enerji üretimi zincirleme fisyon reaksiyonunun dengede tutulması ile gerçekleşir. Bu da ancak etkin çoğaltma faktörünün kritik adı verilen denge durumuna getirilmesi ile sağlanır. Şekil 2.3'te bir nükleer reaktörün genel çalışma prensibi ve reaktörü oluşturan temel kısımlar verilmiştir. Buna göre reaktörün çalışma mekanizması üç bölümden oluşmaktadır:

- Birincil çevrim
- İkincil çevrim
- Soğutma çevrimi

Birincil çevrimde nükleer enerji nükleer yakıtı ısı enerjisine dönüştürür. İkincil çevrimde ısı enerjisi türbinde kinetik enerjiye ve jeneratörde elektrik enerjisine dönüştürülür. Soğutma çevriminde ise türbinden gelen su buharı yoğunlaştırılır ve suya dönüştürülür.



Şekil 2.3: Bir nükleer reaktörün temel bileşenleri ve çalışma prensibi [14]

## 2.2. Nükleer Reaktörlerin Temel Elemanları

Nükleer reaktörler merkezdeki yakıt peletinden en dıştaki beton koruma kabına kadar büyük bir hassasiyetle tasarlanmaktadır. Radyasyon sızıntısına karşı reaktörün

yakıtını ise en üst düzeyde sağlanmaktadır. Nükleer reaktörler farklı çeşitleri olmasına rağmen tipik bir reaktörü meydana getiren temel bileşenler genellikle aynıdır.

### 2.2.1. Yakıtlar

Bir reaktörün kalbini oluşturan yakıt malzemeleri, reaktörün tasarımında ve çalışmasındaki en önemli bölümdür. Fısyon reaktörlerinde uranyum temel yakıt olarak kullanılmaktadır. Uranyum cevheri doğada bulunduğu halinden nükleer reaktörde kullanılacak yakıt haline dönüştürülünceye kadar çeşitli aşamalardan geçirilmektedir. Uranyumun geçirdiği bu aşamalara yakıt çevrimi adı da verilir.

Yakıt çevriminde kapalı çevrim ve açık çevrim olmak üzere iki farklı yöntem kullanılmaktadır. Açık çevrimde yakıt soğutulmuş geçici depolama alanına gönderilirken, kapalı çevrimde kullanılmış yakıttan elde edilen U ve Pu elementleri yeniden nükleer yakıt olarak değerlendirilmektedir. Kapalı çevrim günümüz şartlarında açık çevrime nazaran daha pahalı olduğundan birçok ülke açık yakıt çevrimini tercih etmektedir [15-17].

Yakıt çevrimini kısaca özetlersek:

- Uranyum cevheri arıtma tesislerinde ezilerek asit ve karbonat yardımıyla eritilir. Kimyasallar yardımıyla  $U_3O_8$  (sarı pasta) adı verilen tanecikli ve %75 oranında Uranyum içeren bir maddeye dönüşür. Toz halindeki  $U_3O_8$  zenginleştirme işlemi için çeşitli kimyasal işlemlere tabi tutularak  $UF_6$ 'e (hekzaflorid) dönüştürülür.

- Katı haldeki  $UF_6$  zenginleştirme tesisinde gaz haline dönüştürülerek  $^{235}U$  oranı arttırılır.

- Yeniden dönüştürme tesisine getirilen zenginleştirilmiş  $UF_6$ ,  $UO_2$ 'e dönüştürülür.

- Yakıt imalat tesisinde preslenip ısıtılarak silindir şekli alan  $UO_2$  yakıt peletleri, zırhlanarak standart bir yakıt formu haline getirilmektedir.

- Yakıt demetleri nükleer santrallerde enerji üretmek için 3 ile 4 yıl arasında kullanıldıktan sonra depolama tesislerine gönderilir.

- Eğer kapalı yakıt çevrimi kullanılıyorsa yakıtlar yeniden işlenerek kullanıma hazır hale getirilir [18, 19].

Doğal uranyum, %99,282  $^{238}U$ , %0,712  $^{235}U$  ve %0,006  $^{234}U$  izotoplarını içerir. Yakıt maddesi olarak doğal uranyumun kullanıldığı reaktörler bulunmakla birlikte, fısyon

reaktörlerinde genel olarak %3-5 oranında zenginleştirilmiş  $^{235}\text{U}$  kullanılmaktadır. Zenginleştirme işlemi yakıtın fisil (filyon yapabilen) özelliğini arttırmak için uygulanmaktadır.

1 inç (2,5 cm) uzunluğunda pelet (yakıt çubuğu) demetleri haline getirilen zenginleştirilmiş uranyum, basınçlı bir kazanın içine yakıt grupları şeklinde yerleştirilir.

Bu nükleer yakıt türlerinin yanı sıra üzerinde çalışılan ve gelecekte nükleer güç reaktörlerinde kullanılması kuvvetle muhtemel olan minör aktinitleri de sayabiliriz. Toplumun bazı kesimlerinin nükleer reaktörlere mesafeli olmasındaki en büyük etken reaksiyon sonucu ortaya çıkan nükleer atıklar ve bu atıkların saklanmasıdır. Bu atıklar Çizelge 2.2’de de görüldüğü gibi; uranyum, plütonyum, minör aktinitler ( $^{273}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{245}\text{Cm}$ ) ve fisyon ürünleridir.

**Çizelge 2.2:** Radyoaktif elementler atık yüzdeleri ve yarılanma ömürleri [20].

Radyoaktif Elementler	Atık Yüzdesi	Yarı ömür (yıl)
Uranyum	<b>%94,6</b>	
$^{236}\text{U}$	%0,8	$7,04 \cdot 10^8$
$^{237}\text{U}$	%0,6	$2,34 \cdot 10^7$
$^{238}\text{U}$	%98,6	$4,47 \cdot 10^9$
Neptünyum	<b>%0,06</b>	
$^{237}\text{Np}$	%100	$2,14 \cdot 10^6$
Plütonyum	<b>%1,1</b>	
$^{238}\text{Pu}$	%2,5	87,7
$^{239}\text{Pu}$	%54,2	$2,41 \cdot 10^4$
$^{240}\text{Pu}$	%23,8	$6,56 \cdot 10^3$
$^{241}\text{Pu}$	%12,6	14,4
$^{242}\text{Pu}$	%6,8	$3,75 \cdot 10^5$
Amerisyum	<b>%0,05</b>	
$^{241}\text{Am}$	%63,8	432
$^{243}\text{Am}$	%36	$7,37 \cdot 10^3$
Küriyum	<b>%0,01</b>	
$^{243}\text{Cm}$	%1	29,1
$^{244}\text{Cm}$	%92,2	18,1
$^{245}\text{Cm}$	%5,7	$8,5 \cdot 10^3$
$^{246}\text{Cm}$	%1,1	$4,76 \cdot 10^3$
Fisyon Ürünleri	<b>%4,2</b>	

Minör aktinitler radyotoksit etkiye ve yadsınamaz bir güce sahip olduklarından yeniden yakıt olarak kullanılmaları durumunda nükleer atık miktarının azalmasının yanı

sıra nükleer enerji üretiminde büyük oranda kazanç sağlayacaktır. Minör aktinitlerin dönüşümü ile ilgili hafif su reaktörleri ve hızlı reaktörler düşünülebilir. Bununla ilgili pek çok ülke teorik ve deneysel çalışmalar yürütmektedir.

Yakıtı yeni yerleştirilmiş bir reaktörde, reaksiyonu başlatmak için Po, Ra, Cf ve Am-Be karışımı gibi nötron kaynaklarına ihtiyaç vardır. Bozunmadan gelen alfa parçacıkları,  $^{12}\text{C}$ 'ye dönüştükçe, Be'dan nötronların salınmasına neden olur. Reaktörün çekirdeği tüm nükleer yakıtı kapsar ve tüm ısıyı üretir. Çekirdek yüzbinlerce bireysel yakıt pimi içerebilir [21, 22].

Yakıt çubukları soğutucunun aşındırma ihtimalini ve radyasyonun yayılmasını önlemek için zırhlanır. Reaktörlerde kullanılan bazı zırh materyalleri ve özellikleri Çizelge 2.3'te gösterilmiştir. Yakıt zırh malzemelerinin düşük nötron soğurma tesir kesitine sahip, herhangi bir aşınmaya karşı dirençli, soğutucu ile korozyona karşı yüksek rezistanslı ve maliyetinin düşük olması beklenir.

**Çizelge 2.3:** Zırh malzemesi özellikleri [23].

Zırh Malzemesi	Yoğunluk gr/cm <sup>3</sup>	Erime Sıcaklığı °C	Isı İletkenliği	Yakalama Tesir Kesiti (( $\sigma_a$ ) barn)
<b>Magnezyum</b>	1,74	650	0,376	0,063
<b>Alüminyum</b>	2,7	660	0,503	0,23
<b>Berilyum</b>	1,85	1283	0,395	0,01
<b>Zirkonyum</b>	6,44	1845	0,054	0,18
<b>Paslanmaz çelik</b>	7,92	1425	0,035	2,99
<b>Magnox A-12</b>	1,74	650	0,276	0,064
<b>Zircaloy-2</b>	6,45	1845	0,04	0,194
<b>Grafit</b>	1,65	2500	0,055	0,004

### 2.2.2. Moderatör (yavaşlatıcı)

Reaktörün temel bileşenlerinden biridir. Moderatörler fisyon reaksiyonu sonucu oluşan hızlı nötronları yavaşlatmak için kullanılır. Moderatörlerin;

- Ekonomik ve kolay bulunur olması,
- Termal nötron yakalama tesir kesitinin düşük olması,
- Kütle numarasının küçük olması,
- Radyasyon altında kimyasal kararlılığa sahip olması,
- Yoğunluğunun yüksek olması gibi temel nitelikler beklenir.

Grafit, berilyum ve ağır su nötron yakalama tesir kesitleri düşük olduğu için doğal uranyum reaktörlerinde; hafif su ise nötron yakalama tesir kesiti yüksek olduğundan zenginleştirilmiş uranyum reaktörlerinde moderatör olarak kullanılmaktadır.

### **2.2.3. Soğutucu**

Soğutucu; fisyon reaksiyonu sonucu ısınan reaktör kabını soğutan ve ısıyı yakıttan türbine aktaran bir malzemedir. Su ( $H_2O$ ), ağır su ( $D_2O$ ), Na, He, KCl, LiCl, NaOH, Sn, Hg, Pb, Bi, K,  $CO_2$ ,  $H_2$  ve hava soğutucu maddelere örnek olarak verilebilir [23]. Bunlardan en yaygın olarak kullanılanı sudur. Reaktör soğutucularından beklenen temel nitelikler; düşük erime noktası, yüksek kaynama noktası, yapı üzerinde korozyona sebep olmama, düşük nötron soğurma kesiti, radyasyon dengesi, ısı dengesi, türbin sıvılarıyla etkileşime girmeme, yüksek ısı transfer katsayısı olarak sayılabilir. Nükleer reaktörde kullanılan soğutucu akışkanlar bu niteliklerinin hepsini karşılayamazlar. Bu nedenle nükleer reaktörler kullandıkları soğutucu türlerine göre sınıflandırılırlar. Basıncılı sulu, kaynar sulu, ağır sulu, süperkritik sulu, organik (difenil, difeniloksit), sıvı metali (sodyum, potasyum, kurşun, bizmut ve bunların karışımları), gazlı (hava, azot, karbondioksit, helyum) ve çözünmüş tuzlu gibi pek çok reaktör türü geliştirilmiştir.

### **2.2.4. Yansıtıcı (reflektör)**

Reaktörlerde fisyon reaksiyonunun devamı için önemli bir materyaldir. Görevi kordan sızan nötronları yansıtarak kora geri dönmesini sağlamaktır. Termal reaktörler için iyi bir moderatör aynı zamanda iyi bir yansıtıcıdır. Kullanılan malzemenin iyi bir yansıtıcı olabilmesi için düşük nötron emilimi, yüksek yansıma katsayısı, radyasyon kararlılığı (yüksek radyasyona dayanıklı) ve oksitlenmeye karşı dirençli olmalıdır. Yansıtıcı olarak su, ağır su, berilyum, grafit, çelik, tungsten, karbür ve zirkonyum silisit ( $Zr_3Si_2$ ) gibi malzemeler kullanılmaktadır [24-27].

### **2.2.5. Kontrol çubukları**

B, Ag, In, Cd ve Hf gibi nötron emici malzemelerden yapılır ve reaksiyon oranını kontrol etmek ve gerektiğinde durdurmak için kullanılır. Nükleer Operatörler, nükleer reaksiyonu başlatmak için kontrol çubuklarını kaldırarak ortamdaki nötron yoğunluğunu ve yoğunluğa bağlı olarak sıcaklığı arttırlar. Eğer sistem dengede tutulmak isteniyorsa

kontrol çubukları indirilerek sıcaklık düşürülmektedir. Kontrol çubuklarının yanı sıra reaktörde sıcaklığı dengede tutmak için su pompaları da kullanılmaktadır [28]. Kontrol çubukları General Electric (GE), Toshiba Westinghouse, Hitachi ve MHI gibi şirketler tarafından üretilmektedir. Tipik bir reaktörde yaklaşık 200 kadar kontrol çubuğu ve 1000 kadar yakıt elemanı bulunmaktadır. Kontrol çubukları PWR'de reaktörün üst kısmından yerleştirilirken, BWR'de reaktörün alt kısmından yerleştirilir. Bu durum BWR'de yakıt değişiminin PWR'ye göre daha rahat yapılmasını sağlar. Şekil 2.4'te bir reaktördeki yakıt çubukları ve kontrol çubukları gösterilmektedir.



Şekil 2.4: Yakıt çubukları ve kontrol çubukları.

#### 2.2.6. Muhafaza reaktör basınç kabı (RBK)

Reaktörü çevreden ayıran yapıdır. Bunlar genellikle yüksek yoğunluklu, çelik takviyeli betondan yapılmış kubbe şeklindedir. NGS'nin dış astarı radyoaktif sızıntıyı önlemek için çelik muhafaza ve beton astardan inşa edilmektedir. Beton astar radyasyon kalkanı görevi görürken çelik muhafaza sıvı ya da gaz halindeki malzemelerin sızmasını engellemektedir [28]. Şekil 2.5'te yapım aşamasında olan bir muhafaza kabı görülmektedir.



**Şekil 2.5:** Çelik yapı üzerine beton yapı yerleştirilmesi.

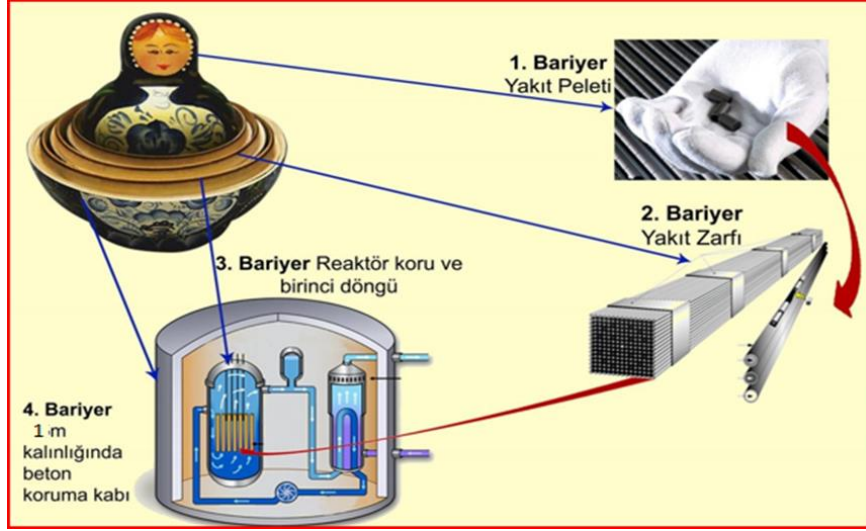
RBK'ler yakıt çubuklarının ve kontrol çubuklarının da içinde bulunduğu kalınlığı 23 ile 25 cm arasında değişen yüksek sıcaklık ve radyasyona dayanıklı alaşımdan yapılmış çelik kaplardır.

Bu betonarme ve çelik yapı, doğal afetlere ve dışarıdan kaynaklanacak herhangi bir kazaya karşı mukavemeti yüksek olacak şekilde tasarlanmaktadır [18, 28].

Termodinamik yasaları nedeniyle enerjiye dönüştürülemeyen fazla ısıyı dökmek için bazı santraller tarafından soğutma kulelerine ihtiyaç vardır. Bunlar nükleer enerjinin simgeleridir. Sadece temiz su buharı yayarlar.

Radyoaktivitenin çevreyi olumsuz etkilememesi için nükleer santraller “Derinlikte Güvenlik” ilkesi çerçevesinde inşa edilmektedir. Bu ilke reaktör içinde:

- Yakıtın seramikle kaplanmasını,
- Yakıtın radyoaktif sızıntıya karşı dirençli kapalı silindirik yakıt tüplerine yerleştirilmesini,
- Yakıt tüplerinin aralarından soğutucu geçecek şekilde dizayn edilerek paslanmaz çelikten yapılmış bir reaktör kabına yerleştirilmesini,
- Çelik gömlek diye de adlandırılan birincil koruma kabının reaktörün çevresini kaplamasını,
- Tüm bu sistemlerin ikincil koruma kabı da denilen 1metre kalınlığındaki kubbemsi beton korunak binasının içinde yer almasını kapsar. Nükleer santrallerdeki bu iç içe geçmiş fiziksel bariyerleri Şekil 2.6'daki gibi bir matruşka bebeğe benzetebiliriz.



**Şekil 2.6:** Radyoaktif salınma karşı oluşturulan fiziksel bariyerler [7].

Tüm nükleer reaktörler, bir zincirleme fisyon reaksiyonunu sürdürmek üzere tasarlanmış cihazlardır. Amaçlarına ve tasarım özelliklerine göre gruplandırılırlar [29, 30].

1. Kullanım Amaçlarına Göre;

- Araştırma Reaktörleri
- Dönüşüm Reaktörleri
- Güç Reaktörleri (Ticari reaktörler)

2. Yakıtlarına Göre;

- Doğal Uranyum Yakıtlı Reaktörler (%0,72  $^{235}\text{U}$ )
- Zenginleştirilmiş Uranyum Yakıtlı Reaktörler ( $>0,72$   $^{235}\text{U}$ ),  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{233}\text{U}$ )
- Plütonyum Yakıtlı Reaktörler
- Toryum Yakıtlı Reaktörler

3. Soğutucularına Göre;

- Hafif Su Soğutmalı Reaktörler
- Ağır Su Soğutmalı Reaktörler
- Gaz Soğutmalı Reaktörler

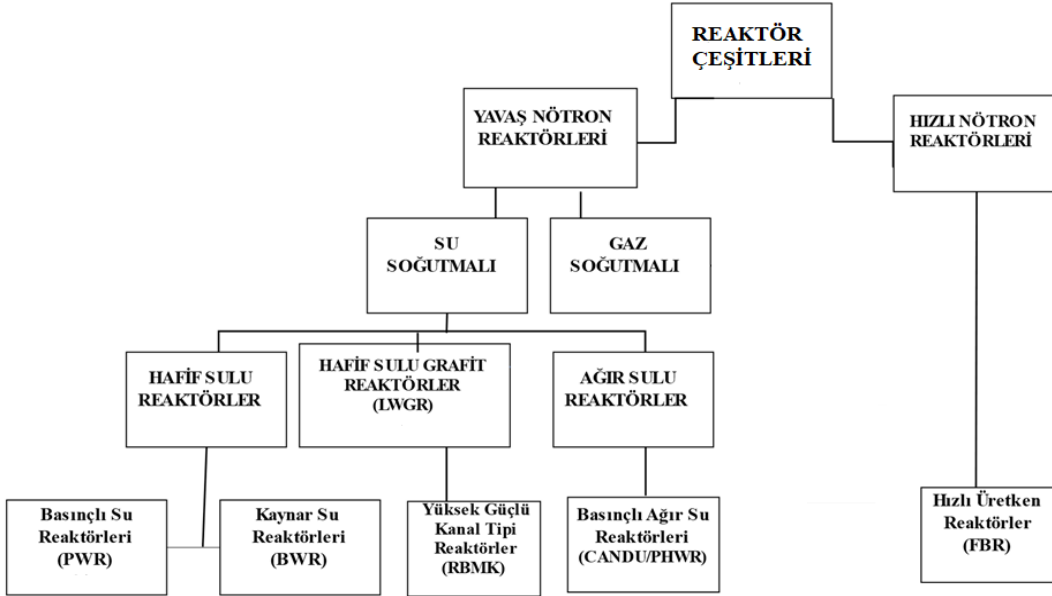
4. Nötron Yavaşlatıcılarına Göre;

- Hafif Sulu Reaktörler
- Ağır Sulu Reaktörler
- Grafitli Reaktörler

## 5. Nötron Enerjilerine Göre;

- Yavaş Enerjili Nötronlarla Çalışan Reaktörler
- Orta Enerjili Nötronlarla Çalışan Reaktörler
- Hızlı Enerjili Nötronlarla Çalışan Reaktörler

Şekil 2.7’de nötron enerjilerine ve soğutucu türlerine göre dünya üzerindeki nükleer reaktörler verilmiştir. Nükleer güç reaktörleri genellikle soğutucu türlerine göre sınıflandırılmaktadır. Hafif sulu reaktörler en çok tercih edilen reaktörlerdir. Elektrik üretimi için aktif olarak kullanılan reaktörlerden ilk sırada Basınçlı su reaktörü (PWR), ikinci sırada ise Kaynar su reaktörü (BWR), gelmektedir.



**Şekil 2.7:** Reaktör tiplerine göre dünya çapında nükleer reaktörler [7].

Araştırma reaktörleri, güç reaktörlerinin çalıştırılmadığı yerlerde dahil olmak üzere birçok ülkede üniversitelerde ve araştırma merkezlerinde kullanılmaktadır. Araştırma reaktörleri elektrik üretiminde kullanılmaz. Bu reaktörler, tıbbi teşhis ve tedavi için radyofarmasötiklerin üretilmesi, materyallerin test edilmesi ve temel araştırmaların yapılması dahil olmak üzere birçok amaç için nötronlar üretir. Güç reaktörlerine kıyasla daha basit ve küçük bir yapıya sahip olup daha düşük enerjiyle çalışırlar.

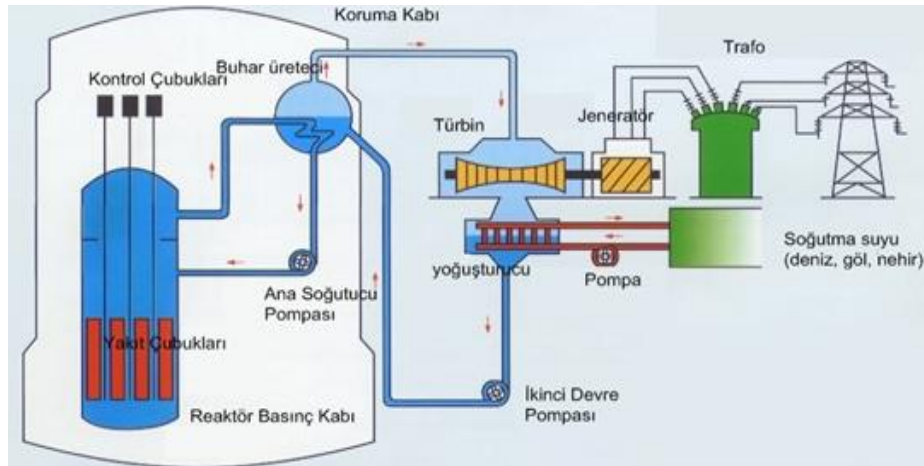
Dönüşüm reaktörleri enerji üretirken harcadığı bölünebilen madde miktarından daha fazlasını üreten nükleer reaktörlerdir. Nükleer yakıt üretiminde kullanılmaktadır. Başlarda bu reaktörler hafif su reaktörlerine göre daha ekonomik olduğundan insanlara

cazip gelse de 1960'larda uranyum rezervlerinin bulunması ve yeni uranyum zenginleştirme yöntemlerinin keşfiyle tüm cazibesini kaybetmiştir. Dönüşüm reaktörlerinde gerçekleşen dönüşümlere  $^{238}\text{U}$ 'den  $^{239}\text{Pu}$  üretimi ve  $^{232}\text{Th}$ 'den  $^{233}\text{U}$  üretimi örnek olarak verilebilir. Her iki durumda da bir nötron soğurular ve iki  $\beta$  parçacığı bozunumu olur.

Güç reaktörleri günümüzde yaygın olarak ticari amaçlı kullanılan nükleer güç santralleridir (NGS). Bu reaktörler elektrik üretiminin yanında içme suyu üretiminde; güç gemilerine ve uzay araçlarına enerji üretmekte de kullanılabilir. Ayrıca nükleer güç reaktörlerinde reaksiyon sonucu açığa çıkan ısı birçok yerleşim merkezinin ve endüstriyel bölgesinin ısı ihtiyacını da karşılayabilmektedir [5].

### 2.3. Nükleer Güç Reaktörleri (Ticari Reaktörler)

Güç reaktörlerinde soğutucu tarafından depolanan ısı daha sonra doğrudan (gaz durumunda) veya dolaylı olarak (su ve sıvı metaller söz konusu olduğunda) buhar üretmek için kullanılmaktadır. Isıtılmış gaz veya buhar jeneratöre bağlı bir türbine gönderilir. Şekil 2.8'de bir nükleer güç reaktörünün çalışma şeması görülmektedir.



**Şekil 2.8:** Bir nükleer güç reaktörünün çalışma şeması.

PWR'ler ve BWR'ler, Ekonomik İş birliği ve Kalkınma Teşkilatı (OECD) ülkelerindeki en yaygın işletilen reaktörlerdir. Eski Sovyetler Birliği'nde tasarlanan VVER'ler, PWR'lerle aynı prensiplere dayanmaktadır. Hafif su, doğal uranyum kullanımına izin vermek için yeterince etkili değildir. Zincir reaksiyonu sırasında meydana gelen nötronların kaybını telafi etmek için yakıt  $^{235}\text{U}$ 'te hafifçe zenginleştirilmelidir. Öte

yandan, ağır su, uranyumu zenginleştirmek zorunda kalmadan zincir reaksiyonunun sürdürülebileceği kadar etkili bir moderatördür. Doğal uranyum ve ağır su kombinasyonu, Kanada, Kore, Romanya ve Hindistan da dahil olmak üzere birçok ülkede bulunan basınçlı kaynar su reaktörlerinde (PHWR) kullanılmaktadır [31]. Çizelge 2.4'te reaktör çeşitleri ve bu reaktörlerde kullanılan soğutucu, moderatör ve yakıtlar verilmektedir.

**Çizelge 2.4:** Nükleer güç reaktörü çeşitleri [31].

Reaktör Tipi	Soğutma Sıvısı	Moderatör	Yakıt
<b>Basınçlı su reaktörleri (PWR, VVER)</b>	Hafif su	Hafif su	Zenginleştirilmiş uranyum
<b>Kaynar su reaktörleri (BWR)</b>	Hafif su	Hafif su	Zenginleştirilmiş uranyum
<b>Basınçlı ağır su reaktörü (PHWR)</b>	Ağır su	Ağır su	Doğal uranyum
<b>Gaz soğutmalı reaktörler (Magnox, AGR, UNGG)</b>	CO <sub>2</sub>	Grafit	Doğal veya zenginleştirilmiş uranyum
<b>Hafif su grafit reaktörleri (RBMK)</b>	Preslenmiş kaynamış su	Grafit	Zenginleştirilmiş uranyum

Soğutucu türlerine göre hafif su, ağır su ve gaz soğutmalı reaktörler aşağıda açıklanmıştır.

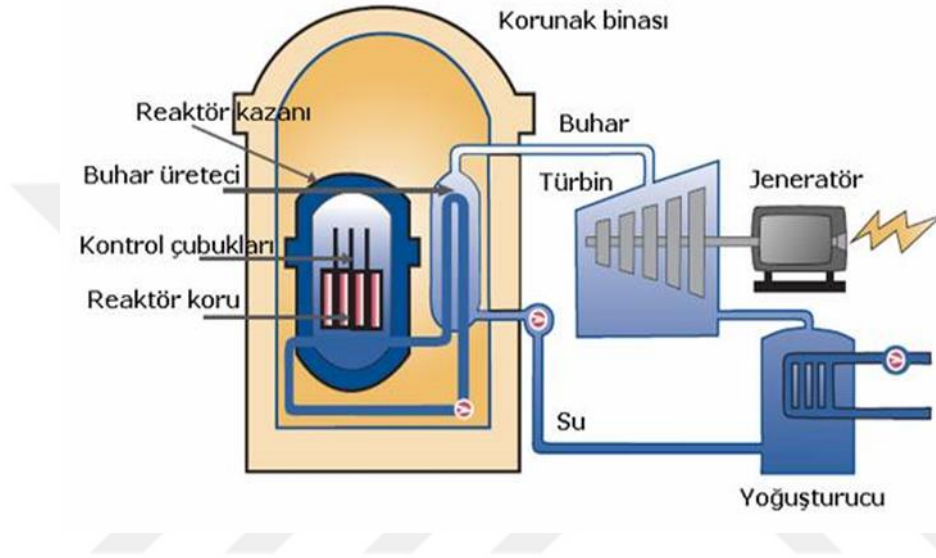
### 2.3.1. Hafif su reaktörleri

Hafif su reaktörleri (LWR) kategorisinde basınçlı su reaktörleri (PWR, VVER) ve kaynar su reaktörleri (BWR) bulunmaktadır. Her ikisinde de hafif su ve zenginleştirilmiş uranyum kullanılır. Hafif su LWR reaktörlerinde hem moderatör hem de soğutucu işlevini görmektedir. Hafif su, reaktör korundan topladığı ısıyı bir buhar türbinine aktardıktan sonra, reaktör koruna geri gönderilerek birincil devre olarak adlandırılan bir devrenin tamamlanmasını sağlar.

Yüksek kaliteli termal enerjiyi türbine transfer etmek için, yaklaşık 300 °C'lik sıcaklıklara ulaşmak gerekir. Soğutma sıvısının, PWR'ler ve BWR'ler arasındaki ayrımı yapan reaktör çekirdeğinden akan basınçtır. PWR'lerde, soğutucuya verilen basınç, kaynamasını önlemek için yeterince yüksektir. Yakıttan çekilen ısı, ısı değiştiriciler yoluyla ikincil bir devrenin suyuna aktarılır. İkincil devrenin suyu ise bir türbine gönderilen buhar haline dönüştürülür.

BWR'lerde, kaynamaya izin vermek için soğutucuya verilen basınç PWR'ye kıyasla daha düşüktür. Bu işlem sonucu oluşan buhar türbine gönderilir. Basınçlı ve kaynar su reaktörlerinin arasındaki bu temel fark, aşağıda açıklanacağı gibi, her iki tip hafif su reaktörünün de tasarım özelliklerinin çoğunu belirler. Farklı tasarım özelliklerine sahip olmalarına rağmen, her iki reaktör de eşdeğer güvenlik seviyesi sağlamaktadır.

PWR soğutucu olarak normal su kullanılan en yaygın reaktör tipidir. PWR'de birincil soğutma suyunun kaynaması yüksek basınç ile engellenir.



Şekil 2.9: Basınçlı su reaktörleri.

Şekil 2.9'da bir PWR'nin temel parçaları gösterilmektedir. PWR'ler de reaktör korununun kaynamasını engellemek ve soğutmak için hafif su kullanılan iki aşamalı bir soğutma çevrimi vardır. Nükleer fisyon reaksiyonuyla reaktör korunda üretilen ısı, birincil sistem içinde yakıt çubuklarından suya iletilir. Isının etkisiyle buhar üreticinde üretilen buhar, jeneratör yardımıyla elektrik enerjisine dönüştükten sonra yoğunlaştırıcı da yoğunlaştırılarak tekrar buhar üreticisine gönderilir. PWR'lerde 150 atm basıncı ile soğutucu sürekli sıvı haldedir.

Artıları:

- Su, kaynamaya başladığında reaktör soğur. Çünkü soğutucu, zincir reaksiyonunu sürdürmek için gerekli olan moderatördür.
- İkincil döngü radyoaktif maddeleri türbinlerden uzak tutar ve bakımı kolaylaştırır.

• İşletim deneyiminin fazla olması tasarımlar ve prosedürlerle ilgili geniş bir bilgi birikimi sağlamıştır.

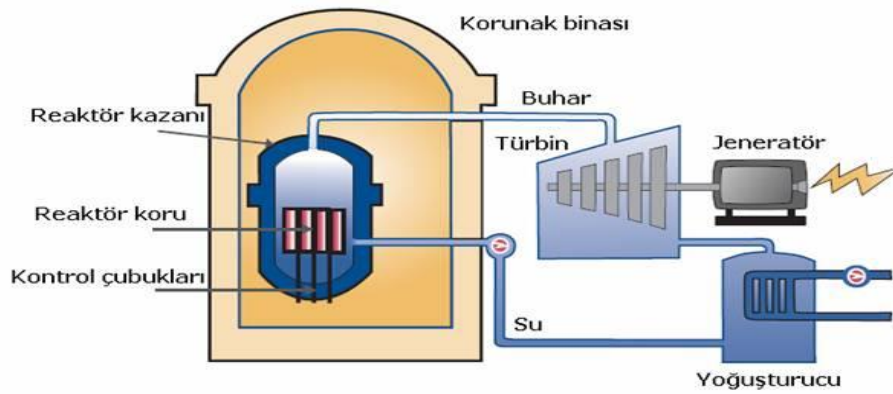
- Küçük reaktör kalbi kullanılır.
- Filyon ürünleri birincil soğutma devresi içinde muhafaza edilir.
- Hem moderatör hem de soğutucu olarak kullanılan hafif su oldukça ekonomiktir.

Eksileri:

• Basınçlı soğutma sıvısı, bir boru koparsa hızlıca kaçır ve çok sayıda yedek soğutma sistemi gerektirir.

- Yeni yakıt üretmez yani uranyum kıtlığına duyarlıdır.
- Yakıt yüklemesi yapılması için reaktörün kapatılması gerekir.

Şekil 2.10'da bir kaynar su reaktörü şeması görülmektedir. Filyon bölgesi, yaklaşık 70 bar'lık (7 MPa) bir basınçtır. Yaklaşık 290 °C sıcaklıkta su kaynamaya başlar ve ortaya çıkan buhar doğrudan basınç kabında üretilir. Basınç kabının üst kısmında buhar ve suyun ayrılmasından sonra, buhar doğrudan çalışan bir türbine yönlendirilir. Türbinden çıkan buhar, enerjisinin büyük bir kısmını türbine ilettikten sonra bir yoğunlaştırıcı tarafından tekrar suya dönüştürülür. Daha sonra filyon bölgesinde yeni ısıyı emdiği birincil soğutma devresine geri gönderilir. Filyon bölgesinde üretilen buhar, esasen kısa ömürlü aktivasyon ürünleri nedeniyle hafif radyoaktif olduğundan, türbin, reaktörle aynı güçlendirilmiş binada barındırılmaktadır.



Şekil 2.10: Kaynar su reaktörü.

Dünyada kullanımı en yaygın ikinci reaktör olan BWR birçok yönden PWR'ye benzer. PWR'den farklı olarak sadece bir soğutma devresine sahiplerdir ve yakıtları

reaktörün alt kısmından yerleştirilir. Sıcak nükleer yakıtın reaktörün tepesinden dışarı çıkması sonucu oluşan su buharı, türbinin dönmesini sağlar.

Artıları:

- Daha basit sıhhi tesisat maliyetleri azaltır
- Güç seviyeleri, jet pompalarını hızlandırarak daha az kaynamış su ve daha fazla ılımlılık sağlayarak artırılabilir. Böylece yük takibi basit ve kolaydır.
- İşletim deneyiminin fazla olması tasarımlar ve prosedürlerle ilgili geniş bir bilgi birikimi sağlamıştır.
- Düşük basınçta çalışır.
- Soğutucu akış hızı ile kaynama miktarını ayarlanabilmektedir. Kaynamanın değişmesi ise reaktör gücünü değiştirebilmeyi sağlar.
- Soğutucu ve moderatör olarak hafif su kullanılması ve tek çevrimli bir soğutma sisteminin olması oldukça ekonomiktir.

Eksileri:

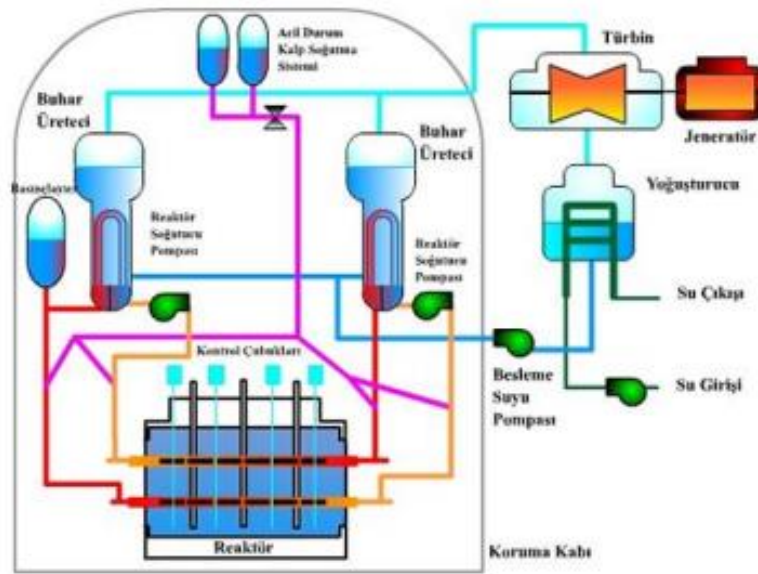
- Sistemdeki sıvı ve gazlı suyla, güvenlik analizini zorlaştıran çok garip geçişler mümkündür.
- Birincil soğutucu, türbinlerle doğrudan temas halinde olduğundan, bir yakıt çubuğunun bir sızıntısı varsa, türbin üzerine radyoaktif malzeme yerleştirilebilir. Bu, personelin radyoaktif ortamlar için giyilmesi gerektiğinden, bakımı zorlaştırır.
- Yeni yakıt üretmez yani uranyum kıtlığına duyarlıdır.
- Kaynamadan dolayı güç üretim yoğunluğu düşüktür.
- Basınçlı su reaktörlerinde olduğu gibi yakıt yüklemesi sırasında reaktörün kapatılması gerekmektedir.

### 2.3.2. Ağır sulu reaktörler

Döteryum, Hidrojenden farklı olarak bir nötron içerir ve ağırlığı hidrojenin neredeyse iki katıdır. Döteryum içeren suya ağır su adı verilir. Ağır suyun nötron yavaşlatma etkisi normal sudan daha yüksek, soğurma gücü ise daha düşüktür. Bu sebeple ağır sulu reaktörlerde soğutucu ve moderatör olarak ağır su; yakıt olarak ise doğal uranyum kullanılmaktadır. Ağır su saf haliyle radyoaktif değildir. Ancak nükleer reaktörlerde soğutma sıvısı olarak kullanıldığında döteryumun nötron bombardımanı sonucu çok

miktarda trityum içerdiğinden radyoaktif hale gelir. Ağır su reaktörlerine basınçlı ağır su reaktörü olan Kanada Döteryum-Uranyum Reaktörleri (CANDU) örnek olarak verilebilir.

Kanada Döteryum-Uranyum Reaktörleri Kanada'da ve dünyada bulunan Kanadalı bir tasarımıdır. Soğutucu ve yavaşlatıcı olarak ağır su kullanılır. Döteryum, Hidrojenden çok daha az nötron emer ve bu yüzden CANDU'lar, zenginleştirilmiş uranyum yerine sadece doğal uranyum kullanarak çalışabilirler. Şekil 2.11'de CANDU reaktörü görülmektedir.



Şekil 2.11: CANDU reaktörü

Artıları:

- Doğal uranyum kullanılır.
- Çalışırken doldurulabilir, kapasite faktörlerini yüksek tutabilmektedir (yakıt taşıma makineleri kırılmadığı sürece).
- Çok esnektir ve her türlü yakıtı kullanabilir.
- Filyon ürünleri birinci soğutma çevrimi içinde kalabilmektedir.
- Çalışırken yakıt yüklemesi yapılabilmektedir.

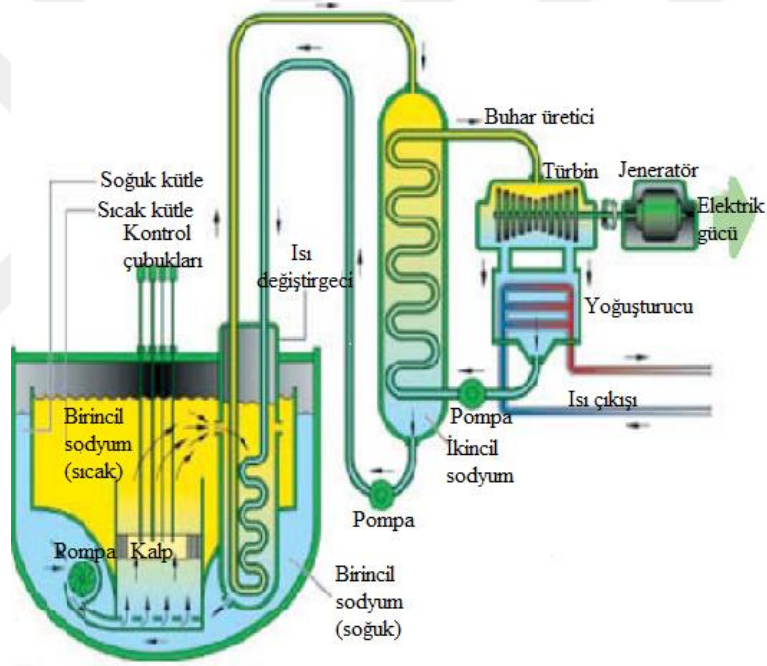
Eksileri:

- Bazı varyantlarda, emniyetle ilgili endişelere yol açan, pozitif soğutucu sıcaklık katsayıları bulunur.

- Ağır suyun elde edilmesi masraflıdır.
- Döteryumda nötron emilimi, radyoaktif olan ve genellikle küçük miktarlarda sızan trityum üretimine yol açmaktadır.
- Geleneksel reaktörlerden biraz daha kolay silah dereceli plütonyum üretmek için teorik olarak modifiye edilebilmektedir.

### 2.3.3. Sodyum soğutmalı hızlı reaktör

Bu reaktörler sıvı sodyum metal ile soğutulur. Sodyumun hidrojenen daha ağır olması nötronların daha hızlı hareket etmesine yol açmaktadır. Bunlar metal veya oksit yakıt dahil olmak üzere çok çeşitli yakıtlar kullanabilmektedir. Şekil 2.12’de sodyum soğutmalı hızlı reaktör görülmektedir [19, 21].



Şekil 2.12: Sodyum soğutmalı hızlı reaktör [19].

Artıları:

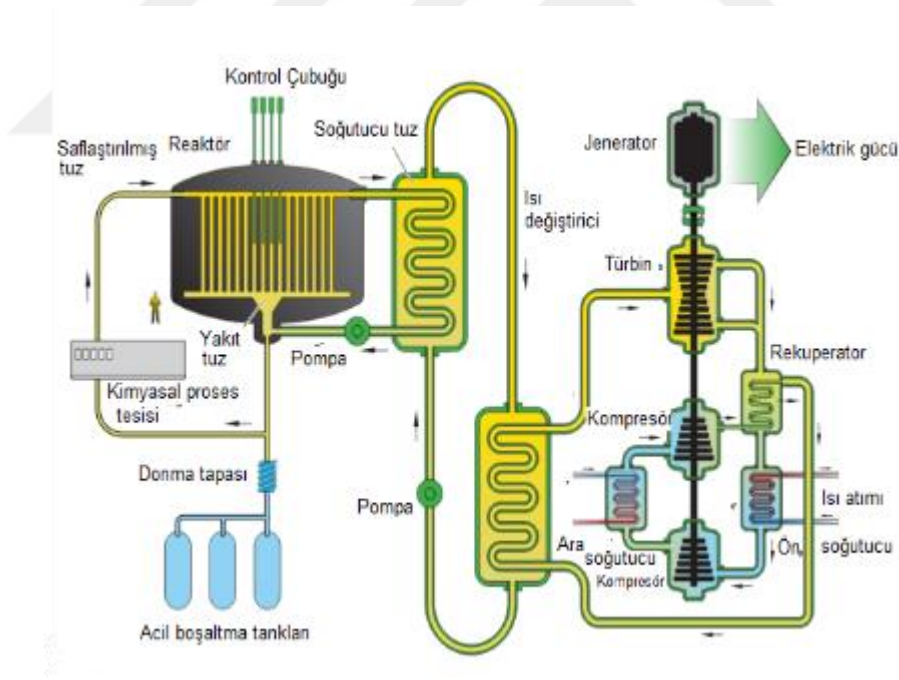
- Uranyum kıtlığı ile ilgili endişeleri ortadan kaldırarak kendi yakıtını üretebilir.
- Kendi atıklarını yakabilir
- Metalik yakıt ve sodyumun mükemmel termal özellikleri, pasif olarak güvenli bir çalışma sağlamaktadır. Reaktör, herhangi bir yedekleme sistemine gereksinim duymadan kendini güvenli bir şekilde durduracaktır.

Eksileri:

- Sodyum soğutucu hava ve su ile reaktiftir. Bu sebeple borularda sızıntılar sodyum yangınları ile sonuçlanabilir.
- Tamamen atık yakmak için gerekli olan yeniden işleme tesisleri nükleer silahların yayılması riski taşımaktadır.
- Reaktöre vermek için kullanılan aşırı nötronlar, kaynak kullanma yeteneklerini, silahlar için plütonyum yapmak için gizlice kullanılabilir.
- İşletme deneyiminin az olması da bu reaktörlerin olumsuz tarafları arasında sayılabilir.

### 2.3.4. Erimiş tuz reaktörü

Erimiş Tuz Reaktörlerinin (MSR), akıcı yakıt kullanmaları onları diğer reaktörlerden ayırmaktadır. Şekil 2.13'te Erimiş Tuz Reaktörü görülmektedir.



Şekil 2.13: Erimiş tuz reaktörü [30].

Artıları:

- Sürekli olarak yeni yakıt üretebilmesi enerji kaynakları konusundaki endişeleri ortadan kaldırabilir.

- Uranyuma alternatif bir nükleer yakıt olan toryumu mükemmel bir şekilde kullanabilir.

- Yakıt ikmali sırasında kapanma ihtiyacını ortadan kaldırarak kimyasal fisyon ürününün çıkarılması ile çevrimiçi olarak korunabilir.

- Yakıtın kaplanmaması çekirdekte daha az nötron emici malzeme anlamına gelmektedir. Bu durum nötron verimliliğinin artmasına ve daha yüksek yakıt kullanımına yol açmaktadır.

- Sıvı yakıt, yakıtın ömrünü sınırlamaz ve reaktör yüklü yakıttan çok fazla enerji alabilir.

Eksileri:

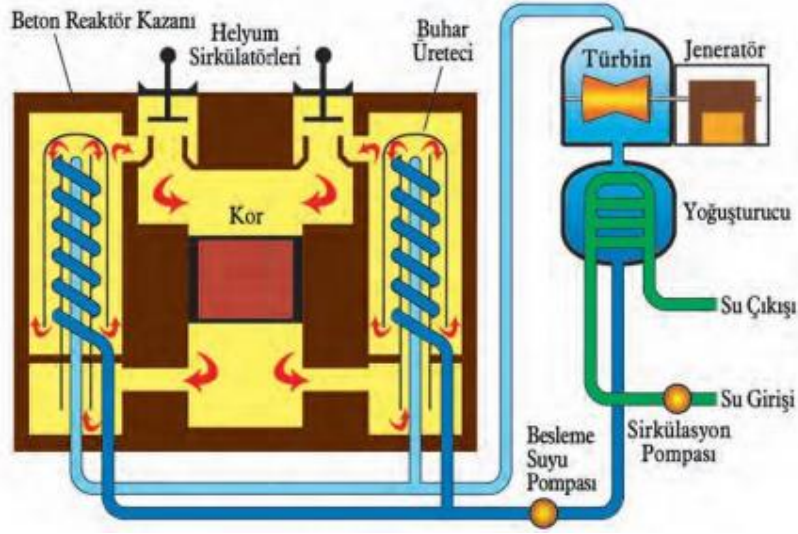
- Radyoaktif gaz halindeki fisyon ürünleri, tipik reaktörlerde olduğu gibi küçük pimler içerisinde bulunmaz. Bu nedenle, bir kural ihlali anında, tüm fisyon gazları serbest kalabilir. Bu, üçlü-gereksiz muhafazalar gerektirir ve ele alınabilir.

- Önceden eritilmiş yakıtı sahip bir çevrimiçi yeniden işleme tesisinin varlığı, bir nükleer silah endişesine neden olabilir. Operatör, neredeyse saf silah dereceli  $^{233}\text{U}$ 'ün küçük bir akışını sağlamak için Protaktinyumu ( $^{233}\text{Pa}$ )'ü yönlendirebilir. Ayrıca, tüm uranyum envanteri fazla çaba sarf edilmeden ayrılabilir. Bu durumu Alvin Weinberg Otobiyoğrafisinde: “Sadece 4 günde reaktördeki 218 kg uranyumun tamamı radyoaktif fisyon ürünlerinden ayrıldı ve radyoaktivitesi beş milyar kat azaldı” şeklinde açıklamaktadır.

- 1960'larda başarılı bir test reaktörü olmasına rağmen günümüzde çalışma tecrübesinin az olması sahip olduğu dezavantajlar arasında sayılabilir.

### 2.3.5. Yüksek sıcaklık gazı soğutmalı reaktör (HTGR)

Yüksek Sıcaklık Gazı Soğutmalı Reaktörler (HTGR), altıgen kompaktörlere veya daha büyük çakıllara (prizmatik ve çakıl yatağı tasarımlarında) doldurulmuş az miktarda yakıt peleti kullanır. Helyum veya karbondioksit gibi gaz, hızla soğutmak için reaktörden geçirilir. Düşük güç yoğunluğu nedeniyle, bu reaktörler ulaşım, sanayi ve konut ısıtmak gibi elektrik dışı nükleer enerji kullanımını için umut verici görülmeyle birlikte elektrik üretimi için özellikle uygun değillerdir. Şekil 2.14'te bir HTGR şeması görülmektedir.



Şekil 2.14: Yüksek sıcaklık gaz soğutmalı reaktör nükleer [19]

Artıları:

- Çok yüksek sıcaklıklarda çalışabilme özelliğine sahiptir.
- Petrol rafinerileri, su desalinasyon tesisleri, hidrojen yakıt hücresi üretimi ve çok daha fazlası için proses ısıyı yaratma yeteneğine sahiptir.
- Her küçük yakıt çakılının kendine ait bir tutma yapısı vardır ve radyoaktif malzeme ile çevre arasında bir başka engel daha eklenir.
- Doğal uranyum kullanılmaktadır.
- Farklı yakıt çevrimlerine (Th, Pu) uygundur.
- Soğutucusu ekonomiktir.

Eksileri:

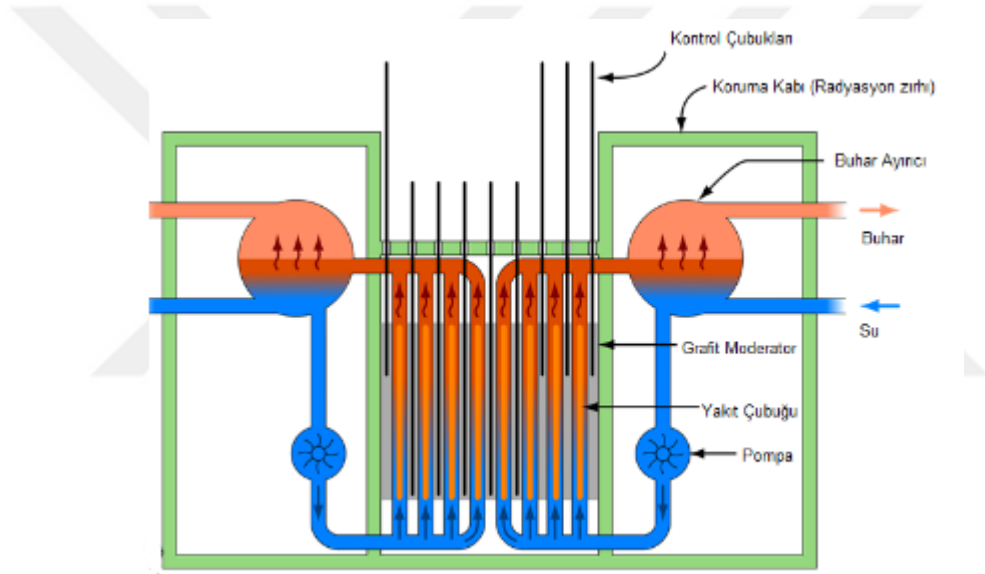
- Düşük yakıt yanma oranına sahiptir.
- Moderatörü yanıcı bir madde olan grafitir.
- Büyük ve pahalı bir reaktör kalbi vardır.
- Gaz durduğunda, reaktör çok çabuk ısınır. Yedek soğutma sistemleri gereklidir.

- Gaz, nispeten küçük miktarlarda güç için büyük miktarlarda soğutma sıvısı gerektiren zayıf bir soğutma sıvısıdır. Bu nedenle, bu reaktörler, diğer reaktörlerin hızında güç üretmek için hacimce daha büyük olmalıdır.

- Çok fazla işletme tecrübesi yoktur.

### 2.3.6. Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcılı reaktörler (LWGR)

Soğutucu kanalların ve yakıt çubuklarının moderatörü dikey olarak geçen tek reaktördür. Tıpkı BWR’de olduğu gibi suyun kaynamasına izin verilir. Oluşan buhar türbinlere gönderilir ve jeneratörle elektrik üretimi sağlanır. İki buhar üretici ve iki soğutucu çevrimi vardır. Şekil 2.15’te LWGR reaktörü görülmektedir.



Şekil 2.15: Hafif su soğutmalı grafit yavaşlatıcılı reaktör [30]

Artıları

- Doğal uranyum kullanılmaktadır.
- Çalışırken yakıt yüklemesi yapılabilir.
- Ayrı basınç tüplerinin olması gücünü oldukça yükseltmektedir.

Eksileri

- Reaktör binası yoktur.
- Moderatörü yanıcı bir madde olan grafitir.

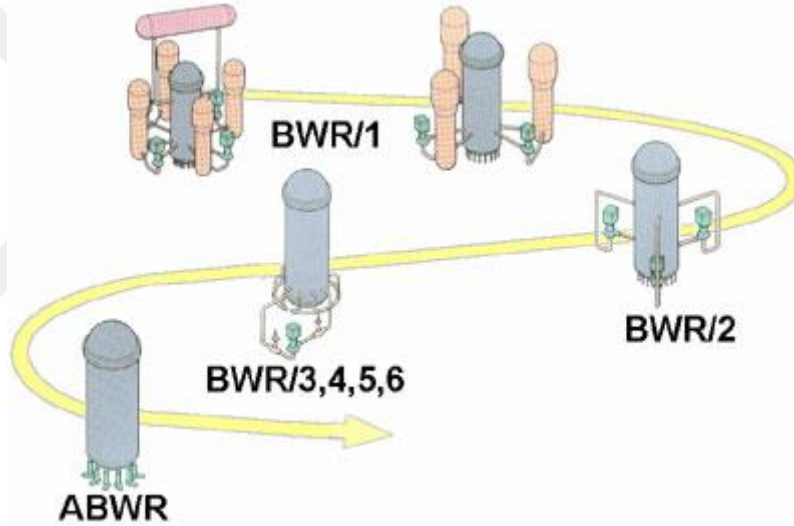
- Reaktör kalbi büyüktür.

Nükleer reaktörler genellikle, güvenli olmayan koşullar tespitinde fisyon reaksiyonunu durdurmak için otomatik ve manuel sistemlere sahiptir. Nötron denetiminin miktarı ve doğası, reaktör kontrol edilebilirliğini ve güvenliğini etkiler.



### 3. KAYNAR SU REAKTÖRLERİ (BWR)

Soğutucu ve moderatör olarak hafif suyun kullanıldığı BWR'ler; uzun yıllardır elektrik üretiminde kullanılan ve sürekli gelişim halinde olan nükleer güç üretim reaktörleridir. Kaynar su reaktörü ile ilgili ilk deneysel reaktör olan (BORAX-1) 1953 yılında Idaho, Argonne Ulusal Laboratuvarları'nda yapılmıştır. Yıllar içinde tasarlanan birçok deneysel reaktörden sonra 1961 yılında California'da ilk ticari BWR reaktör tipi olan Dresden-1 işletmeye alınmıştır. Bu ilk modeller BWR-1 adıyla anılmakla birlikte buhar kazanları ve buhar üreteçleri olduğundan tam bir BWR olarak kabul edilmemektedir. İlerleyen yıllarda BWR'ler daha sade ve kullanışlı tasarımlara dönüştürülmüştür. Şekil 3.1'de BWR'lerin geçirdiği değişimler gösterilmektedir [32, 33].



Şekil 3.1: BWR'lerin yıllar içinde geçirdiği değişimler

İlk ticari amaçlı BWR'ler Allis-Chambers and General Electric (GE) şirketleri tarafından üretilmiştir. Allis-Chambers tasarımı reaktörler bugün kullanılmamakla birlikte GE tasarımı BWR'ler geliştirilerek günümüze kadar ulaşmayı başarmıştır. BWR reaktörü üreten diğer şirketler ASEA-Atom, Kraftwerk Union (KWU), Hitachi ve Toshiba'dır. Bugün dünya genelinde Finlandiya, Almanya, Hindistan, Japonya, Meksika, Hollanda, İspanya, İsveç, İsviçre ve Tayvan'da BWR reaktörleri ticari amaçla kullanılmaktadır. Çizelge 3.1'de BWR'nin hangi ülkede kaç tane olduğu ve hangi firma tarafında yapıldığı gösterilmektedir [34].

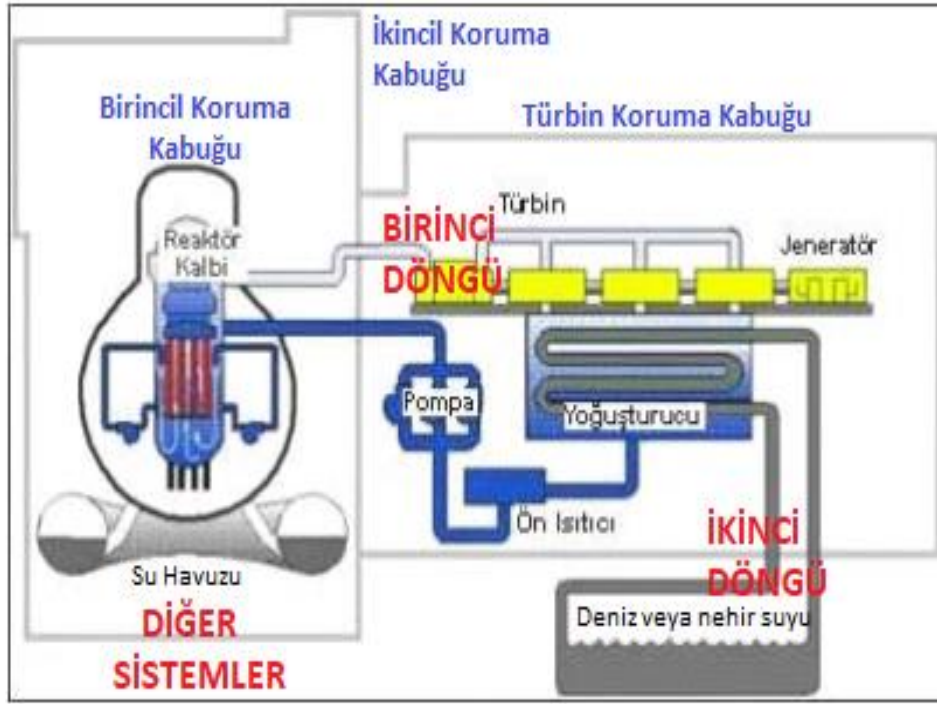
**Çizelge 3.1:** BWR bulunan ülkeler, sayıları, modeli ve üretici şirketler.

ÜLKE	SAYISI	MODELİ	ÜRETİCİSİ
Finlandiya	2	BWR-2500	ASEASTAL
Almanya	6	BWR-72	KWU
Hindistan	2	BWR-1, MARK 2	GE
Japonya	30	BWR-2 BWR-3 BWR-4 BWR-5 ABWR	GE TOSHIBA GE/T HITACHI
Meksika	2	BWR-5	GE
İspanya	2	BWR-3 BWR-6	GE
İsveç	7	BWR-75 BWR-3000 ABB BWR	ABBATOM
İsviçre	2	BWR-4 BWR-6	GETSKO
Tayvan	4	BWR-4 BWR-6	GE
ABD	35	BWR-4, MARK 1 BWR—6, MARK 3 BWR-5, MARK2 BWR-3, MARK 1 BWR-6, MARK 3 BWR-3 BWR-2, MARK 1 BWR-4, MARK 2	GE
<b>TOPLAM</b>	<b>92</b>		

BWR'lerin diğer hafif su reaktörlerinden farkı buharın, buhar jeneratörleri veya ısı değiştiricileri yerine reaktör korundan doğrudan üretilmesidir. Bu durum BWR reaktörlerinin doğrudan çevrimle çalışmasını sağlamaktadır. Bir BWR reaktörünün temel bileşenleri basınç kabı, reaktör kuru, kontrol sistemleri ve reaktör güvenlik sistemleridir. Günümüzde BWR'ler 570 ile 1300 MWe çıkış gücüne sahiptir. Şekil 3.2'de tipik bir BWR'nin bölümleri ve çalışma şeması görülmektedir.

Birinci döngü; kor, türbin-jeneratör, yoğuşturucu, ön-ısıtıcı ve pompalardan meydana gelmektedir. BWR'lerde birinci döngüde üretilen su buharı direkt türbin ve jeneratöre gittiğinden, soğutucu suyuna “besleme suyu” da denmektedir.

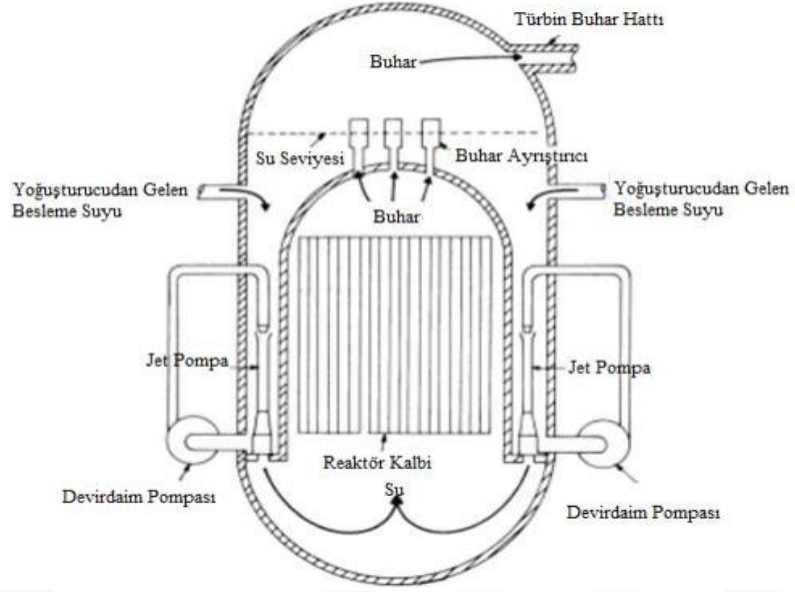
Soğutucu su, pompalarla nükleer yakıtın bulunduğu reaktör kabına girmekte ve üretilen nükleer enerji yardımıyla ısınarak buharlaşmaktadır. Reaktör kabına giren su ve çıkan buharın sıcaklığı reaktör tasarımına göre değişmektedir. Giren su sıcaklığı yaklaşık 215°C, çıkan buhar sıcaklığı da yaklaşık 288°C civarındadır [7].



Şekil 3.2: BWR bölümleri ve çalışma şeması

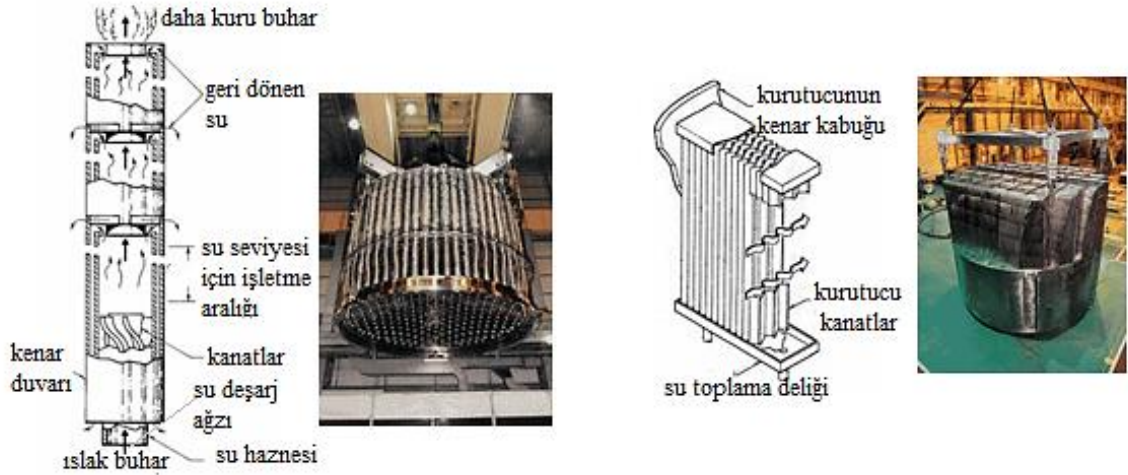
Daha önce de ifade edildiği gibi BWR reaktörlerinde moderatör ve soğutucu olarak hafif su kullanılmaktadır. Doğada hafif su ağır sudan fazla bulunmaktadır. Hafif sudan elde edilen buharın herhangi bir buhar üreticisine ihtiyaç duymadan türbinleri döndürmesi reaktör tasarımının diğer reaktörlere kıyasla basit ve ucuz olmasını sağlamaktadır.

Kaynar su reaktörlerinde buhar üretimi ve korun soğutulması hafif su ile sağlanmaktadır. Bu sistem 2 su döngüsünden meydana gelmektedir. Birinci döngüde kor içinde bulunan su, ısı enerjisini alıp buharlaşmakta ve enerjiyi türbine taşımaktadır. 2. döngüde nehirden veya denizden alınan su ile birincil döngüde türbinden çıkan buhar tekrar su haline getirilmektedir. Şekil 3.3'te reaktör basınç kabı iç yapısı görülmektedir.



**Şekil 3.3:** Reaktör basınç kabı iç yapısı [35]

Oluşan su buharı reaktör kabının üzerine yerleştirilmiş nem ayırıcılardan ve buhar kurutucularından geçerek türbin-jeneratör binasına ulaşmaktadır. Türbinin kanatlarına çarpan buhar, jeneratörde elektrik enerjisinin oluşmasına sebep olmaktadır. Şekil 3.4'te nem ayırıcı ve buhar kurutucuları görülmektedir.



**Şekil 3.4:** Nem ayırıcı ve buhar kurutucuları

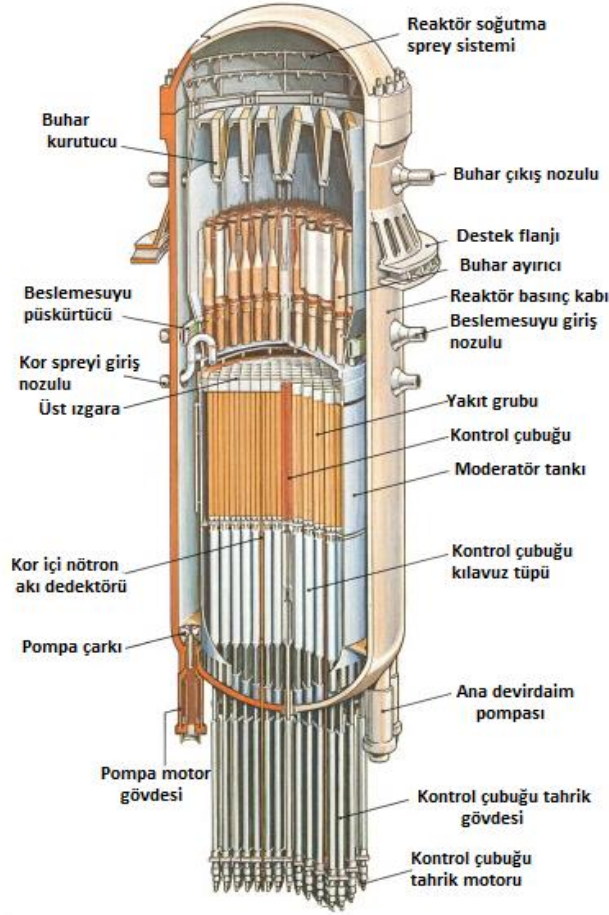
Türbinden türbinin hemen altına yerleştirilmiş yoğuşturucuya gönderilen buhar, suya dönüştürülerek pompalar aracılığıyla ön ısıtıcılardan geçirilerek tekrar buharlaşmak üzere koruna iletilmektedir.

Birinci soğutma sisteminde besleme suyu pompaları devirdaim pompaları ve jet pompaları olmak üzere 3 farklı pompa türü bulunmaktadır. Bunlardan ilki; görevi türbin adasından gelen soğutma suyunu reaktör kabına göndermek olan “besleme suyu” pompasıdır. İkincisi; reaktör kalbinin iki yanına yerleştirilen ve görevi reaktör kabından soğutma suyunun bir kısmını alıp tekrar hızlı ve basınçlı bir şekilde reaktör kabına geri göndermek olan devirdaim pompalarıdır. Motorla çalıştırılan bu pompalar, reaktör gücünü kontrol etmek amacıyla kullanılmaktadır. 3. olarak reaktör kabının içinde bulunan ve yine devirdaim sisteminin bir parçası olan “jet” pompalarını sayabiliriz. Bu pompalar; devirdaim pompasının gönderdiği “hızlı ve basınçlı suyun” pompanın iki ağzı arasında basınç farkı oluşması sonucunda ortaya çıkan emme kuvveti yardımıyla çalışmaktadır. Normal bir BWR’de bu pompalardan yaklaşık olarak 16–24 adet arası bulunabilmektedir. Jet pompalarının amacı, devirdaim pompalarının küçük olmasını sağlayıp işlevselliğini arttırmaktır.

İkinci su döngüsü; pompa, yoğuşturucu, soğuk su kaynağı ve ilgili boru sistemlerinden meydana gelmektedir. Su buharı türbin kanatlarına çarparak enerjisini kaybeder ve yoğuşturucuya gönderilir. Burada deniz veya nehirden elde edilen soğuk su sayesinde tekrar sıvı hale dönmektedir [7].

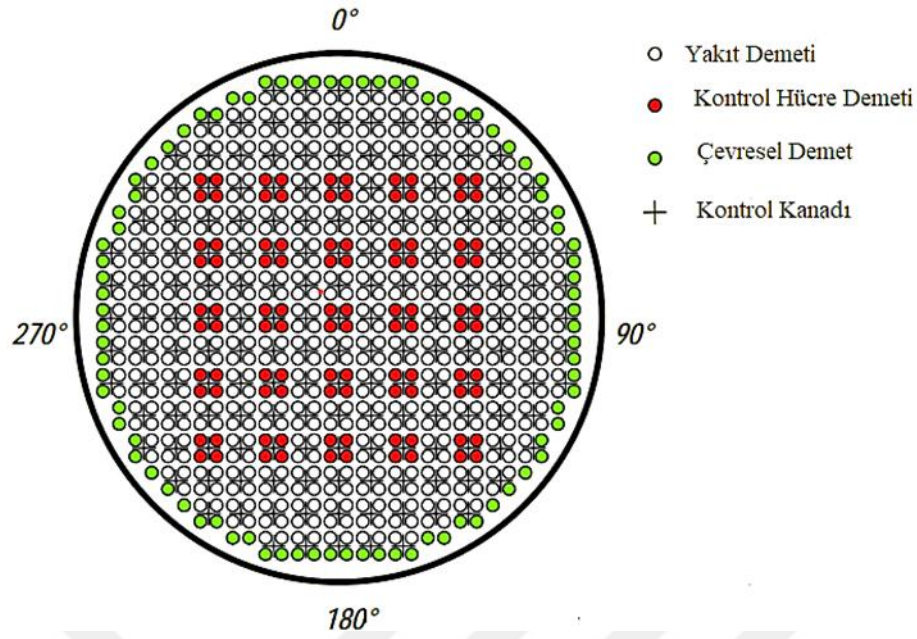
### **3.1. BWR Reaktör Basınç Kabı ve Kor Yapısı**

BWR basınç kabı; düşük alaşımlı çelikten üretilmiş, 6,4 m çapında, 22 m yüksekliğinde, 152 mm kalınlığında ve iç kısmı östenitik paslanmaz çelikle kaplanmış basınçlı bir kaptır. Tipik bir BWR reaktörü basınç kabının merkezinde Şekil 3.5’te görüldüğü gibi kor adı verilen yakıt demetleri ve kontrol çubukları bulunmaktadır [36].



**Şekil 3.5:** BWR korunun genel yapısı [37]

Nem tutucu ve buhar kurutucuları reaktör kabının üst kısmında yer almaktadır. Basınç kabının alt kısmında kontrol çubuklarını kontrol eden kontrol kılavuz tüpleri ve kontrol çubuğu sürücülerini bulunmaktadır. Şekil 3.6'da bir BWR korunun yatay kesiti gösterilmektedir. Çizelge 3.2'de Japon BWR reaktörleri baz alınarak, kor tasarım parametreleri verilmektedir.



Şekil 3.6: BWR kor tasarımı

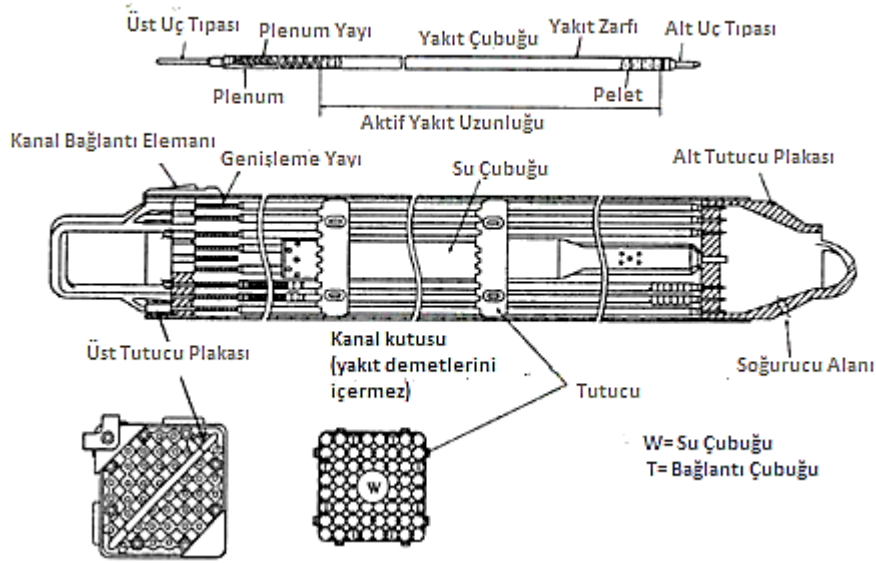
Çizelge 3.2: BWR koru ana parametreleri.

	Tsuruga BWR-2	Fukushima BWR-3	Hamaoka BWR-4	Tokai BWR-5	Kashiwaza BWR-2
Termal güç (MW)	1064	1380	2436	3293	3926
Elektrik gücü (MW)	357	460	840	1100	1356
Kor çapı (m)	3,02	3,44	4,07	4,75	5,16
Kor yüksekliği (m)	3,66	3,66	3,71	3,71	3,71
Kontrol çubukları sayısı	73	97	137	185	205
Yakıt elemanı sayısı	308	400	560	764	872

### 3.2. Yakıt

BWR reaktörlerinde yaklaşık %3 oranında zenginleştirilmiş uranyum içeren  $UO_2$  peletleri kullanılmaktadır. Yakıt çubukları reaktörün tasarımı doğrultusunda  $7 \times 7$ ,  $8 \times 8$  veya  $9 \times 9$  gibi demetler halinde reaktör korunda bulunmakla birlikte en yaygın kullanılan örgü sistemi  $8 \times 8$ 'lik dizindir [40].  $8 \times 8$  yakıt çubuğu dizinine sahip bir BWR'de 62 yakıt

çubuğu, bir ara tutucu su çubuğu ve bir su çubuğu Zr-2 zırhıyla kaplanarak 8×8'lik bir tetragonal ızgaraya Şekil 3.7'deki gibi yerleştirilmiştir.



Şekil 3.7: BWR yakıt elemanı [35]

Yakıt çubuklarının dış yüzeyi genellikle zırh malzemesi olarak Zirkaloy-2 kullanılmakla birlikte; GE şirketi 2013 yılında kimyasal etkileşime bağlı olarak yakıt kanalının bozulmasını önlemek için %1 Nb, %1 Sn ve %0,35 oranında Fe içeren bir zırh malzemesi üretmiştir. GE şirketi halen ürettiği çekirdeklerin %8'inde bu yakıt zırhını kullanmaktadır. Diğer taraftan Toshiba ve seramik şirketi Ibis ise yakıt zırhı olarak SiC'ü geliştirmiştir. SiC'ün 1700°C ye kadar kolaylıkla kullanılması ve nötron yutma tesir kesitinin geleneksel kaplamalara göre daha düşük olması önemli avantajlarındandır.

UO<sub>2</sub> peletleri zırh malzemesinin içine yerleştirilerek He gazı basıncı altında mühürlenmektedir. Filyon reaksiyonu gerçekleştiği sırada yakıt çubuklarının iç basıncını dengede tutmak için reaksiyon sonucu oluşan gazların birikebileceği bir gaz toplama odacığı bulunmaktadır.

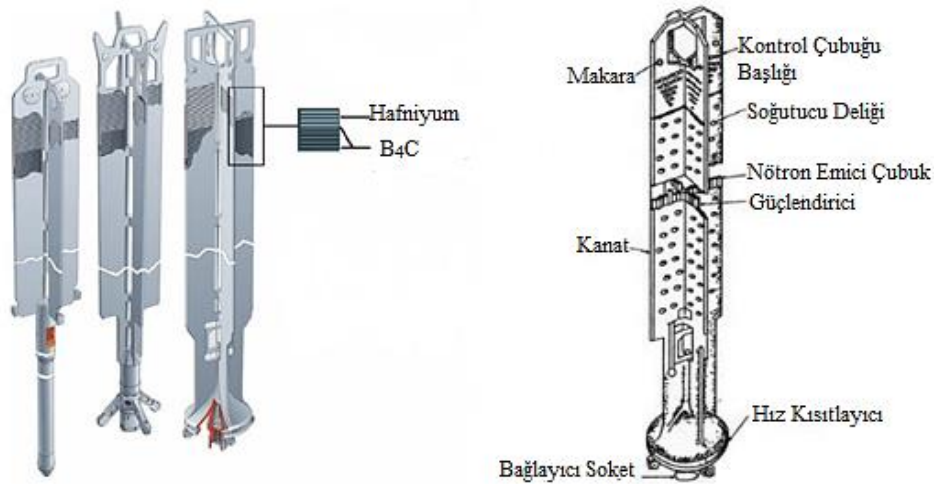
Tipik bir BWR korunda yaklaşık 140 ton uranyum içeren 800 adet yakıt elemanı bulunmaktadır. Her yakıt demeti yaklaşık 4,5 yıl reaktör korunda kalmaktadır. Yılda bir defa BWR reaktörleri yakıt değişimi ve reaktör bakımı için 4 ile 6 hafta arasında devre dışı bırakılmaktadır. Reaktör kuru içinde güç seviyesinin ayarlanabilmesi için farklı zenginlikte (düşük, orta, yüksek) yakıt çubukları kullanılmaktadır. Bu da yakıt yenileme zamanı

geldiğinde kullanılmış ama maksimum tükenme değerine ulaşmamış yakıt demetlerinin farklı konumlarda kullanılmasıyla mümkün olmaktadır [2, 23, 36, 39].

### 3.3. Kontrol Çubukları

BWR kontrol çubukları; diğer hafif su reaktörlerinden farklı olarak reaktör kabının alt kısmından içeri giren ve 4 yakıt kanalı arasında hareket edebilmek için haç biçiminde çapraz iki kanattan oluşan çubuklardır. Bu çubukların yakıt düzeneklerini rahatça kavraması BWR reaktörleri için bir avantajdır. Kontrol çubukları nötron emici özelliğine göre  $B_4C$ , Hf veya her ikisinin de birlikte kullanıldığı malzemelerden meydana gelmektedir. Herhangi bir kaza anında kontrol çubuğunun hızını azaltmak için çubuğun alt tarafı şemsiye gibi dizayn edilmiştir. Şekil 3.8’de farklı BWR kontrol çubukları ve kontrol çubuğunun tasarım içeriği görülmektedir.

Kontrol çubukları hidrolik basınçlı sürücü veya motor sürücü ile hareket ettirilmektedir. Her iki sistemde de itici güç olarak Nitrojen gazı kullanılmaktadır. Nükleer reaktörde reaktörün kapatılmasını gerektirecek anormal bir durum oluştuğunda kontrol çubukları hızlıca kora doğru itilir. Kontrol çubuklarının kora tam olarak girmemesi durumunda borik asit püskürtme sistemi aktif hale gelerek kora nötron emici madde püskürtmektedir.



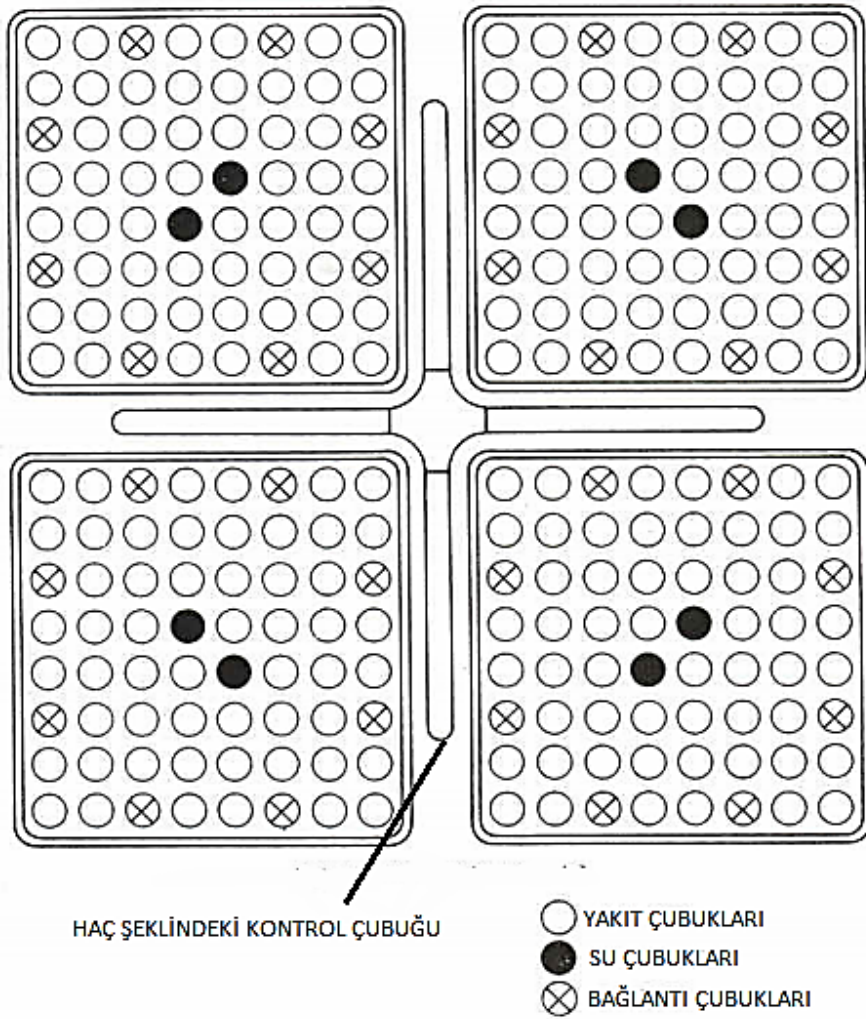
**Şekil 3.8:** Farklı BWR kontrol çubukları ve bir kontrol çubuğunun tasarım içeriği [32, 35].

BWR’lerde ayrıca reaktör aktifken yakıt içinde fisyon yapabilen malzemenin tükenmesini ve fisyon ürünlerinin birikimini engellemek için, Gadolinia ( $Gd_2O_3$ ) olarak

adlandırılan sabit nötron zehiri de kullanılmaktadır.  $Gd_2O_3$   $UO_2$  yakıt peletlerine karıştırılarak uzun vadeli güç dağılımı kontrolü için kullanılmaktadır [2].

BWR reaktörlerinin gücü kontrol çubukları ve motorlu devirdaim pompalarıyla kontrol edilmektedir. Suyun akış hızı devirdaim pompalarıyla değiştirilerek nötronlar yavaşlatılabilmekte ve bu şekilde reaktör gücü kontrol altında tutulmaktadır.

BWR reaktörlerinde yakıt montaj parametrelerinin hesaplanması için oldukça uzun bir zaman dilimine ihtiyaç vardır. Bu süreci kısaltmak ve yakıt demetleri arasında simetriyi sağlayabilmek için Şekil 3.9'daki iki boyutlu kor kare kafes tasarımı görülmektedir.



Şekil 3.9: BWR kor hücresinin kare kafes tasarımı

### 3.4. Güvenlik Sistemleri

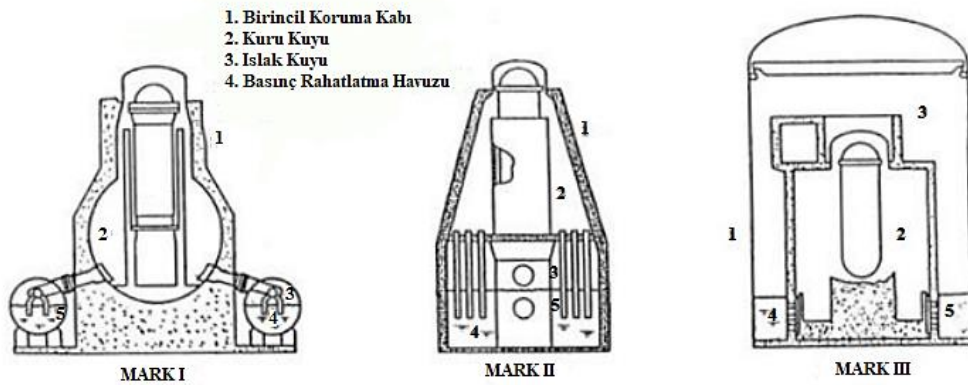
#### 3.4.1. Acil durum kor soğutma sistemi

Reaktör basınç kabında su seviyesinin düşmesi veya soğutucu kaybı gibi durumlarda reaktöre otomatik olarak acil durum kor soğutma sistemi dahil olur ve reaktörün çalışmasını sona erdirir. Görevi; yakıt zırhı hasarlarını önlemektir. Acil durum kor soğutma sistemi 3 düşük basınçlı kor spreyleme, yüksek basınçlı kor soğutma ve düşük basınçlı kor soğutma olmak üzere toplam 5 sistemden meydana gelmektedir.

#### 3.4.2. Reaktör koruma binası

Reaktör koruma binası; birincil ve ikincil koruma kabı olmak üzere iki kısımdan oluşan yapıdır. Görevi; korda yakıt arızası görüldüğünde soğutucuya yüksek basınç ve sıcaklık altında bırakılan radyoaktif maddelerin dışarıya yayılmasını engellemektir. Birincil koruma kabı (kuru kuyu) reaktör basınç kabının ve basınç önleme sistemini kapsarken, ikincil koruma kabı reaktör binasını ve birincil koruma kabını kapsar.

Birincil koruma kabının içinde yer alan basınç önleme havuzu kaza anında koruma kabı içindeki buharı yoğunlaştırarak basıncı düşürmektedir.



Şekil 3.10: Mark I, Mark II VE Mark III tipi GE tasarımı koruma binaları [40]

Koruma binası BWR teknolojisinin gelişimine bağlı olarak Şekil 3.10'da görüldüğü gibi farklılıklar göstermiştir. BWR-2, BWR-3 ve BWR-4'te Mark I kullanılırken, BWR-6'da Mark III tasarımı kullanılmıştır [36].

Koruma binası yapısında elik kurşun alařımlar ve ađır beton kullanılmaktadır. Beton ieriđi limonit ( $\text{Fe}_2\text{O}_3\text{H}_2\text{O}$ ), barit (baryum slfat  $\text{BaSO}_4$ ), manyetit ( $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ) gibi malzemelerden oluřmaktadır. retilen ađır betonların yođunlukları  $2.600\text{kg}/\text{dm}^3$ 'ten yksek olmaktadır [41].



## 4. MONTE CARLO YÖNTEMİ

Monte Carlo yöntemi, klasik çözüm yöntemlerinin yetersiz kaldığı ya da sonuca ulaşmanın uzun zaman alacağı karmaşık istatistiksel ya da deneysel problemlerin çözümünde kullanılan ve geniş bir uygulama alanına sahip bir algoritmadır. Monte Carlo yöntemi; mühendislik, askeri savunma teknolojisi, eğitim, fen, uzay, nükleer, ekonomi, istatistik ve sosyoloji gibi pek çok alanda çözüm üretmek için kullanılmaktadır. Monte Carlo yöntemi 1940 yılında nükleer araştırmalar yaparken Stanislaw Ulam tarafından keşfedilmiş ve John von Neumann tarafından programlanmıştır [42, 43].

Monte Carlo yönteminde rastgele sayılarla olay canlandırılıp parametrenin yaklaşık değeri hesaplanmaktadır. Bu yöntemde birden fazla olasılık hesabı aynı anda yapıldığı için sonuçlar gerçeğine oldukça yakındır. Özellikle fizik alanının alt disiplinlerinde kullanılmaktadır.

### 4.1. MCNP (Monte Carlo N- Parçacık Taşınım Kodu)

Los Alamos laboratuvarında Monte Carlo ekibi tarafından teorik fizik için geliştirilen MCNP; 4000 satır Fortran ve yorum bulunduran 1000 satır C kaynak kodlayıcısı ve programı tatbik eden kompleks bir yapıdan oluşmaktadır [43].

MCNP kodu, nükleer enerji ve atomik bilgi kaynağını kullanarak, parçacıkların üç boyutlu ve zamana bağlı problemlerde sayısal olarak güvenilir sonuçlar elde edilmesini sağlayan genel bir koddur. Bu kod uzay, enerji ve zamanda ortalama yaklaşımlara ihtiyaç duymadan sonuca ulaşmayı sağlamaktadır [43, 44].

MCNP, fisyon ve füzyon reaktör tasarımları, radyasyon koruması, nükleer güvenlik, dedektör tasarımı ve analizi, hedef hızlandırıcı tasarımı, sağlık fiziği ve radyoterapi gibi bazı fizik tabanlı uygulama alanlarında kullanılmaktadır.

### 4.2. MCNPX-2.7.0 (Monte Carlo N- Particle Extending Code)

MCNPX, yüksek enerjili radyasyon iletiminde uygulanan LAHET (Los Alamos High Energy Transport) kodu düşük enerjilerde radyasyon iletimi alanında başarılı olan MCNP kodu ile birleştirilerek geliştirilmiştir. MCNPX koduyla parçacıklar hemen hemen tüm enerjilerde tam olarak iletilebilmektedir. MCNPX yeni kodunun kalite, değer ve

özellik skalasını genişletmek için güncelleme ve düzeltme çalışmaları sürekli devam etmektedir.

MCNPX'in uygulandığı sahalar:

1. Hızlandırıcıyla parçalanma hedeflerinin dizaynı için nötron saçılma deneyleri,
2. Nükleer atıkların dönüştürülmesini de içine alan izotop üretim ve imha etme programları araştırmaları,
3. Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemlerin enerji kaynakları araştırmaları,
4. Tıp fiziğinde, görüntüleme metotlarını ve parçacık terapisi kullanan dalları,
5. Uzay araçları ve uçakların kozmik arka plan ışımından korunması için yapılan araştırmaları,
6. Nükleer güvenlik konusu,
7. Plazmada yüklü parçacıkların izlenmesi,
8. Nötrino deneyleri konusunda yürütülen araştırmaları,
9. Tanımlama teknolojisinde yüklü parçacıkların kullanılması konusu,
10. Nükleer reaktör tasarımı,
11. Radyasyondan korunma konusudur.

MCNPX-2.7.0'da nötronlar için spesifik bir tesir kesiti hesaplaması yapıldığında ENDF/B-VII.0 gibi bir kütüphanede yapılan tüm reaksiyonlar hesaba katılır [45].

MCNPX-2.7.0'da kullanılan temel birimler;

- Avagadro sayısı=  $6,025 \times 10^{23}$ ,
- Tesir kesiti barn ( $10^{-24} \text{ cm}^2$ ) cinsinden,
- Uzunluk cm cinsinden,
- Atomik yoğunluklar atom/barn.cm cinsinden,
- Enerjiler MeV cinsinden,
- Zaman saniye ( $10^{-8} \text{ s}$ ) cinsinden,
- Sıcaklık kT cinsinden,
- Kütleli yoğunluklar  $\text{g/cm}^3$  cinsinden,

- Isıtma sayısı MeV/çarpışma cinsinden yazılabilir.

MCNPX kodu, esnek bir çözüm metodudur. Kademeli olarak yürütülebilme imkânı sunmaktadır. Daha önce uygulanmış çözüm yöntemlerinin yetersiz kaldığı büyük kompleks problemlerin çözümünde etkisi yadsınamayacak kadar büyüktür. Başka bir metotla incelenme ihtimali olmayan parametreler simülasyonla rahatça modellenilebilmektedir. Kısa sürede analiz yapılarak sonuca ulaşılır. Sistemin ihtiyaçlarına göre simülasyon yeniden, şekillenebilmektedir. Simülasyonu kullanıcının istediği zaman durdurup tekrar başlatması, deney koşulları üzerinde tam kontrole sahip olmasını sağlamaktadır [43].

### 4.3. ENDF/B Kütüphanesi

“Evaluated Nuclear Data File (ENDF)” değerlendirilmiş nükleer veri dosyası A.B.D.’de nükleer teknolojiye kullanılmak için geliştirilmiş bir nükleer veri tabanıdır. 1966 yılında tesir kesiti kütüphanesini geliştirmek için üniversite, sanayi ve ulusal laboratuvarlardan bireylerin katılımı ile “Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG)” tesir kesiti değerlendirme çalışma grubu oluşturulmuştur. Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı “International Atomic Energy Agency (IAEA, Vienna)” ve OECD nükleer enerji ajansı “OECD Nuclear Energy Agency (NEA, Paris)” ve diğer ulusal tesir kesiti değerlendirme projeleri CSEWG’e katkıda bulunmuştur. CSEWG tarafından denetlenen ENDF/B veri tabanının 1968 yılından itibaren geliştirilen sürümleri Çizelge 4.1’de gösterilmektedir [46-49].

**Çizelge 4.1:** ENDF/B kütüphanesinin sürümleri

<b>YIL</b>	<b>ENDF/B</b>
<b>1968</b>	<b>I</b>
<b>1970</b>	<b>II</b>
<b>1972</b>	<b>III</b>
<b>1974</b>	<b>IV</b>
<b>1978</b>	<b>V</b>
<b>1990</b>	<b>VI</b>
<b>2006</b>	<b>VII.0</b>
<b>2011</b>	<b>VII.1</b>
<b>2016</b>	<b>VII. beta</b>
<b>2018</b>	<b>VIII</b>

#### 4.3.1. ENDF/B-VI kütüphanesi

Proton, nötron, triton, döteron,  $^3\text{He}$  ve atomik datalar ENDF/B'nin alt kütüphanesini oluşturur.

#### 4.3.2. ENDF/B-VII kütüphanesi

Nötron, termal saçılma, proton ve foto nükleer datalarından meydana gelen kütüphane; foto nükleer, foto atomik, kendiliğinden fisyon ürünleri, atomik reaksiyon, bozunma datası, nötron reaksiyonu ve fisyon ürünleri, nötron tesir kesiti standartları, termal nötron saçılması, elektro atomik, proton etkileşim reaksiyonları, döteron etkileşim reaksiyonları, triton etkileşim reaksiyonları,  $^3\text{He}$  etkileşim reaksiyonları gibi 14 alt kütüphaneden meydana gelmektedir [49, 50].

#### 4.3.3. ENDF/B-VIII kütüphanesi

ENDF/B-VIII yeni oluşturulmuş nötron data standartlarını içermektedir. Eğer güncellenmiş termal nötron saçılma datalarının kullanılması gerekirse  $^{16}\text{O}$ ,  $^1\text{H}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{56}\text{Fe}$  nötron reaksiyonları için “Coordinated International Evaluation Library Organization (CIELO)” pilot projesinden yeni değerlendirilmiş dataları kullanmaktadır.  $^{238}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  için değerlendirmeler, ABD ve Avrupa'da bulunan son deneysel datalar, teori ve simülasyondaki gelişmelerden faydalanmaktadır. Önemli gelişmeler; hafif çekirdekler, yapısal malzemeler, aktinitler, fisyon enerji salınımı, hızlı fisyon nötron ve gama ışını spektrumları, termal nötron saçılma dataları ve yüklü parçacık reaksiyonları için güncellenmiş değerlendirilmiş dataları içermektedir [51].

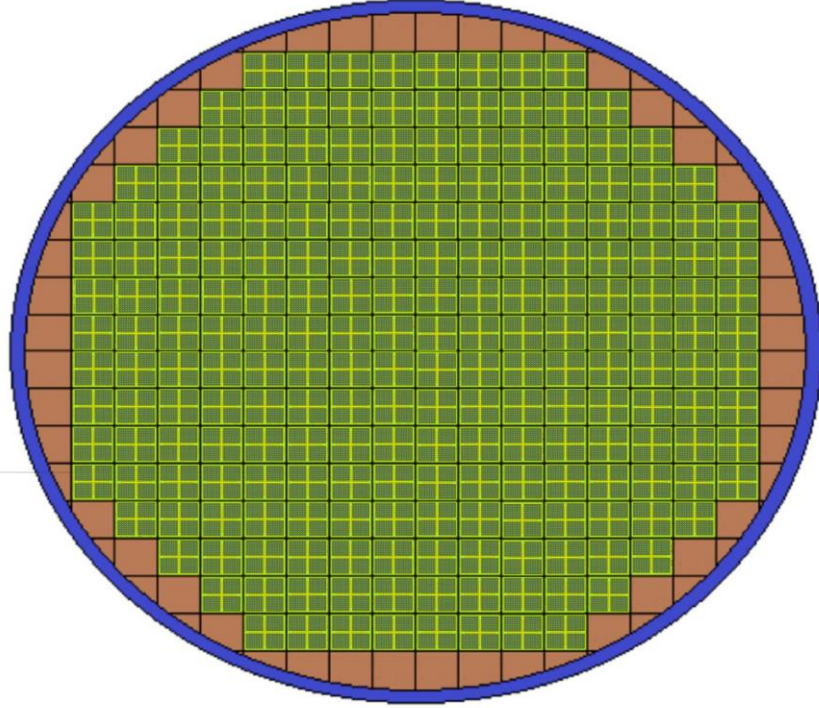
## 5. HESAPLAMALAR

Bu tez çalışmasında, Peach Bottom-2 nükleer santrali parametreleri referans alınarak bir BWR modeli tasarlandı. Çalışmada tasarlanan BWR'nin parametreleri Çizelge 5.1'de verilmektedir.

**Çizelge 5.1:** BWR sisteminin kor bilgisi

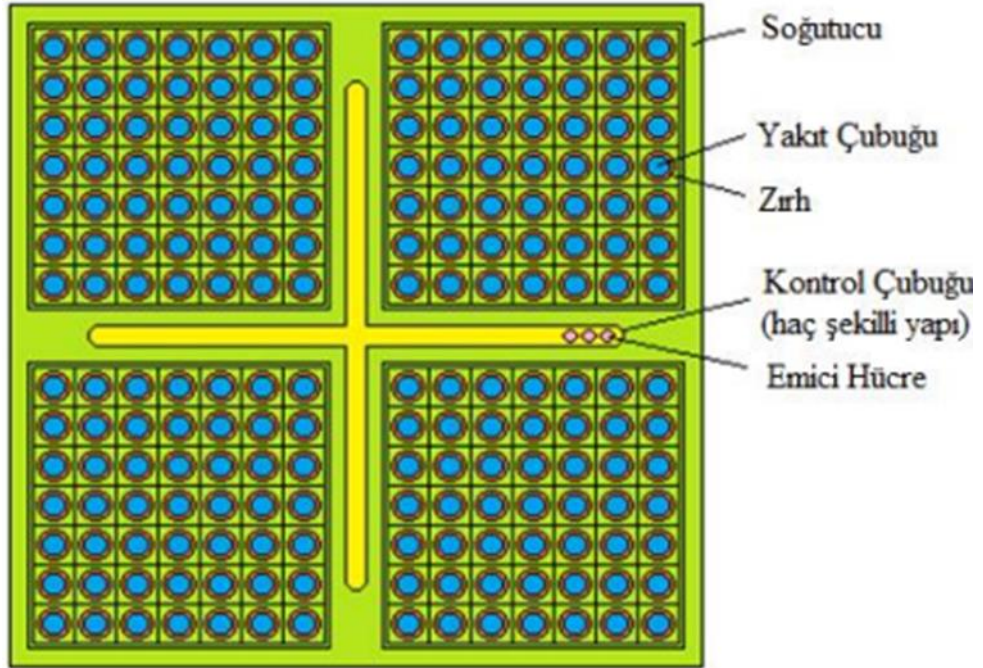
Silindirin Yarıçapı (cm)	264,08
Kor Yüksekliği (cm)	365,76
Çelik genişliği (cm)	5
Kare bölge genişliği (cm)	13,40612
Kare kafes genişliği (cm)	30,48
Küçük kare kafes genişliği (cm)	1,94084
Yakıt çubuğu yarıçapı (cm)	0,60579
Zırh yarıçapı (cm)	0,71501
Boşluk genişliği (cm)	0,01524
Toplam yakıt çubuğu sayısı	36260
Toplam haç şekilli yapı sayısı	185
Emici hücre yarıçapı (cm)	0,23876

Silindir şeklinde tasarlanan BWR'nin kuru Şekil 5.1'de görüldüğü gibi 8×8 kare kafeslere bölündü. Reaktör korunda reflektör (yansıtıcı) olarak dış kısmı SS316LN çelik ile kaplı grafit kullanıldı. Reaktör korunun çevresine yaklaşık 40 reflektör tertibatı yerleştirildi.



Şekil 5.1: BWR sisteminin kor tasarımı

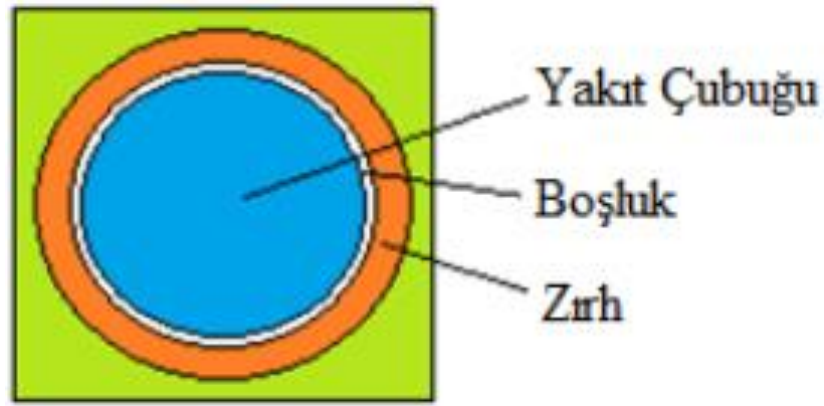
Soğutucu olarak H<sub>2</sub>O kullanıldı. Şekil 5.2’de görüldüğü gibi kare kafesler dört küçük kare bölgeye ayrıldı. Her kare bölge 7×7 tipinde küçük kare kafeslere bölündü.



Şekil 5.2: BWR sistem kor tasarımında kare kafes

Şekil 5.2’ de görüldüğü gibi reaktör korunda reaktiviteyi kontrol edebilmek için  $B_4C$  kontrol çubukları dört küçük kare bölgenin ortasına haç şeklinde yerleştirildi. Silindirik şeklindeki emici hücreler kanat başına 21 tane olmak üzere haç şeklindeki kontrol çubuklarına yerleştirildi. Toplam 15540 emici hücre kullanıldı. Haç şeklindeki kontrol çubuğunda yapısal malzeme olarak SS304 paslanmaz çelik kullanıldı.

Küçük kare kafeslerin içine silindirik yakıt hücreleri yerleştirildi. Yakıt hücreleri Şekil 5.3’te modellendiği gibi zırh, boşluk ve yakıt çubuğundan meydana gelmektedir. Bu çalışmada yakıt çubukları %0,2-1 oranlarında  $NpO_2$  ve  $NpF_4$  ile dolduruldu ve yakıt zırhı olarak Zr-2 ve SiC kullanıldı.



Şekil 5.3: Yakıt hücre geometrisi

Günümüzde kullanılan nükleer enerji santralleri atık olarak Çizelge 2.2’de görüldüğü gibi uranyum, plütonyum, minör aktinitler (Am, Cm ve Np) ve Cs, Sr, I ve Tc gibi fisyon ürünleri oluşturmaktadır. Minör aktinitlerin kritik kütleleri düşüktür. Bu nedenle Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı minör aktinitleri nükleer güvence hedefleri arasına almıştır. Minör aktinitler radyotoksit etkiye ve yadsınamaz bir güce sahiptir. Bu nedenle aktinitlerin yakıt karışımlarına belirli oranlarda eklenmesi hem çevresel hem de ekonomik açıdan oldukça önemlidir.

Zr-2 ve SiC hafif su reaktörlerinde kullanılan yakıt zırhlarıdır. Yakıt zırhlarının aşınmaya, fisyon parçacıklarının moderatöre ve soğutucuya yayılmasına ve çatlamalara karşı dirençli olması gerekmektedir [52, 53]. Bu çalışmada MCNPX-2.7.0 Monte Carlo yöntemi ve ENDF/B- VII.0 nükleer veri kütüphanesi kullanılarak %0,2-1 oranlarında  $NpO_2$  ve  $NpF_4$  yakıt çubukları, Zr-2 ve SiC zırhlarının üç boyutlu nötronik hesaplamaları yapılmıştır.

## 5.1. Kritiklik

Bir nükleer reaktörde nötronların çoğalması, fisyon reaksiyonunun devamı için son derece önemlidir. Eğer reaktörde gerçekleşen fisyon reaksiyonu sürekli tekrarlanıyorsa zincirleme fisyon reaksiyonu olarak isimlendirilir. Nötron çoğaltma faktörü ( $k_{eff}$ ) bir nesilden diğerine termal nötronların sayısındaki net artışı vermektedir.

Bir zincir reaksiyonun devamlılığı ( $k_{eff}$ ) etkin çoğalma faktörüne bağlıdır;

- $k_{eff} < 1$  ise; üretilen nötron kaybolan nötrondan daha azdır ve fisyon reaksiyonları sona erecektir. Sistem kritik altı olarak adlandırılır.

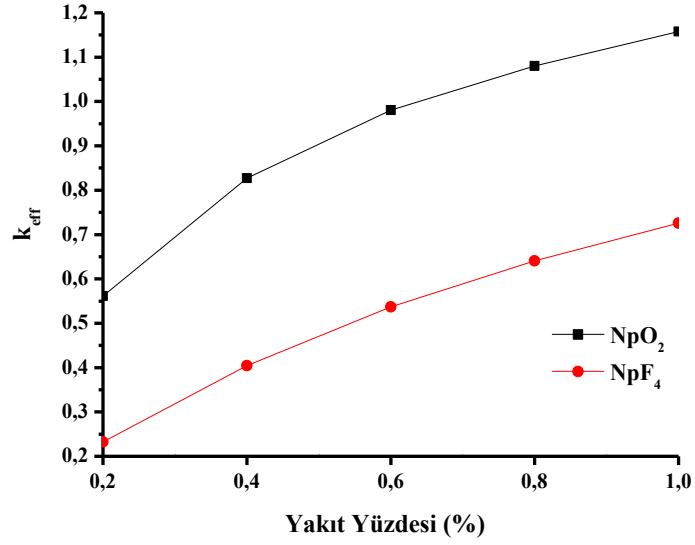
- $k_{eff} = 1$  ise; üretim ve kayıp dengededir ve reaksiyonlar kendi kendini devam ettirebilir. Sistem kritik olarak isimlendirilir. Kontrollü zincir reaksiyonu gerçekleşir.

- $k_{eff} > 1$  ise; kaybolan nötron üretilen nötrona kıyasla çok daha azdır ve atom bombasında olduğu gibi reaksiyon sayısı hızlı bir şekilde artacaktır. Sistem kritik üstü ya da süper kritik olarak isimlendirilir. Kontrolsüz zincir reaksiyonu gerçekleşir ve bu da reaktörün çalıştırılması için tehlikeli bir durumdur [54, 55].

Kendi kendine devam edebilen zincirleme bir fisyon reaksiyonu için korun ve koru oluşturan yakıt, soğutucu, kontrol çubukları gibi malzemelerin; miktarı, boyutu nasıl dizildiği, sıcaklığı gibi parametreler oldukça önemlidir. Bu da  $k_{eff}$  değerinin korun özelliklerine bağlı olduğunun bir göstergesidir [10]. Tasarlanan BWR reaktöründe kritik kazayı önlemek için etkin çoğaltma faktörünün  $k_{eff} \leq 1$  olması gerekmektedir.

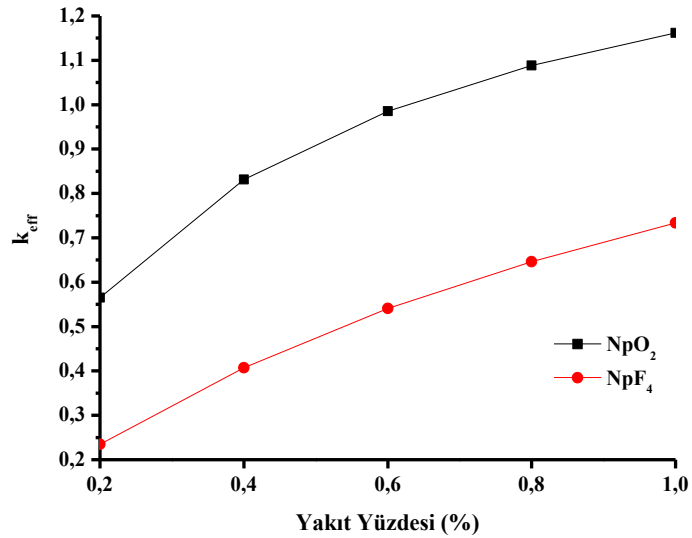
Bu çalışmada  $k_{eff}$ , Zr-2 ve SiC zırhlı, Neptünyum karışık yakıtları %0,2-1 aralığında  $NpO_2$  ve  $NpF_4$  için incelenmektedir.

Şekil 5.4'te BWR sisteminde Zr-2 yakıt zırhlı, değişen oranlarda  $NpO_2$  ve  $NpF_4$  yakıtları için  $k_{eff}$  değeri verilmektedir. Yakıt yüzdeleri arttıkça her iki yakıtında  $k_{eff}$  değerinin arttığı görülmektedir.  $NpO_2$ 'nin  $k_{eff}$  değerleri  $NpF_4$ 'ün  $k_{eff}$  değerlerine kıyasla daha yüksektir. Dolayısıyla kritik değeri Zr-2 zırhlı  $NpO_2$  yakıtı %0,6-0,8 değerleri arasında sağlamaktadır.



**Şekil 5.4:** BWR sisteminde Zr-2 yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıtları için k<sub>eff</sub> değeri

Şekil 5.5'te SiC zırhı için NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıtlarının k<sub>eff</sub> değerleri görülmektedir. Zr-2 zırhında olduğu gibi burada da NpO<sub>2</sub>'nin k<sub>eff</sub> değerleri NpF<sub>4</sub>'ün k<sub>eff</sub> değerlerine kıyasla daha yüksektir. Kritik değere SiC zırhlı NpO<sub>2</sub> yakıtı için %0,6-0,8 değerleri arasında ulaşılmaktadır.



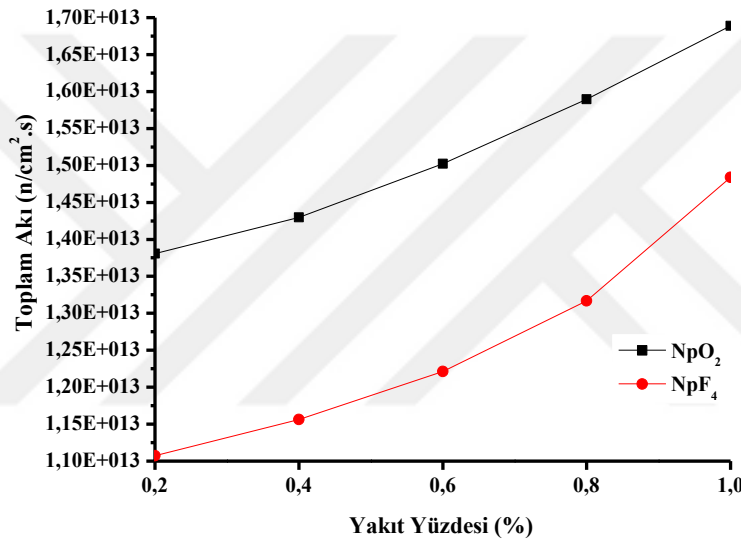
**Şekil 5.5:** BWR sisteminde SiC yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıtları için k<sub>eff</sub> değeri

## 5.2. Nötron Akısı

Nötron akısı, birim zamanda birim yüzeyden geçen nötron sayısıdır. Nükleer reaktörlerde nötron akısı, nötron yoğunluğu ve nötron hızıyla doğru orantılıdır. Birimi  $n/cm^2s$ 'dir ve tüm nötronik hesaplamalar için oldukça önemlidir [39, 56].

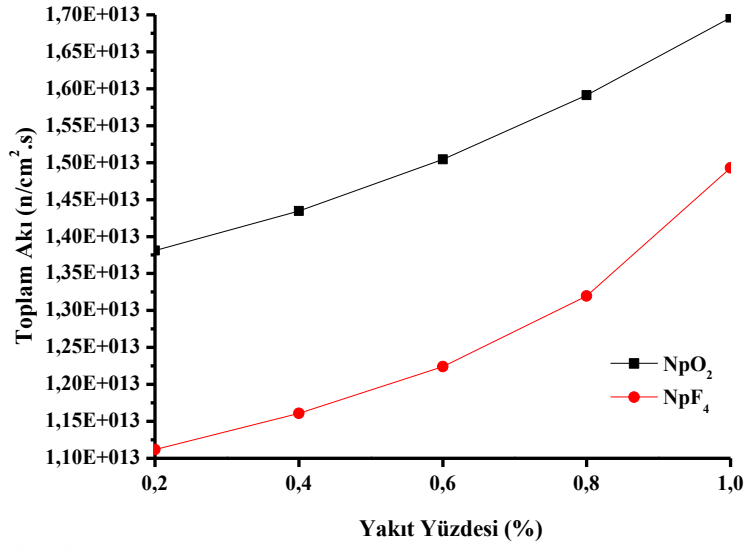
Bu çalışmada toplam akı değeri; Zr-2 ve SiC zırlı, % 0,2-1 aralığında  $NpO_2$  ve  $NpF_4$  yakıtları için incelenmektedir.

Şekil 5.6'da Zr-2 zırlı % 0,2-1 aralığında  $NpO_2$  ve  $NpF_4$  yakıtlarının toplam akı değeri görülmektedir. Şekle göre,  $NpO_2$ 'in toplam akı değeri  $NpF_4$ 'e göre daha yüksektir.



Şekil 5.6: BWR sisteminde Zr-2 yakıt zırlı, değişen oranlarda  $NpO_2$  ve  $NpF_4$  yakıtları için toplam akı değeri

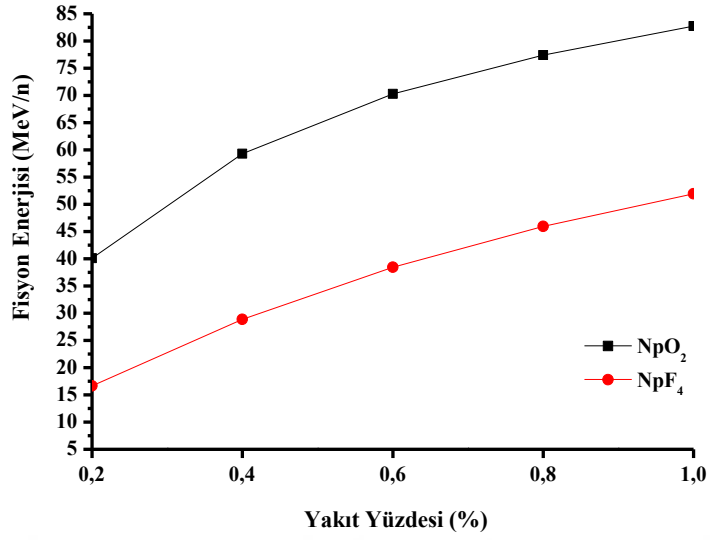
Şekil 5.7'de SiC zırlı % 0,2-1 aralığında  $NpO_2$  ve  $NpF_4$  yakıtlarının toplam akı değeri görülmektedir. Şekle göre,  $NpO_2$ 'in toplam akı değeri  $NpF_4$ 'e göre daha yüksektir.



Şekil 5.7: BWR sisteminde SiC yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıtları için toplam akı değeri

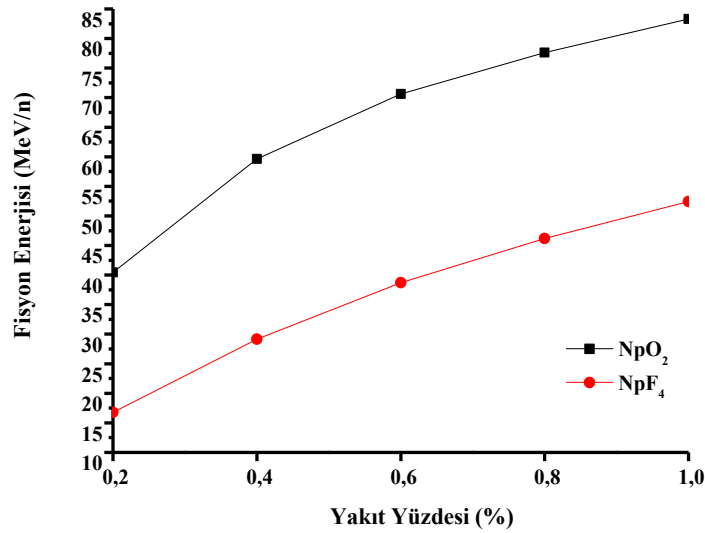
### 5.3. Filyon Enerjisi

Filyon enerjisi; filyon ürünlerinin kinetik enerjisi, gamma ışınları, nötronların kinetik enerjisi, filyon ürünlerinden gelen enerji, filyon ürünlerinin gama enerjisi gibi enerjilerin toplamıdır [57]. Şekil 5.8'te filyon enerjisi; Zr-2 zırhı % 0,2-1 aralığında NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıt çubukları için görülmektedir. Her iki yakıtta da yakıt yüzdesi arttıkça filyon enerjisi artmakla birlikte Zr-2 zırhlı NpO<sub>2</sub> yakıt çubuğunun filyon enerjisi, Zr-2 zırhlı NpF<sub>4</sub> yakıt çubuğuna göre daha yüksektir.



**Şekil 5.8:** BWR sisteminde Zr-2 yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıtları için fiyon enerjisi

Şekil 5.9’da fiyon enerjisi; SiC zırhı % 0,2-1 aralığında NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıt çubukları için görülmektedir. Her iki yakıt çubuğunda da yakıt yüzdesi arttıkça fiyon enerjisi artmaktadır. SiC zırhlı NpO<sub>2</sub> yakıt çubuğunun fiyon enerjisi, SiC zırhlı NpF<sub>4</sub> yakıt çubuğuna göre daha yüksektir.

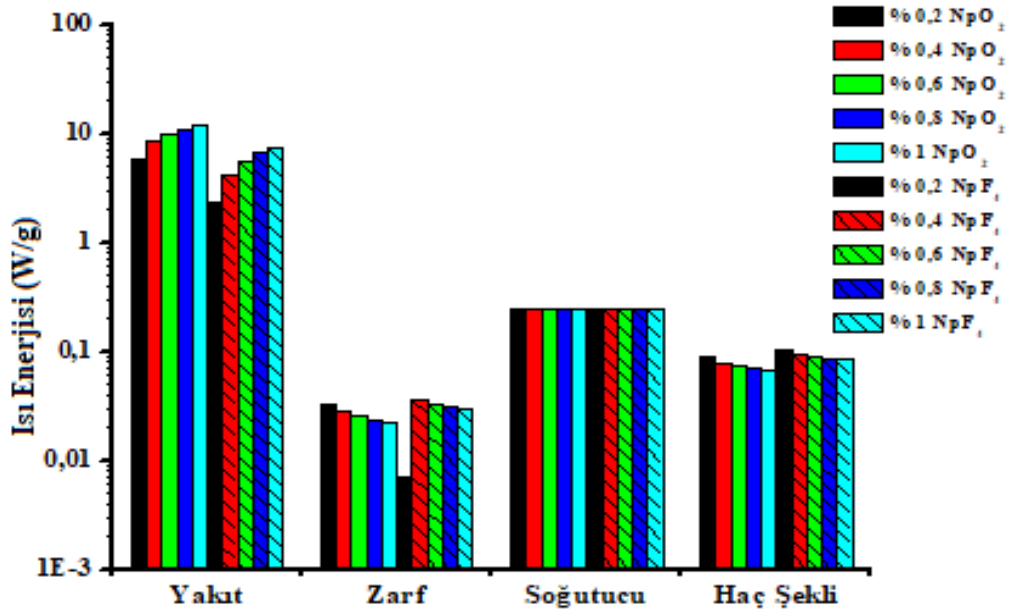


**Şekil 5.9:** BWR sisteminde SiC yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıtları için fiyon enerjisi

#### 5.4. Isı Enerjisi

Bir nükleer reaktörde ısı üretimi fisyon sayısına bağlı olarak değişmektedir. Bu nedenle fisyon oranını etkileyen yakıt türü, yakıt yoğunluğu ve nötron akısı gibi parametreler ısı üretim oranını da etkilemektedir [58, 59].

Şekil 5.10'da Zr-2 zırlı % 0,2-1 aralığında  $\text{NpO}_2$  ve  $\text{NpF}_4$  yakıt çubuklarının koru oluşturan ilgili bölgelerde depolanan ısı enerjisi görülmektedir. Yakıt çevresinde ısı enerjisi diğer bölgelere kıyasla daha yüksektir. Bunun nedeni nötron akısının yakıt çubuklarında daha yüksek olmasıdır. Koru oluşturan bölgeler arasında ısı enerjisinin sabit olduğu tek bölge soğutucu (su) bölgesidir. Yakıt yüzdesi arttıkça her iki yakıt çubuğunda da depolanan ısı oranı artmakla birlikte Zr-2 zırlı  $\text{NpO}_2$  yakıtının ısı enerjisi  $\text{NpF}_4$  yakıtına kıyasla daha yüksektir.



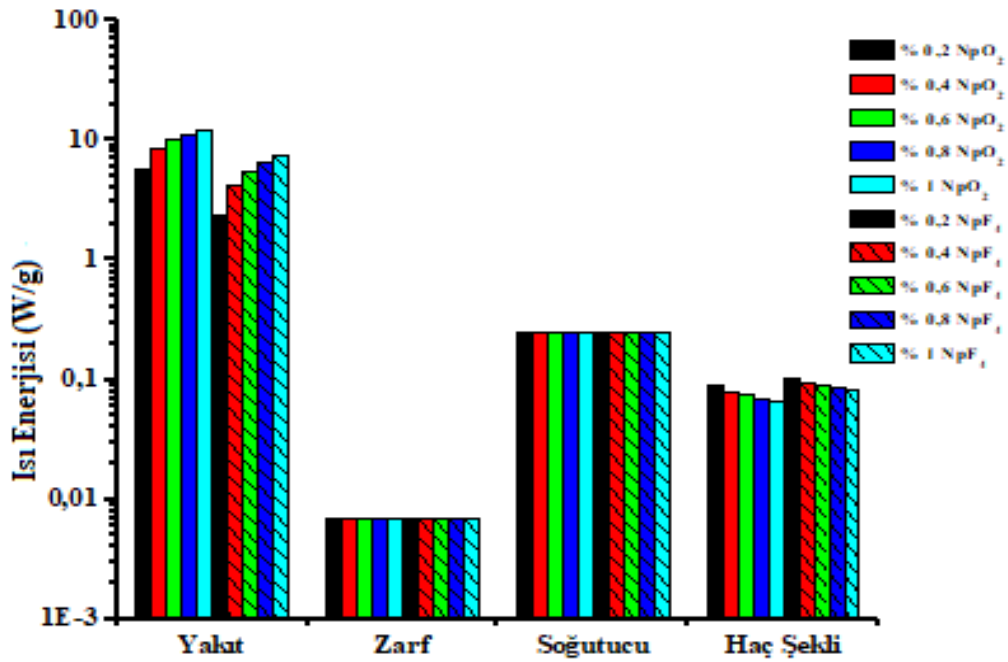
Şekil 5.10: Zr-2 yakıt zırlı (zarf), değişen oranlarda  $\text{NpO}_2$  ve  $\text{NpF}_4$  yakıtları için BWR sisteminin ilgili bölgelerinde depolanan ısınma oranı

Çizelge 5.2’de Zr-2 yakıt zırhı, değişen oranlarda  $\text{NpO}_2$  ve  $\text{NpF}_4$  yakıtları için toplam depolanan ısı enerjisi verilmektedir.

**Çizelge 5.2:** Zr-2 yakıt zırhı, değişen oranlarda  $\text{NpO}_2$  ve  $\text{NpF}_4$  yakıtları için toplam depolanan ısınma oranı

Zr-2 için	Isı Enerjisi (W/g)				
	% 0,2	% 0,4	% 0,6	% 0,8	% 1
$\text{NpO}_2$	1,746	2,529	2,976	3,265	3,483
$\text{NpF}_4$	0,787	1,289	1,679	1,985	2,229

Şekil 5.11’de SiC zırhlı % 0,2-1 aralığında  $\text{NpO}_2$  ve  $\text{NpF}_4$  yakıt çubuklarının koru oluşturan ilgili bölgelerde depolanan ısı enerjisi görülmektedir. Yakıt bölgesinde ısı enerjisinin değerinin en yüksek, zırh bölgesinde ısı enerjisinin en düşük olduğu gözlenmektedir.



**Şekil 5.11:** SiC yakıt zırhı (zarf), değişen oranlarda  $\text{NpO}_2$  ve  $\text{NpF}_4$  yakıtları için BWR sisteminin ilgili bölgelerinde depolanan ısınma oranı

Çizelge 5.3’te SiC yakıt zırhı, değişen oranlarda  $\text{NpO}_2$  ve  $\text{NpF}_4$  yakıtları için toplam depolanan ısı enerjisi verilmektedir.

**Çizelge 5.3:** SiC yakıt zırhı, değişen oranlarda NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıtları için toplam depolanan ısınma oranı

SiC için	Isı Enerjisi (W/g)				
	% 0,2	% 0,4	% 0,6	% 0,8	% 1
NpO <sub>2</sub>	12,27	17,75	20,89	22,89	24,51
NpF <sub>4</sub>	5,52	9,05	11,78	13,90	15,70

## 6. SONUÇ VE ÖNERİLER

Nüfus artışı, refah düzeyinin yükselmesi, hızlı sanayileşme ve teknolojik gelişmeler gibi pek çok neden günümüz dünyasında enerjiye olan gereksinimi katlayarak arttırmıştır. Enerji serüvenine fosil yakıtlarla başlayan insanoğlu; bu yakıtların tükenmeye başladığını ve daha da önemlisi yaşamını devam ettirmesi için gerekli olan havanın bu yakıtlardan salınan toksit gazlar yüzünden kirlendiğini fark ederek, daha temiz olduğunu düşündüğü alternatif enerji kaynaklarına yönelmiştir.

Alternatif enerji kaynağı olarak en çok tercih edilen enerji kaynakları rüzgâr ve güneş enerjisidir. Bu enerji kaynaklarının; kurulum ve bakım maliyeti, devamlılık, iklim ve doğal afetlerden etkilenme gibi bazı olumsuz özelliklerinden dolayı tamamlayıcı bir enerji kaynağı ile desteklenmesi gerekmektedir. Bu da alternatif enerji kaynaklarının kullanım amacına uygun olarak NGS'lerde üretilen nükleer enerji ile mümkündür.

Nükleer enerji sanılanın aksine, üst düzey güvenlik önlemleri altında temiz, güvenilir ve sürekli enerji üretimi sağlamaktadır. Bugün 33 ülkede 442 NGS'de enerji üretilmekte ve Türkiye'nin de aralarında bulunduğu pek çok ülkede 55 adet NGS inşaatı da devam etmektedir.

Enerjide dışa bağımlı olan ülkemizin 50 yıllık hayali olan nükleer enerji 2010 yılında Rusya ile imzalanan Akkuyu Nükleer Güç santrali ile son bulmuştur. 2018 de inşasına başlanan nükleer santral için Rusya'ya gönderilen 245 öğrencinin bir kısmı mezun olup santralde çalışmaya başlamıştır. Bu öğrencilere mühendislikten yöneticiliğe kadar birçok farklı alanda görev verilecektir. İkinci nükleer santral projemiz olan Sinop Nükleer Santrali için ise 2013 yılında Japonya ile anlaşma imzalanmıştır [3]. Türkiye'nin son yıllarda büyüme oranının artışı enerji ihtiyacını da beraberinde getirmektedir. Hem enerjide dışa bağımlılığı önlemek hem de enerji çeşitliliğini sağlamak için nükleer güç santralleri projelerine yoğunlaşmıştır.

Uluslararası platform da kamuoyunu meşgul eden bir diğer durumda gelişen nükleer teknoloji ile birlikte artan kullanılmış yakıtlar ve onların toksit etkileridir. Kullanılmış yakıtlar, uranyum, plütonyum, minör aktinitler ve fisyon ürünlerinden meydana gelmektedir. Pek çok gelişmiş ülkede atık yakıtın büyük bölümünü oluşturan uranyum ve plütonyum kimyasal yöntemlerle ayrılıp yeniden yakıt olarak kullanılmaktadır.

Geriye kalan atık yakıttaki fisyon ürünleri, miktarı ve bozunma hızı bakımından sorun teşkil etmemektedir. Minör aktinitler ise (özellikle Np) sahip oldukları yüksek nükleer güç ve toksit etkilerinden dolayı endişeye neden olmaktadır [52, 60]. Minör aktinitler radyotoksit etkiye ve yadsınamaz bir güce sahip olduklarından yeniden yakıt olarak kullanılmaları durumunda hem nükleer atık miktarının azalmasına hem de nükleer enerji üretimine büyük oranda katkı sağlayacaktır. Minör aktinitlerin dönüşümü ile ilgili hafif su reaktörleri ve hızlı reaktörler düşünülebilir. Bununla ilgili pek çok ülke teorik ve deneysel çalışmalar yürütmektedir.

Bu tez çalışmasında, 8×8 tipi kare kafesli silindir şeklinde bir kaynar su reaktörü (BWR) sistemi tasarlandı. Her bir kare kafes 7×7 tipinde küçük kare kafeslere bölündü. Bu küçük kare kafeslerin içine Zr-2 ve SiC zırhlı, % 0,2-1 yakıt oranlarında NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıt çubukları ile birlikte su ve haç şeklindeki kontrol çubukları yerleştirildi. Zr-2 ve SiC gibi farklı yakıt zırhları için %0,2–1 yakıt oranlarında NpO<sub>2</sub> ve NpF<sub>4</sub> yakıt çubuklarının;  $k_{eff}$ , nötron akısı, fisyon enerjisi ve depolanan ısı enerjisi gibi nötronik değerler hesaplandı. Tasarlanan bu BWR sisteminde yapılan nötronik hesaplamalar MCNPX-2.7.0 Monte Carlo metodu ve ENDF/B-VII.0 nükleer veri kütüphanesi kullanılarak yapıldı.

Çalışmada artan yakıt değerleriyle birlikte  $k_{eff}$  değerlerinin arttığı görülmüştür. SiC için elde edilen  $k_{eff}$  değerleri Zr-2 için elde edilen  $k_{eff}$  değerlerinden daha yüksektir. Sonuç olarak, SiC zırhlı NpO<sub>2</sub> yakıtı %0,6-0,8 değerleri arasında istenilen  $k_{eff}$  değerini ( $k_{eff} \leq 1$ ) sağlamaktadır.

Nötron akı grafiklerinde yakıt değerleri arttıkça nötron akısının da arttığı görülmüştür. En yüksek toplam akı değeri SiC zırhlı %1 oranında NpO<sub>2</sub>, en düşük toplam akı değeri de Zr-2 zırhlı % 0,2 oranında NpF<sub>4</sub>'dür.

Çalışmada her iki yakıt içinde yakıt değeri arttıkça fisyon enerjisinin de arttığı görülmüştür. Zr-2 zırhlı % 0,2 aralığında NpF<sub>4</sub> yakıt çubuğu en düşük fisyon enerjine (16,64 MeV/n) sahipken, SiC zırhlı NpO<sub>2</sub> yakıt çubuğu %1 oranında en yüksek fisyon enerji seviyesine (83,28 MeV/n) sahiptir.

Çalışmada her iki yakıt içinde yakıt değerleri arttıkça depolanan ısı enerjisi miktarının da arttığı görülmüştür. En yüksek ısı enerjisi değerinin SiC zırhlı %1 yakıt yüzdesine sahip NpO<sub>2</sub> yakıt çubuğunda (24,51 W/g), en düşük ısı enerjisi değerinin ise Zr-2 zırhlı % 0,2 oranındaki NpF<sub>4</sub> yakıt çubuğunda (5,51 W/g) elde edilmiştir.

Sonu olarak; yaptığımız nötronik hesaplamalardan elde ettiğimiz verilere dayanarak, BWR reaktörlerinde SiC zırlı NpO<sub>2</sub> yakıtının kullanılmasının daha uygun olduğunu söyleyebiliriz.



## KAYNAKLAR

- [1] **E. Koç, & Şenel M. C.** (2013). Dünyada ve Türkiye’de Enerji Durumu- Genel Değerlendirme, *Mühendis ve Makina*, 54, 32-44.
- [2] **World Nuclear Association**, Nuclear Power in the World Today «<https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx>,» 2019. (Erişim: 1 Nisan 2020).
- [3] **Nükleer Enerji**, <https://www.enerji.gov.tr/tr-TR/Sayfalar/Nukleer-Enerji>, (Erişim: 6 Ekim 2019).
- [4] **Nükleer Akademi**, Nükleer & Yenilenebilir, <http://nukleerakademi.org/nukleer-enerji/yenilenebilir-enerji-kaynaklari/>, (Erişim: 10 Nisan 2020).
- [5] **S. R. Tokgöz**, (2016). *Araştırma ve Güç Reaktörlerinde Kontrol ve Yakıt Malzemelerinin İncelenmesi*, Yüksek Lisans Tezi, Sakarya Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [6] **N. Sönnichsen**, (2021). <https://www.statista.com/statistics/267158/number-of-nuclear-reactors-in-operation-by-country/>, (Erişildi: 15 Ocak 2021).
- [7] **Nükleer Akademi**, Dünyada Nükleer Enerji, <http://nukleerakademi.org/nukleer-enerji/dunyada-nukleer-enerji/>, (Erişim: 13 Nisan 2021).
- [8] **S. Kennth**, (2002). *Nükleer Fizik II*, (Çeviri Editörü B. Şarer), (pp:20-127), Palme Yayıncılık. Ankara.
- [9] **A. Ozansoy**, (2016). [http://80.251.40.59/science.ankara.edu.tr/aozansoy/nukleer\\_reaksiyon.pdf](http://80.251.40.59/science.ankara.edu.tr/aozansoy/nukleer_reaksiyon.pdf), (Erişim: 5 Kasım 2020).
- [10] **A. Klimov**, (1975). Nuclear Physics and Nuclear Reactors, translated O. Rudnitska,
- [11] **T. H. Mermer**, (2019). *Alternatif Nükleer Yakıtlarda Minör Aktinit Kullanımının Nükleer Güvence Açısından Değerlendirilmesi*, Yüksek Lisans Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [12] **World Nuclear Association**, Physics of Uranium and Nuclear Energy, <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/physics-of-nuclear-energy.aspx>, (Erişim: 2019).

- [13] **Nuclear Power**, Nuclear Fission <http://www.nuclear-power.net/nuclear-power/fission/>, (Eriřim: 17 Kasım 2020).
- [14] **N. K. Arslan**, (2019). *Sodyum Soğutmalı Hızlı Reaktörlerde Monte Carlo Tekniğı Kullanılarak Minör Aktinitlerin Arařtırılması*, Yüksek Lisans Tezi, Karamanoğılu Mehmetbey Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [15] **Nükleer**, Yakıt Çevrimi, (2017). [http://www.nukleer.web.tr/yakit\\_cevrimi/](http://www.nukleer.web.tr/yakit_cevrimi/), (Eriřim: 5 Ocak 2021).
- [16] **U.S.NRC**, Stages of the Nuclear Fuel Cycle, <https://www.nrc.gov/materials/fuel-cycle-fac/stages-fuel-cycle.htm>, (Eriřim: 5 Ocak 2021).
- [17] **O. Sever**, (2019). *Çevre ve Stratejik Bakıř Açıřıyla Türkiye’de Nükleer Santral Çalışmaları*, Yüksek Lisans Tezi, Aksaray Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [18] **World Nuclear Association**, <https://www.world-nuclear.org>, (Eriřim: 22 Kasım 2020).
- [19] **S. Öngü**, (2014). *Nükleer Reaktörler, Yakıt Tipleri ve Mersin Akkuyu Nükleer Santrali*, Yüksek Lisans Tezi, Niğde Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [20] **H. Bardakçı**, (2019). *Bir Füzyon-Fisyon Hibrit Reaktöründe Monte Carlo Tekniğı Kullanılarak Bazı Kütüphaneler İçin Üç Boyutlu Nötronik Hesaplamalar*, Yüksek Lisans Tezi, İnönü Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [21] **What is nuclear energy?** [www.whatisnuclear.com](http://www.whatisnuclear.com), (Eriřim: 24 Kasım 2020).
- [22] **A. Yıldız & Köse, E.** (2020). Nükleer Santrallerde İş Kazaları, *Ejons International Journal On Mathematics, Engineering And Natural Sciences*, 13, 93-111.
- [23] **N. Baltacıoğılu**, (1995). *Fisyon Reaktörlerinde Kullanılmıř Yakıt Çubuklarının Füzyon-Fisyon Hibrid Reaktörlerinde Yeniden Kullanılabilir Hale Dönüřtürülmesi*, Doktora Tezi, Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [24] **Thermopedia**, <http://www.thermopedia.com>, (Eriřim: 3 Aralık 2020).
- [25] **Nuclear Power**, Neutron Nuclear Reactions, <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/nuclear-engineering-fundamentals/neutron-nuclear-reactions>, (Eriřim: 10 Ocak 2021).
- [26] **Nupex**, Nuclear Reactors, <http://nupex.eu/index.php?g=textcontent/nuclearenergy/nuclearreactors&lang=en>, (Eriřim: 10 Ocak 2021).

- [27] **General Atomics**, Sığa™ SiC Composite, <https://www.ga.com/nuclear-fission/siga-sic-composite>, (Erişim: 10 Ocak 2021).
- [28] **Elektrik port**, <https://www.elektrikport.com>, (Erişim: 8 Aralık 2021).
- [29] **F. Yakut**, (2018). *Nükleer Reaktörlerde Kullanılan Kontrol Çubuklarının Malzeme Açısından İncelenmesi*, Yüksek Lisans Tezi, Osmaniye Korkut Ata Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [30] **Ö. F. Akyüzlü**, (2008). *Nükleer Reaktör Yakıt İmalatı Öncesi Uranyumun Saflaştırılması ve Zenginleştirme Prosesleri*, Yüksek Lisans Tezi, Marmara Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [31] **European Nuclear Society**, <https://www.euronuclear.org>, (Erişim: 18 Aralık 2020).
- [32] **S. Eren**, [http://www.nukleer.web.tr/nukleer\\_santral\\_turleri/bwr](http://www.nukleer.web.tr/nukleer_santral_turleri/bwr), (Erişim: 25 Aralık 2020).
- [33] **National Nuclear Laboratory** (nnl.co.uk) Boiling Water Reactor Technology - International Status and UK Experience.
- [34] **IAEA**, (2009). Boiling Water Reactor Simulator with Active Safety Systems.
- [35] **US NRC**, (2007). Boiling Water Reactor Power Plant. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1123/r2/index.html> (Erişim: 8 Aralık 2020).
- [36] **Ç. P. Dağlı**, (2018). *Kaynar Su Reaktörü Kullanılmış Yakıt Depolama Havuzunda Akış Kaybı Kazası Analizi*, Yüksek Lisans Tezi, Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı.
- [37] **B.P.** (2014). Boiling Water Reactor in Power Generation Technologies (Second Edition), (Erişim: 9 Aralık 2019).
- [38] **S. Moore & Notz, K. J.** (1989). Physical Characteristics of Ge Bwr Fuel Assemblies, Oak Ridge, Tennessee: Automated Sciences Group Inc.
- [39] **S. S. Öztekin, & Kessler, G.** (2003). Nükleer Fisyon Reaktörleri, New York: Springer.
- [40] **GE Nuclear Energy**, (2017). BWR/6 General Description of a BWR, <https://ocw.mit.edu/courses/nuclear-engineering/22-06-engineering-of-nuclear->

systems-fall-2010/lectures-and-readings/MIT22\_06F10\_lec06b.pdf,

(Eriřim: 25 Aralık 2020).

- [41] **V. apalı**, (2015). *Ni, Bi ve Pu Filyon Reaktörleri Yapısal Elementlerinin Tesir Kesitlerinin Teorik Olarak İncelenmesi*, Doktora Tezi, Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [42] **G. Tun**, (2017). *Toryumun ve eřitli Nükleer Yakıtların Performanslarının Bir Füzyon Filyon Reaktör Sisteminde Nötronik Olarak İncelenmesi*, Doktora Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [43] **A. Hanerlioğulları**, (2006). A. Monte Carlo Metodu ve MCNP Kod Sistemi, *Kastamonu Eğitim Dergisi*, 14, 545-556.
- [44] **G. Genç**, (2008). *İleri Teknoloji Sistemlerinin Minör Aktinid Ve Uzun Ömürlü Filyon Ürünlerini Yakma/Dönüřtürme Potansiyellerinin Arařtırılması*, Doktora Tezi, Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [45] **F. J. Briesmeister**, (2000). MCNP–A General Monte Carlo N–Particle Transport Code Manual, LA–13709–M.
- [46] **N. Beydoğlan**, (2017). *Isıl-Nötronik Etkileřimlerin Ve Nükleer Veri Kütüphanelerindeki Belirsizliklerin Nötronik Parametrelere Etkisi*, Yüksek Lisans Tezi, Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliđi Anabilim Dalı.
- [47] **Nuclear Energy Agency**, [https://www.oecd-neo.org/dbdata/data/nds\\_eval\\_libs.htm](https://www.oecd-neo.org/dbdata/data/nds_eval_libs.htm), (Eriřim: 29 Aralık 2020).
- [48] **M. Bahonar, Jahanfarnia, G. & Gharib, M.** (2016). Neutronic analysis of a superheat BWR using high performance fuel rod technique, *Progress in Nuclear Energy*, 133-141.
- [49] **Nuclear Energy Agency**, [https://www.oecd-neo.org/dbdata/data/nds\\_eval\\_libs.htm](https://www.oecd-neo.org/dbdata/data/nds_eval_libs.htm), Evaluated, (Eriřim: Ocak 2021).
- [50] **G. řeker**, (2019). *Monte Carlo Tekniđi Kullanılarak Bir Füzyon-Filyon Hibrit Reaktöründe Bazı Akıřkan Malzeme Optimizasyonları İçin Ü Boyutlu Nötronik Hesaplamalar*, Yüksek Lisans Tezi, İnönü Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [51] **National Nuclear Data Center**, <https://www.nndc.bnl.gov/endl/b8.0>, (Eriřim: Ocak 2021).

- [52] **M. Düz**, (2020). Bir Kaynar Su Reaktör Modellemesinde Np ve Am Yakıt Çubukları İçin Bazı Nötronik Değerlerin İncelenmesi, *Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fen Dergisi*, 15, 140-147.
- [53] **W. J. Kim, Kim, D. J. & Park, J. Y.** (2012), Material Issues for the Application of SiC Composites to LWR Fuel Cladding.
- [54] **E. Görmez**, (2012). *GEANT4 ve FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodları Kullanılarak Bazı Minerallerin Am-241/Be Nötron Kaynağının Zırhlanması İçin Kullanılabilirliklerinin Değerlendirilmesi*, Yüksek Lisans Tezi, Ağrı İbrahim Çeçen Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- [55] **World Nuclear Association**, Physics of Uranium and Nuclear Energy, <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/physics-of-nuclear-energy.aspx>, (Erişim: 28 Aralık 2020).
- [56] **A. A. Nahla, Al-Ghamdi, M. F.** (2012). Generalization of the Analytical Exponential Model For Homogeneous Reactor Kinetics Equations, *Journal of Applied Mathematics*, 1-12.
- [57] **J.R. Lamarsh**, (1966). Nükleer Reaktör Teorisine Giriş, (Cilt 3), Massachusetts: Addison-Wesley.
- [58] **Engineering Library**, Heat Generation, <https://engineeringlibrary.org/reference/heat-generation-heat-transfer-doe-handbook>, (Erişim: 14 Ocak 2021).
- [59] <https://nptel.ac.in/content/storage2/courses/112101007/downloads/Lecturenotes/Lecture 31.pdf>, (Erişim: 14 Ocak 2021).
- [60] **H. Özgener**, (2009). *Nükleer Atık Sorunu ve Uranyum Ötesi Elementlerin Dönüşümleri*, X. Ulusal Nükleer Bilimler ve Teknolojileri Kongresi, (pp.27-46), İstanbul Teknik Üniversitesi, Enerji Enstitüsü 6-9 Ekim

## ÖZGEÇMİŞ

**Ad-Soyad** : **Selcan İNAL**

### ÖĞRENİM DURUMU:

- **Lisans** : 2008, Niğde Ömer Halisdemir Üniversitesi, Fen Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümü
- **Tezsiz Yüksek lisans** : 2010, İnönü Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü Ortaöğretim Fen ve Matematik Alanları Eğitimi Anabilim Dalı Fizik Öğretmenliği Programı

### MESLEKİ DENEYİM:

- 2008-2010 Malatya Seviye Dershanesi Fizik / Fen Bilimleri Öğretmeni,
- 2010-2011 Malatya Bilim Dershanesi Fizik / Fen Bilimleri Öğretmeni,
- 2015-2018 Malatya Doğa Koleji Fen Bilimleri Öğretmeni.

### YÜKSEK LİSANS TEZİNDEN TÜRETİLEN ÇALIŞMALAR

- [1] **Düz, M., İnal, S. (2020)**. The effect of different fuels and clads on neutronic calculations in a boiling water reactor using the Monte Carlo method, Scientific Reports, Doi.org/10.1038/s41598-020-79236-8 (SCI-Expanded)