

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

**YENİ NESİL REAKTÖRLERİN  
ÇALIŞMA PRENSİPLERİNİN İNCELENMESİ**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**Elif KEMAH**

**Enstitü Anabilim Dalı : FİZİK**

**Tez Danışmanı : Prof. Dr. RECEP AKKAYA**

**Mayıs 2017**

T.C.  
SAKARYA ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

YENİ NESİL REAKTÖRLERİN  
ÇALIŞMA PRENSİPLERİNİN İNCELENMESİ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Elif KEMAH

Enstitü Anabilim Dalı : FİZİK

Bu tez 10.. / 05 /2017 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından Oybirliği ile kabul edilmiştir.



Jüri Başkanı

Prof. Dr. Recep AKKAYA



Üye

Doç. Dr. Jale Yılmazkaya  
Sığı



Üye

Doç. Dr. Haluk YAKUT

## **BEYAN**

Tez içindeki tüm verilerin akademik kurallar çerçevesinde tarafımdan elde edildiğini, görsel ve yazılı tüm bilgi ve sonuçların akademik ve etik kurallara uygun şekilde sunulduğunu, kullanılan verilerde herhangi bir tahrifat yapılmadığını, başkalarının eserlerinden yararlanılması durumunda bilimsel normlara uygun olarak atıfta bulunulduğunu, tezde yer alan verilerin bu üniversite veya başka bir üniversitede herhangi bir tez çalışmasında kullanılmadığını beyan ederim.

Elif KEMAH

10.05.2017

## TEŐEKKÜR

Yüksek lisans eğitimim boyunca bana yol gösteren, benden hiçbir zaman değerli bilgi ve yardımlarını esirgemeyen danışman hocam Prof. Dr. Recep AKKAYA'ya, şimdiye kadar üzerimde emeđi bulunan tüm hocalarıma, İngilizce yazım konusunda her daim yardımcı olan hocalarım Prof. Dr. İbrahim OKUR'a, Arş. Gör. Dr. Emre TABAR'a ve Arş. Gör. Nilüfer DEMİRCİ SAYĐI'ya, tezimi düzenlemede yardımcı olan çalışma arkadaşım Seyit Rıza TOKGÖZ'e, çalışmalarım sırasında manevi desteklerinden dolayı arkadaşlarım Merve AZSÖYLER'e, Vahide Nur Amasyalı'ya, Ayşenur SEZER'e ve Hüseyinqulu QULİYEV'e teşekkür ederim.

Bugüne kadar maddi ve manevi desteklerini hiçbir zaman esirgemeyen değerli aileme sonsuz teşekkürler.

# İÇİNDEKİLER

TEŞEKKÜR .....	i
İÇİNDEKİLER.....	ii
SİMGELER VE KISALTMALAR LİSTESİ.....	v
ŞEKİLLER LİSTESİ .....	vi
TABLolar LİSTESİ .....	viii
ÖZET .....	ix
SUMMARY .....	x

## BÖLÜM 1.

GİRİŞ .....	1
1.1. Nükleer Reaktörlere Genel Bakış.....	3
1.2. Nükleer Reaktör Nesil Haritası.....	4
1.3. Reaktör Nesil Ölçütleri.....	5

## BÖLÜM 2.

GELENEKSEL REAKTÖRLERİN İNCELENMESİ.....	8
2.1. Basınçlı Su Reaktörü (PWR) .....	8
2.1.1. Reaktör kor bölgesi.....	9
2.1.2. Basınçlı su reaktörlerinin ileri tasarımları.....	10
2.2. Kaynar Su Reaktörü (BWR) .....	11
2.2.1 Reaktör kor bölgesi.....	12
2.2.2. Kaynar su reaktörlerinin ileri tasarımları.....	13
2.3. CANDU Tipi Ağır Su Reaktörü.....	14
2.3.1. Reaktör kor bölgesi.....	15
2.3.1. Candu tipi ağır su reaktörlerin ileri tasarımı .....	16
2.4. Rus Tipi VVER Reaktörleri.....	16

2.4.1. Rus tipi VVER reaktörlerin ileri tasarımı .....	17
2.4.2. Geleneksel kritik reaktörlerde nötron ve güç değişimi.....	18

### BÖLÜM 3.

IV. NESİL REAKTÖRLERİN İNCELENMESİ.....	22
3.1. Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktör (GFR).....	23
3.1.1. Yakıt ve güvenlik sistemi .....	24
3.2. Kurşun Soğutmalı Hızlı Reaktör (LFR) .....	26
3.2.1. Soğutucu işleminde kurşun ve kurşun-bizmutun termal özellikleri.....	28
3.2.2. LFR yakıt sistemi .....	34
3.3. Sodyum Soğutmalı Hızlı Reaktörler (SFR).....	35
3.3.1. Soğutucu işleminde sodyumun termal özellikleri .....	37
3.3.2. SFR’lerde yakıt sistemi.....	40
3.4. Süper Kritik Su Soğutmalı Reaktör (SCWR) .....	41
3.4.1. Yakıt ve güvenlik.....	43
3.5. Çok Yüksek Sıcaklıklı Helyum-Soğutmalı Reaktörler (VHTR) .....	44
3.5.1 VHTR kor sistemi.....	45
3.6. Ergimiş Tuz Reaktörler (MSR).....	47
3.6.1. MSR tasarımının temel güvenlik özellikleri.....	49

### BÖLÜM 4.

HIZLANDIRICI KAYNAKLI YENİ NESİL REAKTÖRLERİN ÇALIŞMA PRENSİPLERİNİN İNCELENMESİ.....	50
4.1. Giriş.....	50
4.2. ADS’lerin Yapısal Elemanları.....	51
4.2.1. Hızlandırıcının seçimi.....	52
4.2.1.1. Lineer hızlandırıcının çalışma prensibi .....	54
4.2.1.2. Dairesel hızlandırıcının çalışma prensibi.....	55
4.2.2. Parçalanma (Spallation) hedef kaynağı .....	56
4.2.3. Kritikaltı kor bölgesi.....	60
4.3. ADS Reaktörlerde Nükleer Atık Dönüşümünün Değerlendirilmesi .....	63

BÖLÜM 5.	
SONUÇLAR VE ÖNERİLER.....	66
KAYNAKLAR .....	70
ÖZGEÇMİŞ.....	80

## SİMGELER VE KISALTMALAR LİSTESİ

ABWR	: İleri Kaynar Su Reaktör
ADS	: Accelerator Driven System
BWR	: Kaynar Su Reaktör
CANDU	: Kanada Tipi Ağır Su Reaktör
CERN	: Avrupa Nükleer Araştırma Merkezi
Ep	: Proton Enerjisi
Ed	: Protonun Depolanan Enerjisi
G	: Enerji Kazancı
GFR	: Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktörler
GIF	: Generation IV International Forum
k	: Filyon Kaynaklı Çoğaltma Katsayısı
IAEA	: Uluslararası Atom Enerji Ajansı
LFR	: Kurşun Soğutmalı Hızlı Reaktörler
PWR	: Basınçlı Su Reaktör
R(Ep)	: Proton Enerjisinin Menzili
SFR	: Sodyum Soğutmalı Hızlı Reaktörler
SCWR	: Süper Kritik Su Soğutmalı Reaktörler
V/HTR	: Yüksek/Çok Yüksek Sıcaklıklı Helyum Soğutmalı Reaktörler
VVER/RB	: Rus Tipi Su Soğutmalı Su Yavaşlatıcılı Reaktörler
$\sigma$	: Yüzey gerilimi
$\rho$	: Yoğunluk
$\alpha$	: Termal genlik katsayısı
$\lambda$	: Dalga boyu



## ŞEKİLLER LİSTESİ

Şekil 1.1. Genel fisyon reaksiyonu .....	3
Şekil 1.2. Nükleer reaktör nesilleri .....	4
Şekil 2.1. Basınçlı su reaktör ( PWR) şeması.....	8
Şekil 2.2. PWR kor geometrisi.....	9
Şekil 2.3. Kaynar su reaktör (BWR) şeması .....	11
Şekil 2.4. BWR kor geometrisi.....	12
Şekil 2.5. CANDU tipi reaktörün çalışma prensibi .....	14
Şekil 2.6. CANDU kor geometrisi.....	15
Şekil 2.7. VVER çalışma prensibini gösteren şeması.....	16
Şekil 2.8. VVER-1000 kor geometrisi.....	17
Şekil 2.9. Nötron verim oranının zamana göre değişimi .....	19
Şekil 2.10. Reaktörün toplam gücün zamana göre değişimi .....	20
Şekil 3.1. GFR çalışma şeması.....	23
Şekil 3.2. GFR kor geometrisi.....	25
Şekil 3.3. LFR çalışma sisteminin gösterimi.....	26
Şekil 3.4. Küçük güvenli taşınabilir otonom reaktör (SSTAR)'ın tasarımı.....	27
Şekil 3.5. Avrupa kurşun soğutmalı sistemi (ELSY) tasarımı .....	28
Şekil 3.6. Pb ve Pb-Bi'nin yüzey gerilim değişimi .....	30
Şekil 3.7. Pb ve Pb-Bi'nin yüzey gerilim değişiminin deneysel gösterimi.....	30
Şekil 3.8. Pb ve Pb-Bi'nin sıcaklığa bağlı olarak yoğunluk değişimi .....	31
Şekil 3.9. Pb ve Pb-Bi'nin sıcaklığa bağlı olarak yoğunluk değişiminin deneysel çalışmalarla gösterimi.....	32
Şekil 3.10. Pb ve Pb-Bi için sıcaklığa göre termal genleşme katsayılarının değişimi.....	33
Şekil 3.11. Pb ve Pb-Bi için sıcaklığa göre termal genleşme katsayıları değişiminin deneysel çalışmalarla gösterimi .....	34

Şekil 3.12. LFR kor geometrisi .....	35
Şekil 3.13. SFR çalışma sisteminin gösterimi .....	36
Şekil 3.14. Sodyumun sıcaklığa bağlı yoğunluk değişimi .....	38
Şekil 3.15. Sodyumun sıcaklığa bağlı yoğunluk değişiminin deneysel sonuçları...	39
Şekil 3.16. Sodyumun üzeye gerilimi değişimi.....	39
Şekil 3.17. Sodyumun yüzeye gerilimi değişiminin deneysel sonuçları .....	39
Şekil 3.18. Sodyumun sıcaklığın fonksiyonu olarak termal genişmesi .....	40
Şekil 3.19. Sodyumun sıcaklığa bağlı termal genişmesinin deneysel sonucu .....	40
Şekil 3.20. SCWR çalışma sisteminin gösterimi.....	42
Şekil 3.21. VHTR çalışma sisteminin gösterimi .....	44
Şekil 3.22. TRISO parçacık yakıt elemanı.....	46
Şekil 3.23. TRISO kompakt yakıt elemanı .....	46
Şekil 3.24. MSR çalışma sisteminin gösterimi.....	48
Şekil 4.1. Hızlandırıcı kaynaklı kritikaltı çalışan reaktör .....	51
Şekil 4.2. Dalga boyunun gelen proton demet enerjisine göre değişimi.....	53
Şekil 4.3. Lineer hızlandırıcı .....	54
Şekil 4.4. Dairesel hızlandırıcı .....	55
Şekil 4.5. Hızlandırıcı kaynaklı sistem .....	56
Şekil 4.6. Pb, W, Ta, Hg ve U için spallasyon hedef malzemelerinde farklı gelen proton enerjilerinin bir fonksiyonu olan proton menzilleri .....	58
Şekil 4.7. Bazı hedef malzemelerin farklı gelen proton enerjilerine karşı gelen proton menzilleri .....	58
Şekil 4.8. $E_p$ 'nin $nk$ 'ya göre değişimi.....	59
Şekil 4.9. Hedef malzemelerine göre $E_p$ - $nk$ değişimi. INCL+Dresner Simulasyon sonucu.....	60
Şekil 4.10. $G$ 'nin keff göre değişimi.....	62
Şekil 4.11. Nötron kazancının $k_{eff}$ 'e göre değişimi .....	62
Şekil 4.12. Depolanan enerjinin $k_{eff}$ 'e göre değişimi .....	62
Şekil 4.13. ADS reaktör kor tasarımı.....	64
Şekil 4.14. Hızlandırıcıya bağlı reaktör sisteminde oluşan fisyon sayısına karşı mevcut nötron sayısı .....	65

## TABLolar LİSTESİ

Tablo 2.1. Reaktörde kritik üstü değerlerde zamana göre nötron değişimi .....	19
Tablo 2.2. Reaktörün farklı kritik üstü $k_{eff}$ değerlerde zamana göre güç değişimi ..	20
Tablo 3.1. GFR Kor özellikleri.....	24
Tablo 3.2. SSTAR ve ELSY reaktör tasarımın özellikleri.....	27
Tablo 3.3. Sıvı metallerin yüzey gerilimleri .....	29
Tablo 3.4. Sıvı malzemelerin sıcaklığa göre yoğunlukları .....	31
Tablo 3.5. Sıvı malzemelerin termal genleşme değerleri.....	33
Tablo 3.6. SFR tasarım özellikleri.....	37
Tablo 3.7. Sodyumun sıcaklığa bağlı olarak yoğunluk, yüzey gerginliği, termal genleşme .....	38
Tablo 3.8. SFR kor özellikleri .....	41
Tablo 3.9. SCWR tasarımın temel çalışma özellikleri.....	42
Tablo 3.10. SCWR kor özellikleri.....	43
Tablo 3.11. VHTR çalışma parametreleri.....	45
Tablo 3.12. MSR'lerin genel çalışma parametreleri.....	47
Tablo 4.1. Dalga boyunun gelen proton demet enerjisine göre değişimi. ....	53
Tablo 4.2. Gelen protonun enerjisine göre proton menzillerin değişimi .....	57
Tablo 4.3. Gelen proton enerjisine göre nötron kazancı .....	59
Tablo 4.4. $k_{eff}$ değerlerine göre enerji ve nötron kazancı değişimi .....	62

## ÖZET

Anahtar kelimeler: Yeni Nesil Reaktörler, Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemler

Teknolojinin gelişmesi ve nüfus oranının hızla artması sonucu, enerji tüketiminin sürekli artmasıyla enerji talebi de buna eşdeğer olarak her geçen gün artış göstermektedir. Günümüzde klasik kaynakların yanı sıra yeni enerji kaynakları arasında en fazla nükleer enerji üzerinde durulmaktadır.

Geleneksel reaktörlerden yeni nesil reaktörlere geçiş aşamasında IV. Nesil Reaktörlerin enerjileri, gereklilikleri, tasarım stratejileri, kıstasları, sürdürülebilir ekonomikliği, güvenliği ve korunma hedefleri belirlenmiştir. Yeni nesil sistemlerde gaz soğutmalı hızlı reaktörler incelenerek, hızlandırıcı kaynaklı sistemlerle (ADS) çalışan reaktör tasarımlarının çalışma prensipleri, enerji ve yakıt üretimi ele alınmıştır.

# **INVESTIGATION OF THE WORKING PRINCIPLES OF THE NEW GENERATION REACTORS**

## **SUMMARY**

Keywords: New Generation Reactors, Accelerator Driven Systems

As a result of the development in technology and the rapid increase in the population ratio, the demand for energy have been increasing day by day with the continuous increase of the energy consumption. Today, as well as classical sources, new energy sources have been searched widely on the nuclear energy.

In the transition stage from the traditional reactors to the next generation reactors, the criteria of the safety and protection, the sustainable economics, the design strategies, the necessities in all aspects, for the forth Generation Reactors have been determined.

In the next generation systems, gas-cooled fast reactors are examined, the energy and fuel production, working principles of reactor designs studied with the accelerator driven systems (ADS) have been investigated.

## **BÖLÜM 1. GİRİŞ**

Nüfus oranının hızla yükselmesi ile artan enerji tüketimi ve gelişen teknoloji her geçen gün enerji gereksinimini arttırmaktadır. Elektrik üretimi için tüm mevcut kaynaklar incelendiğinde, yeni kaynaklar arasında nükleer enerji de kaçınılmaz bir seçenek olarak ortaya çıkmaktadır.

Uluslararası Atom Enerji Ajansı (IAEA) tarafından Mart 2017 tarihli en son verilere göre; Dünyadaki elektrik üretimi, 437 adet nükleer santralden sağlanmakta, 68 adet nükleer santral yapımı devam etmekte, 2030 yılına kadar 168 nükleer reaktör yapılması planlanmakta ve 322 nükleer reaktör ise ülkelerin nükleer programlarında yer almaktadır [1].

Elektrik enerjisinin üretilmesinde kullanılan güç tasarımlarından, Kanada Döteryum-Uranyum reaktörleri, basınçlı su reaktörleri (PWR) ve kaynar su reaktörleri (BWR) II. Nesil reaktörler olarak geliştirilmiştir. Aynı zamanda nükleer enerji teknolojisi III. nesil reaktör teknolojisinden IV. nesil reaktör teknolojisine geçiş aşamasındadır. 1970 ve 80'lerde kurulan reaktör tasarımlarının yerini III. ve III+. Nesil olarak adlandırılan basınçlı su reaktörleri, kaynar su reaktörleri ve Kanada Döteryum Uranyum (CANDU) reaktörleri almaktadır. Bu reaktörler ticari olarak enerji üretiminde kullanılan nükleer teknolojinin temelini oluşturmaktadır. Buna ek olarak nükleer teknolojide geliştirilmekte olan daha güvenli, daha ekonomik ve doğaya daha az zarar veren IV. nesil olarak adlandırılan reaktör tasarımları da vardır. IV. nesil reaktörlerin temelini gaz soğutmalı yüksek sıcaklıklı reaktörler oluşturmaktadır [2].

Geliştirilmekte olan bu reaktörlerin, hizmet durumundaki reaktörlere göre en büyük avantajı güvenliğin muhafaza edilmesinde uygulanan yeniliktir. Geleneksel reaktörlerde, çok düşük ihtimal olsa da insan kaynaklı hatalar ortaya çıkabilmektedir.

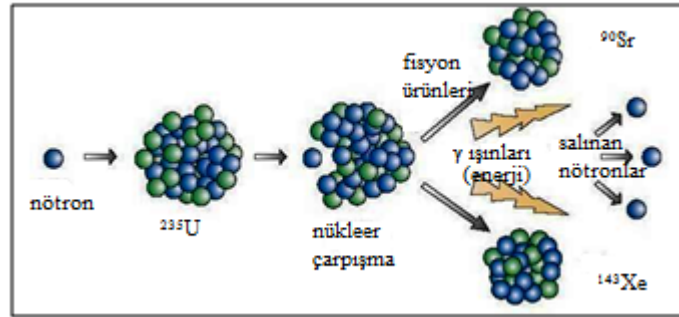
IV. nesil reaktörlerde ise güvenlik sistemleri pasif hale getirilerek insan kaynaklı hatalardan oluşabilecek sorunlara karşı önlem alınmaktadır. IV. nesil reaktörlerin avantajlarından bir diğeri, reaktör kor bölgesi içerisinde kullanılan malzemelerin erime sıcaklıkları yüksek, termal gerilmeye dayanıklı tasarlanmasıdır. IV. nesil reaktörler bu özelliklerinden dolayı yüksek çalışma sıcaklıklarında hizmet verebilecek ve daha verimli hale gelecektir [3].

Son yıllarda yapılan çalışmalarda ise ADS reaktörü teknolojik açıdan, IV. nesil reaktör tasarımları arasında bulunan kurşun soğutmalı hızlı reaktör projesine yakın olmasıyla yeni nesil reaktör olarak geliştirilmektedir. Hızlandırıcı Kaynaklı Sistem reaktörü Nobel Ödülü sahibi Carlo Rubbia'nın önderliğinde 1990'larda Avrupa Nükleer Araştırma Merkezi (CERN) tarafından önerilmiştir. Artan enerji ihtiyacını karşılamak için geleneksel nükleer reaktörlere alternatif olarak geliştirilen bu teknoloji, özellikle son yıllarda önemli ölçüde ilerlemeler kaydettiği bilinmektedir [4]. ADS teknolojisi yapısal olarak proton hızlandırıcıdan, nötron spallasyon (parçalanma) hedefinden ve kritik altı durumunda çalışacak yeni tip bir nükleer reaktörden oluşmaktadır. Bu sistemde proton hızlandırıcıdan elde edilecek yüksek akımlı ve yüksek enerjili proton demeti, bir nötron kaynağı olarak kullanılacaktır. İstenilen parametrelere sahip proton demetinin bir hedefe çarptırılması sonucu üretilen nötronlar, reaktördeki nükleer yakıtla etkileşip fisyon sürecini başlatacaktır. ADS sisteminin gelişimiyle, GeV (milyar elektron volt) enerjili proton hızlandırıcıya, hedef seçimine ve reaktör tasarımına ihtiyaç duyulmaktadır. Bunlar arasında proton hızlandırıcı önemli rol oynar. Bu sistemin geleneksel reaktörlerden en önemli farkı, nükleer süreci tetikleyen nötronların reaktörün dışındaki proton hızlandırıcısı kullanılarak üretilmesidir [5].

Bu çalışmada geleneksel reaktörlerden yeni nesil reaktörlere geçiş aşamasında, IV. Nesil ve ADS gibi reaktör tasarımlarının çalışma prensipleri, enerji üretimi ve yakıt dönüşümü incelenecektir.

### 1.1. Nükleer Reaktörlere Genel Bakış

Geleneksel reaktörlerde, enerji üretimi fisyon reaksiyonlarıyla gerçekleşir. Ağır atom çekirdekleri, eşik enerjilerini geçerek nötron yutması sonucunda orta ağırlıkta ve daha kararlı iki atom çekirdeğine bölünerek ortalama 200 MeV'lik enerji salınırken 2 veya 3 nötron yayınlanır [6].



Şekil 1.1. Genel fisyon reaksiyonu [7]

Termal enerjili nötronlarla çok iyi fisyon yapabilen  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  gibi izotoplardan yalnızca  $^{235}\text{U}$  doğada tabii halde bulunur [8].

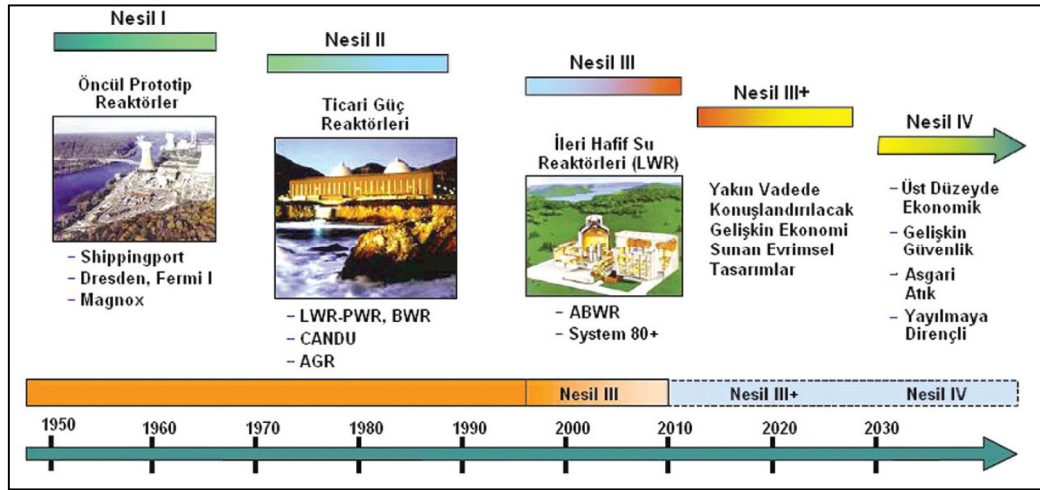
Doğal uranyumun belli başlı iki izotopu olan  $^{235}\text{U}$  ve  $^{238}\text{U}$  in bolluk oranları sırasıyla % 0,71 ile % 99,2846'dır. Üçüncü izotop ise % 0,0056 bolluk oranıyla  $^{234}\text{U}$ 'tür. Doğal uranyumdaki  $^{235}\text{U}$  oranını % 0,71'den daha yüksek izotop bileşimi değerlerine çıkarmak için zenginleştirme işlemleri yapılır. Geleneksel reaktörlerde, % 0,7 oranında mevcut olan  $^{235}\text{U}$ , en yaygın metotlardan santrifüj ve gaz difüzyon yöntemleriyle zenginleştirilip nükleer yakıt olarak kullanılır [9].

Nükleer reaktörler, zincir reaksiyonlarının başlatılıp devam etmesiyle, kesintisiz ve kontrollü olarak işletilen tesislerdir. Buradan oluşan enerji ısı enerjisine dönüşür. Isı enerjisiyle de yüksek basınçlı su elde edilip buhar türbinleri döndürülerek elektrik üretimi gerçekleştirilir. Reaktörden radyoaktif maddelerin dışarıya sızması için gerekli önlemler alınır [6].



## 1.2. Nükleer Reaktör Nesil Haritası

Nükleer Reaktörler, gelişmekte olan nükleer teknolojiyle birlikte farklı niteliklerden oluşan reaktör nesillerini içerir. I. Nesil reaktörler 1950 ve 1960'lı yıllarda elektrik üretmek üzere kurulmaya başlanmıştır [2].



Şekil 1.2. Nükleer reaktör nesilleri [3]

Dünyanın ilk nükleer reaktörü, 1942 yılında Enrico Fermi tarafından geliştirilen atom pili olarak kabul edilir. Nükleer enerjiden ilk kez 1951 yılında Idaho, ABD’de 100 kW’lık güçteki ERB-I kodlu deneysel bir reaktörden elektrik üretilmiştir. 1954 yılında Rusya’da faaliyete geçen, şebekelere elektrik verilmesi için kurulan ilk nükleer reaktördür. II. nesil reaktörler, 1970’li yıllarda kurulup 1990’lı yılların sonuna kadar yapılan ticari amaçlı reaktörlerdir. II. nesil reaktör olarak PWR, BWR, CANDU, VVER tipi reaktörler bilinmektedir. 1990’lı yıllarda II. Nesil reaktörlerde yer alan reaktör tiplerinin yakıt teknolojisi, verim, güvenlik sistemleri gibi teknik donanımlarının geliştirilmesiyle III. Nesil reaktörler oluşturulmuştur [10].

III. Nesil reaktörler üzerine ilk santral 1996 yılında Japonya’da çalışır vaziyette Kashiwazaki-Kariwa Nükleer Santrali’nde gerçekleştiği belirtilmektedir. III+ Nesil Reaktörleri ise, III. Nesil reaktörlerin devam eden çalışmalarının geliştirilmiş tipidir. Teknolojinin gelişmesi ve nüfus oranının hızla artması ile artan enerji ihtiyacının ekonomik ve güvenli şekilde sağlanması için daha az atık oluşumu ve yayılmaya karşı dirençli olması gibi bazı hedefler IV. Nesil tasarımların oluşumunu sağlamıştır.

Bu reaktörler, 2030 yılından önce ticari olarak işletmeye açılması beklenilmeyen, henüz teorik aşamada olup, üzerinde çalışmaları başlatılan nükleer reaktör tasarımlarıdır [11].

IV. Nesil nükleer reaktörlerin enerji sistemi, çevreyle etkileşmelerinin hepsini sağlayacak biçimde tasarlanmasından dolayı nükleer reaktör ve enerji dönüştürme elemanlarına ilaveten yakıt döngüsü için cevherin hazırlanması, nihai atık deposu gibi gereken birimlerin hepsini içermektedir [3].

### **1.3. Reaktör Nesil Ölçütleri**

IV. Nesil reaktörlerin geliştirilmesi hakkında kapsamlı bir araştırma programının yürütülmesi için birçok ülke ve 100'den fazla uzmanın iş birliğiyle teknik ekip kurulmasıyla ilk olarak alternatif sistemlerin değerlendirilmesi için Değerlendirme Yöntem Grubu planlanmıştır. Nükleer enerji sistemleri için sürdürülebilirlik, ekonomi, güvenlik ve güvenilirlik, yayılma direnci ve fiziksel koruma olmak üzere hedefler belirlenmiştir [3].

Sürdürülebilirlik hedefi; doğal kaynakların ve çevrenin korunmasını, gelecek nesillerin enerji üretmekde kaynak sıkıntısı çekmemesini amaçlayarak, kaynak kullanımı, atığın azaltılması ve yönetimi olmak üzere iki hedef üzerine inceleme yapılmaktadır. Ekonomi hedefinde ise; güç reaktörlerin daha düşük maliyetle çalışma gereksinimi amaçlanır. Ancak ileride rekabete karşı dayanıklı olabilmelerinde, seçeneklere göre sermaye avantajlarına sahip olması, yatırımının uzun bir inşaat süresi boyunca karşılaştığı riski azaltmaktadır [12].

Bir diğer hedef ise güvenlik ve güvenilirliktir. Bu hedefte ciddi kaza ihtimalleri alternatif teknolojilere oranla çok daha aza indirilmesi amaçlanmaktadır. Bu kendi içerisinde; işletme güvenliği ve güvenilirliği, kalp hasarı ve saha dışı acil durum önlemleri gibi alan hedeflerini oluşturmaktadır [3,13].

Son olarak yayılma direnci ve fiziksel koruma nkleer enerjinin nkleer silah edinme aracı olarak yaygın hale gelmesi temel kaygılardan birini oluřturur. Uygulanabilecek yeni nkleer enerji reaktr sistemleriyle ilgili bilgi paylařımının saęlanması kaygıları minimize edebilir. Birok lkeden 100'e yakın tasarım gelmiřtir ve her hedef iin bir veya birden fazla lt belirlenmiřtir [13].

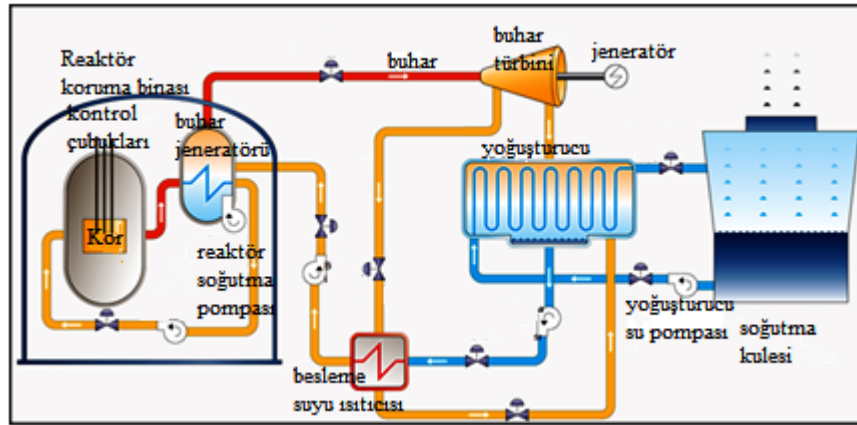
## **BÖLÜM 2. GELENEKSEL REAKTÖRLERİN İNCELENMESİ**

Güvenilir ve ekonomik olması bakımından ticari güç reaktörleri olarak bilinen II. Nesil reaktörler, basınçlı su reaktörleri (PWR), Kanada Döteryum Uranyum reaktörleri (CANDU), kaynar su reaktörleri (BWR) ve Rus Tipi reaktörler (VVER) günümüzde yaygın olarak kullanılan reaktörlerdir.

### **2.1. Basınçlı Su Reaktörü (PWR)**

Nükleer denizaltı reaktör teknolojisi ile ilgili çalışmalar, basınçlı su reaktörlerin gelişimini hızlandırmıştır. İlk sivil PWR, ABD'de Shippingport'da kurulmuş ve 1957'de işletmeye alınmıştır. PWR gelişmelerini takip eden ileri tasarımlarda, kapasite faktörleri artırılması, buhar üretici, kor hacmi gibi reaktör elemanlarının boyutlarının küçültülmesi, buhar üreteç sayısının birden dörde çıkarılması ve reaktörün enerji üretim verimliliğinin artırılması görülmektedir. Reaktör teknolojisinin ilk yıllarında 60 MW elektrik gücü ile başlayan PWR'lar, günümüzde 1300 MW elektrik gücüne kadar çıkabilmektedir. ABD'de Westinghouse, Babcock ve Willcox, ve Combution Engineering; Fransa'da Framatome; Almanya'da KraftwerkUnion (KWU) Dünya çapında önde gelen PWR üretici firmalar arasında yer alır [14].

Almanya'daki KWU firması tarafından inşa edilen 1300 MW(e)'lik standart PWR üzerinden esas alınarak bilgi verilmektedir.



Şekil 2.1. Basınçlı su reaktör ( PWR) şeması

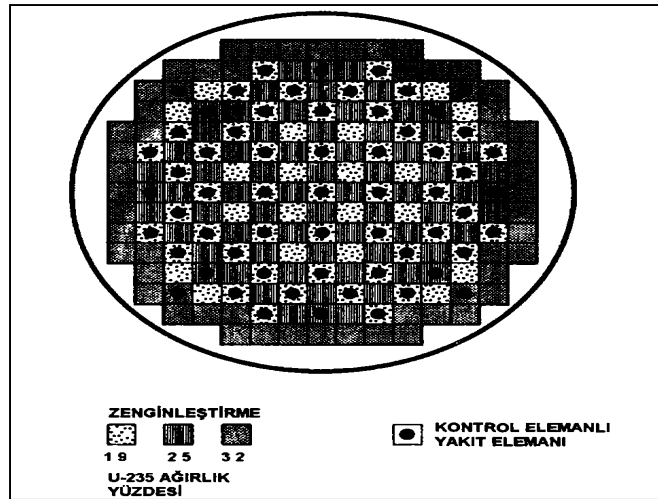
PWR lerde bulunan ortak elemanlar; kor ve kor kabını içeren reaktör basınç kabından, ısıyı buhar üreteçlerine taşıyan 4 kollu birincil soğutucu döngüsünden, buharı türbine taşıyan ikincil döngü ile kontrol ve güvenlik sistemlerinden oluşmaktadır. 4 kollu birincil soğutucu döngüsünün kollarından birinin üzerine yerleştirilen basınçlandırıcı birincil soğutucu sistemin basıncını kontrol eder. Birincil döngüyü tamamen örten koruma kabuğu mevcut olduğundan, reaktörde oluşacak herhangi bir kaza durumunda, radyoaktif sızıntıyı önler [15].

Basınçlı su reaktörlerinde, kor içerisinde üretilen enerji ilk olarak birincil devre soğutucusu ile kor bölgesinden çekilir ve daha sonrasında ikincil devre buhar üreteçlerinden aldığı buharı türbinlerde yayarak jeneratörden elektrik enerjisi üretilir. Reaktörde korun soğutulması, kor giriş sıcaklığı yaklaşık 290 °C ve çıkış sıcaklığı 330 °C civarında gerekmektedir olup, yaklaşık 15-16 MPa lık bir yüksek basınç altında tutularak birincil devre soğutucusuyla sağlanır [16].

Reaktörlerin birincil soğutucu devreleri iki, üç ya da dört tane benzer döngüden oluşup, her bir döngüde, bir buhar üretici, bir reaktör soğutucu pompası ve bağlantı boruları bulunmaktadır. Buna ek olarak, bağlantı boruları ve reaktör basınç kontrolü için bu döngülerden birinde, basınçlandırıcı tank bulunmaktadır [2].

### 2.1.1. Reaktör kor bölgesi

Reaktör kuru, başlangıçta % 1,9, % 2,5, % 3,2 oranlarında üç farklı  $^{235}\text{U}$  zenginleştirme düzeyine sahip yakıt elemanları içermektedir. Daha fazla oranda zenginleştirilen yakıt elemanları koru dış kısımlarına yerleştirilirken daha az oranda zenginleştirilen yakıt elemanı ise koru iç kısımlarına dağıtılmaktadır [10].



Şekil 2.2. PWR kor geometrisi [17]

Reaktör koruna ilk yükleme yapılırken, % 2,5-3 zenginliğinde  $\text{UO}_2$  yakıt konulmaktadır. Reaktör kor içerisindeki yakıt çubuklarının hacimsel ısı üretimi yaklaşık  $100 \text{ MW/m}^3$  seviyesinde olup, ısı akısı yaklaşık  $1 \text{ MW/m}^2$ 'dir. Kor içerisindeki yakıt elemanlarının merkez sıcaklığı, 1800 ile 2000 °C arasında değişmektedir [18].

Kullanılmakta olan yakıt yaklaşık 3 yıl süresince en yüksek ortalama tükenme değerine ulaşır. Yakıtın boşaltma ve yeniden yükleme zamanı geldiğinde, en yüksek tükenme değerinin 1/3'ü boşaltılıp yerine % 2,5-3 zenginliğindeki yeni yakıt yüklenip düşük ve orta derecedeki tükenme değerlerine sahip yakıt elemanları yeniden düzenlenir. Yüksek basınca dayanıklı malzemelerle yapılan iç yüzeyi korozyona karşı paslanmaz çelikle kaplanan silindirik bir basınç kap içerisine, reaktör korundaki yakıt elemanları yerleştirilir. Kontrol çubuklarının hareket

mekanizmaları basınç kabının üst kısmında yer alır. Yakıt yüklemesi yapılırken kontrol çubuklarının hareket mekanizmaları yerinden çıkarılabilir [19].

Reaktör basınç kabı, soğutucu sistemleri, yeni ve kullanılmış yakıt elemanların havuzu ile birlikte çift katlı küresel muhafazaya sahip reaktör binası içerisine yerleştirilir. Bu sistem, herhangi bir kaza durumunda açığa çıkabilecek radyasyonun sızmasını önlemek amacıyla yapılmıştır. Aynı zamanda koruma kabı için olası depremlere, sellere, tayfunlara, uçak çarpmalarına ve kimyasal patlamaların yol açtığı basınç dalgalarına karşı dayanıklı tasarımlar esas alınır [17].

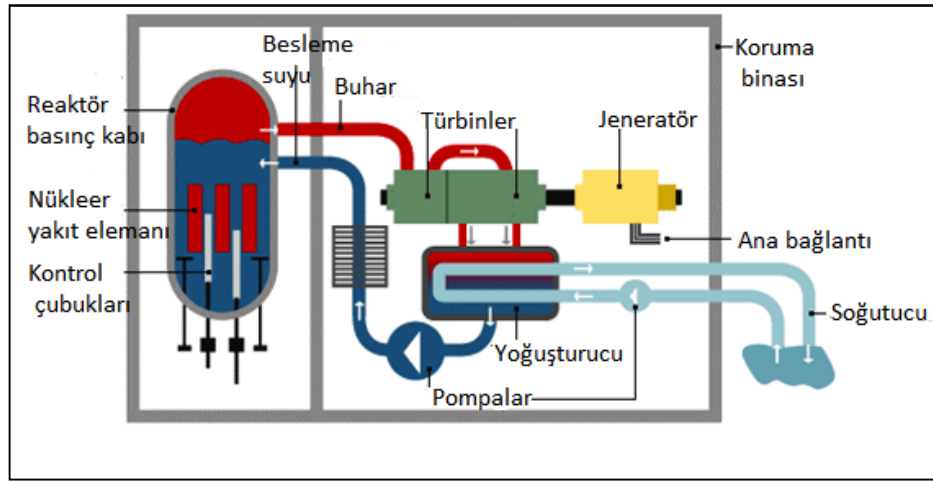
### **2.1.2. Basınçlı su reaktörlerinin ileri tasarımları**

PWR lerin evrimselleşmiş ileri tasarımları, II. Nesil basınçlı su reaktörleri ile aynı çalışma özelliklerini göstermekte ve daha büyük yakıt demetlerinden oluşmaktadır. Bu reaktörler orta ve büyük seviyede güç üretmelerine göre tasarlanmıştır. Orta seviyede tasarımlar arasında 600 MW elektrik gücü sağlayan AP600 ve AC-600 reaktörleri yer almaktadır. Büyük seviyedeki tasarımlar arasında ise, 1000 ve 1000+ MW elektrik gücü sağlayan EPR, APWR, System 80+, KNGR, AP1000 ve EP1000 reaktörleri yer almaktadır. Bu reaktörlerin işletim zamanları yaklaşık 60 yıldır [20].

İleri tasarımların geliştirilmesinde; mevcut reaktörlerin güvenlik mekanizmasının kullanışlı hale getirilmesi, aktif olarak çalışan güvenlik mekanizmasında oluşabilecek hataların engellenmesi ve tasarlanan reaktörlere uygun ek sistemlerin test edilmesi amaçlanmaktadır. Ayrıca, II. Nesil Reaktörlerini esas alarak, ileri tasarımların temel nitelikleri içerisinde, kullanılmakta olan uranyumun üretkenliğinin artırılması, reaktörün içerisinde bulunan malzemelerin dayanıklılığının artırılması ve güvenlik sisteminin geliştirilmesi hedeflenmektedir. Böylece, daha yüksek verimde çalışacak olan bu reaktörler sayesinde düşük maliyette elektrik üretilecek ve bakım çalışmalarındaki süre azalmış olacaktır [21].

## 2.2. Kaynar Su Reaktörü (BWR)

Dünyada reaktör tipleri arasında basınçlı su reaktörlerinden sonra en yaygın olarak kullanılan Kaynar Sulu Reaktörlerinin (BWR) elektrik enerjisi üreten ticari amaçlı ilk örneği ABD’de kurulan 180 MW gücündeki Dresden-1 reaktörüdür. Bu reaktörün yapımına 1957 yılında General Elektrik firması başlamıştır ve 1961 yılında işletmeye alınmıştır. Daha sonraki zamanlarda ise Siemens (KWU, Almanya), ABB-Atom (İsviçre/İsveç), Toshiba ve Hitachi (Japan) gibi birçok BWR tedarikçi şirket kurulmuştur [22].



Şekil 2.3. Kaynar su reaktör (BWR) şeması

Hafif su soğutmalı su yavaşlatıcılı BWR nükleer reaktör tipi yaklaşık % 3 zenginliğinde  $UO_2$  yakıt kullanmakta olup termal nötron spektrumunda çalışmaktadır. 7,6 MPa basınçta reaktöre giren soğutucu giriş sıcaklığı  $275\text{ }^{\circ}\text{C}$  ve çıkış sıcaklığı  $290\text{ }^{\circ}\text{C}$  olup, kaynar vaziyette reaktör korunu terk eder. Koru içerisinde geçen suyun koru üst kısmında kaynamasına izin verilerek nötronların yavaşlatılması ve koru soğutulması amaçlanır [17,18].

BWR nükleer reaktörlerinde buhar üretici bulunmamasıyla birlikte reaktörde üretilen su buharı reaktör korunun üzerinde bulunan buhar kurutuculardan geçirilip doğrudan türbine gönderilerek elektrik enerjisine dönüştürülür. BWR reaktörünün kontrol çubukları reaktörü kontrol etmeye ve durdurmaya yarar. Bunun yanı sıra BWR reaktörlerinin kontrolü sisteme pompalanan su miktarı değiştirilerek de yapılabilir.

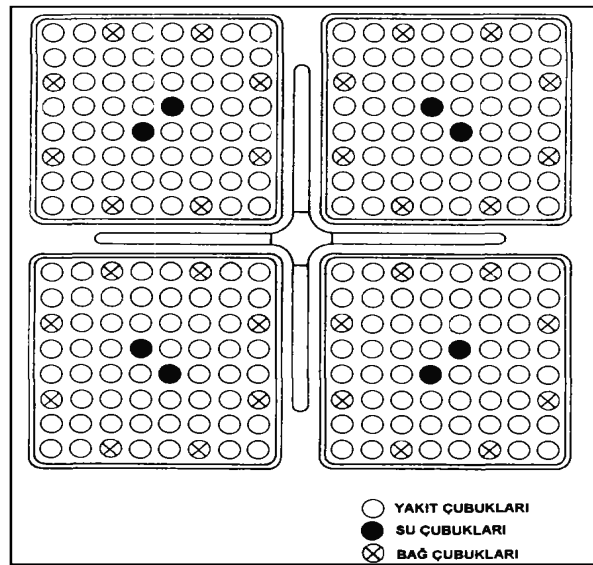


Olası kaza durumunda BWR reaktörlerinde korun soğutulması için soğutucu ve ısı atma sistemleri bulunur. Bu tip reaktörlerde elektrik güç çıkışları yaklaşık 350 ile 1350 MW arasında değişmektedir [15].

Günümüzde dünya çapında üretilen BWR reaktörlerin teknik tasarımları hemen hemen aynı özelliklere sahiptir.

### 2.2.1. Reaktör kor bölgesi

Reaktör kuru içerisinde kare dizi halinde düzenlenmiş yakıt elemanları bulunmaktadır. Yakıt çubuğu içerisinde bulunan yakıt elemanlarının her biri kapalı bir kare kutu içine yerleştirilir. Yakıt çubukları, % 2-3 civarında  $^{235}\text{U}$  zenginliğine sahip  $\text{UO}_2$  tabletlerini içerir ve yaklaşık 150 ton  $\text{UO}_2$  yakıtı konulur. Her bir yakıt elemanının içi silindirik  $\text{UO}_2$  peletleriyle doludur [23].



Şekil 2.4. BWR kor geometrisi [17]

Bu türdeki reaktörlerin yakıt demetleri, bölgesel güç seviyelerinin ayarlanmasında üç ya da dört değişik zenginlikte yakıt içeriği kullanılır. Çalıştırma süresi boyunca, her yakıt yenileme zamanında ilave edilen yeni yakıt ile birlikte kullanılmış olan yakıt demetlerinin bir kısmının değişik konumlarda yeniden kullanımı gerçekleştirilir [17].

Aşağı yukarı yakıt elemanlarının 1/4'ü ile 1/3'ü, sırasıyla 12 ve 18 ay sonra dışarı alınıp yerine yaklaşık % 2,4-3 zenginliğinde  $U^{235}$  yeni yakıt elemanları yerleştirilir. Bu süreçte maksimum tükenme değerlerine ulaşmamış yakıt elemanlarının kendi aralarında yerleri değiştirilir. Bu tip reaktörlerin yakıt değişimi ve bakımı sırasında, yaklaşık 4-6 hafta süre devre dışı kalıp, bu işlem yılda bir kere yapılır. Yakıtların kor içinde kalma süresi ise ortalama 4 yıldır [18].

Kaynar su reaktörlerinde, reaktörün durdurulması ve reaksiyon boyunca gücün eşit dağılımı kontrol çubukları ile sağlanır. Reaktivite seviyesinde düzensizlikler olduğunda, nötron soğurucu çubuklar hızla içeri itilerek kısa sürede sistem kapatılır [24].

### 2.2.2. Kaynar su reaktörlerinin ileri tasarımları

ABWR ler, kaynar su reaktörlerin ileri tasarımı olup, III. Nesil nükleer reaktörler arasında yer almaktadır. Bu ileri tasarım reaktöründe mevcut BWR lerdeki güvenlik sistemleri ve güç üretimine göre farklılık göstermektedir. ABWR tasarımlarında, BWR lerde bulunan reaktör soğutucu suyu pompasının değişimini amaçlayarak devir daim pompalarının ve jet pompalarının çıkarılıp bu iki pompa tipinin birleştirilmiş tasarımı kullanılması planlanmaktadır. BWR lerde güvenlik sistemini, hidrolik mekanizmayla çalışan kontrol çubukları sağlarken, ileri tasarımda hem hidrolik hem de motor-kaynaklı mekanizmalarla çalışan kontrol çubukları sayesinde güvenlik kontrol altına alınmaktadır. Deprem, sel, yangın ve güç kaybı gibi olası durumlarda, her bir kısmı birbirinden ayıran bölme duvarlarının bulunması ve bu duvarlar arasında dizel jeneratörlerin olması güvenliği arttırmakta ve kolaylaştırmaktadır [25].

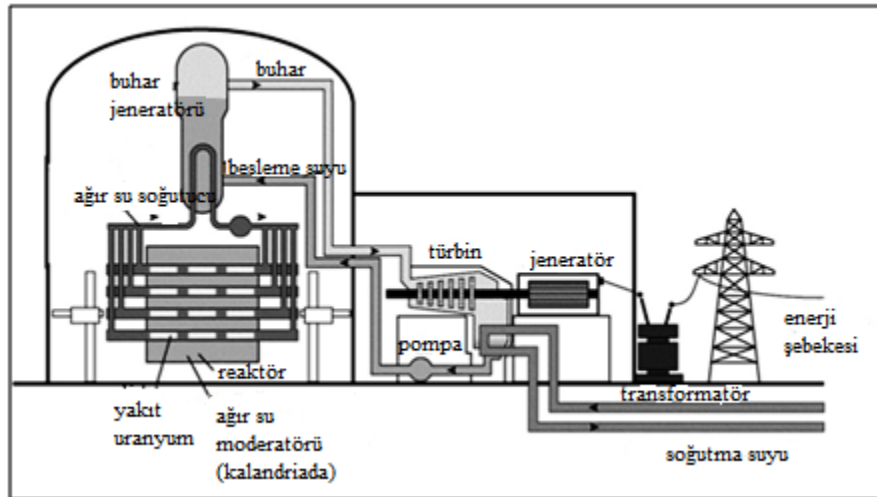
Ekonomik basitleştirilmiş ESBWR'lere göre ABWR'ler daha ileri tasarımdır. ESBWR ler yaklaşık 1560 MW çıkış gücüne sahiptir ve devir daim pompası kullanmaksızın reaktörün kor bölgesini doğal taşınım ile soğuttuğundan bunların çalışma ve bakım maliyetleri de düşük olmaktadır. Yüksek pasif güvenlik sistemleri, BWR ve ABWR tasarımları esas alınarak geliştirilmiştir [26].

### 2.3. CANDU Tipi Ağır Su Reaktörü

CANDU tipi reaktör sisteminin diğer reaktör sistemlerinden farklı olarak hafif su yerine ağır su kullanılmaktadır. Bu farklılıktan dolayı reaktör yapısında bir takım değişikliklere gidilir [27]. Ağır su ( $D_2O$ ), hafif su ( $H_2O$ ) ve grafitte nazaran çok daha az nötron soğuran etkin bir yavaşlatıcı olduğundan dolayı tercih edilir [28].

Bu nedenle ağır suyu yavaşlatıcı ve soğutucu olarak tercih edilen reaktörlerde yakıt olarak % 0,7 oranında  $^{235}U$  içeren doğal uranyumla birlikte çalıştırılabilir [29].

LWR lerde kullanılan hafif su pahalı olmamasına rağmen zenginleştirilmiş yakıt maliyetlidir. Candu tipi reaktörlerde ise kullanılan ağır su zenginleştirme işlemi gereksizdir doğal uranyum ile dengelenmektedir [28].



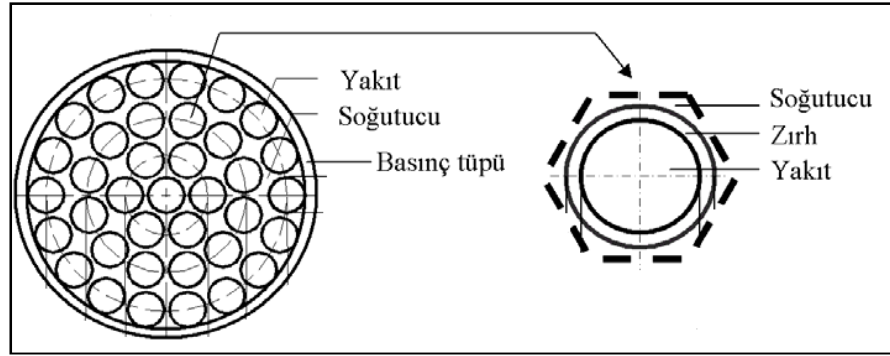
Şekil 2.5. CANDU tipi reaktörün çalışma prensibi [30]

Bu tasarım bugüne kadar yalnızca 750 MW(e) kadar olan ünite güçlerinde inşa edilmiş, 1200 MW(e) ünite gücü için ise tasarım çalışmaları tamamlanmıştır.

Doğal uranyum ve ağır su kullanıldığından, güç yoğunluğu düşüktür ve reaktör hacmi hafif su kullanılan reaktörlerin hacmine göre daha büyüktür [18]. Reaktör koruna giren su 10 MPa'lık bir basınçta, giriş sıcaklığı 270 °C, çıkış sıcaklığı 310 °C olup korun soğutulmasında kullanılır. Bu süreç esnasında suyun sıcaklığı sabit tutulup herhangi bir kaynama olmamaktadır [31].

### 2.3.1. Reaktör kor bölgesi

Reaktivite kontrol düzenekleri ve yaklaşık 380 adet yakıt kanalından oluşan, nötron yavaşlatıcı ağır su bulunan paslanmaz çelikten yapılmış kalandria, reaktör içerisinde yatay olarak yerleştirilir [32].



Şekil 2.6. CANDU kor geometrisi

Reaktör kuru içinde bulunan kalandria, büyük silindir biçiminde reaktör kabı olup, içerisinden yakıt kanalları geçer ve yakıt kanalları içine de yakıt demetleri yerleştirilir. Burada kalandria, birincil sisteminde yer alan basınçlandırıcı soğutucu basıncını düzenler, yaklaşık 70 °C sıcaklıkta, 101,325 kPa'lık bir basınçtır ve içinde ağır su bulunur [17].

CANDU reaktörlerinde, reaktör çalışırken yakıt demetleri değiştirilebilir. Yüklenen yakıt üzerinden yaklaşık 200 gün geçtikten sonra 7000 MWd(th)/tlık bir tükenme değerine ulaşmış yakıt çıkartıldığında % 0,2 <sup>235</sup>U ve % 0,3 oranında Plütonyum hala bulunmaktadır [33].

Yakıt değişimi iki adet yakıt yükleme sistemi ile yapılır. Bu sistemle reaktörün bir ucundan korun herhangi bir noktadaki yakıt demeti beslenirken, kullanılmış yakıt demeti de diğer bir uçtan aynı zamanda dışarı çıkartılabilir. Yüklenen uranyum miktarının fazla olması ve sık değiştirilmesinin sebep olacağı işletme kaybının azaltılması için bu işlem reaktör çalışırken yapılabilmektedir [18].

### 2.3.1. Candu tipi ağır su reaktörlerin ileri tasarımı

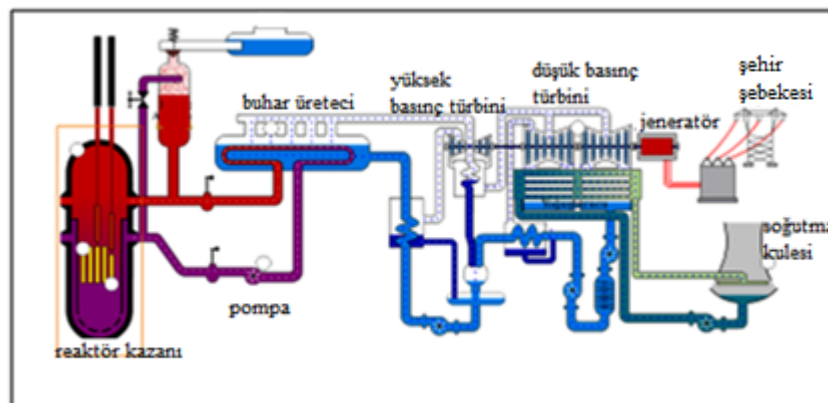
CANDU tipi reaktörlerin ileri tasarımlarında, bu reaktörler esas alınarak birtakım değişiklikler yapılmış olup, mevcut reaktörlerin eksiklikleri giderilerek, güvenlikleri daha da arttırılmıştır.

CANDU tipi reaktörlerde yavaşlatıcı ve soğutucu olarak ağır su ( $D_2O$ ) kullanılırken, ileri tasarımlarda ise yavaşlatıcı olarak ağır su ( $D_2O$ ), soğutucu olarak hafif su ( $H_2O$ ) kullanacak şekilde geliştirilmiştir. İleri pasif güvenlik sistemleri etkinleştirilmiş, reaktörün kor hacmi küçültülerek değişikliğe uğratılmış olup CANDU tipi reaktörlerde yakıt olarak % 0,7 oranında  $^{235}U$  içeren doğal yakıt kullanılmakta ve ileri tasarımlarda yakıt yaklaşık % 2,1-2,4 oranında zenginleştirilmektedir. Yakıt demetinin halka sayısı arttırılmıştır [34].

Bu reaktörlerde, doğal uranyumun yakıt çevrimine uygulanabilmesi ve LWR'lerden çıkan atık yakıtların direkt kullanılabilir olması avantaj sağlamaktadır. Böylece, daha az miktarda atık yakıt depolanacak ve daha az miktarda yüksek aktiviteli atık depolanacaktır [21].

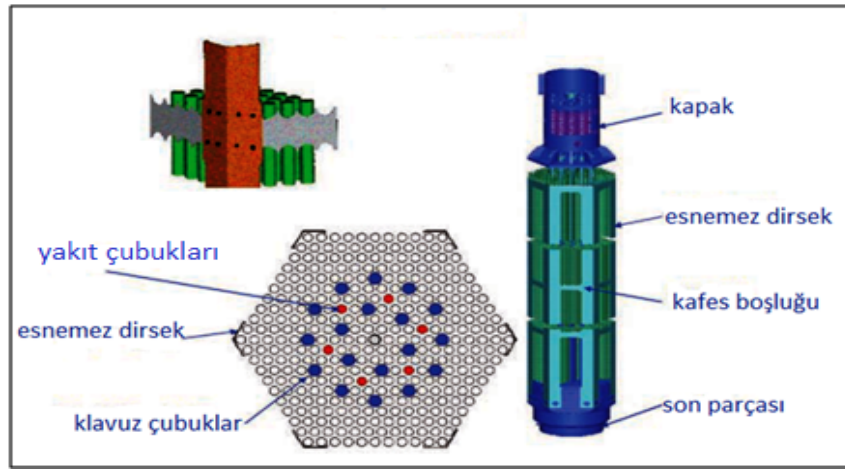
### 2.4. Rus Tipi VVER Reaktörleri

Batı PWR reaktörleriyle aynı temel özelliklere sahip VVER reaktörleri, Rus tipi basınçlı hafif su reaktörleridir.



Şekil 2.7. VVER çalışma prensibini gösteren şeması

VVER reaktörleri ılık nötron spektrumunda çalışmakta, bu reaktörler kurulumları bakımından Batı tasarımlara en yakın olanlardır, fakat bazı farklılıklar görülmektedir. Tasarımlarında, yatay buhar jeneratörleri, altıgen yakıt takımı ve kor yapılarına sahip olmaları bakımından farklıdır. VVER-440'lar 126 yakıt çubuğuna sahipken VVER-1000'lerde 312 yakıt çubuğu bulunmaktadır. Bu yakıt demetleri altıgen bir kor matrisi içerisinde petek tipi ayrılan kafes içerisinde dizilmiştir. VVER-1000'in kor yapısı VVER 440 ile benzer olup Şekil 2.7.'de kor geometrisi verilmektedir [35].



Şekil 2.8. VVER-1000 kor geometrisi [35]

VVER'ler, kaza durumunda üstün emniyet içeren, farklı geçişler esnasında reaktör korunun orta derecede ısı yoğunluklu ve pasif güvenli tasarlanmış reaktör tipleridir. Bu reaktörler, PWR reaktörleriyle mukayese edildiğinde yüksek derecede kendini koruma prensibine dayanır. Ruslar tarafından VVER-440'ın temel tasarımları korunarak, daha gelişmiş VVER-1000 ve VVER-1200 projeleri üzerinde çalışılmaktadır [36].

#### 2.4.1. Rus tipi VVER reaktörlerin ileri tasarımı

III. Nesil sınıfında olup gelişim aşamasında olan VVER-1200 reaktörü, daha uzun ömür, daha yüksek güç ve verim amaçlanarak VVER-1000 reaktörün gelişmiş modelidir [36].

Türkiye’de Akkuyu NGS Projesi’nde, Rusya da inşaatı devam eden AES-2006 projeli Novovoronejskaya-2 Nükleer Santrali yer alacaktır. Bu reaktör, VVER-1200 tipi, pasif emniyet özellikleri, çift muhafaza ve reaktörde sıklıkla yakıt hasarı içerikli oluşabilecek depremlere ve havadan gelecek tehlikelere karşı daha iyi koruma amaçlanarak güvenlik özellikleri geliştirilmiştir. VVER reaktörlerinin ana elemanları; Reaktörün ana devresi, basınçlandırıcı, basınç dengeleme sistemi, ana devre besleme ve boşaltma sistemi, ikincil devre buhar hatları ve besleme su boru hatları, kontrol ve koruma sistemi, güvenlik sistemlerinden oluşur [37].

VVER-1200 tipi reaktörlerin kazanının boyutları, buhar üreteçlerinin sayıları değiştirilmeyerek iç çapları büyütülmüş, buhar üreteçlerinin hizmet süreleri artırılmıştır. Yakıt demetlerinin aktif bölgeleri arttırılmış ve alt kuyruk bölgeleri kısaltılmıştır. Reaktör koru içerisine yerleştirilen kontrol çubuklarının sayısı arttırılmıştır. Böylece mevcut kor tasarımında değişiklik yapılmaksızın karışık oksit yakıtlarının kullanımı da dahil olmak üzere yeni yakıt kullanımlarına olanak verilmiştir [38].

VVER-1200 tipi reaktörlere mevcut güvenlik sistemlerle uyumlu olacak şekilde tamamlanan reaktör korunun erime durumunda erimiş metali tutan ve soğutan kor tutucular ile çift katmanlı kabuk binası gibi sistemler eklenmiştir. III. Nesil VVER tipi reaktörlerin tümüne olası kaza durumu sonrasında buhar üreteçlerinden “pasif ısı atma sistemi” ve kabuk binasının soğutulması için ise “pasif kabuk ısı atma sistemi” eklenmiştir [39].

#### **2.4.2. Geleneksel kritik reaktörlerde nötron ve güç değişimi**

Enerji üretiminde, mevcut reaktörlerin çoğunu hafif su soğutmalı reaktör tipi olan basınçlı su, kaynar su ve CANDU ticari güç reaktörleri oluşturmaktadır. Geleneksel reaktörlerde, nükleer enerjinin açığa çıkması zincir reaksiyonların devamı ile gerçekleşir. Çoğaltma faktörü,  $k_{eff}>1$  kritik üstü durumunda, fisyon sayılarının artımıyla zincir reaksiyonları artarak açığa çıkan enerjide artar.  $k_{eff}=1$  kritik

durumunda ise sistemdeki zincir reaksiyonu sabit devam ederek açığa çıkan enerji de karardır [40].

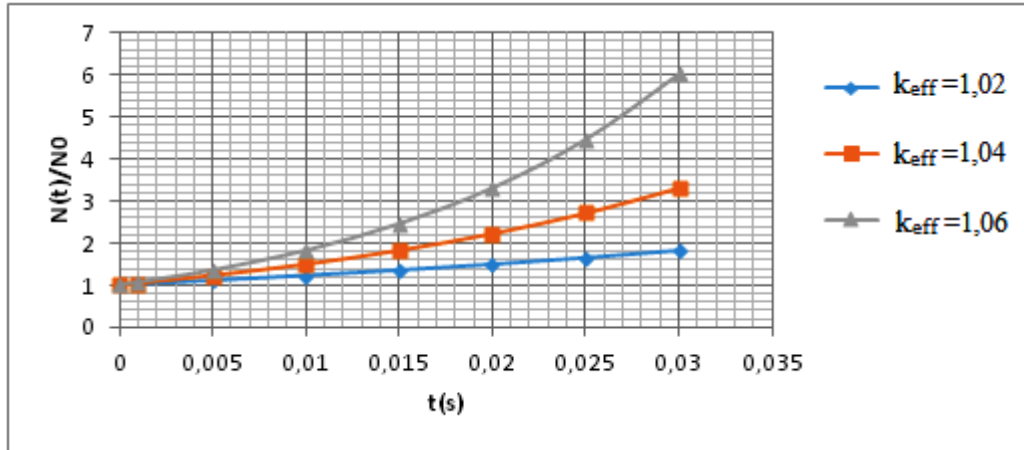
Geleneksel reaktörlerde nötron verim oranı, zamana bağımlı olarak  $k_{eff}$ 'in bir fonksiyonudur ve aşağıdaki denklem ile gösterilir. Burada,  $\frac{N(t)}{N_0}$  nötron verim oranını gösterir.

$$\frac{N(t)}{N_0} = e^{(k_{eff}-1)t/\theta} \quad (2.1)$$

Kısa süreli zaman aralığına karşı nötron verim oranı  $k_{eff}$ 'in kritik üstü üç değeri için hesaplanıp, Tablo 2.1.'de ve Şekil 2.8.'de gösterilmiştir [41].

Tablo 2.1. Reaktörde kritik üstü değerlerde zamana göre nötron değişimi

$\theta(s^{-1})$	t(s)	$k_{eff}$	$\frac{N(t)}{N_0}$		$k_{eff}$	$\frac{N(t)}{N_0}$		$k_{eff}$	$\frac{N(t)}{N_0}$	
			$k_{eff}=1,02$	$k_{eff}=1,04$		$k_{eff}=1,04$	$k_{eff}=1,06$			
0,001	0	1,02	1,000	1,000	1,04	1,000	1,000	1,06	1,000	1,000
0,001	0,001	1,02	1,020	1,020	1,04	1,041	1,041	1,06	1,062	1,062
0,001	0,005	1,02	1,105	1,105	1,04	1,221	1,221	1,06	1,349	1,349
0,001	0,01	1,02	1,221	1,221	1,04	1,492	1,492	1,06	1,822	1,822
0,001	0,015	1,02	1,350	1,350	1,04	1,822	1,822	1,06	2,459	2,459
0,001	0,02	1,02	1,492	1,492	1,04	2,226	2,226	1,06	3,320	3,320
0,001	0,025	1,02	1,649	1,649	1,04	2,718	2,718	1,06	4,481	4,481
0,001	0,03	1,02	1,822	1,822	1,04	3,320	3,320	1,06	6,049	6,049



Şekil 2.9. Nötron verim oranının zamana göre değişimi



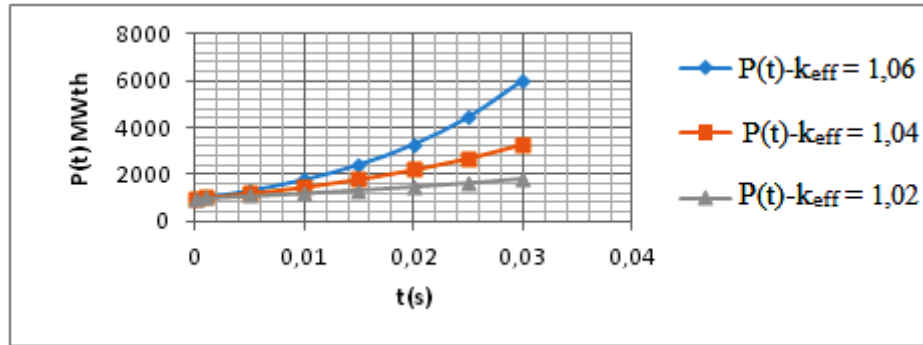
Geleneksel reaktörlerde güç değişimi değişken süreye bağlı olarak  $k_{eff}$  in bir fonksiyonudur ve aşağıdaki denklem ile gösterilir.

$$P(t) = P_0 e^{(k_{eff}-1)t/\theta} \quad (2.2)$$

$P(t)$  reaktör toplam gücünü,  $P_0 \sim 1000$  MWth reaktör kor gücünü gösterir.  $P_0 \sim 1000$  MWth alındığında  $k_{eff}$ 'in kritik üstü üç değeri için zamana karşı  $P(t)$  değişimi Tablo 2.2. ve Şekil 2.9.'da gösterilmiştir [41,42].

Tablo 2.2. Reaktörün farklı kritik üstü  $k_{eff}$  değerlerde zamana göre güç değişimi

$P_0$ (MWth)	$\theta$ (s <sup>-1</sup> )	t(s)	$k_{eff}$	P(t)- $k_{eff}=1,02$	$k_{eff}$	P(t)- $k_{eff}=1,04$	$k_{eff}$	P(t)- $k_{eff}=1,06$
1000	0,001	0	1,02	1000,000	1,04	1000,000	1,06	1000,000
1000	0,001	0,001	1,02	1020,201	1,04	1040,811	1,06	1061,837
1000	0,001	0,005	1,02	1105,171	1,04	1221,403	1,06	1349,859
1000	0,001	0,010	1,02	1221,403	1,04	1491,825	1,06	1822,119
1000	0,001	0,015	1,02	1349,859	1,04	1822,119	1,06	2459,603
1000	0,001	0,020	1,02	1491,825	1,04	2225,541	1,06	3320,117
1000	0,001	0,025	1,02	1648,721	1,04	2718,282	1,06	4481,689
1000	0,001	0,030	1,02	1822,119	1,04	3320,117	1,06	6049,647



Şekil 2.10. Reaktörün toplam gücün zamana göre değişimi

Geleneksel reaktörlerde nötron verimi zamana bağımlı  $k_{eff}$ 'in fonksiyonu olarak hesaplandığında kritiklik değerinin artışıyla nötron verimi de artar. Böylece geleneksel reaktörlerde nötron sayısını arttırmak için  $k_{eff}$  değerinin 1'den büyük değerler seçilmesi gerekir. Ancak geleneksel reaktörler kritik değerde çalışmakta ve

zincir reaksiyonların gerekleřmesiyle kontrolsüz reaksiyonlar oluřmaktadır. Geleneksel reaktörlerin güç deęiřimi ise zamanla eksponiyonel bir artış göstermektedir. Güç deęiřimi zincir reaksiyonların devam etmesi ile doğru orantılı olarak artmaktadır.

### **BÖLÜM 3. IV. NESİL REAKTÖRLERİN İNCELENMESİ**

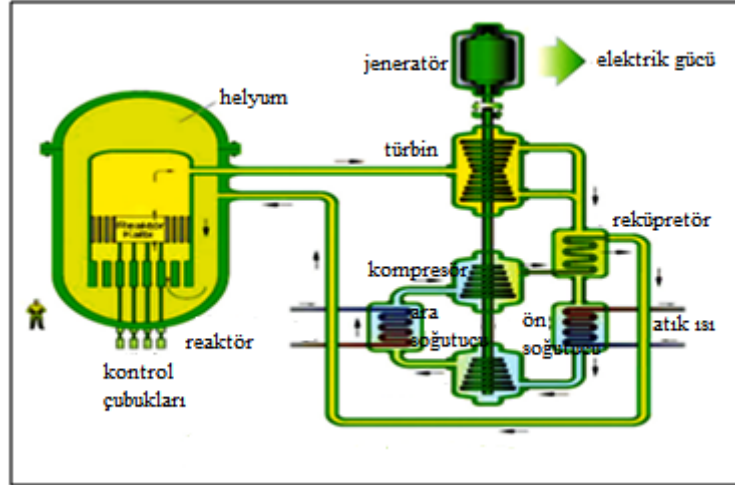
IV. Nesil tasarımları gaz soğutmalı hızlı reaktör (GFR), kurşun alaşımli hızlı reaktör (LFR), sodyum alaşımli hızlı reaktör (SFR), süper kritik su reaktör (SCWR), çok yüksek sıcaklıklı gaz reaktör (VHTR) ve ergimiş tuz reaktör (MSR) olmak üzere 6 tip reaktör önerilmiştir [3].

IV. Nesil reaktörler, daha güvenli, daha ekonomik ve çevreye az zarar veren tasarımlar olarak amaçlanmaktadır. Bu reaktörlerde, geleneksel reaktörlerdeki güvenlik sistemleri daha da geliştirilmiştir. Geleneksel sistemlerde aktif kontrol sistemleri kullanılırken, IV. Nesil reaktörlerde pasif güvenlik sistemi geliştirilmiştir. Ek olarak, bu reaktörler yüksek erime sıcaklıklarına ve termal gerilime dayanıklı malzemelerle tasarlanarak yüksek işletme sıcaklıklarıyla işletilebilirler [43,44].

IV. Nesil tasarımlarda, elektrik üretimi, hidrojen üretimi ve aktinit yönetimi amaçlanmaktadır [3,43].

### 3.1. Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktör (GFR)

Gaz soğutmalı Hızlı Reaktör (GFR) sistemi, yüksek sıcaklıklı helyum soğutmalı hızlı nötron spektrumlu kapalı bir yakıt çevrimine sahiptir [3].



Şekil 3.1. GFR çalışma şeması [3]

Helyum soğutmalı reaktörlerde korun soğutulması, giriş sıcaklığı yaklaşık 450 °C ve çıkış sıcaklığı 850 °C civarında gerçekleşmekte olup, yaklaşık 5-7 MPa'lık bir basınç altında tutularak birincil devre soğutucusuyla sağlanır. Sekonder kısım ise 20 MPa basınçta ve 550 °C sıcaklıkta süperkritik CO<sub>2</sub> soğutucu kullanan dolaylı güç dönüşüm çevrimine sahiptir. Reaktörün gücü, 300-1500 MWe aralığında değişmekte olup % 48 verim sağlamaktadır [44].

IV. Nesil ölçütlerine göre üretilecek GFR tasarımının temel özellikleri şunlardır:

1. Yüksek sıcaklıklara ulaşabilen bir yöntemle soğutucu olarak helyum gazı kullanımı,
2. Basit kapasiteli ve verimli biçimde ekonomik rekabetçiliğin olması,
3. Sağlam bir güvenliğe sahip olması,
4. Kendi üreten ya da pozitif üretim kazancına sahip hızlı nötron spektrum koru ve uranyumun en verimli hali kullanılarak fisil malzemenin üretildiği kadar tüketilmesi,

5. Yakıt çevriminin sadece kullanılmış yakıt çubuğu veya doğal uranyum ile beslenmesi,
6. Plütonyumu diğer aktinitlerden ayırmaksızın, tüm aktinitlerin homojen olarak geri dönüşümü tasarlanır [45].

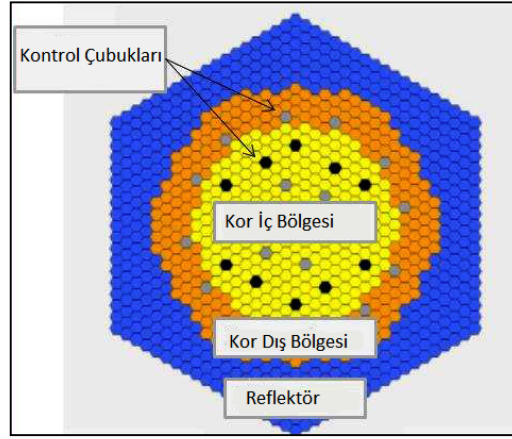
### 3.1.1. Yakıt ve güvenlik sistemi

Termal spektrumlu gaz soğutmalı reaktörlere göre, GFR tasarımları daha fazla yüksek yakıt yoğunluğuna ve daha yüksek güce sahiptir. Reaktör korunun düşük ısı kapasitesi rağmen, yüksek bozunum ısısı ile birleştiğinde kor sıcaklığı 1600 °C'ye kadar yükselmektedir. Maksimum sıcaklığın ani kaza durumunda engellenmesinden dolayı, GFR koru oldukça düşük bir termal sıcaklıktadır. Yakıt elemanlarının ısıya dayanıklı, yüksek ısı iletkenliğine sahip malzemelerden imal edilerek ve çok yüksek sıcaklıklarda dahi radyoaktif maddelerin tutulması sağlanmak suretiyle bu olumsuz özellik ortadan kaldırılabilir. Tablo 3.1.'de GFR tasarımının kor özellikleri verilmektedir [43].

Tablo 3.1. GFR Kor özellikleri [43]

Parametre	Değerler
Termal Güç	2400MWth
Kor Güç Yoğunluğu	100MW/m <sup>3</sup>
Kor Yarıçapı	4,23m
Kor Yüksekliği	1,65m
Yakıt Çubuk Sayısı	516
Yakıt Tipi	(U,Pu)C

Reaktör yakıt kullanımında, yüksek sıcaklıklarda çalışabilecek ve fisyon ürünlerini kendi içerisinde tutma kapasitesi artacak biçimde seçilerek, seramik plaka-tipi yakıt elemanı ve seramik pim-tipi yakıt elemanı olmak üzere en az iki yakıt tasarımına sahiptir. Kor geometrisi, çubuk veya plaka biçiminde yakıt demetlerinden ya da prizma biçiminde bloklardan oluşmaktadır. Yani, yapı malzemesi olarak, silikon karpit alaşımlı ve seramik kalıptan oluşan güçlendirilmiş bir çeşit seramik kullanılmaktadır [46].



Şekil 3.2. GFR kor geometrisi [43]

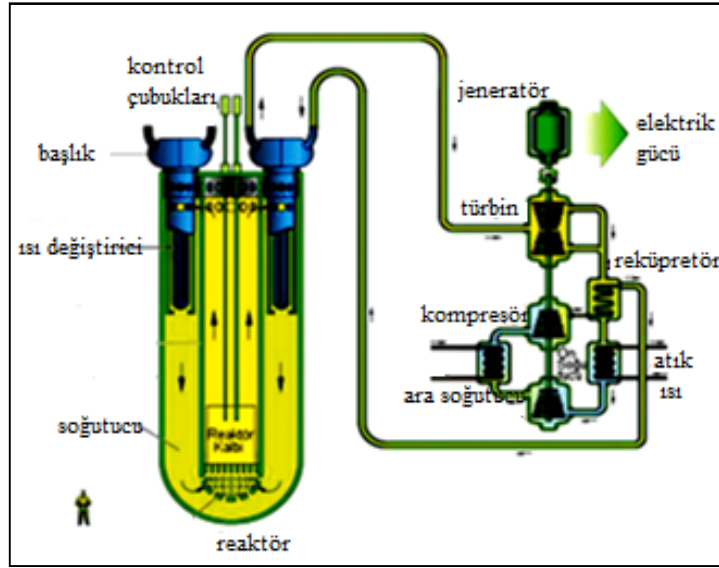
Yakıt bileşimi, uranyum-plütinyum-minör aktinid karışım peletle yapılır. Korun iç ve dış bölgesine farklı zenginlikte yakıtlar yerleştirilir. Yakıt elemanının zırhlanması esnasında, fisyon ürünlerinin dağılmasını engellemek için ısıya dayanıklı bir metal ya da Si-bazlı çok katmanlı sızdırmaz seramik yapı malzemesi alaşıma ilave edilir [44,45]. Kor, reaktivite kontrol sistemini, uygun hale getirilmiş güç dağılımını, termo-mekanik ve termo-hidrolik analizlerden elde edilen maksimum güç ile tutarlı olarak tasarlanır [45].

Kor bölgesinde, fertil örtü ve tüm aktinidlerin çoklu-geçiş geri dönüşümü sağlanarak, en yüksek düzeye çıkarılmış aktinid içerikle birlikte yakıtın, yüksek yoğunluklu olmasını sağlama, nihai atığı küçültme, yayılma direncini artırma ve doğal kaynakları en uygun hale getirme hedefleri amaçlanmaktadır [47].

Güvenlik sistem performansında gerekli parametrelerden biri gaz basıncıdır. Birincil çevrimdeki helyuma genelde 7 MPa'lık bir basınç uygulanır. Gaz geçirmez bir zarfla, birincil çevrim çevrilerek, basınç kaybı kısıtlanır. Yüksek helyum yoğunluğu sağlamak için orta güçte pompalama ve hatta bazı durumlarda pasif doğal ısı yayılmasına dayanan bozunma ısı kaldırma sistemine yer verilir [45].

### 3.2. Kurşun Soğutmalı Hızlı Reaktör (LFR)

GIF teknoloji yol haritası, şebekeye bağlı santraller için büyük reaktör sistemleri gibi avantajlar sunmakta ve uzak yerleşkelerin küçük birim elektrik ihtiyacını karşılamada yüksek potansiyelli teknoloji olarak kurşun soğutmalı hızlı reaktörler (LFR) tasarlanmaktadır [3].



Şekil 3.3. LFR çalışma sisteminin gösterimi [3]

LFR, hızlı nötron spektrumu ve fertil uranyumun verimli bir şekilde dönüşümü için kapalı yakıt çevrimini kapsar. Ayrıca, yanıcı/üretken ve kullanılmış yakıttaki minör aktinidler yakıt olarak kullanılabilir. IV. Nesil Yol haritasında, LFR öncelikle elektrik ve hidrojen üretimi ve aktinid yönetimi için öngörülmüştür [48].

Gelişmekte olan ülkelerde, küçük şebekeler, güvenli, taşınabilir, otonom reaktör, gibi bazı LFR tasarımlarını, inşa edilen bir fabrikada, batarya ya da kutu tasarımı olarak kullanılabilir ve yakıt ikmali yapmadan uzun süreli dönemlerde enerji üretimi için uygun hale getirilebilir [49].

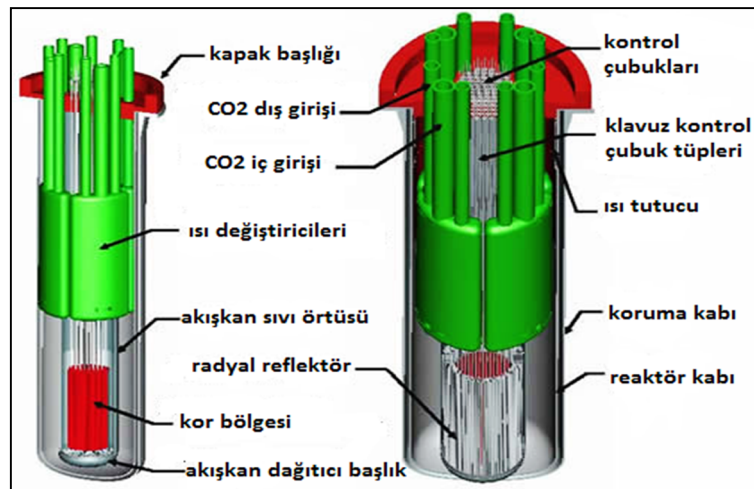
GIF çerçevesinde uluslararası işbirliği ve ortak geliştirme için aday olarak 19,8 MWe gücünde Küçük Güvenli Taşınabilir Otonom Reaktör (SSTAR) ve 600 MWe gücünde olan Avrupa Kurşun Soğutmalı Sistemi (ELSY) mevcut tasarımlar arasında

havuz tipi iki reaktör önerilmiştir. Bu tasarımlar Şekil 3.4. ile Şekil 3.5.'de verilmekte ve özellikleri Tablo 3.2.'de görülmektedir [50].

Tablo 3.2. SSTAR ve ELSY reaktör tasarımının özellikleri [50]

Parametre/sistem	SSTAR	ELSY
Güç (MWe)	19,8	600
Termal verim (%)	44	42
Primer Soğutucu	Kurşun	Kurşun
Primer Soğutucu dolaşımı	Doğal	Güçlü
Kor giriş/çıkış sıcaklığı(°C)	420/567	400/480
Yakıt	Nitrit	MOX, Nitrit
Yakıt kaplama malzemesi	F / M Paslanmaz Çelik Si-Geliştirilmiş	T91(alimünyum kaplamalı)
Çalışma sıvısı	Süper kritik CO <sub>2</sub> 20MPa, 552°C'de	18 MPa,450°C'de yüksek ısılı su buharı

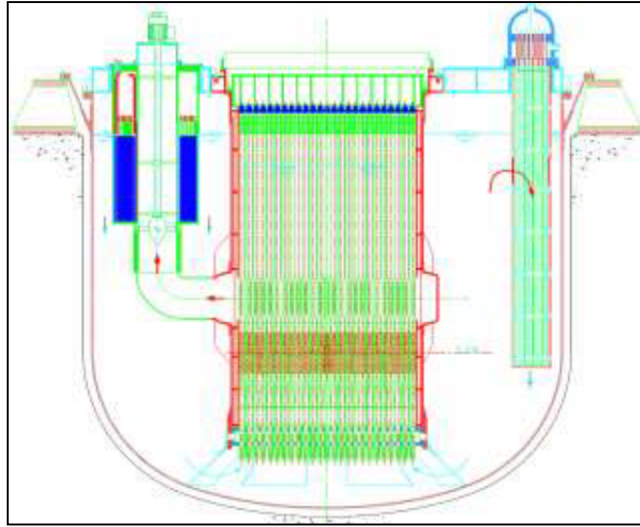
SSTAR'lar transfer kaplarında taşınabilen bir reaktör sistemi olup 19,8 MWe / 45 MWth'lik bir enerji sağlayabilen küçük modüler reaktörlerdir. Yeniden yakıt yükleme olmaksızın çok uzun yakıt kor ömrü ve çalışma sıvısı olarak yenilikçi süperkritik CO<sub>2</sub> (S-CO<sub>2</sub>) Brayton güç dönüşüm sistemi gibi bazı önemli özelliklerle, hem işlevsel hem de kapatma ısısı giderimi için doğal dolaşıma bağlı olarak çalışmaktadır. Reaktörün kor ömrü yaklaşık 15-30 yıl arasında değişmektedir. Reaktör düzeneği, bir iniş ve çıkış borusu ile birincil soğutucu tarafından sıvının basit bir akış yolu sunar [48].



Şekil 3.4. Küçük güvenli taşınabilir otonom reaktör (SSTAR)'ın tasarımı [48]



ELSY lerde ise birincil sistem, ana kazanı üst tarafta tutan bir Y-desteği tarafından desteklenen, havuz tipi bir reaktöre sahiptir. Reaktör kabı, gerekli bileşen sayısı ile birlikte yeterli büyüklüğe sahip olup, 8 buhar üreticine, 8 birincil sistem pompalarına ve 8 bozunum ısı dip soğutucusuna sahiptir. ELSY'nin sıcak havuzu, emme boruları vasıtasıyla birincil pompalara bağlanan bir iç kazanla çevrilidir. Birincil pompaların herbiri, buhar üreteçlerin merkezine kurulur ve ısı birincil kurşun soğutucudan su buharına aşırı ısıtılmış bir çevrimle aktarılır [51].



Şekil 3.5. Avrupa kurşun soğutmalı sistemi (ELSY) tasarımı [48]

### 3.2.1. Soğutucu işleminde kurşun ve kurşun-bizmutun termal özellikleri

Bu reaktörlerin soğutma işleminde kullanılması için kurşun veya kurşun-bizmut karışımından oluşan sıvı metal önerilir. Kullanılması beklenen sıvı metal soğutucu, korun güç gereksinimlerine bağlı olarak ısı transferi için doğal konveksiyon kullanılabilir [49,50]. LFR ler (kurşun için 1745 °C, kurşun-bizmut için 1670 °C) kurşunun veya kurşun-bizmutun yüksek kaynama noktasından dolayı düşük basınç sistemiyle çalışabilir [52].

Bunun yanı sıra, LFR tasarımlarının yönetilmesi gereken birtakım teknik sorunları vardır. Korozyon, erimiş kurşun soğutucularla başlıca problemlerden biri olabilir. Soğutucu, yakıt kaplamaları ve diğer çelik bileşenleri aşındırabilir. Soğutucu içerisinde çözülmüş oksijen yoğunluk bakımı yapılarak korozyon kontrol edilir.

Kurşun soğutmalı teknolojiler ile potansiyel sorunlar, reaktörü çalışamaz hale getirebilen soğutucu katılaşmasından kaynaklanır. Kurşun, mekanik pompalar tarafından zor şekilde dolaşması sağlanan tüm akışkanların en ağırıdır. Pb-Bi, Pb'dan daha düşük bir erime noktasına sahiptir ve daha az katılaşarak akışkanlığı kolaylaştırır [53].

Bu sıvı malzemelerin yüzey gerilimi ( $\sigma$ ), yüzey enerjilerini minimize etme eğilimiyle ilişkilidir. Reaktörün soğutulmasında kullanılması planlanan sıvı kurşun ve kurşun-bizmut için sıcaklığın bir fonksiyonu olarak yüzey gerilimi denklemi verilir [54]:

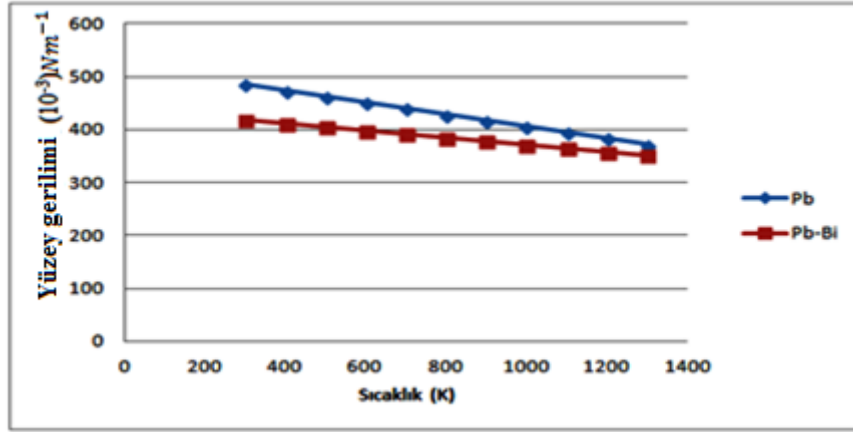
$$\sigma_{Pb}[Nm^{-1}] = 0.519 - (1.13 \times 10^{-4} \cdot T) \quad (3.1)$$

$$\sigma_{Pb-Bi}[Nm^{-1}] = 0.437 - (6.6 \times 10^{-5} \cdot T) \quad (3.2)$$

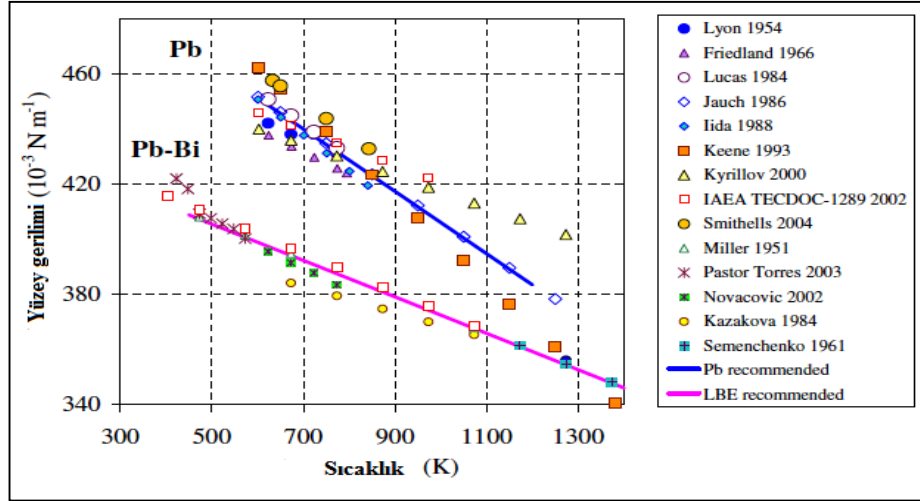
Farklı sıcaklıklarda kurşun ve kurşun-bizmut için yüzey gerilimi hesaplanıp değişimi Tablo 3.3.'de verilmekte ve Şekil 3.6.'da gösterilmektedir.

Tablo 3.3. Sıvı metallerin yüzey gerilimleri

<b>T(°K)</b>	<b><math>\sigma_{Pb}</math></b>	<b><math>\sigma_{Pb-Bi}</math></b>
<b>300</b>	0,485	0,417
<b>400</b>	0,474	0,411
<b>500</b>	0,463	0,404
<b>600</b>	0,451	0,397
<b>700</b>	0,440	0,391
<b>800</b>	0,429	0,384
<b>900</b>	0,417	0,378
<b>1000</b>	0,406	0,371
<b>1100</b>	0,395	0,364
<b>1200</b>	0,383	0,358
<b>1300</b>	0,372	0,351



Şekil 3.6. Pb ve Pb-Bi'nin yüzey gerilim değişimi



Şekil 3.7. Pb ve Pb-Bi'nin yüzey gerilim değişiminin deneysel çalışmalarla gösterimi [54]

Farklı sıcaklıklarda malzemelerin yüzey gerilimi değişimi gözlenmektedir. Sıcaklığı 0-1300 °K arasında değişmektedir ve sıcaklık değeri arttırıldıkça lineer bir biçimde azalma görülmektedir. Bunun yanı sıra diğer kaynaklarda yapılan deneysel verilerle de uyumluluk göstermektedir [54,55].

Sıvı malzemelerin yoğunluklarına bağlı olarak termal genleşmeleri hesaplanabilir. Malzemelerin yoğunlukları denklemde verilir [56,57].

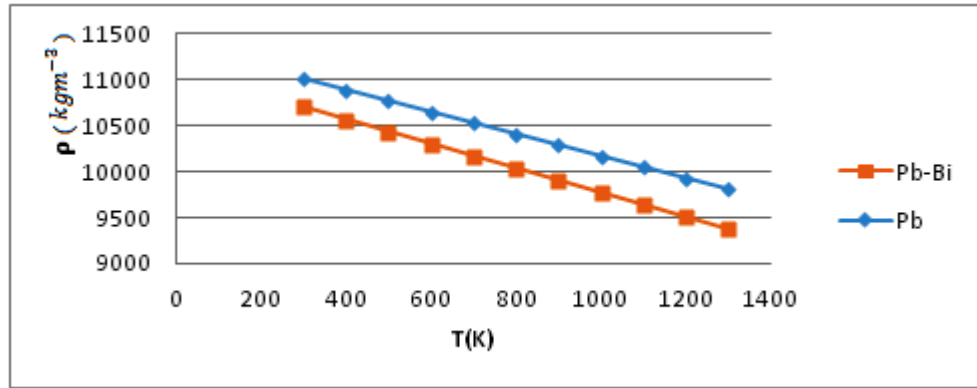
$$\rho_{Pb} [kgm^{-3}] = 11367 - (1.1944.T) \quad (3.3)$$

$$\rho_{Pb-Bi} [kgm^{-3}] = 11096 - (1.3236.T) \quad (3.4)$$

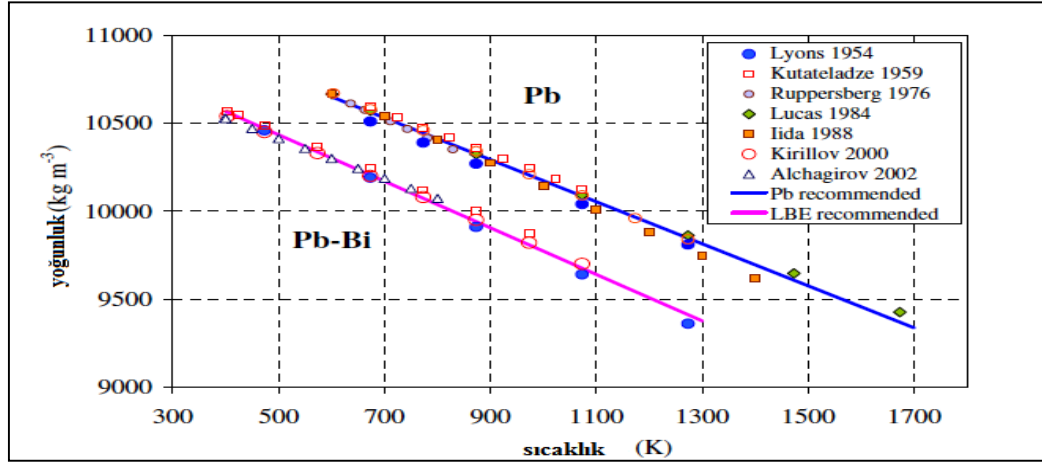
Tablo 3.4. ve Şekil 3.8.'de reaktörde soğutucu olarak kullanılacak malzemelerin yoğunluklarının değişimi görülmektedir.

Tablo 3.4. Sıvı malzemelerin sıcaklığa göre yoğunlukları

T(°K)	$\rho_{Pb}$	$\rho_{Pb-Bi}$
300	11008,68	10698,92
400	10889,24	10566,56
500	10769,80	10434,20
600	10650,36	10301,84
700	10530,92	10169,48
800	10411,48	10037,12
900	10292,04	9904,76
1000	10172,60	9772,40
1100	10053,16	9640,04
1200	9933,72	9507,68
1300	9814,28	9375,32



Şekil 3.8. Pb ve Pb-Bi'nin sıcaklığa bağlı olarak yoğunluk değişimi



Şekil 3.9. Pb ve Pb-Bi nin sıcaklığa bağlı olarak yoğunluk değişiminin deneysel çalışmalarla gösterimi [54]

Reaktörde soğutucu olarak kullanılması planlanan Pb ve Pb-Bi için sıcaklığın bir fonksiyonu olarak termal genişleme denklemleri verilir [56,57]:

$$\beta_p(T) \equiv \frac{1}{V} \cdot \left(\frac{\partial V}{\partial T}\right)_p = -\frac{1}{\rho} \left(\frac{\partial \rho}{\partial T}\right)_p \quad (3.5)$$

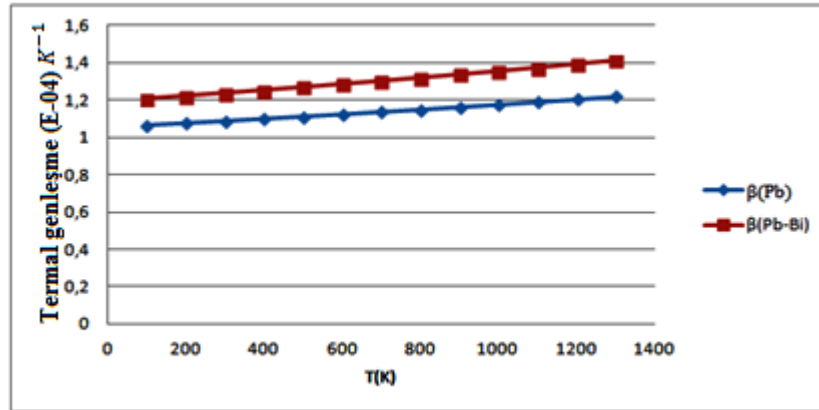
$$\beta_{p(Pb)} [K^{-1}] = \frac{1}{9516.9 - T} \quad (3.6)$$

$$\beta_{p(Pb-Bi)} [K^{-1}] = \frac{1}{8383.2 - T} \quad (3.7)$$

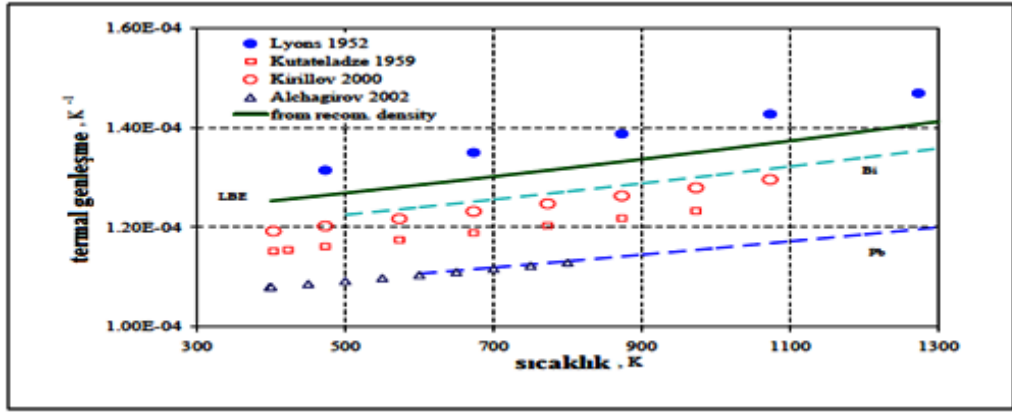
Farklı sıcaklıklarda kurşun ve kurşun-bizmut için termal genişleme katsayıları hesaplanıp değişimi Tablo 3.5.'de verilmekte ve Şekil 3.10.'da gösterilmektedir.

Tablo 3.5. Sıvı malzemelerin termal genişleme değerleri

T(°K)	$\beta_{p(Pb)}(^{\circ}K)^{-1}$	$\beta_{p(Pb-Bi)}(^{\circ}K)^{-1}$
100	0,000106	0,000121
200	0,000107	0,000122
300	0,000108	0,000124
400	0,000110	0,000125
500	0,000111	0,000127
600	0,000112	0,000128
700	0,000113	0,000130
800	0,000115	0,000132
900	0,000116	0,000134
1000	0,000117	0,000135
1100	0,000119	0,000137
1200	0,000120	0,000139
1300	0,000122	0,000141



Şekil 3.10. Pb ve Pb-Bi için sıcaklığa göre termal genişleme katsayılarının değişimi

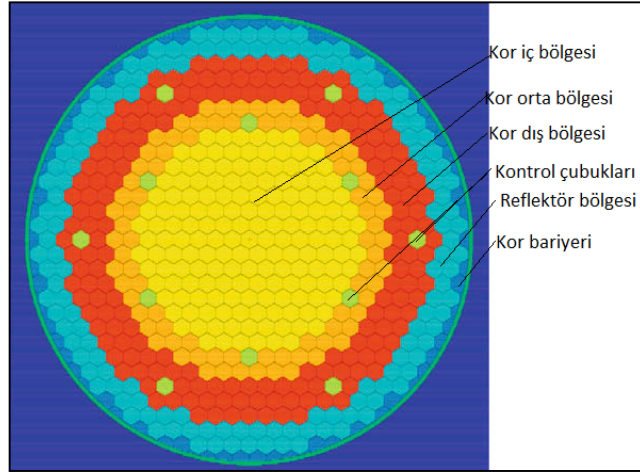


Şekil 3.11. Pb ve Pb-Bi için sıcaklığa göre termal genişleme katsayıları değişiminin deneysel çalışmalarla gösterimi [55]

Kurşun ve kurşun-bizmut sıvı malzemelerin her ikisinin de yoğunlukları lineer olarak azalma gösterirken [55], termal genişmeleri ise lineer bir artış göstermektedir. Ayrıca Pb-Bi malzemesinin termal genişmesi Pb'dan daha yüksektir. Bu değişimde deneysel verilerle de desteklenmektedir [56].

### 3.2.2. LFR yakıt sistemi

LFR tasarımında, MOX (karıştırılmış oksit) ve Nitrit yakıt kullanılması beklenmektedir. MOX yakıtın özelliklerinden biri yüksek erime sıcaklığına sahip olmasıdır. Ancak yakıt içerisinde plütonyum yoğunluğunun artmasıyla bu sıcaklık azalmaktadır. MOX yakıtın kullanımıyla reaksiyon başlar ve bununla birlikte yanma oranı da artarak, fisyon ürünleri ve oksijen açığa çıkmasından dolayı yakıt kaplamasının aşınmasına neden olabilir. Bu yüzden yüksek yanma oranlarında aşınmanın azaltılmasında yakıt kaplama bileşeni olarak ferro-martensitik çelik malzeme kullanılabilir [53].



Şekil 3.12. LFR kor geometrisi [53]

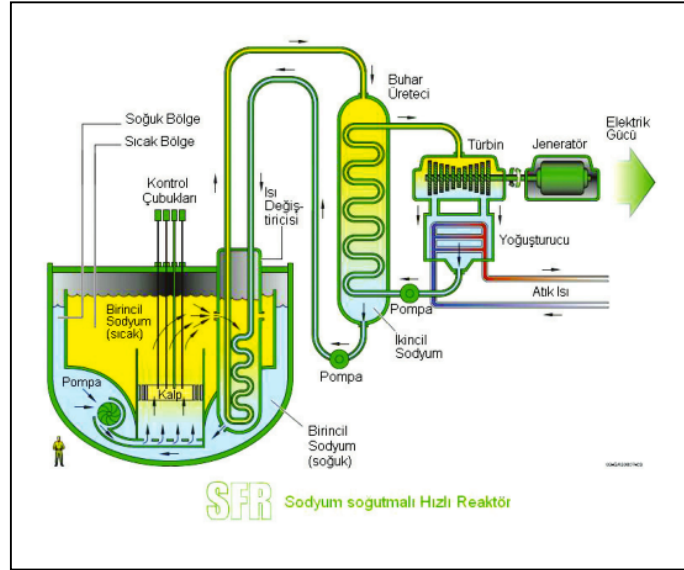
LFR kor geometrisi Şekil 3.12.'de görüldüğü üzere hexzagonal biçimde tasarlanması planlanmaktadır. Kor bölgesi iç, orta ve dış bölgeden oluşmakta olup farklı zenginliklerdeki yakıtlar yerleştirilir. İç ve orta bölgede reaktiviteyi dengeleyici ve istenildiği takdirde durdurmak üzere kontrol çubukları yer alır ve en dış bölgede de kor bölgesini yüksek sıcaklıklara dayanıklı bariyer yer almaktadır [53].

Diğer yakıt seçeneği olan Nitrit yakıtlar, MOX yakıtlar gibi yüksek erime sıcaklığına ve yüksek termal iletkenliğe sahiptir. Her iki yakıtta da bu özelliklerle kontrol çubukların geri çekme durumunda, akış kaybı ya da soğutucu kaybı durumlarına dayanıklı olması nedeniyle avantajlı hale gelmektedir. Böylece yakıt erime riskini azaltmaktadır. Nitrit yakıtlarda temel problem ise N-14 ün nötron yakalama tesir kesitinin büyük olmasıdır ve bu nötron dengesi üzerinde büyük etkiye sahiptir. Bu problemi de Nitriti zenginleştirerek yakıt olarak kullanılması planlanmaktadır [43].

### 3.3. Sodyum Soğutmalı Hızlı Reaktörler (SFR)

Sodyum-soğutmalı Hızlı Reaktör (SFR) nükleer enerji sistemleri, IV. Nesil teknoloji hedeflerini karşılamak için kendi potansiyelinde IV. Nesil Teknoloji Yol Haritasında seçilen altı aday teknolojiler arasında yer almaktadır. SFR'ler, aktinit yönetimi ve elektrik üretimine kendi yetenekleriyle kapalı çevrim olarak sürdürülebilirliğe katkı sağlarlar [58].





Şekil 3.13. SFR çalışma sisteminin gösterimi [52]

SFR, moderatör olmaksızın hızlı veya termal nötronlarla fisyon olayı gerçekleştirerek çalışan reaktörlerdir. SFR tasarımlarının hemen hemen hepsinde soğutucu olarak sıvı sodyum tercih edilir. Yüksek kaynama noktasında, atmosferik basınçta  $1175\text{ }^{\circ}\text{K}$  sıcaklığa kadar sıvı halde kalması gerekir. Burada kullanılması önerilen sodyum, mükemmel ısı transfer özelliği ile avantajlı hale gelmektedir. Tasarımın geliştirilmiş özelliklerini esas alarak soğutucunun kaynamasının önlenmesinde yüksek seviyede koruma sağlanırken reaktör yüksek sıcaklıklarda çalışabilir [59].

SFR ler için mevcut ve planlanan havuz tipi ve döngü tipi olmak üzere iki model tasarlanmıştır. Phenix, Süperphenix gibi havuz tipi reaktörlerde, birincil sistem tamamen reaktör soğutucu pompaları ve ısı değiştiricileri ile sodyum içerisine daldırılmış bir kapta bulunmaktadır. Prototip olarak geliştirilen Joyo ve Monju gibi döngü tipi reaktörlerde ise, birincil sistemde sodyum akmakta olup, büyük bileşenleri bulunan diğer kaplar ile bir ana kapla bağlantılı döngüler içerisinde yer almaktadır [60].

Tablo 3.6. SFR tasarım özellikleri [58]

SFR Tasarım Parametreleri	Döngü tipi	Havuz Tipi	Prototip
Güç yoğunluğu (MWe)	1500	600	50
Termal güç yoğunluğu (MWth)	3570	1525	125
Verim,%	42	39	38
Kor giriş/çıkış sıcaklığı (°C)	550/395	545/390	510/355
Ortalama sıcaklık(°C)	503	495	488
Ortalama basınç(MPa)	16,7	16,5	20

Birincil sodyum elektrik üretimi sisteminde, mevcut SFR ler esas alınarak, doğrudan su ile ısı alışverişi olmaksızın, birkaç döngülü sodyum-sodyum ısı değiştiricileri ile donatılmış ve reaktör kabı içinde bir ara sistemde sodyum ile ısı alışverişinde bulunan havuz-tipleri tasarlanmıştır. Reaktör çalışırken, % 42 civarındaki yüksek termodinamik verimliliği sağlayan sodyumun maksimum sıcaklığı yaklaşık 550 °C dir. Mevcut prototip reaktörler 150 ila 500 MWe'lik güce sahipken, geliştirilmiş SFR lerde ise 500 ila 1500 MWe'lik bir güçle çalışması planlanmaktadır [52,60].

### 3.3.1. Soğutucu işleminde sodyumun termal özellikleri

IV. Nesil tasarımlar arasında yeralan hızlı reaktörlerde, kullanılması planlanan sıvı kurşun ve kurşun-bizmutdan sonra sıvı sodyum da soğutucu olarak tercih edilmektedir. Yüksek kaynama noktasında sıvı halde bulunması ve ısı transfer özelliğinin iyi olması avantaj sağlayacaktır [59].

Bu kısımda, sodyumun sıcaklığa bağlı olarak yoğunluk, yüzey gerilimi ve termal genişleme denklemleri verilip değişimi gözlenmektedir [55].

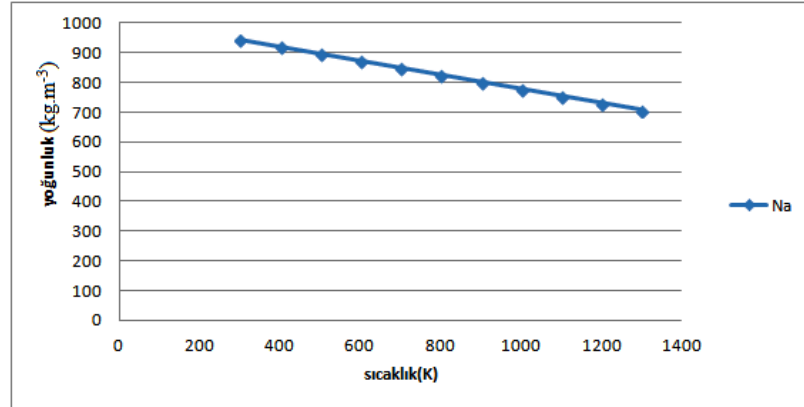
$$\rho_{Na} [kgm^{-3}] = 1014 - (0.235.T) \quad (3.8)$$

$$\sigma_{Na} [Nm^{-1}] = 0.231 - (0.966 \times 10^{-4}.T) \quad (3.9)$$

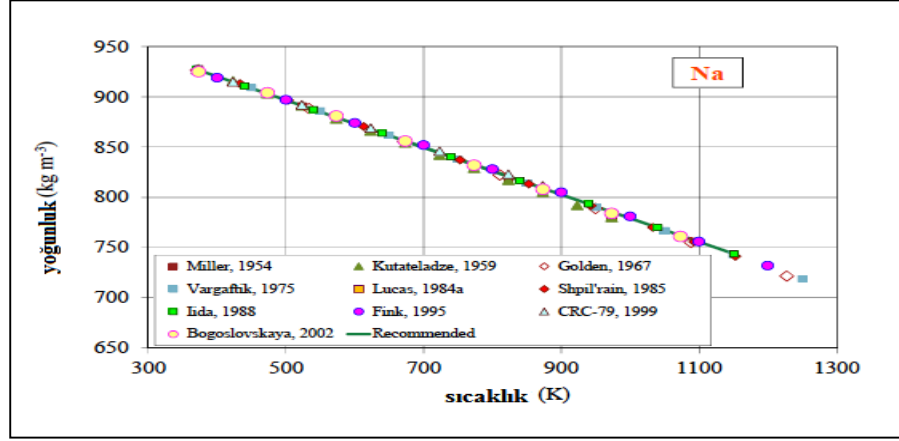
$$\alpha_{(Na)} [K^{-1}] = \frac{1}{4316-T} \quad (3.10)$$

Tablo 3.7. Sodyumun sıcaklığa bağlı olarak yoğunluk, yüzey gerginliği, termal genişleme

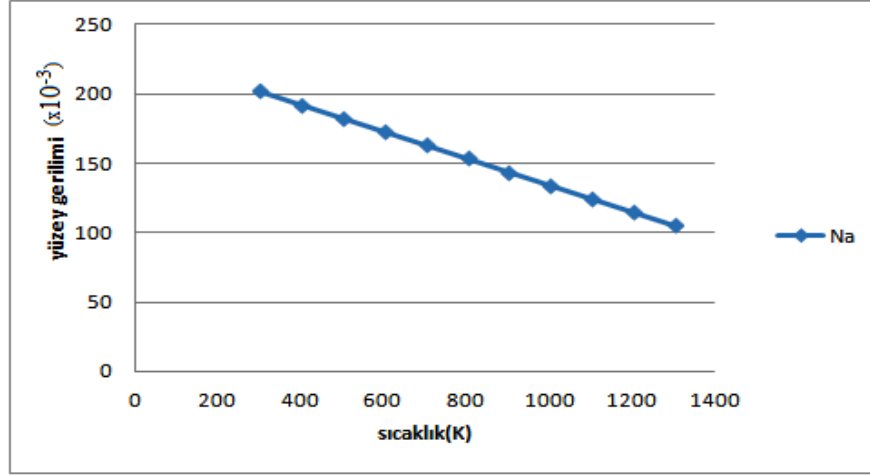
T(°K)	$\rho_{Na}$ (kgm <sup>-3</sup> )	$\sigma$ (Nm <sup>-1</sup> ) × 10 <sup>-3</sup>	$\alpha_{Na}$ (K <sup>-1</sup> )× 10 <sup>-6</sup>
300	943,5	202,02	249
400	920,0	192,36	255
500	896,5	182,70	262
600	873,0	173,04	269
700	849,5	163,38	277
800	826,0	153,72	284
900	802,5	144,06	293
1000	779,0	134,40	302
1100	755,5	124,74	311
1200	732,0	115,08	321
1300	708,5	105,42	332



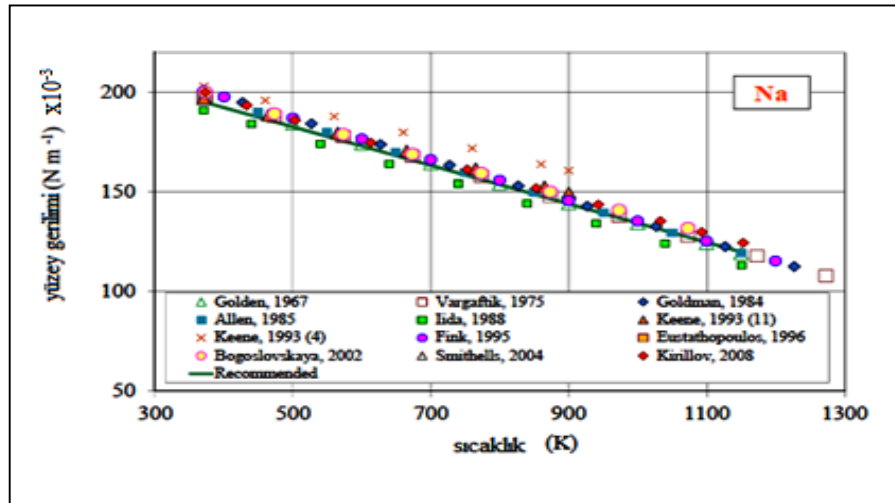
Şekil 3.14. Sodyumun sıcaklığa bağlı yoğunluk değişimi



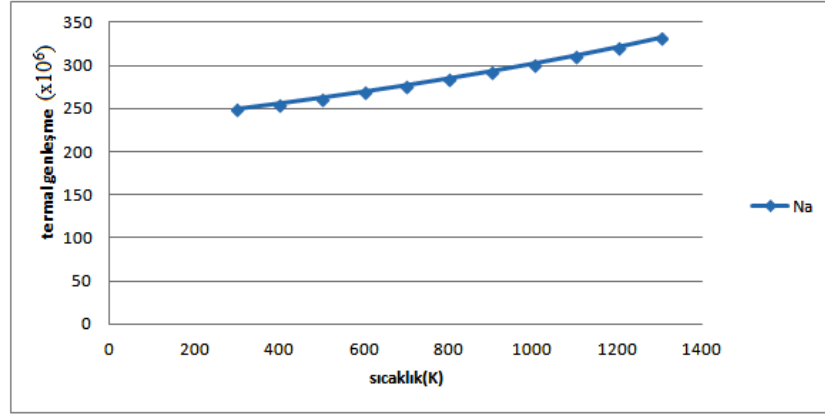
Şekil 3.15. Sodyumun sıcaklığa bağlı yoğunluk değişiminin deneysel sonuçları [55]



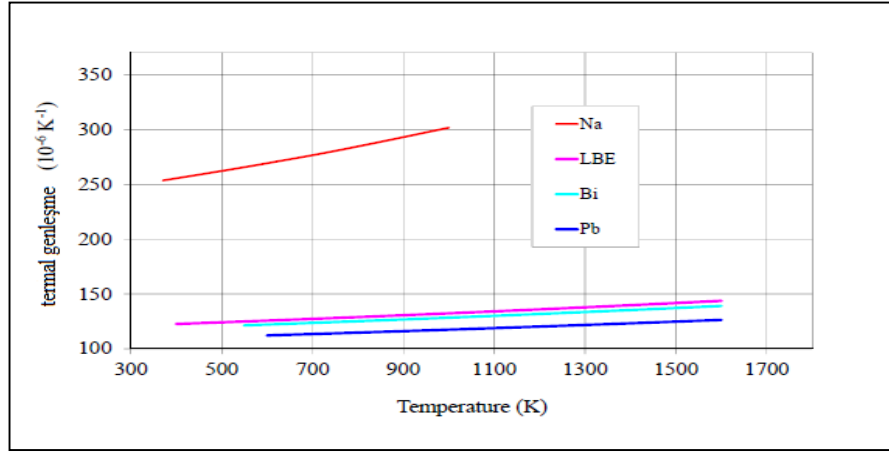
Şekil 3.16. Sodyumun yüzey gerilimi değişimi



Şekil 3.17. Sodyumun yüzey gerilimi değişiminin deneysel sonuçları [55]



Şekil 3.18. Sodyumun sıcaklığın fonksiyonu olarak termal genişmesi



Şekil 3.19. Sodyumun sıcaklığa bağlı termal genişmesinin deneysel sonucu [55]

Sodyum, kurşun ve kurşun-bizmut sıvı malzemeler gibi yoğunluğu lineer olarak azalma gösterirken, termal genişmesi ise lineer bir artış göstermektedir. Yüzey gerilimlerinde ise sodyum diğerlerine göre daha düşüktür, fakat Pb ve Pb-Bi'dan termal genişme açısından daha düşüktür. Bu durum deneysel verilerle desteklenmektedir [55].

### 3.3.2. SFR'lerde yakıt sistemi

Hızlı spektrumlu SFR'ler, açık döngü yakıt çevrimi ile termal spektrumlu reaktörlerden daha verimli olup, bunlarda mevcut fisil ve fertil malzemelerin kullanılması tasarlanmaktadır [52,58]. Hızlı nötronlarla, artan plütonyum tüketimini karşılamak için üretken reaktör modunda ya da yanma modunda çalıştırılabilen SFR'

ler tasarımı olarak, plütonyum içerisindeki fisil bir malzeme, fertil bir malzemeye ( $U^{238}$ ) daha verimli bir şekilde dönüştürülebilir. Bunun yanı sıra, çok uzun ömürlü aktinidlere de dönüştürülebilir [52].

Tablo 3.8. SFR kor özellikleri [59]

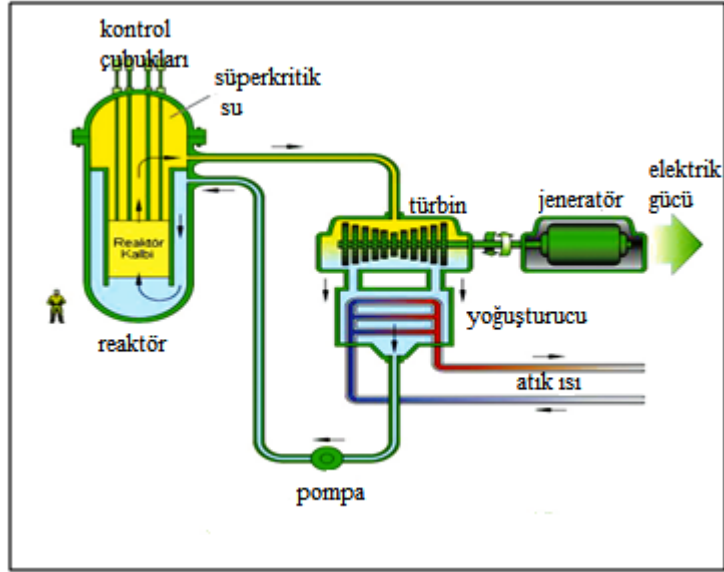
SFR Kor	Döngü tipi	Havuz Tipi	Prototip
<b>Parametreleri</b>			
<b>Kor Yarıçapı(m)</b>	5,1	5,2	1,75
<b>Kor Yüksekliği(m)</b>	1,0	0,94	1,0
<b>Yakıt tipi</b>	MOX(TRU karışımı)	(U-TRU-%10 Zr alaşım)	(U-TRU-%10 Zr alaşım)
<b>Plütonyum zenginliği %</b>	13,8	14,3	15,0
<b>Yanma Oranı (GWd/t)</b>	150	82	87

Kor geometrisi LFR tasarımıyla benzerlik göstermektedir. Bunun yanı sıra, SFR'ler için karışık karpit, karışık nitrür ve hatta UPuZr gibi metal yakıtlar değerlendirilse de genellikle, karışık plütonyum ve uranyum oksit yakıt (MOX -UPuO<sub>2</sub>) kullanılması tasarlanmaktadır. Bu yakıtlar, yüksek erime sıcaklığına ve yüksek termal iletkenliğe sahip olması bakımından avantajlıdır [61].

SFR, Ar-Ge program hedefleri, güvenliği mükemmel bir seviyede ön plana çıkarırken, nükleer yayılmanın geliştirilmesi ve çevre yükünün azaltılması, kaynakların etkin kullanımı, ekonomik rekabet gibi kalkınma hedeflerini amaçlamaktadır [60].

### 3.4. Süper Kritik Su Soğutmalı Reaktör (SCWR)

SCWR yalnızca su soğutmalı IV. Nesil reaktör tasarımıdır ve süper kritik fosil santral gelişiminde ve gelişmiş su soğutmalı reaktörde yılların deneyimine dayanır [62]. SCWR nin şematığı Şekil 3.20.'de gösterilerek bunun özellikleri ve temel çalışma parametreleri Tablo 3.9.'da verilmektedir.



Şekil 3.20. SCWR çalışma sisteminin gösterimi [ 62]

Tablo 3.9. SCWR tasarımın temel çalışma özellikleri [62]

Parametre	Referans Değerleri
Reaktörün güç yoğunluğu(MWe)	~ 1500
Basınç(MPa)	25
Giriş/Çıkış sıcaklığı(°C)	350/625
Reaktör verimi	50
Moderatör	Hafif su ya da ZrH2 (PV) ya da ağır su (PT)
Soğutucu malzemesi	Hafif su

Süper Kritik Su Soğutmalı Reaktör 374 °C maksimum kritik sıcaklıkta olup 25 MPa maksimum kritik basınçta çalışan yüksek basınçlı su soğutmalı reaktördür. Soğutucu döngü tasarımı, geleneksel hafif su kullanılan BWR'lere benzemektedir. Reaktör için planlanan güç değeri yaklaşık 1500 MWe olup, reaktörden beklenen ısıl verim yaklaşık % 50 yi bulmaktadır [63].

### 3.4.1. Yakıt ve güvenlik

SCWR'ler açık ya da kapalı yakıt çevrimi ile hızlı ya da termal reaktör özellikleriyle tasarlanabilir. Yakıt çevrimi olarak; zenginleştirilmiş  $UO_2$  ve MOX kullanımıyla açık yakıt döngüsü seçilmesi tasarlanmaktadır. SCWR lerin yakıt sistemi de LWR lerden esas alınarak yapılmıştır. SCWR'lerin kor bölgesinde yakıt zenginliği aksenel biçimde oluşturulur ve güç dağılımı da akseneldir. Kor bölgesinin giriş ve çıkış sıcaklığı 350-625 °C dir [65].

Tablo 3.10. SCWR kor özellikleri [63,64]

Parametre	Referans Değerleri
Kor güç yoğunluğu( $MW/m^3$ )	100
Kor yarıçapı(m)	2,67
Kor yüksekliği(m)	2,70
Fisil Plütonyum zenginliği%	20,8
Yakıt Tipi	$UO_2$ , MOX, toryum
Ortalama Yanma Oranı%	~68,3
Nötron spektrumu	Termal ya da hızlı

SCWR'lerin güvenlik sistemi geleneksel kaynar su reaktörlerine benzer pasif güvenlik özelliklerine sahiptir. BWR'lerde olduğu gibi kaza durumunda ısının taşınmasında, reaktör basınç kabındaki su miktarının kontrol edilmesi tasarlanır [66].

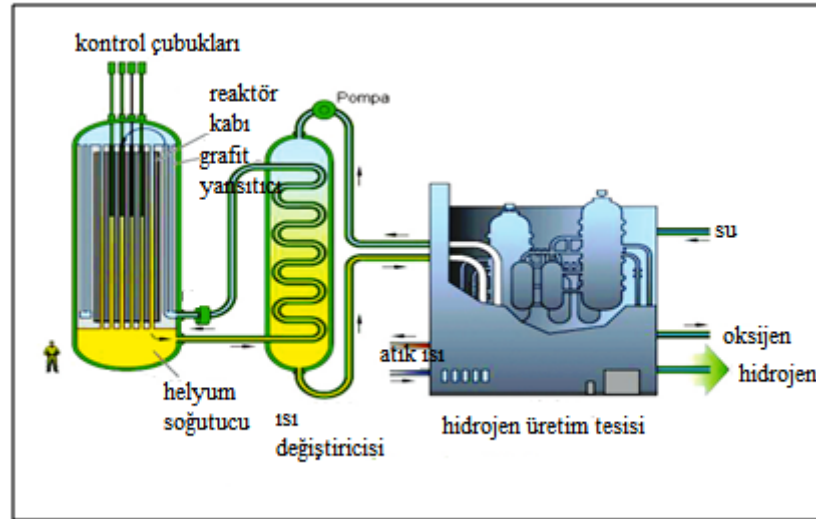
Bu reaktör tasarımı, tek fazlı soğutuculu olması, yüksek sıcaklık kullanımıyla santralin mümkün olduğu kadar basitleştirilmesi ve daha yüksek termodinamik verimiyle avantaj sağlamaktadır. Geleneksel ya da geliştirilmiş yakıt ve yakıt çevrimi kullanılarak, termal ve hızlı spektrumlu çeşitli tasarım seçenekleriyle yayılma direnci, fiziksel koruma, sürdürülebilirlik ve güvenlik gibi diğer alanlarda gelişmeleri gerçekleştirmek için bu tasarım fırsatlar sunmaktadır [62].



### 3.5. Çok Yüksek Sıcaklıklı Helyum-Soğutmalı Reaktörler (VHTR)

VHTR sistemi, IV. Nesil reaktörler arasında yer alıp, çok yüksek sıcaklıklı, enerji yoğunluklu, elektriksiz işlemlerin birçoğunda ısıyı tedarik etme yeteneği de dahil olmak üzere son derece verimli ve çok yönlü olarak tasarlanmıştır [67,68].

1960 ile 1980'lerde HTR'ler için ilk deneysel çalışmalara başlanarak, reaktör kor gücü, kor basıncı, soğutucu sıcaklığı ve farklı yakıt tasarım özelliklerin geliştirilmesi üzerine çalışmalar devam etmektedir [69]. Tablo 3.10.'da VHTR tasarımların özellikleri verilmektedir.



Şekil 3.21. VHTR çalışma sisteminin gösterimi [3]

Çok Yüksek Sıcaklıklı Reaktörler (VHTR), 7MPa basınç altında helyum dolaşımı ile soğutulan termal spektrumlu reaktörlerdir. Hem moderatör hem de yansıtıcı olarak grafit kullanılır.

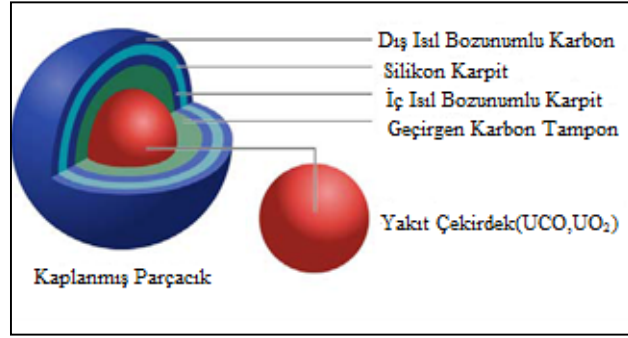
Tablo 3.11. VHTR çalışma parametreleri [70]

Parametre	Referans Değerleri
Güç Yoğunluğu(MWth)	2400
Elektriksel Güç Yoğunluğu(MWe)	1350
Kor İç/Dış Sıcaklığı(°C)	900/1000
Soğutucu	2 <sup>7</sup> LiF-BeF <sub>2</sub>
Reaktör Verimi%	50
Yakıt Çekirdeği	Uranyum Karbid/Oksid
Yakıt Şekli	Prizmatik
Yakıt Çubuk Sayısı	324

VHTR'ler için yaklaşık 900 °C'lik kor giriş sıcaklığı ve yaklaşık 1000 °C'lik kor dış sıcaklığı planlanmaktadır. Soğutucunun giriş ve çıkış sıcaklığı ise sırasıyla 850 °C, 1000 °C'dir. Reaktörün güç yoğunluğu 1300 MWe'dir. % 30 ila % 35 termodinamik verime sahip mevcut reaktörlerle kıyasladığımızda en az % 50 termodinamik verimle çalışması planlanmaktadır [70,71].

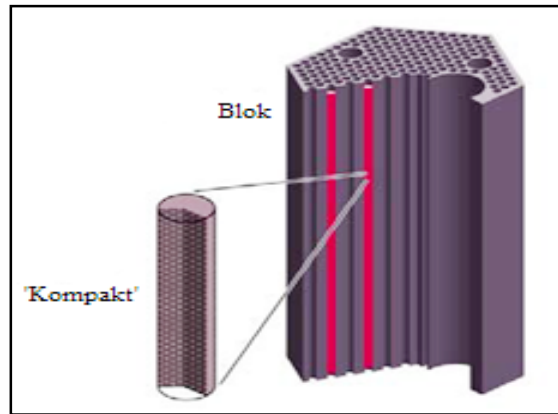
### 3.5.1. VHTR Kor sistemi

Bu reaktörler için TRISO olarak tanımlanan en ileri yakıt geliştirilmiştir. En az 1600 °C sıcaklığa kadar mekaniksel güç ve iyi sızdırmazlık veren TRISO parçacık, Şekil 3.21.'de uranyum, plütonyum veya toryum tabanlı karpitler, oksitlerin ve karpitlerin karışımı veya oksitler gibi birkaç kaplama tarafından çevrilen fisil malzemelerin çekirdek içi ile birlikte yarıçapı yaklaşık bir milimetre olan küresel parçacığın biçimi verilmektedir. Maksimum yakıt sıcaklığı 1600 °C altında tutulduğu sürece, normal çalışma esnasında ve normal dışı geçişlerde, fisyon ürün salınım oranı çok düşük tutulmaktadır [72].



Şekil 3.22. TRISO parçacık yakıt elemanı [58]

TRISO parçacık yakıt elemanlarına uygulanması için bir grafit matris içerisinde dağıtılır. Bunlar çakıl veya kompakt şeklindedir. Eski çakıl yataklı reaktörlerde kullanılır [73].



Şekil 3.23. TRISO kompakt yakıt elemanı [52]

Yakıt elemanının TRISO parçacıklarının yoğunluğu, yakıt tipine ve istenen güç yoğunluğuna bağlı olarak ayarlanabilir. VHTR'lerde, TRISO parçacıkların daha sonra yeniden işleme olmaksızın, zenginleştirilmiş uranyum yakıt kullanılır. Bunun yanı sıra, yakıt çekirdeği için birkaç yakıt tipi incelenmiştir ve her bir parçacıkta uranyum dioksit ( $UO_2$ ), plütonyum dioksit ( $PuO_2$ ) ya da uranyum oksikarbid (UCO) karışımı şeklinde fertil veya fisil yakıt malzemelerle bulunmaktadır [74,58].

Reaktöre, 1000 °C'den daha küçük kor çıkış sıcaklıklarında metalik malzemeler ve SiC - tabanlı TRISO yakıtlar yerleştirilebilir. 1000 °C'nin üzerinde çıkış sıcaklıklarında soğutma boruları, ısı değiştiricileri, yakıtlar, yakıt koru ve reaktör basınç kabı için daha dayanıklı malzemeler gerekmektedir. Ara ısı değiştiricileri gibi

diğer kora, soğutma sistem elemanlarına, sıcak gaz kanallarına ve yalıtım vana levhalarına seramik malzeme gerekmektedir. Kor yapılarındaki prizmatik grafit blokların kullanıldığı VHTR tasarımlarında karbon-karbon kompozitler kontrol çubuklarının dış çerper dizaynı için ön plana çıkar [75,76].

VHTR'ler genellikle aktif güvenlik özelliğine sahip değildırler ve güvenlik emniyeti için çalışma operatörü gerekmez [49].

### 3.6. Ergimiş Tuz Reaktörler (MSR)

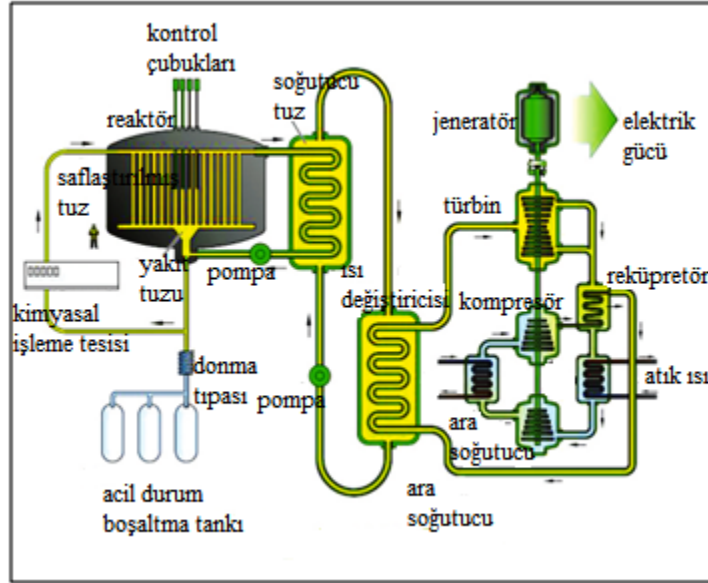
1950 ve 1960'larda reaktörde erimiş floride tuz kullanımı fikri ortaya konulmuştur. 1960 ve 1970'lerde ise ergimiş tuz reaktör tasarımı, geleneksel hızlı üretken reaktöre alternatif olarak geliştirilmiş ve bir prototipi işletilmiştir [77].

MSR'ler bir sıvı-yakıtlı kor içerisinde, reaktör kapatılmadan yakıt ikmalini sağlayan "yakıt tuz" olarak tanımlanan ergimiş tuz soğutucuda çözülmüş yakıt içerir. Flüörür tuz-soğutmalı yüksek sıcaklık reaktörlerde bir soğutucu olarak flüörür tuz çevrimleri kullanılır, ancak yakıt geleneksel yakıt çubukları içinde tutulur [78]. MSR tasarımları, yüksek güç yoğunluğunu, yüksek reaktör çıkış sıcaklıklarını ve düşük sistem basıncını kontrol etme özeliğine sahiptir. Bu reaktör, hem termal hem de hızlı nötron akısıyla çalışacak şekilde tasarlanabilir. Bu tasarımda yakıt kaplama gücü ve esneklik koşulu için yakıt performansı sınırlanmadığından çok yüksek yanma oranı elde edilebilir. Sıvı yakıtlı MSR'ler elektrik üretimi, aktinit yakma, hidrojen ve fisil yakıt üretiminde kullanılabilir [49, 52, 79].

Şekil 3.24.'de bir MSR sisteminin şeması gösterilmektedir ve MSR'lerin genel çalışma parametreleri Tablo 3.12.'de verilmektedir.

Tablo 3.12. MSR'lerin genel çalışma parametreleri [78]

Parametre	Referans Değerleri
Yakıt Tuz Birleşimi	LiF(77.5%)–ThF <sub>4</sub> (20%)– <sup>233</sup> UF <sub>4</sub> (2.5%)
Çalışma Sıcaklığı(°C)	700-850
Güç Yoğunluğu(MWth/MWe)	3000/1500



Şekil 3.24. MSR çalışma sisteminin gösterimi [52]

Ergimiş tuz soğutucu, genel olarak yakıt sıcaklığından daha yüksek bir kaynama noktasında ( $1400\text{ }^{\circ}\text{C}$ ) lityum, berilyum flüorür tuzlarının bir karışımıdır. Son zamanlarda sodyum flüorür tuz reaktörü de değerlendirilenler arasındadır. Ergimiş tuz soğutucu bir moderatör vasıtasıyla dolaştırılırken bunun içerisinde çözülmüş  $\text{Th}^{232}$  veya  $\text{U}^{233}$  yakıtı zenginleştirilebilir [80]. Standart MSR tasarımı,  $3000\text{ MWth}$  termal veya  $1500\text{ MWe}$  elektrik gücüyle çalışmakta, reaktörün soğutucu giriş sıcaklığı  $650\text{ }^{\circ}\text{C}$  ve çıkış sıcaklığı  $750\text{ }^{\circ}\text{C}$  dir. Kor sıcaklık farkı  $100\text{ }^{\circ}\text{C}$  olup, yakıt içerisinde tuz birleşimi  $\%77,5\text{ LiF} - \%22,5\text{ (U/Th/Pu)F}_4$  oranındadır [81].

MSR korunda, yakıt tuzu (yaklaşık  $700\text{ }^{\circ}\text{C}$ ) içerisinde fisyon gerçekleşerek açığa çıkan enerji ısıya dönüşür, burada akmakta olan ergimiş tuz, soğutucunun sekonder devresinde dolanarak ısı değiştiriciler vasıtası ile transfer edilerek primer devrede dolanmaya devam eder [80]. Yakıt olarak, yakıt tuzundan atık ürünler çıkartılır ve yeni yakıt eklenir. Bu düzenleme aynı zamanda bir yakıt çevriminde fertil toryum kullanarak fisil  $^{233}\text{U}$  üretimini sağlar. Sekonder ısı transfer devresi ısıyı elektrığe dönüştüren yüksek sıcaklıklı Brayton çevrimiyle ısıyı aktarır. Brayton çevrimi (buhar-taban çevrimiyle veya çevrimi olmaksızın) hem nitrojen hem de helyum çalışma gazı kullanabilir [82].

### 3.6.1. MSR tasarımının temel güvenlik özellikleri

Güç üretimi boyunca, sıvı yakıtlı MSR lerin temel güvenlik özellikleri, soğutucu/yakıt genişlemesi ve negatif reaktivite değişiklikleriyle ilgilidir [49,80]. Reaktör aşırı ısındığında, tuz kapağı erir. Nükleer zincir reaksiyonunu durdurmada ve yakıtı dağıtmada, erimiş yakıt tuz karışımı acil durum tankının içerisine boşaltılır, böylece tesis kapatılarak güvenli bir şekilde karışımın soğutulmasına izin verilir. Karışım tank içinde pasif soğutma ile soğutuldukça katılaşır. Zorunlu akış kesintisi oluştuğunda, doğal dolaşım konvektif dolaşımının yerini alır [49].

Diğer güvenlik özellikleri ise şunlardır [80]:

1. Birincil ve ikincil sistemler 0,5 MPa'dan daha düşük basınca sahiptir ve yüksek basınç nedeniyle sistem tahribatı veya tuz kaçağı gibi kaza tehlikesi yoktur.
2. Yakıt ve soğutma tuzları kimyasal olarak etkisiz durumdadır ve hava veya suyla etkileşip herhangi bir ateşleme ya da patlama gerçekleşmesi mümkün değildir.
3. Kaynama ve çalışma sıcaklığı fazla yüksek olduğunda basıncın yükselmemesi gerekir.
4. Yakıt tuzu, grafit moderatörüyle birlikte bulunması halinde kritik duruma geçebilecek ve böylelikle de sızdırılmış yakıt tuzunun herhangi bir kritik kazaya neden olması beklenemez.

Bu reaktör sistemlerinin çoğunda bir operatör eylemi olmaksızın, tam güç kaybı durumunda, güvenli kapatma için tasarlanmıştır, böylece reaktör güvenli bir hale gelecektir. Ayrıca pasif güvenlik özelliklerinden ve negatif reaktivite katsayılarından da faydalanmaktadırlar [49].

## **BÖLÜM 4. HIZLANDIRICI KAYNAKLI YENİ NESİL REAKTÖRLERİN ÇALIŞMA PRENSİPLERİNİN İNCELENMESİ**

### **4.1. Giriş**

Nobel Ödüllü Carlo Rubbia ve arkadaşları 1990'larda CERN'de, hızlandırıcıdan gelen protonları kritik altı reaktördeki hedefe gönderip nötron üreterek, bu üretilen nötronlarla hızlandırıcının harcadığı enerjiden daha yüksek enerji üreten Hızlandırıcı Kaynaklı Sistem (Accelerator Driven System-ADS) teknolojisini önerdiler [83].

Hızlandırıcı Kaynaklı Sistem Reaktörü önceden önerilmiş olmasına karşın GIF IV'ün (IV. Nesil Uluslararası Form) yeni tasarımlar için girişimde bulunmasıyla yeniden gündeme gelmiştir. GIF IV çalışmalarında, artan enerji ihtiyacını karşılanması için geleneksel nükleer reaktörlere alternatif olarak geliştirilen yeni tasarımlar önermiştir. Son yıllarda önemli ölçüde ilerlemeler kaydeden ADS'nin geliştirilmesi üzerine yeni araştırma çalışmaları yapılmaktadır.

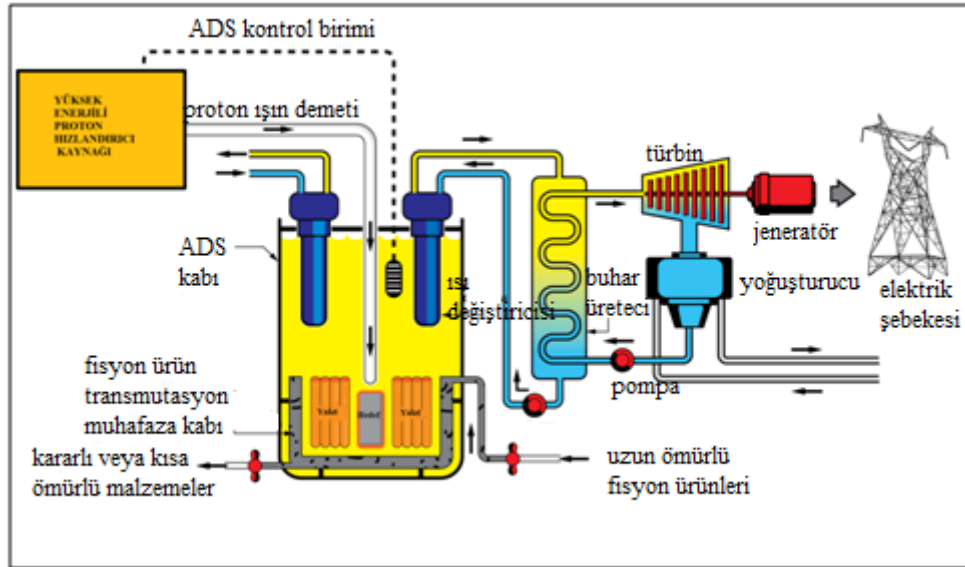
ADS reaktör teknolojisi yapısal olarak proton hızlandırıcıdan, nötron spallasyon hedefinden, fisil veya fertil örtüden oluşacak ve kritikaltı durumunda çalışacak yeni nesil nükleer reaktörleri oluşturmaktadır. Bu reaktör sisteminde proton hızlandırıcıdan elde edilecek yüksek akımlı ve yüksek enerjili proton demeti, bir nötron kaynağı olarak kullanılacaktır. İstenilen parametrelere sahip proton demetinin bir hedefe çarptırılması sonucu üretilen nötronlar, reaktördeki nükleer yakıtla etkileşip fisyon sürecini başlatacaktır [84].

Dışarıdan bir kaynak ile hızlandırılan fisil kor tasarımı, kritiklik bakımından güvenli bir reaktör sistemidir. ADS reaktörünün gelişimiyle, GeV (milyar elektron volt) enerjili proton hızlandırıcıya, hedef seçimine ve reaktör tasarımına ihtiyaç

duyulmaktadır. Bunlar arasında proton hızlandırıcı önemli rol oynar. Bu tasarlanan reaktör sistemiyle geleneksel reaktörlerde kullanılan yakıtların yakılması, dönüştürülmesi, fertil uranyumun fisil uranyuma dönüştürülmesi ve enerji üretimi hedeflenir [85].

#### 4.2. ADS'lerin Yapısal Elemanları

ADS Reaktörlerin yapısal elemanları aşağıda Şekil 4.1.'de gösterilmekte olup hızlandırıcı, spallasyon hedefi, kritik altı kor ile ısının oluşturulduğu ve transfer edildiği bölgeden oluşmaktadır [86].



Şekil 4.1. Hızlandırıcı kaynaklı kritikaltı çalışan reaktör [87]

Yakıt malzeme olarak fertil  $U^{238}$  ve  $Th^{232}$  kullanılmaktadır. Bu malzemeler kritik bölgede nötron soğurarak sırası ile fisil malzemeler olan  $Pu^{239}$  ve  $U^{233}$ 'e dönüşürler. Bu dönüşüm esnasında açığa çıkan enerji buhar türbinine ve akabinde de alternatöre gönderilerek elektrik enerjisi üretilir ve dağıtım sistemine gönderilir [86].



#### 4.2.1. Hızlandırıcının seçimi

Parçacık hızlandırıcıları, elektrik alanın kullanımıyla yüklü parçacıkları ileri iter ve yüksek hızlara ulaştırarak onları demetlerde tutar. Günümüz hızlandırıcı sistemleri yüklü parçacıkları düşük enerji seviyesinden yaklaşık 10 TeV'lik bir yüksek enerjiye kadar hızlandırır ve enerjisini artırır. Parçacıkların hızlandırılmasında elektrik alan kullanılırken, parçacıkların döndürülmesinde ve odaklanmasında manyetik alan kullanılır [88].

Hızlandırıcılar, elektron, proton vb. hızlandırdıkları parçacıkların ve lineer veya dairesel hızlandırıcıların tipine göre sınıflandırılır. ADS reaktör tasarımında proton veya elektron hızlandırıcıları kullanılabilir. Ancak nötron üretimi bakımından daha verimli olan proton hızlandırıcı seçilmektedir. Bu hızlandırıcıdan (p,n) parçalanma reaksiyonu gerçekleşmesiyle nötron üretilir. Spallasyon reaksiyonunda hedef çekirdekten protonun soğurulmasıyla bir ya da birden fazla nötron açığa çıkar [86].

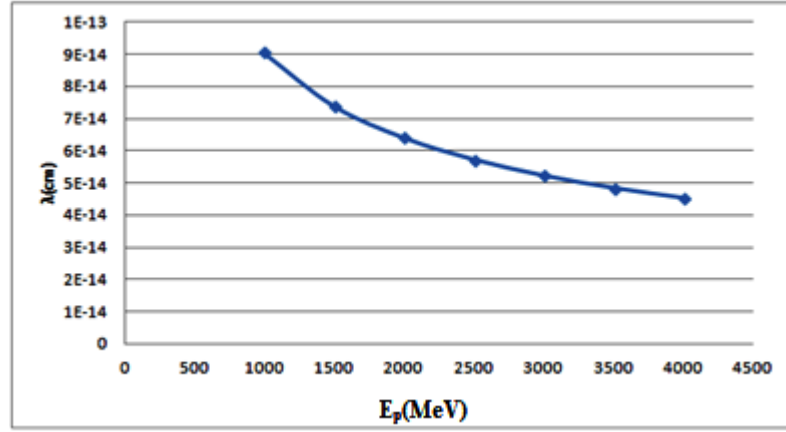
Harici kaynaktan gelen proton demet enerjisinin dalga boyunun bir fonksiyonudur ve aşağıdaki denklem ile gösterilir.

$$\lambda = h / \sqrt{2 \times m_p \times E_p} = (h \times c) / \sqrt{2 \times m_p \times c^2 \times E_p} (\text{cm}) \quad (4.1)$$

olup,  $h.c=1240 \times 10^{-7} \text{ eV.cm}$ ,  $m_p = 938,2 \text{ MeV}/c^2$ ,  $E_p$  gelen protonun enerjisini göstermektedir [89,90]. Dalga boyunun gelen proton demet enerjisine göre değişimi Tablo 4.1. ve Şekil 4.2.' de verilmiştir.

Tablo 4.1. Dalga boyunun gelen proton demet enerjisine göre deęiřimi.

$E_p(\text{MeV})$	$\lambda(\times 10^{-15}\text{cm})$
1000	90,523
1500	73,912
2000	64,009
2500	57,252
3000	52,263
3500	48,387
4000	45,262



řekil 4.2. Dalga boyunun gelen proton demet enerjisine göre deęiřimi

Burada gelen proton ışınının enerjisi arttıkça dalga boyunun azalmasını gözlemlemekteyiz.

Hızlandırıcıdan çıkan  $v$  hızlı parçacık manyetik alanı (B) ve elektrik alanı (E) olan bir bölgeye girerse parçacıęa Lorentz kuvveti (F) etki eder.

$$\vec{F} = e(\vec{v} \times \vec{B} + \vec{E}) \dots \quad (4.2)$$

Hızlandırıcıdan çıkan parçacıęın aldığı mesafe arasında ( $l_1 \rightarrow l_2$ ) enerji deęiřimi görölmektedir.

$$\Delta E = \int_{l_1}^{l_2} \vec{F} d\vec{l} \quad (4.3)$$

$$\Delta E = \int_{l_1}^{l_2} e(\vec{v} \times \vec{B} + \vec{E})d\vec{l} \quad (4.4)$$

$$\Delta E = \int_{l_1}^{l_2} e(\vec{v} \times \vec{B})d\vec{l} + \int_{l_1}^{l_2} e(\vec{E})d\vec{l} \quad (4.5)$$

$$\vec{v} \times \vec{B} \perp d\vec{l} \quad (4.6)$$

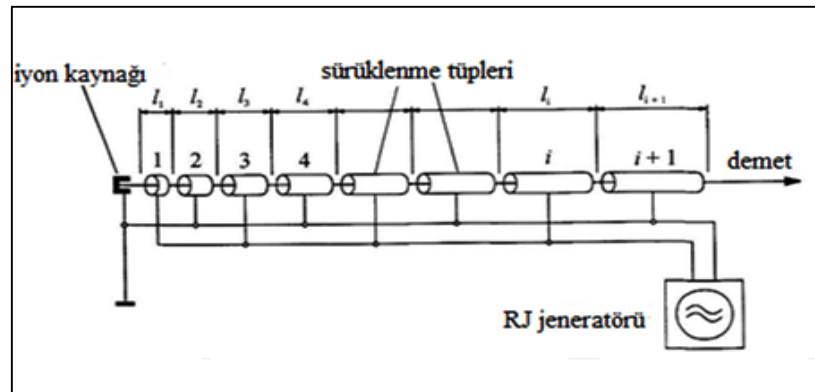
$$\vec{v} \times \vec{B} \cdot d\vec{l} = 0 \text{ ise} \quad (4.7)$$

$$\Delta E = \int_{l_1}^{l_2} e(\vec{E})d\vec{l} \quad (4.8)$$

Burada manyetik alanın parçacığın enerjisinin deęiřtirmedięini ve elektrik alanın hızlandırmada etkisi olduęu görölmektedir [89]. Bu prensipleri temel alan lineer ve dairesel olmak üzere iki tip hızlandırıcı mümkündür.

#### 4.2.1.1. Lineer hızlandırıcının çalışma prensibi

Bu tip hızlandırıcıda alternatif elektrik alanın etkisinde kalan sürüklenme tüpleri zıt polaritede komřu iki tüpü vardır. Bu metal tüplerin içerisinde elektrik alandan korunarak hareket eden parçacıklar deęiřmez hızla lineer bir řekilde sürüklenir. Hızlandırıcının girişinden çıkışına kadar olan tüplerin uzunluęu arttırarak burada hızlanan parçacıkların yön deęiřtiren elektrik alanı ile uyum saęlanması amaçlanır [89]. řekil 4.3.'de lineer hızlandırıcının řekli gösterilmiřtir.



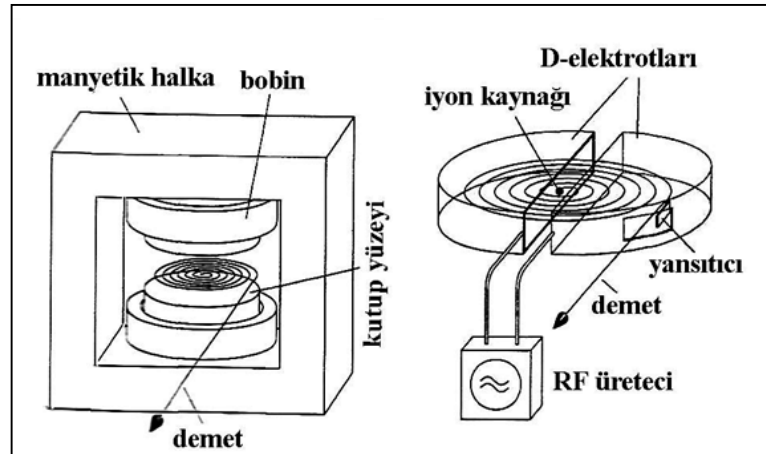
řekil 4.3. Lineer hızlandırıcı [89]

řekil 4.3.'de bir yarım periyotluk süreyle birinci sürüklenme tüpüne voltaj uygulanarak, iyon kaynaęından çıkan parçacıklar hızlandırılır. Birinci sürüklenme tüpüne  $v_1$  hızıyla giren parçacıklar tüp içerisinde sabit bir hızla ilerler.

Parçacık tüpten çıkmadan önce potansiyelin işareti değiştirilerek iki tüp arasındaki yön tersine çevrilir. Parçacık birinci sürüklenme tüpünden çıkıp ikinci sürüklenme gelmeden önce aradaki boşlukta bir hızlanma etkisine girer. Bu işlem her sürüklenme tüpünde yinelenir [89].

#### 4.2.1.2. Dairesel hızlandırıcının çalışma prensibi

Bu tip hızlandırıcılar, harekete dik manyetik bir alanla parçacıkların sarmal çizerek hareket etmesine neden olan yüklü parçacıklar yüksek frekanslı alternatif gerilim kullanarak hızlandırılır. Bu sarmal daireye çok yakın olduğundan parçacıklar hızlandırıcı gerilimin çoğu kez etkisinde kalır. Dairesel hızlandırıcıda yüklü parçacıkların değişen yönde itilmesi ve çekilmesi için yüksek frekanslı alternatif gerilimi D elektrotlarına uygulanır. Parçacıklar manyetik alanın merkezinin yakınından ortama sokularak yalnızca elektrotların arasında bulunan boşluktan geçerken hızlanırlar. D elektrotlarına dik olarak geçen parçacıklar artan enerjiyle birleşerek sarmal yörünge izlemektedir [90]. Şekil 4.4.'de dairese hızlandırıcı gösterilmiştir.



Şekil 4.4. Dairesel hızlandırıcı [89]

Şekilde gösterilen elektrotlar vakum odasında olup, vakum odası düz ve büyük bir mıknatısın iki kutbu arasındaki dar boşlukta yer alır. Dairesel hızlandırıcıda, D ler arasında bulunan boşluktan geçerken parçacıklar enerji kazandığından hızlanırlar ve ışık hızına yaklaşan değerlerinde kütle artışı etkilidir. Bu etkilerden herhangi biri



enerjili parçacıklarla parçalanma reaksiyonu yapabilen Pb, PbBi, W, Ta, Hg, U elementleri önerilir [87].

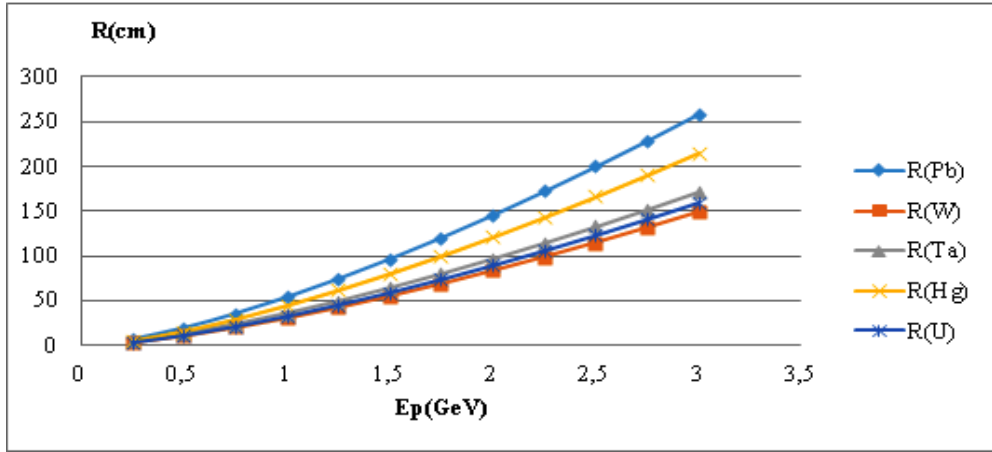
Proton demet menzili, harici kaynaktan gelen proton demet enerjisinin bir fonksiyonu olup aşağıdaki denklem ile gösterilir.

$$R(E_{proton}) = \left(\frac{1}{\rho}\right) \cdot 233 \cdot Z^{0.23} \cdot (E_{proton} - 0.032)^{1.4} \quad (4.9)$$

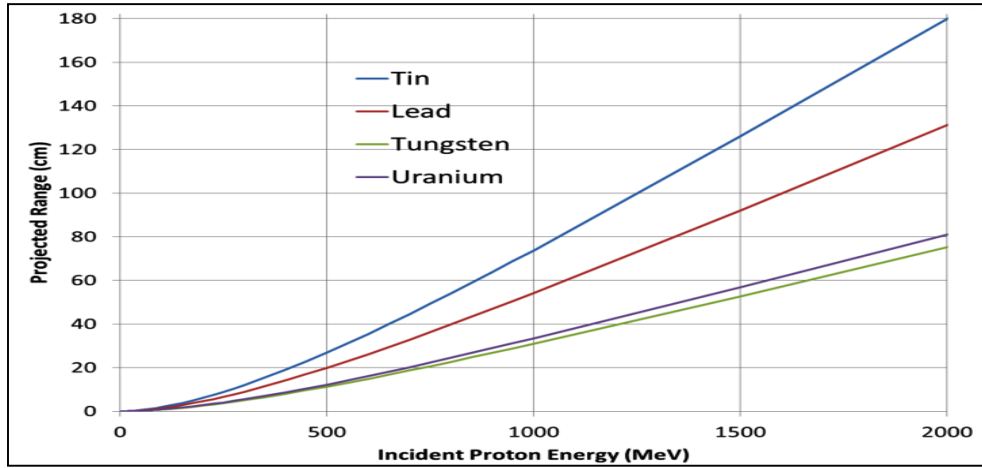
olup, burada  $\rho$  yoğunluk,  $E_p$  gelen protonun enerjisi,  $Z$  hedef malzemelerin proton numaralarını göstermektedir. Burada önerilen hedef malzemeleri için harici kaynaktan gelen proton enerjilerinin farklı değerlerine karşı proton menzilleri (cm) hesaplanıp Tablo 4.2.'de verilerek Şekil 4.6.'da değişimi gösterilmektedir [87].

Tablo 4.2. Gelen protonun enerjisine göre proton menzillerin değişimi

$E_p$ [GeV]	R(Pb)[cm]	R(W)[cm]	R(Ta)[cm]	R(Hg)[cm]	R(U)[cm]
0,25	6,705	3,851	4,450	5,576	4,123
0,5	19,538	11,222	12,967	16,249	12,016
0,75	35,572	20,431	23,609	29,584	21,877
1	54,046	31,042	35,870	44,948	33,239
1,25	74,549	42,818	49,478	62,000	45,848
1,5	96,818	55,608	64,257	80,520	59,544
1,75	120,662	69,303	80,083	100,350	74,208
2	145,939	83,822	96,859	121,373	89,754
2,25	172,538	99,099	114,512	143,494	106,112
2,5	200,364	115,081	132,981	166,636	123,226
2,75	229,344	131,726	152,214	190,738	141,048
3	259,410	148,995	172,169	215,743	159,539



Şekil 4.6. Pb, W, Ta, Hg ve U için spallasyon hedef malzemelerinde farklı gelen proton enerjilerinin fonksiyonu olan proton menzilleri



Şekil 4.7. Bazı hedef malzemelerin farklı gelen proton enerjilerine karşı gelen proton menzilleri [87]

Burada gelen proton ışını hedefe çarptırıldığında diğer nükleonlarla etkileşime girmesi için kısa mesafe yeterli olduğundan çok yüksek enerjili proton tercih edilebilir. Şekil 4.6.'da Pb, W, Hg ve U spallasyon hedef malzemelerine gelen proton enerjilerinin farklı değerlerine karşılık hesapladığımız proton menzilleri deneysel verilerle iyi bir uyum göstermektedir [87].

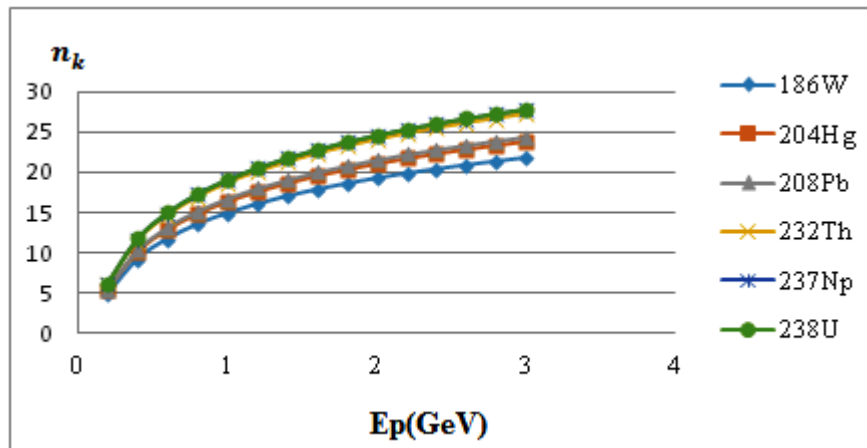
Nötron kazancı, farklı hedef malzemelerin bir fonksiyonu olup aşağıdaki yarı deneysel formül ile gösterilmektedir.

$$n_k(E_p[GeV], A) = (0,0803 + 0,0336 \cdot \ln(E_p)) \cdot A \quad (4.10)$$

olup [87], burada  $E_p$  dış kaynaktan gelen proton enerjisini, A hedef malzemenin kütle numarasını göstermektedir. Spallasyon hedef malzemesi olarak önerilen W, Hg, Pb, U elementlerine göre nötron kazancı değişim değerleri Tablo 4.3.'de verilmiş ve grafiği Şekil 4.8.'de çizilmiştir.

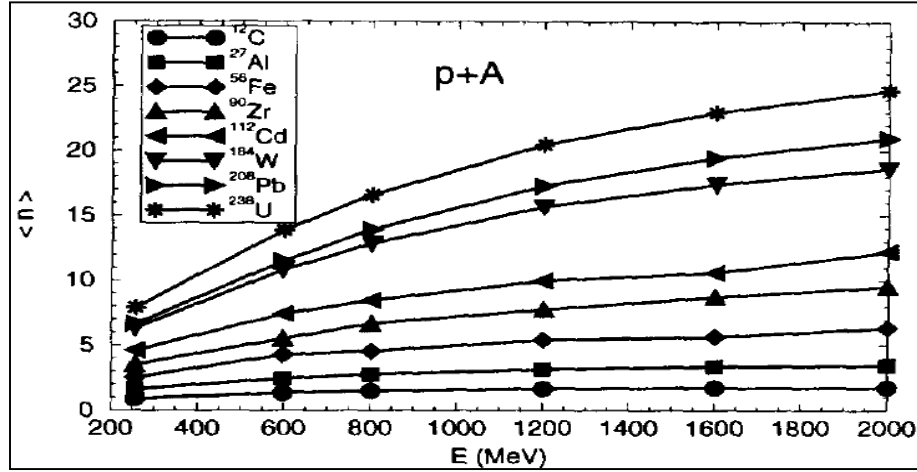
Tablo 4.3. Gelen proton enerjisine göre nötron kazancı

$E_p(\text{GeV})$	$^{186}\text{W}$	$^{204}\text{Hg}$	$^{208}\text{Pb}$	$^{238}\text{U}$
0,2	4,878	5,350	5,454	6,241
0,4	9,209	10,101	10,299	11,784
0,6	11,743	12,880	13,132	15,026
0,8	13,541	14,852	15,143	17,327
1	14,936	16,381	16,702	19,111
1,2	16,075	17,631	17,977	20,569
1,4	17,039	18,688	19,054	21,802
1,6	17,873	19,603	19,987	22,870
1,8	18,609	20,410	20,810	23,812
2	19,268	21,132	21,547	24,654
2,2	19,863	21,786	22,213	25,417
2,4	20,407	22,382	22,821	26,112
2,6	20,907	22,931	23,380	26,752
2,8	21,371	23,439	23,898	27,345
3	21,802	23,912	24,380	27,897



Şekil 4.8.  $E_p$ 'nin  $n_k$ 'ya göre değişimi





Şekil 4.9. Hedef malzemelerine göre  $E_p$  -  $n_k$  değişimi. INCL+Dresner Simulasyon sonucu [87]

Farklı enerjilerdeki protonların hedefe çarpması sonucu proton başına çıkan nötron sayısının değişimi Şekil 4.8.'de görülmekte olup Şekil 4.9.'da simulasyon sonucu çizilen grafikte mukayese edildiğinde 0.2-2 GeV lik enerji aralığında uyumlu olduğu ve gelen proton enerjisinin artırılması ile hedeften çıkan nötron kazancında da bir artış olduğu gözlenmektedir [87].

Nötron verimi kullanılan hedef malzemeye göre değişir. Hedef; kritikaltı korun merkezinde olacak, nötron üretimi yüksek olan element seçilecek, yüksek enerjili proton demetine karşı dayanıklı olacak, hedefte radyasyon zararı miktarı çok küçük olacak ve kaynama noktası yüksek olacak şekilde seçilmelidir. Parçalanma reaksiyonları ile serbest kalan ısıyı iyi iletmelidir. Şöyle ki, ADS için yapılan çalışmalarda katı ve sıvı hedef olmak üzere iki çeşit hedef önerilir. Katı hedef olarak kullanılan elementler, disk ya da çubuk şeklindedir. Katı hedefte radyasyon zararının fazlalığı, ısı üretme özelliğinin azlığı ve hızlandırıcı durduktan sonra hedefin geç soğuması gibi bazı sorunlar görülmektedir. Tüm bu olumsuz durumlar sıvı hedef için problem olmadığından sıvı hedef kullanımı daha avantajlı hale gelir [86].

#### 4.2.3. Kritikaltı kor bölgesi

Hızlandırıcı kaynaklı sistemde çoğaltma faktörü  $k_{eff} < 1$  olması ve hedefe gönderilen akım sonlandığında reaktörde meydana gelen reaksiyonların da durması bu sistemin son derece güvenli bir şekilde çalıştığını göstermektedir. Eğer  $k_{eff} = 1$  ise sistem

kritiktir ve  $k_{eff} > 1$  ise sistem kritik üstü çalışır. Geleneksel reaktör sistemlerinde zincirleme reaksiyonların devamı için çoğaltma faktörü  $k_{eff} \geq 1$  olması gerekmektedir.

k: fisyon kaynaklı çoğaltma katsayısı

L: toplam nötron kaybı

n: fisil izotop içinde soğurulan bir nötron ile oluşan fisyon nötronları sayısı olmak üzere;

$$k = n \cdot (1 - L) / 2 \quad (4.11)$$

çoğaltma katsayısı hesaplanmaktadır [86].

Hızlandırıcının proton akımı sonlandığında parçalanma reaksiyonları durduğundan gecikmiş nötron üretimi de, reaktör korunu kritik üstü yapmaya yetecek bir nötron çoğaltma katsayısına ulaşamaz. Güvenlik sınırları göz önüne alındığında bu sınır sayısal olarak  $k_{eff} = 0,98$  civarındadır.

Reaktörün net enerji kazancı, nötron çoğaltma katsayısının bir fonksiyonudur ve aşağıdaki denklem ile gösterilir.

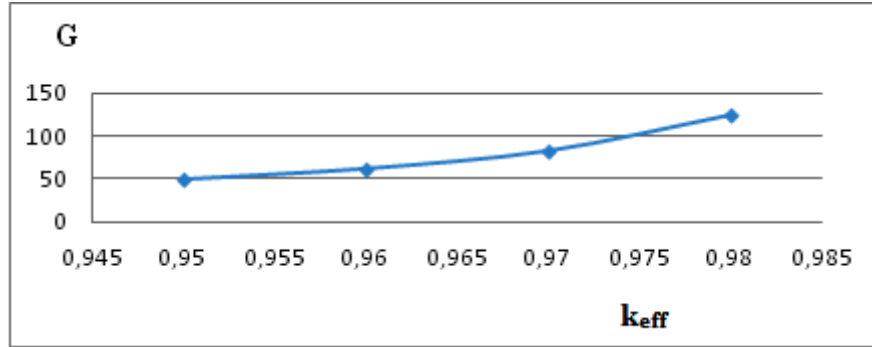
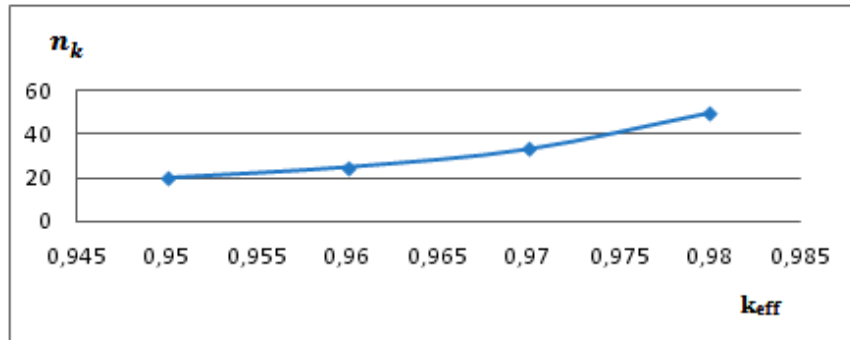
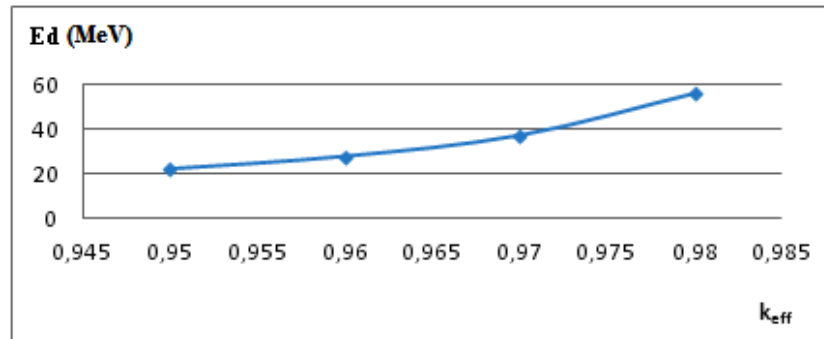
Enerji kazancı G:

$$G = \frac{G_0}{1 - k_{eff}} \quad (4.12)$$

olup, burada G reaktörün enerji kazancını,  $G_0$  proton hızlandırıcısından hedefe aktarılan enerjiyi ve  $k_{eff}$  de çoğaltma katsayısını gösterir.  $k_{eff} = 0,95$  ve  $G_0 \approx 2,5$  alınarak tam güce karşı gelen kazanç  $G = 50$  olarak hesaplanmıştır [86]. Burada proton kinetik enerjisi için elektrik enerjisine dönüştürülmesinde % 45 verim varsayarak ( $\eta_{th \rightarrow el} \sim \% 45$ ) depolanan enerjiyi hesaplayabiliriz [91]. Buna ilave olarak  $G_0 = 2,5$  alındığında  $k_{eff}$  in kritik altı dört değerine karşı hesaplanan G reaktör enerji kazançları, nötron kazançları ve depolanan enerjileri Tablo 4.3.'de verilerek Şekil 4.10. , 4.11. ve 4.12.' de değişimleri gösterilmiştir [86].

Tablo 4.4.  $k_{eff}$  değerlerine göre enerji ve nötron kazancı değişimi

$G_0$	$k_{eff}$	G	Nötron kazancı	Depolanan Enerji(MeV/n)
2,5	0,95	50	20	22,5
2,5	0,96	62,5	25	28,13
2,5	0,97	83,3	33,3	37,49
2,5	0,98	125	50	56,25

Şekil 4.10. G'nin  $k_{eff}$  göre değişimiŞekil 4.11. Nötron kazancının  $k_{eff}$  e göre değişimiŞekil 4.12. Depolanan enerjinin  $k_{eff}$  e göre değişimi

Sistemin net elektrik üretimi  $k_{eff}$  değerinin düşmesiyle olumsuz yönde etkilenir. Yapılan analizlerde, çoğaltma katsayısının 0,96 civarındaki değerlerin altına düşmesi durumunda, ADS nin işletilmesinin ekonomik olmayacağını göstermektedir.

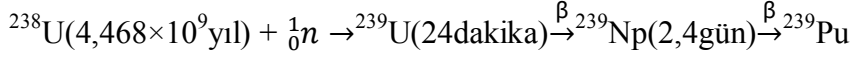
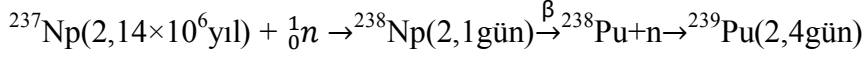
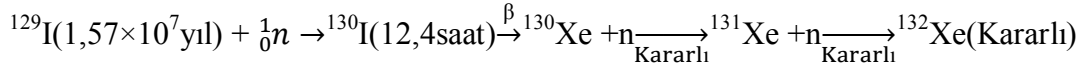
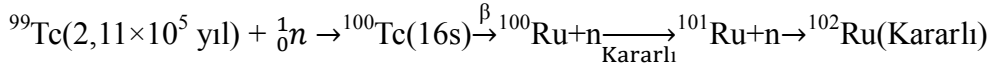
Sistemde bulunan kritik altı kor; soğutucu ve yakıt elemanlarından oluşur. Soğutucular reaktör korunun erimesini engelleyen ve ısı akışını sağlayan malzemelerdir. Soğutucu malzemelerin ısı sığası ve kaynama noktası yüksek olacak, nötron yavaşlatma ve soğurma tesir kesiti etkisi düşük olacak şekilde seçilmelidir. Fisyon sonucu oluşan ısının transferinin iyi olması da sistem için avantaj sağlamaktadır. Soğutucu olarak kullanılan malzemeler; Na, He, PbBi, Hg, W, Pb dir [86].

#### 4.3. ADS Reaktörlerde Nükleer Atık Dönüşümünün Değerlendirilmesi

Yeni nesil reaktörlerin devam eden gelişimi üzerine, yüksek seviyede radyoaktif atıkların yönetimi ile birlikte güvenilir ve ekonomik yakıt çevrimi de zorunlu hale gelmektedir. Atığı en aza indirme ve termal yükü azaltma takip edilirse, Np, Am, Cm gibi minör aktinitler uygun şekilde yönetilmesi gerekmektedir [92].

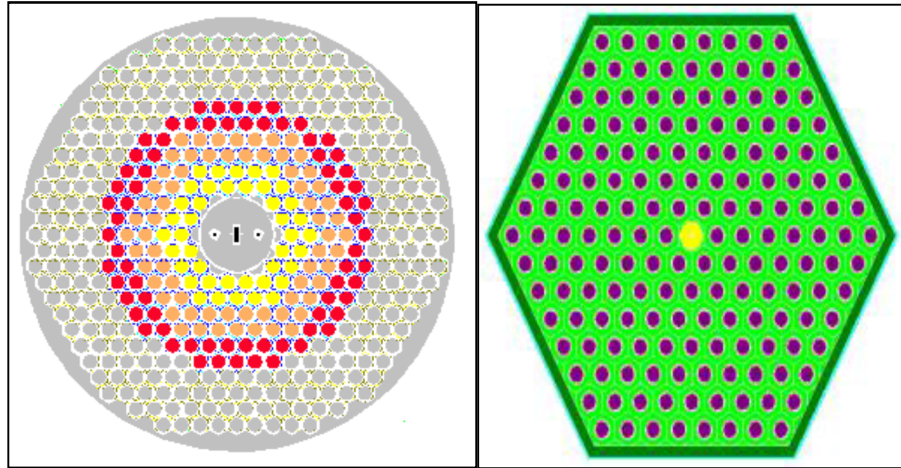
Nükleer reaktörlerde enerji üretmek üzere kullanılan yakıtlar radyoaktif bozunumla ısı ürettiği gibi yüksek derecede radyoaktif atıklar da oluşmaktadır. Yarı-ömürleri saniyelerden milyarlarca yıla kadar değişen kullanılmış yakıtlar, fisyon ürünleri ve minör aktinitleri içermektedir. Reaktörden çıkarılan kullanılmış yakıtı transmutasyon ve insinerasyon gibi nükleer reaksiyonlarla yeniden kullanılabilir hale getirilebilir. Transmutasyon yöntemiyle radyoaktif bir çekirdek nötron yakalayarak kısa ömürlü kararlı izotoplara dönüşür. Fisyon ürünleri için bu metot mümkündür. İnsinerasyon yöntemi ise, nötron yakalanıp ardından nükleer fisyon reaksiyonunun gerçekleşmesidir. Burada bir veya birden fazla radyoaktif yakalamadan sonra fisyon reaksiyonu gerçekleşir. Transuranik elementler için bu metot mümkün olup enerji ve nötron üretimiyle de ilgilidir [87,91].

Kullanılmış yakıtlarda bulunan  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  gibi uzun yarı ömürlü elementlerin temel dönüşümleri şu reaksiyonlarla olmaktadır [86].



Aktinidlerin geri dönüşümü, nükleer atık yönetiminin geliştirilmesi ve kapalı yakıt döngüsü ile birlikte etkili bir tasarım haline gelmektedir. Tasarım, uzun ömürlü aktinidlerin dönüştürülerek ya da fisyon gerçekleştirilerek kısa ömürlü fisyon ürünlerini elde etmeyi amaçlamaktadır. Yakıtın geri dönüşümü atığı azaltığından, yakıt çevrimi tasarımının en umut verici çalışması bu yöntemle hızlı reaktörlerde kullanılır. TRU yüksek aktiviteli aktinidlerin izotoplarının transmutasyon edilmesinin nedeni, harcanmış yakıtın işlenmesiyle mümkün olduğunca atık yakıtları en aza indirmek ve hızlı reaktörlerde yakıt kaynağı olarak kullanmaktır [92].

ADS reaktör kor bölgesinin geometrik tasarımı Şekil 4.13.'de verilmekte olup hegzagonal yapıya sahiptir.



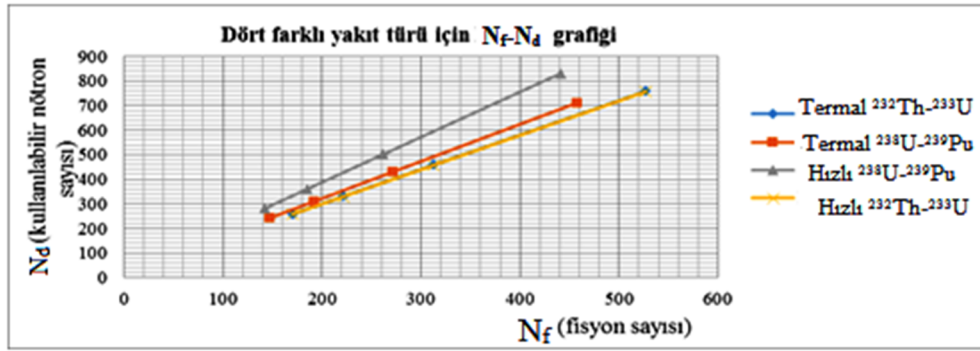
Şekil 4.13. ADS reaktör kor tasarımı

Farklı zenginliklerde yakıtlar kullanılarak, fertil malzemenin fisil malzemeye dönüşmesi sağlanır, yakıtta bulunan diğer minör aktinidlerin transuranik elementlerin

transmutasyon yöntemi ile atık yakıt oluşturulması önlenir. ADS reaktörleriyle daha verimli ve güvenli enerji elde edilmesi amaçlanmaktadır.

ADS de, hızlandırıcıdan gelen ışın demetine bağlı olarak proton başına hedef malzemesinden birçok nötron üretilir. Hızlandırıcıya bağlı fisyon reaktöründe oluşan toplam nötron sayısını  $N_D = N_0 + N_F (\square - 1 - \alpha)$  denklemi kullanılarak bulunur [93].

Burada,  $N_D$  mevcut nötron sayısı,  $N_F$  fisyon sayısı,  $N_0 \sim 20$  spallasyon nötron sayısı,  $\square$  her bir fisyonunda açığa çıkan nötron sayısı,  $\alpha$  fisyon başına nötron yakalama ve  $(\square - 1 - \alpha)$  fisyon başına kullanılabilir nötron sayısını göstermektedir. Farklı yakıt türleri için oluşan nötron sayıları Şekil 4.14.'deki grafikte gösterilmiştir [94].



Şekil 4.14. Hızlandırıcıya bağlı reaktör sisteminde oluşan fisyon sayısına karşı mevcut nötron sayısı

Grafikte görüldüğü gibi aynı fisyon sayısında oluşan nötron sayısı en fazla hızlı  $^{238}\text{U}-^{239}\text{Pu}$  sistemindedir. Termal  $^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}$  ve hızlı  $^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}$  sistemde oluşan nötron sayısının birbirine yakın olduğu görülür. Hızlı  $^{238}\text{U}-^{239}\text{Pu}$  sisteminden sonra, nötron sayısı en fazla Termal  $^{238}\text{U}-^{239}\text{Pu}$  sistemidir [94].

(Hızlı  $^{238}\text{U}-^{239}\text{Pu}$  sistem;  $\square = 2,98$ ,  $\alpha = 0,14$ , Termal  $^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}$ ;  $\square = 2,492$ ,  $\alpha = 0,09$ , hızlı  $^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}$ ;  $\square = 2,492$ ,  $\alpha = 0,093$ , termal  $^{238}\text{U}-^{239}\text{Pu}$ ;  $\square = 2,871$ ,  $\alpha = 0,36$ ).

## **BÖLÜM 5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER**

Nükleer fisyon reaktörleri, teknolojik olarak olgunlaşan ve sürdürülebilir bir şekilde ilerleyen bir yapıya sahip olmasına karşın, yönetimde bulunanlar, değişik çevrelerden gelen olumsuz tepkilerin etkisiyle nükleer enerjiyi diğer enerjilerle aynı şekilde değerlendirememişlerdir.

1990'larda geliştirilen üçüncü nesil reaktör tasarımları üzerine çalışmalar devam etmekte ve önümüzdeki on yıllar içerisinde nükleer pazarda yerini alması beklenmektedir. Bu tasarımlarla I ve II. Nesil reaktörlerde bulunan eksiklikler giderilerek daha güvenilir ve verimli hale getirilip Çernobil sonrası dönemde gerçekleşen endişelerin ortadan kaldırılması planlanmaktadır.

Nükleer reaktörlerde enerji üretmek üzere kullanılan yakıtlar radyoaktif bozunumla ısı üretirken aynı zamanda yüksek derecede radyoaktif atıklar da oluşmaktadır. Reaktörden çıkan atığı bertaraf etme probleminin çözümlenmesinde daha güvenilir, daha ekonomik, daha çevreci IV. Nesil reaktörlerin kullanılması beklenmektedir.

Geleneksel reaktörlerde mevcut güvenlik sistemleri geliştirilerek, bunlardaki aktif kontrol sistemleri IV. Nesil reaktörlerde pasif güvenlik sistemlerine dönüştürülür. Ayrıca bu reaktörler yüksek erime sıcaklıklarına ve termal gerilime dayanıklı malzemeler kullanılarak yüksek işletme sıcaklıklarıyla çalıştırılabilecek şekilde tasarlanırlar.

Bu tasarımlarda elektrik üretimi, hidrojen üretimi, aktinit yönetimi amaçlanmakta olup, GIF IV (IV. Nesil Uluslararası Form)'ün yeni tasarımlar için girişimde bulunmasıyla ADS reaktörleri tekrar gündeme taşınmıştır. ADS reaktörünün gelişimiyle, proton hızlandırıcıya, hedef seçimine ve reaktör tasarımına ihtiyaç

duyulmaktadır. Bu tasarlanan reaktör sistemiyle geleneksel reaktörlerde kullanılan yakıtların yakılması, dönüştürülmesi, fertil uranyumun fisil uranyuma dönüştürülmesi ve enerji üretimi hedeflenmektedir.

Bu çalışmada geleneksel reaktörlerden yeni nesil reaktörlere geçiş aşamasında IV. Nesil Reaktörlerin enerjileri, gereklilikleri, tasarım stratejileri, kıstasları, sürdürülebilir ekonomikliği, güvenliği ve korunma hedefleri sunulmakta ve yeni nesil sistemlerde gaz soğutmalı hızlı reaktörler incelenerek, hızlandırıcı kaynaklı sistemlerle (ADS) çalışan reaktör tasarımlarının çalışma prensipleri, enerji ve yakıt üretimi ele alınmaktadır.

Geleneksel reaktörlerde nötron verimi zamana bağımlı  $k_{eff}$ 'in fonksiyonu olarak hesaplandığında kritiklik değerinin artışıyla nötron veriminin de arttığını, bu reaktörlerde nötron sayısını arttırmak için  $k_{eff}$  değerinin 1'den büyük değerlerinin seçilmesi gerekmekte, ancak bu durum kontrolsüz reaksiyonlara neden olabileceğinden mümkün değildir ve bu reaktörlerin güç değişimi zamanla eksponiyenel artış gösterir. Güç değişimi zincir reaksiyonların devam etmesi ile doğru orantılı olarak artmaktadır.

ADS sisteminde nötron oluşumu, hedef materyalinden spalasyon sonucunda nötron oluşmasıyla başlar ve fisyonlar sonucu nötron üretilmesi ile devam eder. ADS teknolojisinde, proton hızlandırıcı kapatıldığında proton demet akışının kesilmesi ile nötron üretimi sonlanacak ve nükleer reaksiyon çok kısa bir zamanda duracaktır. Bu özellik, ADS teknolojisi geleneksel nükleer reaktörlere göre daha güvenli bir sistem haline gelmektedir.

Hızlandırıcıdan gelen proton ışın demetinin enerjisine göre Pb, PbBi, W, Ta, Hg, Np, U ve Th gibi farklı hedef malzemelerin hem proton menzillerinin hem de nötron kazançlarının arttığı gözlemlenmiştir. Farklı hedef malzemeleri kullanarak proton başına üretilen nötron kazancı küçükten büyüğe doğru  $^{186}\text{W}$ ,  $^{204}\text{Hg}$ ,  $^{208}\text{Pb}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{237}\text{Np}$  ve  $^{238}\text{U}$  şeklinde sıralanabilir. Kullanılmış yakıtlarda bulunan  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  gibi uzun yarı ömürlü elementlerin kısa ömürlü izotoplara dönüştürülmesini sağlayan ADS yeni nesil reaktörlerin avantajlı olacağı sonucu ortaya koymaktadır.



ADS'de kullanılan yakıt türüne göre nötron verimi değişimi incelendi. Hızlı nötron-<sup>238</sup>U-<sup>239</sup>Pu yakıt sistemi, aynı fisyon sayısına sahip farklı yakıt türlerinden en fazla nötron üreten tür olduğu görüldü. ADS sisteminde güç miktarını arttırmak için ya  $k_{eff}$  değeri arttırılmalı ya da protondan gelen akım şiddeti arttırılmalıdır.

Sonuç olarak, gelişen teknoloji ve hızla artan nüfus oranıyla, enerji tüketimi sürekli artmakta ve enerji talebi de buna eşdeğer olarak her geçen gün artış göstermektedir. Kontrollü nükleer teknolojiye sahip olmakla, kendi enerjimizi üretecek, dışa bağımlılığı azaltacak ve dünya ülkeleri arasında gelişmişliğin bir kriteri yakalanmış olacaktır.

## KAYNAKLAR

- [1] World Nuclear Association; <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/turkey.aspx>; Eriřim Tarihi: 11.03.2017.
- [2] Nükleer Enerji Raporu 2013, TMMOB ELEKTRİK MÜHENDİSLERİ ODASI 43. Dönem Enerji Çalışma Grubu Nükleer Enerji Alt Çalışma Grubu 1.Baskı, Ankara-Kasım 2013.
- [3] ALTIN V, 4. Nesil Nükleer Santraller, Bilim ve Teknik, Yeni Ufuklara, sf 7-17, Ankara, Aralık,2007.
- [4] Kailas S., Development of Accelerator Driven sub-critical reactor system(ADS)-Indian Scenario, Indian Nuclear Society News, Vol.6, No.2, April-June,2009.
- [5] Özgener H.A., Nükleer Atık Sorunu Ve Uranyum Ötesi Elementlerin Dönüşümleri, X. Ulusal Nükleer Bilimler ve Teknolojileri Kongresi, 6-9 Ekim 2009, sy:42,43.
- [6] Eyster H., How Does Nuclear Energy Work?: A brief scientific introduction, pg:5-6, Harvard College Review of Environment & Society, Spring 2015.
- [7] <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/166-gunumuzde-nukleer-enerji-rapor/436-bolum-02-nukleer-enerjinin-temel-prensip.html>, Eriřim Tarihi: 11.12.2016.
- [8] Sacks B., Meyerson G., Nuclear Energy: The Only Solution To The Energy Problem And Global Warming, pg:14, March 2012.
- [9] <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/uranium-enrichment.aspx>, Eriřim Tarihi: 13.12.2016.
- [10] Marques J.G., Evolution of nuclear fission reactors: Third generation and beyond, Energy Conversion and Management 51 (2010) 1774–1780.

- [11] Technology Roadmap, Nuclear Energy, OECD/IEA and OECD/NEA, pg:8-12, 2015.
- [12] Goldberg S M., Rosner R., Nuclear Reactors: Generation to Generation, American Academy of Arts and Sciences, March 2011, ISBN:0-87724-090-6.
- [13] Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems, January 2014, Issued by the OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum.
- [14] Pongpuak J., Pressurized Water Reactors, Nuclear Energy Materials and Reactors, Vol I, No. of Pages: 244, ISBN: 978-1-84826-311-6 (eBook).
- [15] Nükleer Enerji Raporu 2011, Tmmob Fizik Mühendisleri Odası, Syf 19-22, Ankara, 2011.
- [16] Schulenberg Et Al., Core Design Concepts For High Performance Light Water Reactors, Pg:249-256 Nuclear Engineering And Technology, Vol.39 No.4 August 2007.
- [17] Kessler G, Çeviren: Süleyman Sırrı ÖZTEK, Nükleer Fisyon Reaktörleri, Elektrik Üretim Anonim Şirketi (EUAŞ): Translation from the English language edition:2003.
- [18] İskender S, Türkiye’de ve Dünya’da Enerji İle Nükleer Enerji Gerçeği, syf 61-70,77, Ankara, Ekim 2005.
- [19] Prince R., Radiation Protection at Light Water Reactors, pg:13-38, DOI: 10.1007/978-3-642-28388-8-2, Springer-Verlag Berlin Heidelberg 2012, ISBN:978-3-642-28387-1.
- [20] Ader C. E., Kadambi N. P., Building A Safety Case For Advanced Reactor Designs, pg:43-46, Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs, Paris, France, 18-20 February 2002.
- [21] Atakan Y., Elektrik Enerjisi Üretiminde Yenilenebilir Enerjiler ve Nükleer Enerjiyle ilgili gerçek durum nedir?, <http://www.fmo.org.tr/populer-bilim-yazilari/>, Erişim Tarihi: 03.03.2017.

- [22] Boiling Water Reactor Technology - International Status and UK Experience, A position paper from the UK National Nuclear Laboratory, [www.nnl.co.uk](http://www.nnl.co.uk), Eriřim Tarihi: 20.01.2017.
- [23] Barc Highlights R & D For Boiling Water Reactors, Reactor Technology & Engineering.
- [24] Ragheb, M., Boiling water reactors , Nuclear, Plasma and Radiation Science.
- [25] Advanced Boiling Water Reactor, The Only Generation III+ Reactor in Operation Today, Catalog No:83Z-Z1-0022 R0, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All Rights Reserved.
- [26] Boiling Water Reactor Simulator with Passive Safety Systems, International Atomic Energy Agency, 2009, The Originating Section Of This Publication In The IAEA.
- [27] Acır A., Candu Reaktörlerinde ThC Ve LWR Yakıt Atığı Karışımı Kullanımının İncelenmesi, Gazi Üniv., Müh.Mim.Fak. Der., Cilt 20, No 1, 43-51, 2005.
- [28] Parkinity J., Gheorghe M., Candu® 6 Nuclear Power Plant And Nuclear Energy Self-Sufficiency Based On Cernavoda Npp In Romaniaı, Journal of Power Technologies, syf 140–147, 2017.
- [29] Şahin M., Candu Reaktörlerinde ThO<sub>2</sub> ve <sup>233</sup>UO<sub>2</sub> Yakıt Karışımı Kullanımının İncelenmesi, Gazi Üniv., Müh.Mim.Fak. Der., Cilt 22, No 3, 349-358, 2007.
- [30] <http://www.nuceng.ca/candu/> , Eriřim Tarihi: 21.12.2016.
- [31] Rodgers D., Griffiths M., Bickel G., Buyers A., Coleman C., Nordin H., Lawrence S. St., Performance Of Pressure Tubes In Candu Reactors, Received 28 January 2015, Accepted 06 November 2015, Available Online 8 June 2016.

- [32] Zalog C., Baraitaru N., Fission Product Inventory In Candu Fuel, Pg.163-172, Pressurized Heavy Water Reactor Fuel: Integrity, Performance And Advanced Concepts Proceedings Of The Technical Meetings Held In Bucharest, 24–27 September 2012, And In Mumbai, 8–11 April 2013, International Atomic Energy Agency Vienna, 2014, (Iaea-Tecdoc-Cd Series, Issn 1684–2073; No. 1751) ISBN 978–92–0–158414–4.
- [33] Mishra S., Ray S. , Pradhan A. S., Rammohan H. P., Utilization Of Recycled Uranium In Indian Phwrs, Pressurized Heavy Water Reactor Fuel: Integrity, Performance And Advanced Concepts Proceedings Of The Technical Meetings Held In Bucharest, , International Atomic Energy Agency Vienna Pg:345-356, 24–27 September 2012, and In Mumbai, 8–11 April 2013.
- [34] Lambert T., Nghiem X. H., Review Of The Deployment Of and Research into Generation III & IV Nuclear Fission Reactors For Power Generation, University of Tecnology Sydney, Pam Review Energy Science and Technology 68412, Pg:90-108, 2 June 2014.
- [35] Review Of Fuel Failures In Water Cooled Reactors, Iaea Nuclear Energy Series No. Nf-T-2.1, International Atomic Energy Agency Vienna, ISBN 978–92–0–102610–1, 2010.
- [36] Saygın H, Nükleer Enerjiye Geçişte Türkiye Modeli Ek-1ı Su Soğutmalı Su Moderatörlü Reaktör Ve Evrimsel Tasarımları, Edam, syf 200,İstanbul, Ekim 2011.
- [37] <http://www.akkunpp.com/nukleer-guc-santrali-ngs>, Erişim Tarihi: 11.12.2016.
- [38] Mokhov V., Trunov N., VVER reactors: clean and reliable source of energy in the past and in the future, International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in 21-st Century, 2009.
- [39] Hirsch H., Wenisch A., Construction of a NPP In Belarus, Umweltbundesamt GmbH, REP-0291, Vienna, Austria, 2010.
- [40] Lamarsh J., Baratta A., Introduction to Nuclear Engineering, syf:117, ISBN-13:9780201824988.
- [41] Chaplin R.A., Nuclear Energy Materials and Reactors -Volume 1, No. of Pages: 432 ISBN: 978-1-84826-311-6

- [42] Ragheb M., "Decay Heat Generation in Fission Reactors". University of Illinois at Urbana-Champaign. Retrieved 26 January 2013.
- [43] [http://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Pages/20150427\\_Generation-IV-nuclear-energy-systems-safety-potential-overview.aspx](http://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Pages/20150427_Generation-IV-nuclear-energy-systems-safety-potential-overview.aspx), Erişim Tarihi: 21.12.2016.
- [44] Weaver K. D., Sterbentz J., Gas-Cooled Fast Reactor Fuel and In-Core Fuel Management, Congreso Internacional Conjunto Cancún 2004 LAS/ANS-SNM-SMSR/International Joint Meeting Cancun 2004 LAS/ANS-SNM-SMSR XV Congreso Anual de la SNM y XXII Reunión Anual de la SMSR/XV SNM Annual Meeting and XXII SMSR Annual Meeting Cancún, Q.R., México, 11-14 de Julio, 2004/Cancún, Q.R., Mexico, July 11-14, 2004.
- [45] Anzieu P, Stainsby R, Mikityuk K, Gas-Cooled Fast Reactor: Overview And Perspectives, 2009 - Gfr – Overview And Perspectives, GIF Symposium, Paris, France, syf127-129, 9-10 September 2009.
- [46] Rooijen W.F.G., Kloosterman J.L., Dam H., Hagen T.H.J.J., Fuel design and core layout for a Gas Cooled Fast Reactor, PHYSOR 2004 -The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments Chicago, Illinois, April 25-29, 2004.
- [47] Weaver K. D., Wei T. Y. C., Feldman E. E., Driscoll M. J., Ludewig H., Marshall T., Generation IV Nuclear Energy Systems – The Gas-Cooled Fast Reactor (GFR) Report on Safety System Design for Decay Heat Removal, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory Bechtel BWXT Idaho LLC, September 2003.
- [48] Alemberti A., Frogheri M.L., Hermsmeyer S., Ammirabile L., Smirnov V., Takahashi M., Smith C.F., Wu Y., Hwang I.S., Lead-cooled Fast Reactor (LFR) Risk and Safety Assessment White Paper, GenIV International Forum, Revision 8 April 2014.
- [49] Technical Readiness and Gaps Analysis of Commercial Optical Materials and Measurement Systems for Advanced Small Modular Reactors, Prepared for the U.S. Department of Energy under Contract DE-AC05-76RL01830, syf 2-7, Augustos 2013.
- [50] Cinotti L., Smith C.F., And Sekimoto H., Lead-Cooled Fast Reactor (LFR): Overview and Perspectives, Gfr – Overview And Perspectives, Syf 173,174, GIF Symposium, Paris, France, 9-10 September 2009.

- [51] Smith C., Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) Design: Safety, Neutronics, Thermal Hydraulics, Structural Mechanics, Fuel, Core, and Plant Design, A Compendium of Reactor Technology, February 22, 2010.
- [52] Overview of Generation IV (Gen IV) Reactor Designs, Safety and Radiological Protection Considerations Published on September 24, IRSN Report, syf 42-45,66-67, 2012.
- [53] Sobolev V., Malambu E., Abderrahim H. A., Design of a fuel element for a lead-cooled fast reactor, Journal of Nuclear Materials 385, 392–399, 2009.
- [54] Sobolev V., Thermophysical properties of lead and lead–bismuth eutectic, Journal of Nuclear Materials 362, 235–247, 2007.
- [55] Sobolev V., Database of Thermophysical Properties of Liquid Metal Coolants for GEN-IV, SCK-CEN, Scientific Report BLG-1069, Mol, Belgium, November, 2010.
- [56] Lyon R.N., Liquid Metals Handbook, second ed., Report NAVEXOS P-733, Atomic Energy Commission and Dept. of the Navy, Washington, USA, June 1952 (rev.1954).
- [57] Kutateladze, S.S., et al(1959), Liquid–Metal Heat Transfer Media, Soviet J. At. Energy (Suppl. 2) (1958) (Transl. Cons. Bur. Inc., New York, 1959).
- [58] Ichimiya M, Singh B.P., Rouault J., Hahn D., Glatz J.P., Yang H., Sodium-Cooled Fast Reactor System, 2009 – GFR-Overview and Perspectives-Overview Of R&D Activities For The Development Of A Generation IV, syf 213, Gif Symposium, Paris, France, 9-10 September 2009.
- [59] Chellapandi P., Chetal S.C., Baldev Raj, Thermal striping limits for components of sodium cooled fast spectrum reactors, Nuclear Engineering and Design 239 (2009) 2754–2765.
- [60] Konomura M., Ichimiya M., Design challenges for sodium cooled fast reactors, Journal of Nuclear Materials 371, 250–269, 2007.
- [61] Crawford D. C., Porter D. L., Hayes S. L., Fuels for sodium-cooled fast reactors: US perspective, Journal of Nuclear Materials 371, 202–231, 2007.

- [62] Khartabil H, SCWR: Overview, Proceedings Gen International Forum Symposium Paris, Atomic Energy Of Canada Ltd, France,9-10 September 2009.
- [63] Jaewoon Yoo, Yuki Ishiwatari, Yoshiaki Oka, Jie Liu, Conceptual design of compact supercritical water-cooled fast reactor with thermal hydraulic coupling, *Annals of Nuclear Energy* 33, 945–956, 2006.
- [64] Villamere B., Grande L., Rodriguez-Prado A., Mikhael S., Allison, L., Piro I., Thermal Aspects for Uranium Carbide and Uranium Dicarbide Fuels in Supercritical Water-Cooled Nuclear Reactors, Proc. ICONE-17, Brussels, July 12-16 2009.
- [65] Allison L., Villamere B., Grande L., Mikhael S., Rodriguez-Prado A., Piro I., Thermal Design Options for SCWR Fuel Channel with Uranium Carbide and Uranium Di-Carbide Ceramic Fuels, Proc. ICONE-17, July 12-16 2009.
- [66] Schulenberg T., Starflingere J., Marsault P., Bittermann D., Maraczy C., Lauriene E., Lycklama a Nijeholt J.A., Anglart H., Andreani M., Ruzickova M., Toivonen A., European Supercritical Water Cooled Reactor, *Nuclear Engineering and Design* 241, 3505– 3513, 2011.
- [67] Dewson S.J., Li X., Selection Criteria for the High Temperature Reactor Intermediate Heat Exchanger, Proceedings of ICAPP '05 Seoul, Korea, Paper 5333 May 15-19, 2005.
- [68] Kissane M.P., A review of radionuclide behaviour in the primary system of a very-high-temperature reactor, *Nuclear Engineering and Design* 239, 3076–3091, 2009.
- [69] Zhang Z., Wu Z., Sun Y., Li F., Design aspects of the Chinese modular high-temperature gas-cooled reactor HTR-PM, *Nuclear Engineering and Design* 236, 485–490, 2006.
- [70] Forsberg C., The Advanced High-Temperature Reactor: High-Temperature Fuel, Liquefied Salt Coolant, Liquefied-Metal-Reactor-Plant, *Progress Nuclear Energy*, Vol.47, No.1-4, pp.32-43, 2005.
- [71] Status Of Physics And Safety Analyses For The Liquid-Salt-Cooled Very High-Temperature Reactor (Ls-Vhtr), Oak Ridge National Laboratory Oak Ridge, Tennessee 37831-6283, ORNL/TM-2005/218, December 2005.



- [72] Snead L. L., Nozawa T., Katoh Y., Byun T. S., Kondo S., Petti D. A., “Handbook of SiC Properties for Fuel Performance Modeling,” J. Nucl. Mater., 371, pp. 329–377, 2007.
- [73] SAITO, S., et al., Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), Report of the Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI 1332 (1994).
- [74] Sterbentz J.W., Phillips B., Sant R. L., Chang G. S., Bayless P. D., Reactor Physics Parametric and Depletion Studies in Support of TRISO Particle Fuel Specification for the Next Generation Nuclear Plant, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory Idaho Falls, Idaho 83415, Prepared for the U.S. Department of Energy Office of Nuclear Energy Under DOE Idaho Operations Office Contract DE-AC07-99ID13727, September 2004.
- [75] High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels And Materials, IAEA, IAEA-Tecdoc-1645-Cd, ISBN 978-92-0-153110-2, ISSN 1684-2073, VIENNA, 2010.
- [76] Generation IV Roadmap Crosscutting Fuels and Materials R&D Scope Report Issued by the Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, syf 15, December 2002.
- [77] Merk B., Konheiser J. , Neutron Shielding Studies On An Advanced Molten Salt Fast Reactor Design, Annals of Nuclear Energy 64, 441–448, 2014.
- [78] Doligez X., Heuer D., Merle-Lucotte E., Allibert M., Ghetta V., Coupled Study Of The Molten Salt Fast Reactor Core Physics And Its Associated Reprocessing Unit, Annals of Nuclear Energy 64, 430–440, 2014.
- [79] Uhlíř J., Chemistry and technology of Molten Salt Reactors – history and perspectives, Journal of Nuclear Materials 360, 6–11, 2007.
- [80] Elsheikh B.M., Safety assessment of molten salt reactors in comparison with light water reactors, journal of radiation research and applied sciences 6, 63-70, 2013.
- [81] Yamaji B., Aszódi A., Kovács M., Csom G., Thermal–hydraulic analyses and experimental modelling of MSFR, Annals of Nuclear Energy 64, 457–471, 2014.

- [82] Serp J., Allibert M., Benes O., Delpuch S., Feynberg O., Ghetta V., Heuer D., Holcomb D., Ignatiev V., Kloosterman J.L., Luzzi L., Merle-Lucotte E., Uhlir J., Yoshioka R., Zhimin D., The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives, *Progress in Nuclear Energy* 77, 308-319, 2014.
- [83] Rubbia C., ve ark., “Application to The Case of Spain of The Plutonium Elimination Scheme With Fast Energy Amplifiers and Thorium-Plutonium Fuel”, CERN/AT/95-53 (ET)-Add.1 (1995).
- [84] Magill, J. ve Peerani, P.,”(Non-) Proliferation Aspects of Accelerator Driven Systems”, *Journal Phys. IV France* 9 (1999).
- [85] Wlazlo, W., ve ark., “Cross Sections of Spallation Residues Produced in 1 A GeV 208Pb on Proton Reactions”, *Physical Review Letters*, 84: 5736-3739 (2000).
- [86] Tokgöz S.R., Akkaya R., Kemah E., Nükleer Yakıt Üretiminde, Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemler (Ads) İle Konvansiyonel Zenginleştirme Sistemlerinin Karşılaştırılması, 2nd International Symposium On Innovative Technologies In Engineering And Science, Isnn:2148-7464, Karabük, Syf 211-221, 18-20 Haziran 2014.
- [87] Akkaya R., Kemah E., Tokgöz S.R., Investigation Of New Generation Accelerator Driven Subcritical Reactor System (Ads) İn Nuclear Energy Production, *Progresive Science Publications*, Volume 13,Pg.126-129, Issue 3, 2016.
- [88] <http://public.web.cern.ch/public> Erişim Tarihi: 25.01.2017.
- [89] Wille, K., *The Physics of Particle Accelerators*, Oxford University Press, 2000.
- [90] Wilson, E.J.N., *An Introduction to Particle Accelerators*, Oxford University Press, 2001.
- [91] Kadi Y, Reval J.P., Design of an Accelerator-DrivenSystemfor The Destruction of Nuclear Waste. European Organization for Nuclear Research, syf 86,87, CERN, Geneva, Switzerland, 2001.

- [92] Glinatsis G., Fast Reactors in minor actinide management, Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, ISBN 978-92-64-99174-3, © OECD 2012.
- [93] Nifeneckera H., Davidb S., Loiseauxa J.M., Meplana O., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 463, 428–467, 2001.
- [94] Kemah E, Akkaya R, Tokgöz S.R, Comparing The New Generation Accelerator Driven Subcritical Reactor System (ADS) To Traditional Critical Reactors, Turkish Physical Society 32nd International Physics Congress (TPS32) AIP Conf. Proc. 1815, 060013-1–060013-4; doi: 10.1063/1.4976409 Published by AIP Publishing, 2016.

## **ÖZGEÇMİŞ**

Elif Kemah, 13.01.1990 da Sakarya'da doğdu. İlk ve orta eğitimini Sakarya'da tamamladı. 2007 yılında Adapazarı Atatürk Lisesinden mezun oldu. 2008 yılında başladığı SAÜ Fizik bölümünü 2012 yılında bitirdi. Aynı yıl yüksek lisans eğitimine Sakarya Üniversitesi FBE EABD'ında başladı. Halen Sakarya Üniversitesi Fizik EABD'ında yüksek lisans eğitimine devam etmektedir.