



T.C.
MUŞ ALPARSLAN ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

NÜKLEER REAKTÖR ÇEŞİTLERİNİN
ARAŞTIRILMASI VE VVER-1200 REAKTÖR
TİPİNİN ÇALIŞMA PRENSİBİ

Suna YURT

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Nükleer Enerji ve Enerji Sistemleri Anabilim Dalı

Ağustos-2021
MUŞ
Her Hakkı Saklıdır



T.C.
MUŞ ALPARSLAN ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

NÜKLEER REAKTÖR ÇEŞİTLERİNİN
ARAŞTIRILMASI VE VVER-1200 REAKTÖR
TİPİNİN ÇALIŞMA PRENSİBİ

Suna YURT

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Nükleer Enerji ve Enerji Sistemleri Anabilim Dalı
Danışman: Prof. Dr. Cevad SELAM
İkinci Danışman: Dr. Öğr. Üyesi Şadiye ÇAKMAK

Ağustos-2021
MUŞ
Her Hakkı Saklıdır

TEZ KABUL ve ONAYI

Suna YURT tarafından hazırlanan “Nükleer Reaktör Çeşitlerinin Araştırılması ve VVER-1200 Reaktör Tipinin Çalışma Prensibi” adlı tez çalışması 31/08/2021 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından oy birliği ile Muş Alparslan Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Nükleer Enerji ve Enerji Sistemleri Anabilim Dalı’nda YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.

Jüri Üyeleri

İmza

Başkan

Prof. Dr. Necla ÇAKMAK
Karabük Üniversitesi Fizik Anabilim Dalı

.....

Danışman

Prof. Dr. Cevad SELAM
Muş Alparslan Üniversitesi
Nükleer Enerji ve Enerji Sistemleri
Anabilim Dalı

.....

Üye

Doç. Dr. Ekrem ALMAZ
Muş Alparslan Üniversitesi Fizik Anabilim Dalı

.....

Üye

Dr. Öğr. Üyesi Hasan Ali AYGÖR
Muş Alparslan Üniversitesi Fizik Anabilim Dalı

.....

Üye

Dr. Öğr. Üyesi Şadiye ÇAKMAK
Eskişehir Osmangazi Üniversitesi
Sağlık Hizmetleri Meslek Yüksekokulu
Tıbbi Hizmetler ve Teknikler Bölümü

.....

Yukarıdaki sonuç;
Enstitü Yönetim Kurulu/...../..... Tarih ve/..... nolu kararı
ile onaylanmıştır.

Doç. Dr. Sedat BOZARI

FBE Müdürü

TEZ İLDİRİMİ

Bu tezdeki bütün bilgilerin etik davranış ve akademik kurallar çerçevesinde elde edildiğini ve tez yazım kurallarına uygun olarak hazırlanan bu çalışmada bana ait olmayan her türlü ifade ve bilginin kaynağına eksiksiz atıf yapıldığını bildiririm.

DECLARATION PAGE

I hereby declare that all information in this document has been obtained and presented in accordance with academic rules and ethical conduct. I also declare that, as required by these rules and conduct I have fully cited and referenced all material and results that are not original to this work.

Suna YURT

31.08.2021

ÖZET

NÜKLEER REAKTÖR ÇEŞİTLERİNİN ARAŞTIRILMASI VE VVER-1200 REAKTÖR TİPİNİN ÇALIŞMA PRENSİBİ

Suna YURT

Muş Alparslan Üniversitesi
Fen Bilimleri Enstitüsü
Nükleer Enerji ve Enerji Sistemleri Anabilim Dalı

Danışman: Prof. Dr. Cevad SELAM
İkinci Danışman: Dr. Öğr. Üyesi Şadiye ÇAKMAK

Bu çalışmanın amacı, nükleer santrallerde enerji üretim mekanizması olan nükleer reaktör çeşitlerinin araştırılması ve bir güç reaktörü olan VVER-1200 reaktör tipinin ülkemizde tercih edilmesinin gerekçeleri açısından genel çalışma prensibinin incelenmesidir. Aynı zamanda çalışma prensibini, VVER-1200'in yeni nesil reaktör çeşitlerinden biri olmasından dolayı ve birçok gelişmiş teknik donanımı ve ülkemizde tercih edilme sebepleri bakımından ele almaktır.

Dünya'daki artan enerji ihtiyacından dolayı, endüstrisi ve teknolojisi gelişmiş olan birçok Avrupa ülkesi, Amerika Birleşik Devletleri (ABD), Rusya gibi ülkeler nükleer enerji ile ilgili çalışmaları, birçok alanda geliştirmişlerdir. Dolayısıyla günümüzde farklı amaçlarda birçok reaktör tasarımı söz etmek mümkün hale gelmiştir. Çalışmada kısaca nükleer fizik tarihine ve nükleer reaktörlerin gelişim sürecine değinilerek, reaktörlerin kullanım amaçlarına göre ve kullanılan malzemelerine göre çeşitleri anlatıldı. Daha çok güç reaktörlerinin çeşitlerinin üzerinde duruldu. Türkiye'deki TRIGA-MARK II araştırma reaktörünün teknik bazı özelliklerine ve kısaca tarihine değinildi. VVER-1200 reaktörünün ekipmanları ile reaktörün çalışmaya başlaması, kritik olması, çalışır durumdayken reaktörün durdurulması ve acil durumda güvenlik sistemlerinin devreye girmesi gibi genel çalışma prensibi anlatıldı.

VVER-1200 reaktör tipinin ülkemizde inşaat halinde olması ve 2023 yılında birinci reaktörünün işletmeye alınacağı için ülkemizdeki enerji ihtiyacını ne ölçüde karşılayacağı ve reaktörün şimdiye kadar dizayn edilen en son nesil reaktörlerden olması dolayısıyla tercih edilmesinin temel gerekçeleri değerlendirildi. Ülkemiz için yeni sayılan bu alanda daha fazlasını yapabilir miyiz veya nasıl yapabiliriz gibi sorular cevaplanmaya çalışıldı.

2021, 69 Sayfa

Anahtar Kelimeler: Nükleer reaktör çeşitleri, Araştırma reaktörleri, TRIGA-MARK II Araştırma reaktörü, VVER-1200 reaktöründe kullanılan malzemeler, Kritik kütle, VVER-1200 reaktörünün güvenlik sistemleri.

ABSTRACT

MS THESIS PROJECT

INVESTIGATION OF NUCLEAR REACTOR TYPES AND WORKING PRINCIPLE OF THE VVER-1200 REACTOR

Suna YURT

**Muş Alparslan University
Natural and Applied Science
Department of Nuclear Energy and Energy Systems**

**Advisor: Prof. Dr.Cevad SELAM
Co-Advisor: Assist.Prof.Dr.: Şadiye ÇAKMAK**

The aim of this study is to investigate the types of nuclear reactors, which are the energy production mechanism in nuclear power plants, and to examine the general working principle in terms of the reasons why the *VVER-1200* reactor type, which is a power reactor, is preferred in our country. At the same time, it is to consider the working principle of *VVER-1200* due to being one of the new generation reactor types and many advanced technical equipment and the reasons why it is preferred in our country

Due to the increasing energy need in the world, many European countries with developed industry and technology, countries such as the United States of America (USA), Russia have developed studies on nuclear energy in many areas. Therefore, it has become possible to talk about many reactor designs for different purposes today. In the study, the history of nuclear physics and the development process of nuclear reactors were briefly mentioned, and the types of reactors according to their intended use and materials used were explained. More emphasis was placed on the types of power reactors. Some technical features of the *TRIGA-MARK II* research reactor in Turkey and its history were briefly mentioned. The general operating principle of the *VVER-1200* reactor, such as starting the reactor, being critical, stopping the reactor while it is running, and activating the safety systems in case of emergency, were explained.

The main reasons why the *VVER-1200* reactor type is under construction in our country and the first reactor will be put into operation in 2023, to what extent it will meet the energy needs of our country, and because the reactor is one of the last generation reactors designed so far, were evaluated. Questions such as can we do more or how can we do more in this field, which is considered new for our country, were tried to be answered.

2021, 69 Pages

Keywords: Types of nuclear reactors, research reactors, *TRIGAA-MARK II* research reactor, apparatuses make use of *VVER-1200* reactor, critical mass, the safety systems of *VVER-1200* reactor.

TEŞEKKÜR

Tez çalışmamda manevi desteklerini hep yanımda hissettiğim çok kıymetli anneme, babama ve yeğenime en öncelikle sevgi ve hürmetle teşekkür ediyorum. Maddi manevi yardımlarını benden hiçbir zaman esirgemeyen başta Ayşegül ablam ve kıymetli diğer aile bireylerime de çok minnettarım.

Yüksek lisans eğitimim boyunca kendilerinin çok değerli bilgi birikimlerinden olabildiğince istifade etmeye çalıştığım, bana ilmi çalışmalarda ve akademik araştırmalarda bir bakış kazanmama vesile olan, desteğini ve evladı gibi görüp sevgisini esirgemeyen çok kıymetli danışmanım sayın Prof. Dr. Cevad SELAM' a çok teşekkür ediyorum.

Ayrıca yüksek lisans ders aşamasında bilgi birikimlerinden istifade ettiğim ders hocalarıma, Eskişehir Osmangazi Üniversitesi Sağlık Hizmetleri Meslek Yüksekokulu Tıbbi Hizmetler ve Teknikler Bölümü öğretim üyesi ve ikinci danışmanım sayın Dr. Öğr. Üyesi Şadiye ÇAKMAK'a, nükleer reaktörlerle ilgili bana yönelttiği sorularıyla merakımın ve araştırma teşfikimin artmasına vesile olan ve çalışma sürecimde daha çok kendilerinin verdiği kaynaklardan oldukça istifade ettiğim Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü öğretim üyesi sayın Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN'e, İTÜ Araştırma Reaktöründe yaptığım teknik gezi sırasında hiçbir yardımlarını benden esirgemeyen ve gezi sırasında sabırla sorularımı yanıtlayan, faydalı bir gezi olmasına vesile olan İstanbul Teknik Üniversitesi Enerji Enstitüsü Nükleer Araştırma Merkezinde reaktör işletmeni Yüksek Fizik Mühendisi sayın M. Sahip KIZILTAŞ'a, Karabük Üniversitesi Fizik Bölümü öğretim üyesi sayın Prof. Dr. Necla ÇAKMAK'a, tezimin hazırlanmasında teknik destek hususunda yardımcı olan Muş Alparslan Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü öğrenci işleri biriminden sayın Fatih KILIÇARSLAN'a ve diğer çalışanlarına, çalışma sürecinde yardımlarını iyi niyetleriyle benden esirgemeyen emeği olan herkese teşekkür ediyorum.

Suna YURT

MUŞ-2021

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	iv
ABSTRACT.....	v
TEŞEKKÜR	vi
İÇİNDEKİLER	vii
SİMGELER ve KISALTMALAR.....	ix
ŞEKİLLER DİZİNİ	xii
ÇİZELGELER DİZİNİ	xiii
1. GİRİŞ	1
2. KAYNAK ARAŞTIRMASI	2
3. NÜKLEER FİZİĞİN KISA TARİHİ.....	4
3.1 Neden Bir Nükleer Reaktör Tasarımına İhtiyaç Duyuldu?	5
3.1.1 Nükleer reaktörler ile nükleer bomba arasındaki temel fark nedir?	6
4. NÜKLEER REAKTÖR TANIMI VE REAKTÖRLERİN TARİHSEL GELİŞİMİ	7
4.1 Nükleer Reaktör Nedir	7
4.2 Nükleer Reaktör Yapımının Gelişim Süreci	8
5. NÜKLEER REAKTÖR ÇEŞİTLERİ.....	11
5.1 Termal Reaktörler (Güç Reaktörleri).....	12
5.1.1 Hafif su soğutmalı reaktörler (LWR).....	12
5.1.2 Ağır su soğutmalı reaktörler (CANDU/PHWR).....	17
5.1.3 Grafüt moderatörlü gaz soğutucu reaktörler (GCR)	19
5.2 Araştırma Reaktörleri	21
5.2.1 Türkiye’deki araştırma reaktörü TRİGA -MARK II	21
5.3 Hızlı (Üretken) Reaktörler	23
6. VVER-1200 REAKTÖRÜNÜN GENEL ÇALIŞMA PRENSİBİNİN İNCELENMESİ	28
6.1 VVER-1200 Reaktöründe Kullanılan Malzemeler	28
6.2 VVER-1200 Reaktörünün Çalışmasının İncelenmesi	41
6.2.1 Reaktör Nasıl Çalışmaya Başlar?	46
6.2.2 Çalışmaya Başlayan Reaktörün Güç Kontrolü Nasıl Yapılır?	46
6.2.3 Reaktörün kritik duruma (Kritik Kütle) gelmesi nedir ve nasıl sağlanır?	48
6.2.4 Reaktörün güvenlik sistemleri ve prensipleri nelerdir?	55
7. SONUÇLAR ve ÖNERİLER.....	57

7.2 Sonular	57
7.2 neriler	60
KAYNAKLAR	61
EK 1.....	64
EK 2.....	65
EK 3.....	66
EK 4.....	67
ZGEMİŐ	68



SİMGELER ve KISALTMALAR

Simgeler

Be	:Berilyum elementi
C	:Karbon elementi
CO₂	:Karbon di oksit gazı
⁰C	:Sıcaklık birimi Santigrat
D	:Döteryum elementi
D₂O	:Ağır su bileşiği
d	:deteryum parçacığı
γ	:Gama ışını
(γ,n)	:gama-nötron reaksiyonu
He:	:Helyum elementi
H₂O	:Hafif su bileşiği
KW	:Güç birimi kilowatt
kg, g	:Kütle birimleri, kilogram, gram
k_∞	:Sonsuz hacimdeki çoğalma katsayısı
k_{ef}	:Sonlu hacimdeki çoğalma katsayısı
Li	:Lityum elementi
m, cm	:Uzunluk birimleri, metre, santimetre
MPa, psi	:Basınç birimleri, MegaPaskal, Psi
MW_b,MW,MW_e	:Güç birimleri, Megawatt, Megaelektronwatt
n	:nötron
p	:proton
Po	:Polonyum elementi
Pu	:Plutonyum elementi

Ra	:Radyum elementi
T	:Tritiyum elementi
U	:Uranyum elementi
²³⁵U	:Uranyum elementinin bir izotopu
²³⁸U	:Uranyum elementinin bir izotopu
UO₂	:Uranyum di oksit bileşigi

Kısaltmalar

ABD	:Amerika Birleşik Devletleri
AGR	:İleri Düzey Gaz Soğutmalı Reaktör (Advanced Gass Cooled Reactor)
BWR	:Kaynar Su Reaktörü (Boiling Water Reactor)
CANDU	:Kanada' ya ait Ağır Su Reaktörü (Canadian-Doteryum-Uranium baş harfleri alınarak isimlendirilmiştir)
DEC	:Tasarım uzatma koşulları (Design Extension Conditions)
FBR	:Hızlı (Üretken) Reaktör (Fast-Breeder Reactor)
GCR	:Gaz Soğutmalı Reaktör (Gass Cooled Reaktör)
HTGR	:Yüksek Sıcaklıkta Gaz Soğutmalı Reaktör (High Temperature Gass Cooled Reaktör)
IAEA	:Uluslararası Atom Enerji Kurumu
INSAG	:Uluslararası Nükleer Güvenlik Gurubu (International Nuclear Safety Group)
İTÜ	:İstanbul Teknik Üniversitesi
LMFBR	:Sıvı Metal Soğutmalı Hızlı Reaktör (Liquid Metal Fast Breeder Reactor)
LWR	:Hafif Su Reaktörü (Light Water Reactor)
MGCR	:Grafit Moderatörlü Gaz Soğutmalı Reaktör (Grafit Moderator Gass Cooled Reactor)

PHWR	:Basınçlı Ağır Su Reaktörü
PWR	:Basınçlı Su Reaktörü (Pressurized Water Reactor)
RBMK	:Rus tipi Su soğutmalı Grafit moderatörlü Reaktör
TRIGA-MARK II	:Türkiye'nin araştırma reaktörünün adı. Training-Research-Isotope Production-General Atomic İngilizce kelimelerinin baş harfleri alınarak isimlendirilmiştir.
VVER-1200	:Vodo-Vodyanoi-Energetičeskiy Reactor (VVER serisinin son nesil termal su soğutmalı reaktör tipi)
WENRA	:Bazı Avrupa Nükleer Düzenleyicileri Birliği (Western European Nuclear Regulators Association)



ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 4.1 Nükleer reaktör binasının reaktörün yapısına göre iç dizaynı	7
Şekil 4.2 Nükleer santral ve reaktör binaları	8
Şekil 4.3 1955 yılına ait bir reaktör tasarımı	9
Şekil 4.4 Nükleer reaktörlerin nesilleri.....	10
Şekil 5.1 PWR ye ait bir şekil.....	14
Şekil 5.2 BWR ye ait bir şekil	15
Şekil 5.3 BWR ye Ait Bir Reaktör Ve Bağlı Ekipmanları.....	16
Şekil 5.4 Rusya 'da Leningrad güç santrali (RBMK)	17
Şekil 5.5 CANDU reaktör basınç kabı.....	18
Şekil 5.6 CANDU ya ait basınç kabının şematik gösterimi.....	19
Şekil 5.7 GCR ye ait şekil	20
Şekil 5.8 AGR ye ait bir resim.....	20
Şekil 5.9 Japon tasarımına ait Mitsubishi Heavy Industries isimli bir hızlı reaktör dizaynı.....	25
Şekil 6.1 Bir reaktör basınç kabına ait kısımlar	31
Şekil 6.2 Yakıt (uranyum) peleti	32
Şekil 6.3 Yakıt çubuğu	32
Şekil 6.4 VVER-1200 e ait bir yakıt demeti	33
Şekil 6.5 Uranyum yakıtının kullanıma hazır hale gelme süreci	34
Şekil 6.6 VVER-1200 e ait kontrol çubukları sistemi	35
Şekil 6.7 VVER reaktör serisine ait bir basınç kabı	36
Şekil 6.8 VVER-1200 reaktörünün donanımlı basınç kabı.....	37
Şekil 6.9 VVER-1200 ün buhar üretici	38
Şekil 6.10 VVER-1200 reaktörü buhar üreticinin çalışma mekanizması.....	39
Şekil 6.11 VVER-1200 reaktörüne tepeden bakış	39
Şekil 6.12 VVER-1200 reaktörünün reaktör basınç kabı, buhar üreticileri, basınçlandırıcı ekipmanları .	40
Şekil 6.13 VVER-1200 reaktör türbini.....	41
Şekil 6.14 VVER-1200 reaktör santraline ait şekil.....	41
Şekil 6.15 Uranyum zincir reaksiyonu	49

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 5.1 Nükleer reaktörlerde kullanılan başlıca malzemeler ve reaktörlerin kullanım amacına göre çeşitleri	11
Çizelge 5.2 PWR' nin ilk üç tasarımını gösteren tablo	13
Çizelge 5.3 Gelecekte işleme alınması tasarlanan gelişmiş reaktör listesi	26
Çizelge 5.4 Dünyada kullanılan reaktör çeşidi listesi ve sayısı	27



1. GİRİŞ

Atom ve çekirdek üzerine yapılan araştırmalar, günümüzdeki nükleer teknolojinin temelini oluşturmaktadır. Geçmişten bugüne belli bir bilgi birikimi ile gelen teknolojik çalışmalar enerji ihtiyacını giderme konusunda bazı zaman bilim dünyasında dönüm noktası olmuştur. Atomun yapısının incelenmesi buna en güzel örnektir.

Maddenin atomlardan meydana geldiği bilgisinin üzerine yapılan deneylerde ve atomların titreşimleri sonucu bir enerji değişiminin olması, atomun çekirdeğini hatta çekirdeğin parçaları olan nötron ve proton taneciklerini tanımlamıştır(Bell, 1970).

Çevreye zararlı salınımlar yapmayan enerji üretim çalışmalarının neticelerinden biri olan ve günümüze kadar gelişen Nükleer Santraller, halihazırda en güvenli ve çevre temizliği için ideal verimli enerji üretim tesisleridir (Çed Raporu, 2011).

Temel çalışma prensipleri atomun çekirdeğini fisyonlayarak açığa çıkarılan ısıyı, elektrik enerjisine çevirmek olan Nükleer Santraller, fisyon olayının gerçekleştiği ve santrale nükleer santral olma özelliği kazandıran reaktörler içermektedir.

Fisil materyalden enerji elde edilmesi olayı hem kompleks bir yapıya sahip hem de hassas mühendislik uygulamaları ve yüksek matematiksel hesaplarla işlev gören, gelişmiş teknoloji ile dizayn edilen reaktörlerde meydana gelir. Dolayısıyla nükleer santral terimini nükleer reaktör şeklinde de eşleştirebiliriz.

İlk tasarımıından bugüne kadar çeşitli Nükleer Reaktörler dizayn edilmekle beraber, ticari amaç için Dünya’da en yaygın kullanılan nükleer reaktör çeşidi Hafif Su Soğutmalı Reaktör (Light Water Reactor - *LWR*) olan *LWR*’nin iki versiyonundan biri olan Basıncılı Su Reaktörü (Pressurized Water Reactor - *PWR*) olarak adlandırılan *PWR* kullanılmaktadır. Onu takiben yine *LWR*’nin diğer versiyonu Kaynar Su Reaktörü (Boiling Water Reactor - *BWR*) olarak adlandırılan *BWR* kullanılmaktadır (Duderstadt, 1976).

Nükleer Enerji çalışmaları gelecekte önemli bir yer edinecektir. Bunu bize kanıtlayan durumların başında, ülkelerin yoğun ve hırslı çalışmaları sonucunda geliştirilen reaktör çeşitleri ve reaktörlerin verimini arttıran projelerin tasarlanmasıdır. Ancak çok hassas bir kullanım gerektiren böyle çalışmalar aynı zamanda insanların yararına kullanılması doğrultusunda (iyi niyet ve ticari amaç gözetilerek) istenilen faydayı sağlar.

2. KAYNAK ARAŞTIRMASI

Nükleer reaktör çeşitlerinin ve ülkemizdeki reaktörün genel çalışma prensibinin incelenmesini konu aldığım bu tez çalışmamda gerek yüksek lisans ders aşamasında yaptığım çalışmalar gerek tez aşamasında yaptığım akademik çalışmalarda daha çok teorik araştırmalar yaptım.

Bununla birlikte Hacettepe Üniversitesi'ne 2019 Kasım ayından 2020'nin Mart ayının başlarına kadar planladığım dört aylık misafir öğrenci olma sürecim maalesef çeşitli nedenlerden ve sağlık durumumun yetersiz olmasından dolayı Kasım ayından Aralık ayına kadar bir aylık bir süreçle sınırlandı. Bir aylık bu zamanda Hacettepe Üniversitesi'nin kütüphanesinde misafir öğrenci olarak birçok kaynaktan yararlanma imkânım oldu, kitap araştırması, birçok tez incelemesi akademik diğer çalışmalardan kısa bir süreliğine de olsa istifade etmeye çalıştım.

Her ne kadar bazı kaynaklardan direk alıntı olarak bilgi almasam da söz konusu süreç içindeki kaynak taramalarım ve okumalarım ve daha önceki bilgilerimden, çalışmam için bilgi altyapısı bakımından yararlandım aynı zamanda kaynaklardan hem karşılaştırmalı olarak hem de bir sentez oluşturarak istifade ettim.

İncelediğim ve bana tezimi yazmamda adeta uyarlama yöntemi geliştirmeme vesile olan “Nükleer Yakıt Elemanı İçerisindeki Sıcaklık Dağılımının Elektriksel Andırım Yöntemi ile Hesaplanması” (Baysal, 1986) adlı tez çalışması andırım tekniği konusunda bir fikir kazandırdı.

Farklı iki fiziksel olay benzer denklemler ile tanımlanabiliyorsa bu iki olay arasında matematiksel bir andırım vardır (Baysal, 1986).

Aynı zamanda nükleer reaktörlerde kullanılan uranyumun peletler şeklinde kullanılmasının da gerekçelerini bana öğretmiş oldu.

Ancak 2020 yılı başlarında ülkemizde de etkisini göstermeye başlayan Covid-19 küresel salgınından dolayı alınan tedbirler gereği dışarı çıkma kısıtlaması gibi önlemler, daha çok online araştırma yapmaya ve elimdeki kaynak kitaplara yöneltti. Online, yüze yakın, çoğu İngilizce birçok kitap, makale, tez ve teknik çalışma tarafımdan araştırıldı incelendi, tarandı.

Tez çalışmamın başından beri İTÜ Araştırma reaktörüne yapmak istediğim teknik geziyi 10 Mart 2021 tarihinde yapma fırsatım oldu. Tez araştırmalarım sürecinde

çoğunlukla teorik araştırmalarım, 10 Mart'ta İTÜ Araştırma *TRIGA-MARK II* reaktörüne yaptığım bir günlük teknik ziyaretimdeki incelemelerimle daha somut ve anlaşılır hale geldi. Bir nükleer reaktör binasına (Araştırma *TRIGA-MARK II* Reaktörü) girme fırsatı bulduğum bu araştırmada reaktörün tüm kısımlarını, malzemelerini, tasarımını yakından görme ve birebir inceleme fırsatım oldu.

İTÜ'ye yaptığım bu gezide Araştırma Reaktöründeki bazı malzemeleri ve reaktör kısımlarını, daha önce internet aracılığıyla izlediğim, güç reaktörlerinin tanıtım videolarında gördüğüm reaktör kısımlarına ve birçok malzemeye, gerek ebat olarak gerek işlevsel potansiyel olarak uyarlamaya çalışarak, kaynak araştırmalarım ve tez çalışmalarımın sonucunda elde ettiğim matematiksel hesapları, verileri, işlem sonuçlarını, daha somut olarak bir güç reaktörüne uygulama pratiği kazandım.

Özellikle ScienceDirect dergisinde, tez çalışmama direk bilgi olarak almasam da ancak çalışmada bana bilgi birikimi olan birçok makale ve diğer kaynakların birkaçı aşağıda gösterilmiştir.

50 Soruda Türkiye'nin Nükleer Enerji Sorunu (Özemre, Haziran-2000)

Akkuyu Nükleer Santrali Örneğinde Enerji Üretim Faaliyetlerinde Tercih Sorunsalı (Can, Anonim).

Dynamic stability of the VVER-1200 power unit(Gusev, 2017)

Experience of commissioning of the V-392M reactor plant passive heat removal system (Galiev, 2017).

Prospects for Development of VVER-type Pressurized Light-Water Reactor Installations (Dragunov, 2007).

İki Gruplu Difüzyon Teorisi Yardımıyla Kritik Nükleer Ebatının Tespiti(Koçak, 2019).
Nuclear Structure (Bohr, 1998).

Fizik Mühendisleri Odası Raporu (URL18, Anonim).

Çernobil Nükleer Kazası Ve Türkiye Üzerindeki Etkileri (URL19, Anonim).

Türkiye'nin Enerji Potansiyeli ve Yenilenebilir Enerji Kaynaklarının Elektrik Enerjisi Üretimi Açısından Önemi (Yılmaz, 2012).

Uluslararası Enerji ve Güvenlik Kongresi (Çomak, 2014).

Türkiye De Nükleer Enerji Gerekli Mi? (Sarı, Anonim).

Yazmadığım diğer birçok kaynak araştırmalarım da dahil, gerek bilgi birikimi bakımından gerek yöntem keşfetmemi sağlamaları açısından tez çalışmam için yaptığım çalışmaların çoğunda bir bütünlük sağlamaya çalıştım.

3. NÜKLEER FİZİĞİN KISA TARİHİ

Meraklı sürekli gözlem yapan “nedir” sorusuna her zaman cevap arayan insanoğlunun varlığının tarihi süreci aslında bütün ilmi araştırmaların kaynağına götürür bizi. Bazı zaman elde edilen bilgiler bir sonraki nesillere aktarılamasa da önceden tanımlanan herhangi bir veriden ilham alınarak yeniden keşfedilen birçok bilimsel ve teknolojik gelişme, süreç içinde en iyi noktaya gelebilmektedir.

Kelime kökü nükleondan (çekirdek) gelen Nükleer kelimesi aslında “çekirdekle ilgili olan” anlamındadır.

Yıllarca “maddenin en küçük yapıtaşı atomdur ve bu parçacık bölünemez” teorisi baskın bir düşünce iken, elektronun keşfi ile o ana kadar bölünemez sayılan atomun da karmaşık bir yapıya sahip olduğu ve bölünebilir olduğu ispat edilmiş oldu.

Çekirdek yapısının önemli bir bileşeni olan proton ise 1919 yılında Rutherford tarafından keşfedildi. Ancak önceden bilinen hidrojen atomu aynı zamanda proton parçacığı olarak adlandırılmıştı (Vorobeiva, 2010).

Radyoaktivite kavramı ise, bilim tarihine 1901 yılında *Maria Sklodowska-Curie* tarafından dahil edildi. Bu konudaki ilk çalışmaları aktif bir şekilde sürdürenler, *Ernest Rutherford*, *Piere Curie* ve *Maria Sklodowska-Curie* çifti, *Henri Becquerel* ve daha diğerleri idi. Bu çalışmaların en önemli sonucu ışımların maddelere nüfuz etme gücünün ve ışınlara manyetik alanın etkisinin belirlenmesi oldu.

Deneyler sonucunda bazı ışınların manyetik alandan geçerken saptıkları gözlemlendi. Söz konusu ışımalardan birinin manyetik alandaki sapma yönü katot ışımasına benzemekteydi ve buna β ışıması denildi, (-) işaretli elektron yüklü elektron demeti. Diğeri ise tamamen zıt yönde sapan ve α ışıması olarak adlandırılan parçacık demeti ve manyetik alanda hiçbir sapmaya uğramayan üçüncü bir ışın gözlemlendi ve bu da γ ışıması olarak isimlendirildi (Vorobeiva, 2010).

Bu ışımların atomun yapısındaki parçacıklardan çıktığı düşüncesi artık kanıtlanmış olduğundan “maddenin en küçük yapıtaşı atomdur” bilgisinin bir kez daha araştırılmasını ve güncellenmesini gerektirdi ve bu dönemde gelişen teorelin en önemli başarısı *Albert Einstein*’in kütle-enerji formülü

$$E = mc^2 = h\nu \quad (3.1)$$

oldu. Burada, **E**:enerji, **h**:plank sabiti, **m**:kütle, **v**:frekans ve **c**:ışık hızıdır.

Böylece maddenin enerjinin kaynağı olduğu yani enerjinin bir madde olduğu açıklanmaya çalışıldı. Çünkü atomun çekirdeğinden yayılan ışımlar aynı zamanda enerji idi ve bu formül özel bir bilim dalı olan Çekirdek Fizikini küreselleştirerek, çekirdek silahlarının ve atom enerji santrallerinin kurulmasının yolunu açtı.

Nükleer Fizik'in gelişim sürecinde 1932'de *James Chadwick* tarafından nötronun keşfedilmesiyle yeni bir aşamaya gelindi. Nötron kaynaklarının keşfiyle birçok laboratuvar da nötron demetleri kullanılarak çekirdeklerin nötronlarla etkileşme özellikleri öğrenilmeye başlandı.

Enriko Fermi deneyler sonucunda termal hızlara kadar yavaşlatılan nötronlarla yapılan reaksiyonların tesir kesiti daha büyük olur, yani nötronların maddeyle etkileşim oranlarının büyük olduğu sonucuna vardı.

Fermi, laboratuvarında uranyum atomunu termal nötronlarla bombardıman ettikten sonra bombardıman sonucu açığa çıkan radyoaktivitenin yüzlerce kez arttığını gözledi ve nükleer fizik'in hızlı gelişimi ile peş peşe keşifler başladı.

Bunlardan en önemlisi *L. Szilard, J. Wigner, E. Fermi, J. Wheeler, F. Joliot-Curie, Ya. B. Zeldoviç, Yu. B. Chariton* tarafından nükleer enerji üretiminin temel prensibi olan uranyum zincir reaksiyonlarının keşfi oldu (Khariton 1939).

3.1 Neden Bir Nükleer Reaktör Tasarımına İhtiyaç Duyuldu?

Nükleer keşifler ve yapılan araştırmalar ilk başta nükleer fizik'i ideolojik bir temele oturttu. Bunu bize gösteren, yapılan ilk çalışmaların endüstri amaçlı yani daha çok askeri silah yapma amaçlı olmasıydı. Uzun yıllar sonra enerji üretimi maksatlı nükleer reaktörler kurulmaya başlandı. Süreç içinde çekirdek reaksiyonlarından elde edilen ısı enerjisinin başka enerji türlerine dönüşecek kadar büyük miktarda olduğu görüldü.

Buna en iyi örnek, 1945'te Japonya'daki *Hiroşima* ve *Nagazaki* şehirlerine ABD tarafından atılan atom bombalarının enerji potansiyelidir. Çünkü infilak ettikten sonra açığa çıkan enerjinin büyüklüğü çok büyük bir tahribata ve binlerce can kaybına yol açmıştı.

Olayı gerçekleştiren ekipten bir ABD subayının yıllar sonra bombanın infilak sürecini ve uçtıkayken tanık olduğu durumu anlatması gerçekten çekirdek reaksiyonunun ne kadar etkili olduğunu bir kez daha kanıtlar nitelikteydi.

3.1.1 Nükleer reaktörler ile nükleer bomba arasındaki temel fark nedir?

Gerek ülkemizde gerek dünyada birçok ülkede tartışma konusu olan nükleer santrallerin kurulması çoğu zaman çevreye radyasyon yayılımı gerekçe gösterilerek tepki gösterilmektedir. Çoğu zaman dillendirilmese de bir nükleer santrale sahip olmak demek nükleer bomba yapımıyla eş tutulamaz.

Nitekim bir nükleer bomba düzeneği ile ticari amaçlı kullanılacak bir nükleer güç santralinin düzeneği kesinlikle farklıdır. Bu ikisini birbirinden ayrı kılan temel durumlardan bir tanesi ikisinin farklı şekilde patlaması veya enerjilerini farklı bir şekilde açığa çıkarmasıdır.

Diğer taraftan nükleer santrallerde bir kritik kütle durumu vardır ancak atom bombasının birden fazla kritik durumu sağlaması gerekir ki tahribat gücü olsun.

Dolayısıyla bir önceki başlıkta değindiğimiz atom bombası için, Amerikalı subayın kabaca anlatımındaki “bomba düzeneğine yerleştirilen 2g civarında uranyum elementinin yeryüzüyle temas etmeden 2s içinde devreye giren mekanizmanın fisyon olayını başlatarak zincir reaksiyonunu gerçekleştirmesi ve 2s gibi kısa sürede biriken enerjinin yerle temasında serbest kalarak büyük bir patlama ve ateş topu, gaz bulutu oluşturdu.” ifadesinde bombanın tahribat gücünü artıran tek durumun uranyumun zincir reaksiyonu olmadığını belirtmek daha doğru olur.

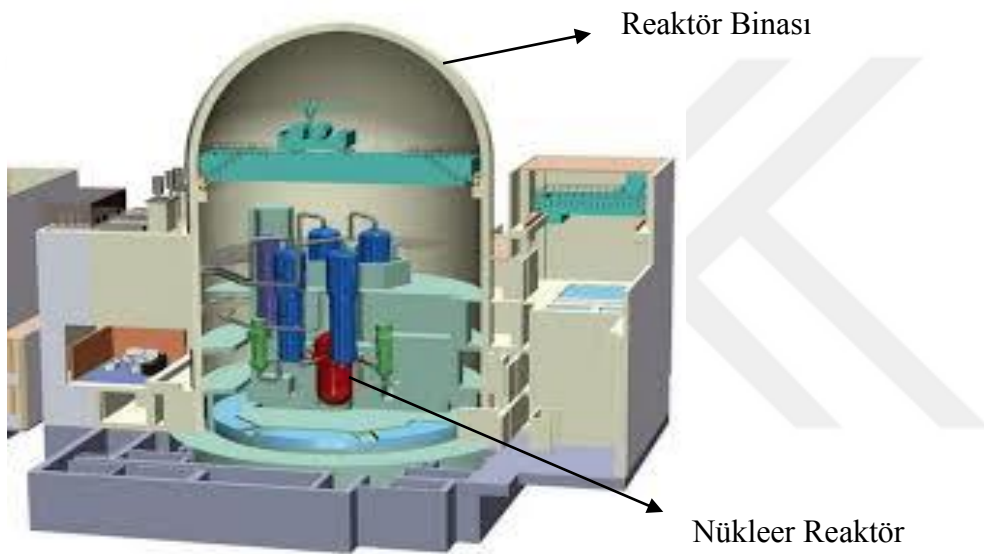
Video gösteriminde yıllar önceki olayı gerçekleştiren ekipten bombayı atan subayın açıklamalarına benzer ifadeler o şehirlerdeki olaya yakinen tanık olan ve saldırıdan sonra hayatta kalabilen kişilerce de anlatılmıştır. Patlama esnasında mavi bir ışığın oluştuğunu ve vücutlarında yanma hissi olması gibi birçok etkiden söz edilmekteydi. 1945’te iki gün arayla Japon şehirlerine atılan bombaların yapısını ve bombaları atma anını anlatan bir Amerikalı Subayı, internette yer alan videosundan alıntı yapılmıştır (URL12, 2017).

4. NÜKLEER REAKTÖR TANIMI VE REAKTÖRLERİN TARİHSEL GELİŞİMİ

4.1 Nükleer Reaktör Nedir

Reaktör, bir reaksiyonun başlamasını sağlayan ya da reaksiyonlar için gereken ortam, mekanizma veya yapılar olarak tanımlanabilir.

Nükleer Reaktörleri basit bir şekilde tanımlarsak santralde enerji üretim kaynağı olan çekirdek bölünmesi reaksiyonunun meydana geldiği mekanik yapıdır.



Şekil 4.1 Nükleer reaktör binasının reaktörün yapısına göre iç dizaynı (URL3, Anonim)

Nükleer Mühendislikte bir tanımı olarak da nötron üretimi ile kaçak ve fisyon yutulmalar arasında denge sağlamak suretiyle fisyon reaksiyonunu kontrol altında tutan kimseye zarar vermeden gerektiği kadar enerji üretebilen bir sistemdir (Aybers, 1981).

Nükleer reaktör tanımını şu şekilde de yapabiliriz; nükleer santrallerde, çekirdek reaksiyonlarının gerçekleşmesi için inşa edilen ve çekirdek reaksiyonları sonucu yüksek enerji açığa çıkmasından dolayı, reaksiyonun başlaması, reaksiyonun sürekliliğini korumak (fisyon zincir reaksiyonunun devamını sağlamak) gibi kritik aşamaların kontrol altında olması gerektiğinden hassas ölçüm ve mühendislik hesaplamaları sonucu, yapımı oldukça maliyetli kompleks ve işletimi ileri teknoloji bilgisi gerektiren yapılardır.

Çekirdek reaksiyonları sonucu çok yüksek ısı enerjisi açığa çıkar ve zincir reaksiyonunun devamını sağlamak gibi kritik aşamaların kontrol altında tutulması ve radyasyon sızmasını en aza indirmek gibi birçok güvenlik durumu santralden istenen

performansı elde etmede temel kriterlerdendir (Hewitt, 2000). Dolayısıyla reaktör binaları da özellikli bir şekilde inşa edilir.



Şekil 4.2 Nükleer santral ve reaktör binaları (URL2, Anonim)

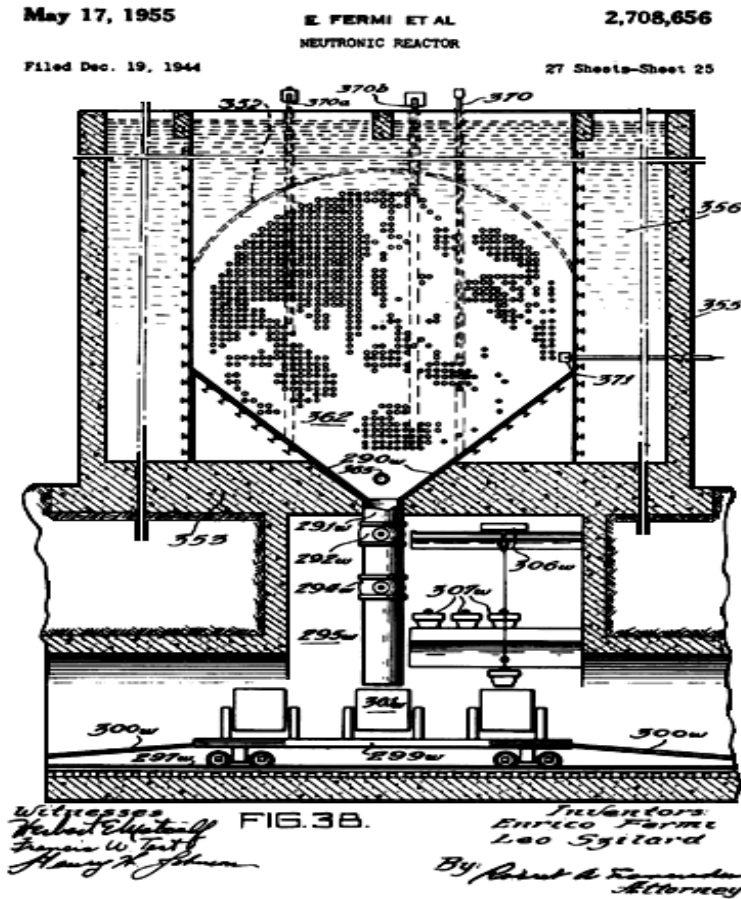
Duvar kalınlıkları 2-5m arasında değişebilen binalarda radyasyon sızmasının nerdeyse %0 olacak şekilde tasarlanması Reaktör Binalarının ayrıcalıklı özelliklerindendir.

4.2 Nükleer Reaktör Yapımının Gelişim Süreci

Dünya'daki ilk Reaktör 1942 yılında *E. Fermi, L. Szilard, G. Anderson, V. Zinn* tarafından *Chicago*'da yapıldı. 1946 yılında *IV.Kurchatov* önderliğinde Sovyet Sosyalist Cumhuriyetler Birliğinde uranyum grafit reaktörü inşa edildi (Lamarsh, 1966).

Argonnenational, yakıtı doğal uranyum, yavaşlatıcısı grafit olan reaktör Amerika'da 1944 yılında çalıştırıldı (Aybers, 1981). İlk İngiliz reaktörü 1947 yılında, Fransızların 1948'de ve Sovyetler Birliği'nin 1949 yılında çalıştırıldı (Vorobeiva, 2010; URL14, Anonim).

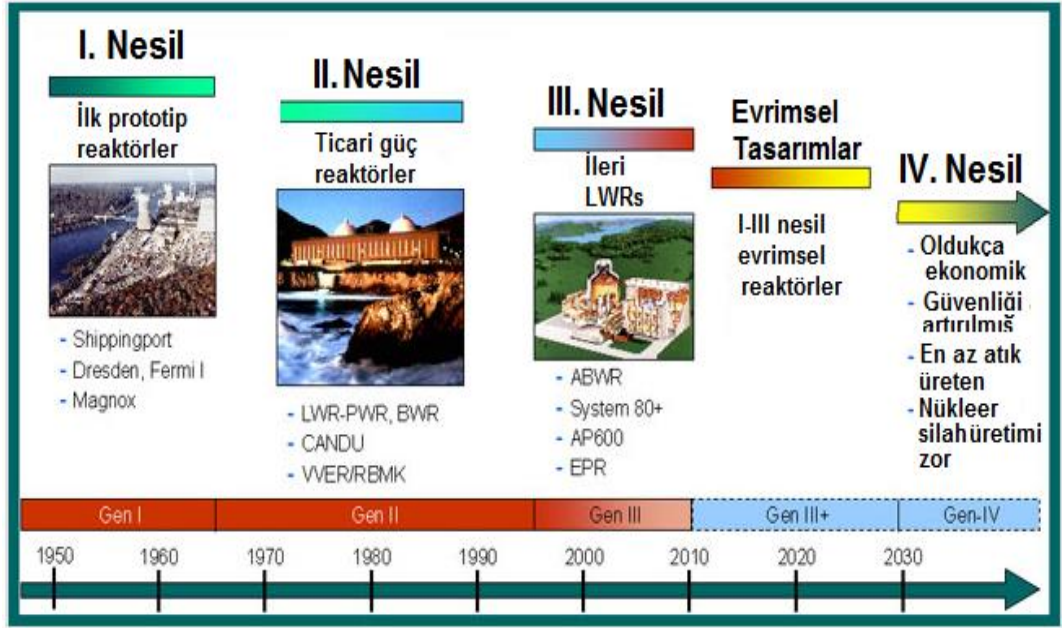
Deneme amaçlı olsa da ilk elektrik enerjisi üreten reaktör (*Breeder Reactor*) 1951 yılında ABD'de çalıştırıldı. *V. Zinn*. Sovyetler Birliği'nde ise 1955 yılında deneme amaçlı *BR-1* reaktörü çalıştırıldı (Vorobeiva, 2010).



Şekil 4.3 1955 yılına ait bir reaktör tasarımı (Lamarsh, 1966)

1951 yılından bu yana nükleer reaktörlerin kullanım amacı elektrik enerjisi üretmek odaklı oldu. 1959-1960 yılları arasında faaliyete giren “ColderHall ve Chopelcross” nükleer reaktörleri Dünya’da nükleer güç reaktörlerinin başlangıcı kabul edildi (Aybers, 1981; URL15, Anonim).

1956’dan sonra hem Dünya’daki reaktör teknolojisi hızlı bir şekilde gelişti hem de 1. Nesil, 2. Nesil, gibi reaktör nesilleri kavramı ortaya çıktı. Aynı zamanda reaktör sayıları da hızlı bir şekilde arttı.



Şekil 4.4 Nükleer reaktörlerin nesilleri (Voroberva, 2010),(Uslu, anonim)

Özetle 1895-1945 yılları arasında atom çalışmaları, radyasyon kavramı ve çekirdek bölünmeleri gibi durumlara temel oluşturdu. 1939-1945 yılları arasındaki süreçte daha çok atom bombası ve askeri amaçlı silah üretimi üzerine çalışmalar yoğunluk göstermiştir. 1956'dan sonra ticari amaçlı ve elektrik enerjisi üretmeye dayalı çalışmalar yapıldı. İleri düzeyde reaktör tasarımları günümüzde de devam etmektedir.

5. NÜKLEER REAKTÖR ÇEŞİTLERİ

Nükleer Reaktörler, fisyon nötronlarının enerjisine göre, yakıt türüne, moderatör ve soğutucu gibi temel elemanların seçimine göre, soğutma şekline, yakıt moderatör konumuna ve reaktörün kullanma amacına göre sınıflandırılır.

Çizelge 5.1 Nükleer Reaktörlerde Kullanılan Başlıca Malzemeler ve Reaktörlerin Kullanım Amacına Göre Çeşitleri (Aybers, 1981)

Nötron Enerjisine Göre	* Hızlı Nötronlar * Orta Hızlı Nötronlar * Termal (Ilık Nötronlar)	
Yakıt Elemanına Göre	* Doğal Uranyum (%0,7 U-235) * Az Zengin Uranyum (%1-5 U-235) * Çok Zengin Uranyum (U-235 > %20)	
Moderatöre Göre	* Grafit * H₂O * D₂O * Be veya BeO	
Soğutucuya Göre	* H₂O * D₂O * CO₂	* Ergimiş metaller * Organik sıvılar * He veya diğer gazlar
Soğutma Şekline Göre	* Soğutucu akışkanın dolaşması ile * Buharlaşma ile * Moderatör-Soğutucu, Soğutucu-Yakıt homojen karışımı	
Yakıt-Moderatör Konumuna Göre	* Homojen Reaktörler * Heterojen Reaktörler	
Kullanma Amacına Göre	* Araştırma Reaktörleri * Güç Reaktörleri (Elektrik üretimi) * İtici Güç Reaktörleri (Gemilerde) * Isı üretimi yapan Reaktörler * İzotop üretimi yapan Reaktörler * Fisyon malzemesi üretimi yapan Reaktörler (Üretken, Hızlı Reaktörler)	

* Şu ana kadar tasarlanan bütün Reaktörler Heterojen Reaktörlerdir.

Bir Reaktörde kullanılan temel malzemelerin neler olduklarını Çizelge 5.1'deki gibi göstermek mümkündür.

Ancak bütün farklılıklara rağmen “kullanım amacına göre” başlığı altında genel bir sınıflandırma yaparsak; Araştırma Reaktörleri, Güç Reaktörleri (Termal ya da Elektrik Üreten reaktör şeklinde de isimlendirilir), İtici Güç Reaktörleri (Gemilerde kullanılır), Isı Üretimi Yapan Reaktörler, İzotop Üretimi Yapan Reaktörler ve Fisyon Malzemesi Üretimi Yapan Reaktörler (Hızlı veya Üretken Reaktör olarak da adlandırılır) şeklinde sınıflandırılır (Aybers, 1981),(URL14, Anonim).

Bu çalışmamızda elektrik enerjisi üretmek maksatlı tasarlanan Güç Reaktörlerini göstereceğiz. Temel ayrımı nötron enerjisine ve kullanılan yakıtı göre olan reaktörlerde; hızlı nötron ve çok zengin uranyum kullanan reaktörler Hızlı Reaktör kategorisindedir. Ilık nötron denilen termal nötron ve doğal uranyum kullanan ya da orta hızlı nötron ve az zengin uranyum kullananlar Güç Reaktörleri kategorisindedir (Termal Reaktörler) (Aybers, 1981). Kullanılan nötron çeşidine göre yakıt seçimi yapılır diyebiliriz.

5.1 Termal Reaktörler (Güç Reaktörleri)

Temelde üç çeşidi olan Termal Reaktörlerin amacı elektrik enerjisi üretmektir. Termal reaktörlerde bir enerji dönüşümü meydana gelir.

Hafif Su Soğutmalı (*LWR*), Ağır Su Soğutmalı (*CANDU*) ve Gaz Soğutmalı Reaktörler termal reaktör çeşitleridir. Dünya’da en çok tercih edilen Termal Reaktör tipi *LWR* ve versiyonlarıdır.

5.1.1 Hafif su soğutmalı reaktörler (*LWR*)

Genelde soğutucusu aynı zamanda Moderatör olarak da kullanılan bu reaktörlerde soğutucu olarak su kullanıldığından su soğutmalı reaktör denir. Ayrıca borik asit de moderatöre yardımcı olarak yavaşlatıcı görevinde kullanılır.

LWR’nin de iki versiyonu vardır. *PWR* (*Pressure Water Reactor*-Basınçlı Su Reaktörü) ve *BWR* (*Boiling Water Reactor*-Kaynar Su Reaktörü).

5.1.1.1 Basınçlı su reaktörleri (*PWR*)

Birleşik Amerika Devletleri tarafından tasarlanan Basınçlı Su Reaktörleri 1957’den bu yana güç reaktörleri olarak işletilmektedir. İlk yapımı Amerika’daki *Westinghous* firmasına aittir(Aybers, 1981; URL6, Anonim). Reaktör kabındaki

soğutucunun kaynamasını engelleyen yüksek basınçtan dolayı basınçlı su soğutmalı reaktör şeklinde adlandırılır.

Çizelge 5.2 PWR' nin ilk üç tasarımını gösteren tablo

Tip	Reaktör Adı	Ülke	Yıl	Reaktör Gücü	Yakıt
PWR	Sinipinport Santrali	ABD	1957	60 MWe	$^{235}\text{UO}_2$
PWR	İndian-Point-1 Santrali	ABD	1960	255 MWe	$^{235}\text{UO}_2$
PWR	İndian-Point-2 Santrali	ABD	1970	873 MWe	$^{235}\text{UO}_2$

Yukarıdaki tabloda görüldüğü gibi *PWR*'nin ilk üç tasarımıyla 20. yüzyılın son yarısında artık nükleer tesis kurma faaliyetleri böylece meşrutiye kazanmış oldu.

Günümüzde yirmiden fazla ülkenin kullandığı Basınçlı Su Reaktörlerinin işletmedeki sayısı 301, Türkiye de dahil birçok ülkede 15'ten fazla *PWR* inşaat aşamasındadır.

PWR'yi geliştirip *VVER* serisi altında birçok tipini üreten ise Rusya'dır. Dolayısıyla Basınçlı Su Reaktörlerini *PWR* ve *VVER* çeşidi olarak da kategorize etmemizde bir sakınca bulunmamaktadır.

PWR ve *VVER* reaktörlerinin çeşitli versiyonlarını kullanan ülkeler çoğunluktadır. Rusya'nın geliştirdiği *VVER* tipini başta Rusya, Ukrayna, Almanya, İran gibi birçok ülke kullanmaktadır (URL13, Anonim; URL15, Anonim). Türkiye'de 2023 yılında faaliyete girecek olan reaktör de bu tip bir reaktördür.

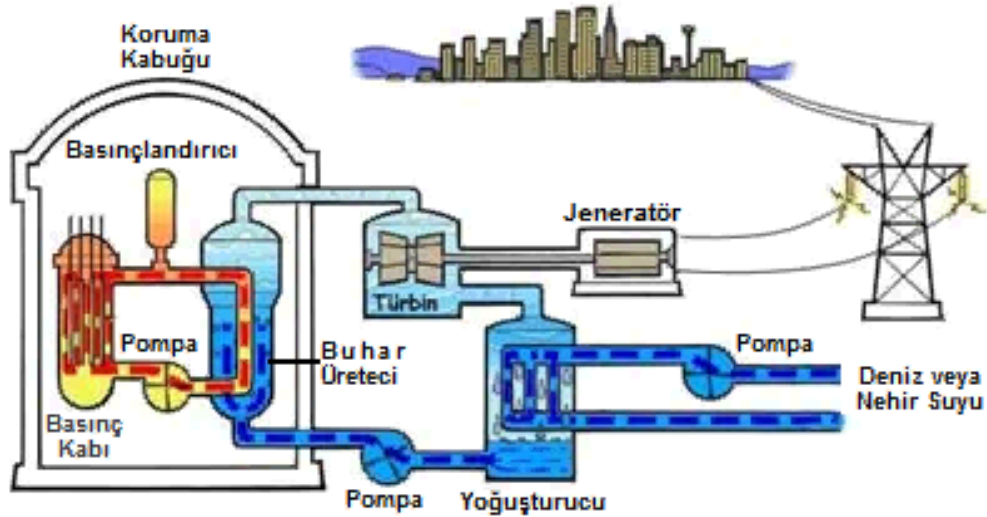
PWR'nin gerek *VVER* serisi şeklinde gerek *PWR* olarak, nihayetinde Basınçlı Su Reaktörleri olarak en çok tercih edilmesinin nedenlerinden biri yakıt türüdür. Az miktarda zenginleştirilmiş UO_2 kullanımı enerji kaynağı olan U-235 izotopu için hususi bir işlem gerektirmediğinden yakıt teminini kolaylaştırmaktadır (Aybers, 1981),(URL7, Anonim).

PWR'nin avantaj ve dezavantajından bahsedecek olursak, sistem basıncı yüksek olduğundan daha yüksek maliyet gerektiren malzemeler kullanılır. Ayrıca yakıt yükleme sırasında reaktörün kapalı olması gerekir. Bu iki durum bu reaktör kullanımında dezavantaj olarak görülebilir (URL10, Anonim; Rapor, Mayıs,2017).

Genel teknik özellikleri ise aşağıdaki gibi gösterilebilir.

- 400-1200 MW arası elektrik enerjisi üretim kapasiteli, (VVER-1200 için de bu değer 1200)
- %3.2 oranında zenginleştirilmiş ^{235}U elementini (UO_2 olarak) yakıt olarak kullanmakta, (VVER-1200 için bu oran %3.4)
- Soğutucu çıkış sıcaklığı 324°C , (maksimum gelinen çıkış sıcaklığı)
- Reaktör kabındaki basınç 2250 psi (15 MPa),
- Kor yüksekliği 3.7 m, çapı 3 m,
- Moderatörü hafif su (H_2O),
- Soğutucu hafif su (H_2O),
- Reaktör verimi %32 civarındadır, bu değer VVER-1200 için %37 oranına çıkarılmıştır (Rapor, Mayıs, 2017).
- Reaktör Kabı yüksekliği yaklaşık 12 m, çapı yaklaşık 4 m ve 20 cm kalınlığında çelik yapı,
- Yakıt çubukları ve peletleri zirkolay ile kaplanmıştır.

PWR ile ilgili bir tasarım Şekil 5.1' de gösterilmektedir.

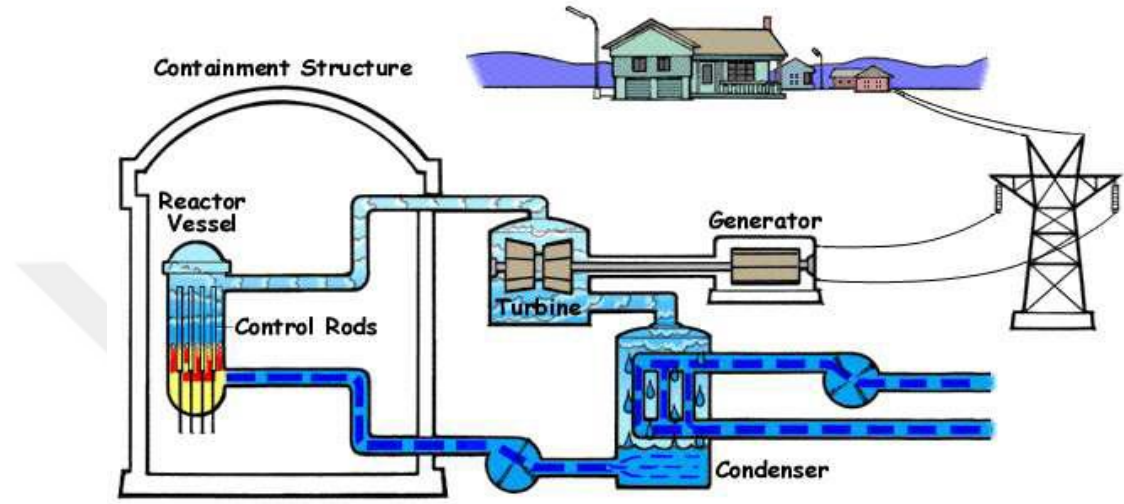


Şekil 5.1 PWR ye ait bir şekil (Uslu, anonim)

5.1.1.2 Kaynar su reaktörleri (BWR)

İlk olarak deneysel BWR, Birleşik Amerika'da Argonne Ulusal Araştırma Merkezinde 1956'da kuruldu. Reaktör Kabı (Basınç Kabı) içindeki soğutucunun

kaynamasına izin verilip çıkan buharı doğrudan elektrik üreten türbinlere gönderdiği için Kaynar Su Reaktörleri ya da Buharlı Reaktör adını almıştır. General Elektrik Tarafından geliştirilip ilk ticari örneği 1960'da *Chicago* yakınlarında *Dresden I* Nükleer Santrali olarak işletmeye alınmıştır. 180 MWe gücünde çalışmıştır (Aybers, 1981).



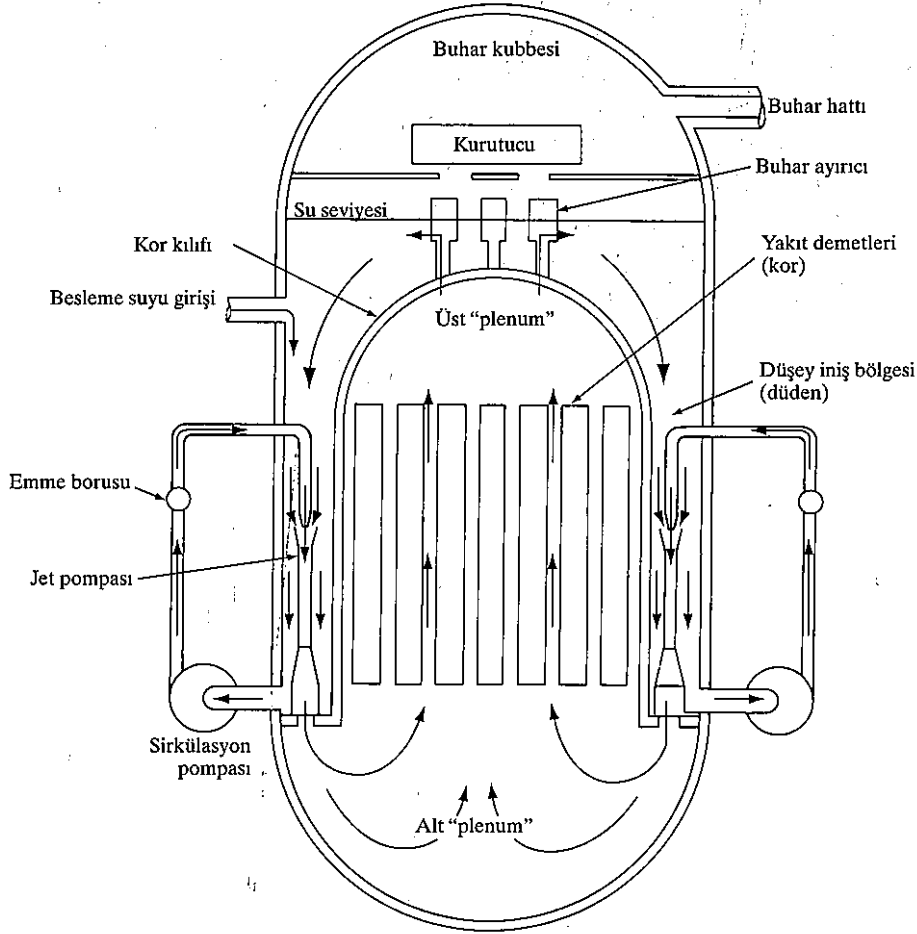
Şekil 5.2 BWR ye ait bir şekil (Rapor, Mayıs,2017)

Dünya'da ticari olarak her ne kadar *PWR*'den sonra tercih edilen ikinci tip reaktör olsa da günümüzde pek tercih edilmemekte ve alternatif reaktör tasarımları listesinden de yavaş yavaş çıkarılmaktadır. Almanya'daki birçok reaktörün işletmeden çıkarılması ve işletme ömrü dolan bu tip reaktörlerin işletme sürelerinin uzatılmaması bunun örneklerindendir.

Başta ABD olmak üzere, Hindistan, Japonya ve Tayvan gibi Asya ülkeleri ve Almanya, Hollanda, Finlandiya başta olmak üzere birçok Avrupa Ülkelerinde kullanımı yaygındır (URL13, Anonim),(URL9, Anonim). Bütün *BWR*'ler için ortalama teknik özellikleri aşağıdaki gibi sıralayabiliriz;

- Reaktör kabı yüksekliği 21 m, çapı 6 m ve kalınlığı 15 cm kadar çelik yapıdadır,
- 600 MW elektrik enerjisi üretim kapasitesine sahip,
- %2.6 oranında zenginleştirilmiş uranyum (UO_2 olarak) yakıtı kullanılır,
- Kor yüksekliği 3.7 m, çapı 3.7 m,
- Reaktör verimi %32,

- 1000-1050 psi arasında *PWR*’ ye göre düşük basınçta olduğundan soğutucu çıkış sıcaklığı 286⁰C’ dir,
- Yakıtlar zirkolay ile çevrili peletlerde ve yakıt çubuklarında bulunmakta,
- Moderatör ve Soğutucu olarak hafif su (H₂O) kullanılmaktadır.



Şekil 5.3 BWR ye ait bir reaktör ve bağlı ekipmanları (Lamarsh, 2001)

Yakıt değişimi esnasında reaktörün kapalı olması, kaynamadan dolayı düşük güç üretim yoğunluğuna sahip olması, türbinin fısyon ürünleri tarafından kirlenmesi, (çünkü soğutucu, reaktör kalbinden geçmekte ve radyasyon yüklüdür) türbin odasının radyasyon sızdırmasına karşı zırhlanmasını gerektiren durumlar dezavantaj olarak görülebilir.

BWR’nin enerji verimliliği göz önüne alındığında gelişmiş hali dediğimiz özel bir tasarımından bahsedemeyiz. Ancak Rus tipi Kaynar Su Reaktör çeşidi vardır.

PWR'de olduğu gibi yine çoğunlukla kendi alternatif teknolojisini kullanarak tasarladığı *RBMK* olarak adlandırılan Hafif Su Soğutmalı, Grafit Yavaşlatıcı Reaktör tipi vardır.

RBMK

Daha çok Plütonyum üretmek için geliştirilmiş bir termal (güç) reaktörüdür. Bazı teknik özellikleri aşağıdaki gibidir.

- Enerji üretim kapasitesi 4800 MW elektrik
- Kor yüksekliği 7m civarında
- %2 oranında zenginleştirilmiş U-235 izotopu UO_2 bileşiği şeklinde yakıt olarak kullanmakta
- Soğutucunun ortalama çıkış sıcaklığı $284^{\circ}C$
- Buhar basıncı 7 MPa'dır.

1950'lerde tasarlanan bu reaktör çeşidi günümüzde kullanılan eski reaktör tiplerindendir. Rusya, Litvanya ve Ukrayna tarafından işletilmektedir (URL4, Anonim),(URL13, Anonim).



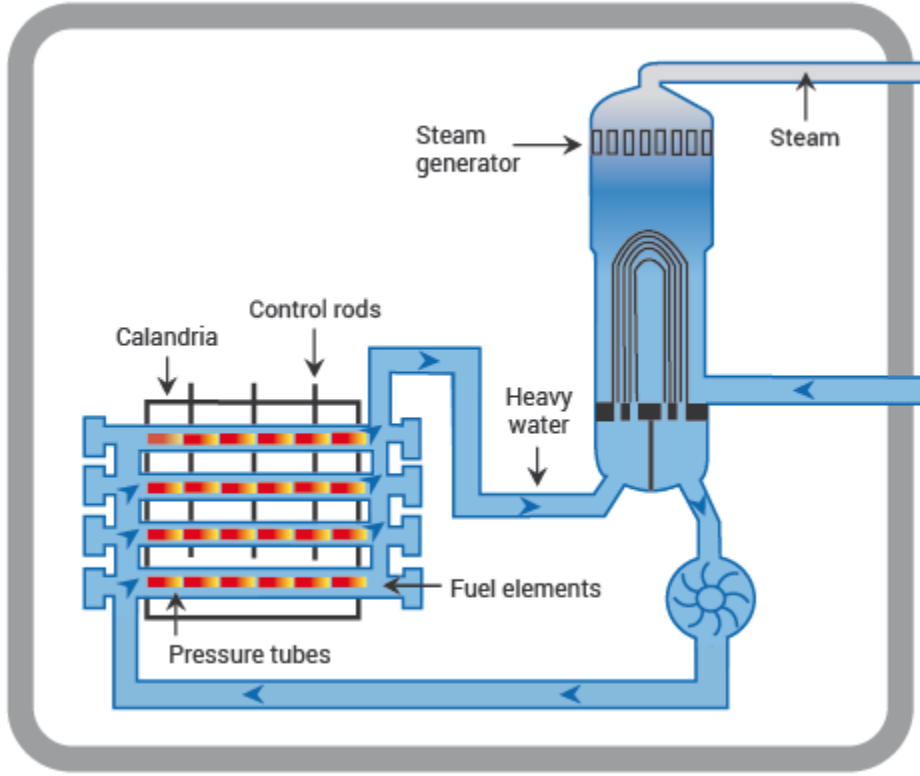
Şekil 5.4 Rusya 'da Leningrad güç santrali (RBMK)(Rapor, Mayıs,2017)

5.1.2 Ağır su soğutmalı reaktörler (CANDU/PHWR)

PWR'nin ayırt edici bir özellikte farklı bir versiyonu olan bu reaktör tipi, Kanada'nın yapıp geliştirdiği reaktör tipidir. Ağır su dediğimiz D_2O bileşiğini soğutucu olarak kullandığından Basınçlı Ağır Su Soğutmalı Reaktör olarak da adlandırılır. *CANDU* olarak özel isimlendirilmesinin sebebi de (*Canadian Doterium Uranium*) kelimelerinin baş harflerini kullanan Kanada'nın kendi tasarımı olduğundandır.

Nitekim 1962 yılında Kanada’da servise giren 20 MWe gücündeki NPD reaktörü, CANDU-PHWR reaktörlerinin öncüsü olmuştur (Aybers, 1981).

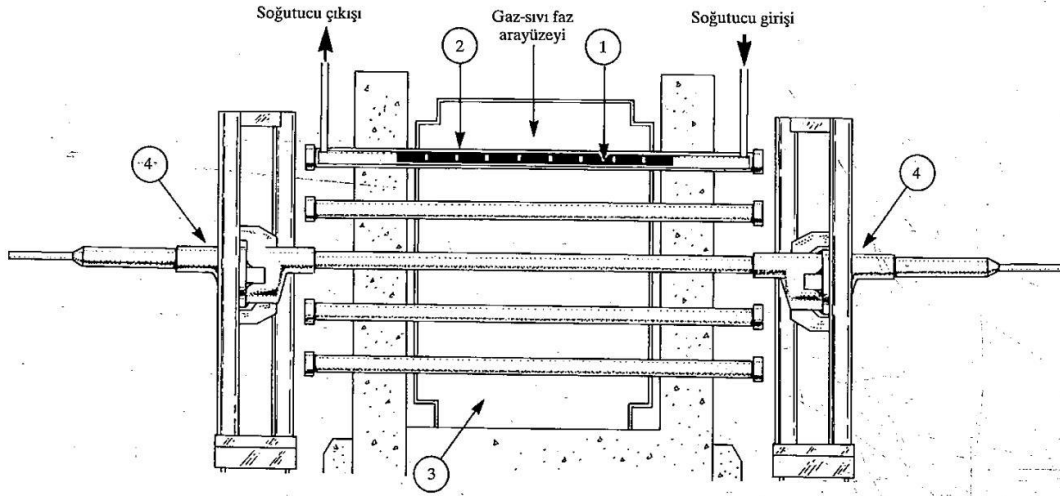
Bu reaktörlerde yakıt olarak doğal uranyum, moderatör ve soğutucu olarak da basınçlı D₂O kullanılır. Diğer reaktör çeşitlerinden tasarım olarak en belirgin farkı reaktör kabının yatay olmasıdır.



Şekil 5.5 CANDU reaktör basınç kabı (Rapor, Mayıs,2017)

Aynı zamanda moderatör ağır su soğutucu hafif su olanlar da vardır. Aşağıda CANDU/PHWR ye ait genel teknik özellikler verilmiştir.

- Yakıtı LWR’deki gibi UO₂ olarak doğal uranyum, zirkolay ile çevrili peletlerde ve yakıt çubuklarında bulunan uranyumdur,
- 600 MW elektrik enerjisi üretim kapasitesine sahip,
- Soğutucu çıkış sıcaklığı 305⁰C,
- 1285 psi basınca sahip,
- Kor yüksekliği 7.1 m, çapı 5.9 m,
- Reaktör verimi %30,
- Moderatörü Ağır su (D₂O),
- Soğutucu olarak ise hafif su (H₂O) kullanılmaktadır.



Şekil 5.6 CANDU ya ait basınç kabının şematik gösterimi (Lamarsh, 2001)

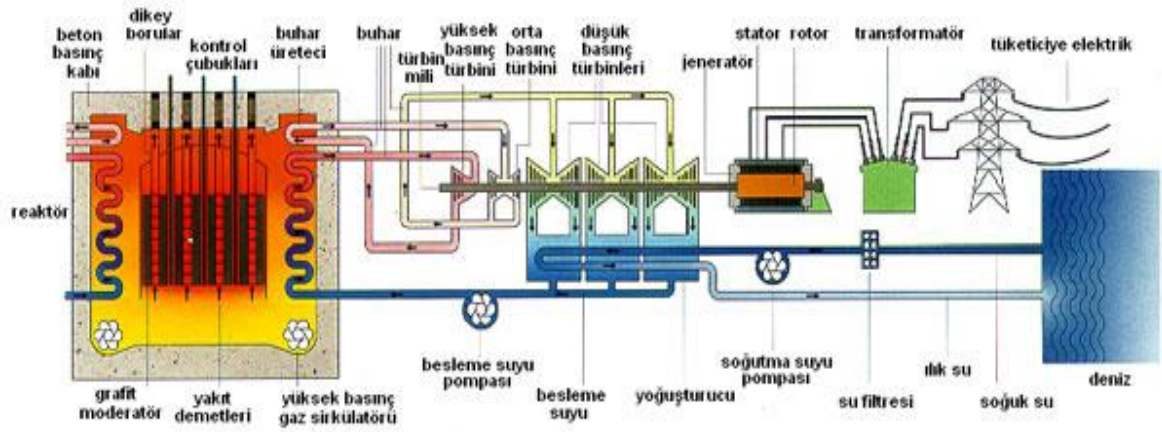
Burada yakıt yükleme sırasında reaktörün kapatılmasına gerek yoktur. Ağır su çok iyi bir moderatördür ve soğutucu kaybı durumunda moderatör fazla ısıyı çekmek için kullanılır.

Ağır su çok iyi bir moderatör olmakla birlikte elde edilmesi maliyet gerektirir ve yakıt yükleme işlemi esnasında ağır su kaybına karşı sistem sızdırmazlığının sağlanması gerekmektedir. Bu durumlar da birer dezavantaj olarak görülebilir. Ayrıca yakıt yükleme sırasında reaktörün kapatılmasına gerek yoktur. Bu da diğer reaktörlerden önemli bir farktır.

5.1.3 Grafit moderatörlü gaz soğutucu reaktörler (GCR)

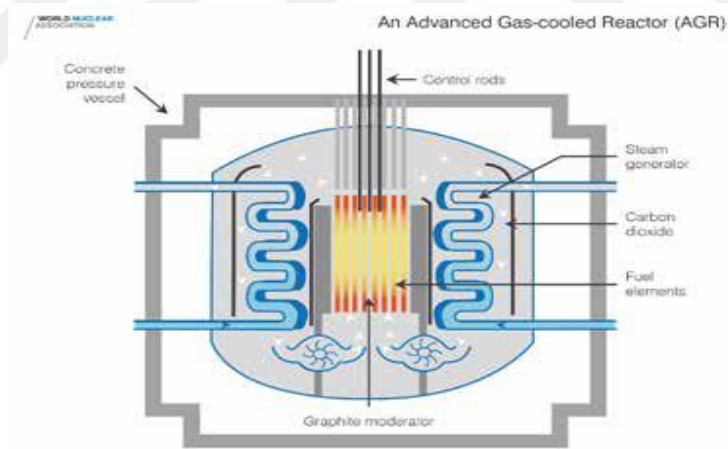
1950-1960 yılları arasında Amerika'da LWR geliştirilirken, İngiltere ve Fransa'da Gaz soğutmalı (CO_2), Grafit yavaşlatıcı reaktör geliştirildi. Yakıtı doğal uranyum olan MGCR tipi bu reaktörler, 1959 yılından yakın zamana kadar İngiltere ve Fransa'da kullanılmıştır (Vorobeiva, 2010).

Gaz soğutmalı reaktörlerden elde edilen enerji verimi diğer reaktörlere göre daha fazladır. Çünkü soğutucusunun gaz olmasından dolayı çok yüksek sıcaklıkta faz değişimi söz konusu olmadığından soğutucu çıkış sıcaklığı 700°C ' ye kadar ulaşabilmektedir.



Şekil 5.7 GCR ye ait şekil (URL2, Anonim)

GCR'nin gelişmiş bir versiyonu olan ve aynı süreçte tasarlanıp işleme alınan AGR'lerde ise %2 oranında zenginleştirilmiş UO_2 lokumları yakıt olarak kullanıldı. Ayrıca reaktör kabının 1/3 oranında küçültülmesi de elde edilen enerji verimini arttırdığını göstermektedir. Fakat temelde MGR'nin teknolojisi kullanılarak tasarlanmıştır. İngiltere ve Fransa'nın yanı sıra İtalya, İspanya, Japonya gibi ülkeler de bu tip reaktörleri kullanmaktadır.



Şekil 5.8 AGR ye ait bir resim (Rapor, Mayıs,2017)

Gaz soğutmalı reaktörlerin bir diğer gelişmiş tipi Amerikan yapımı Yüksek Sıcaklıkta Gaz Soğutmalı Reaktörlerdir (*High Temperature Gass Cooled Reactors-HTGR*). Yakıt olarak Toryum elementini kullanmaktadır (Mandi, 2018). Ancak henüz güç üretimi için kullanılamayan 4. Nesil geliştirilmiş reaktör gurubunda olan bir reaktör tipidir.

5.2 Araştırma Reaktörleri

Günümüzde Dünya'nın belli başlı ülkelerinde enerji üretimi için daha çok nükleer reaktörlerin tercih edilmesinin temelinde, araştırma reaktörlerindeki uzun süreli çalışmaların sonucunda elde edilen bilgi ve yetişen elemanların tecrübeleri yatmaktadır (Eren, 2001)

1942 yılında ilk reaktörün kurulmasından bu yana yüzlerce araştırma reaktörlerindeki deneyler ve gelişmeler nükleer teknoloji için büyük bir birikim oluşturdu.

Araştırma reaktörleri için belli bir model yoktur. Bütün reaktör tiplerinin araştırma reaktör modeli olabilir (Eren, 2001). Hatta diyebiliriz ki her tipteki reaktörün öncelikle bir prototipi olarak araştırma reaktöründe testleri yapılmıştır.

Ancak araştırmanın şekline ve beklentilere göre araştırma reaktörlerinde bazı özellikler aranır. Reaktör korunumun kolayca gözlemlenebilmesi ve ulaşılması, yakıt elemanlarının kolayca değiştiriliyor olabilmesi, reaktör gücünün veya maksimum sıcaklığın düşük veya yüksek düzeyde tutulması vb. gibi birçok özellikler araştırma reaktörlerini çeşitli kılmaktadır (Eren, 2001).

Araştırma reaktörlerinin ayrıcalıklı farklarından biri tecrübe sahibi olmayan elemanların yapabilecekleri olası birçok hataya karşı güvenli dizayn edilmeleridir. Çünkü Araştırma reaktörleri deneysel amaçlarla ve nükleer çalışmalar alanında nitelikli eleman yetiştirmek maksadıyla kurulmaktadır. Dolayısıyla araştırma reaktörlerinin çoğu otomatik sistem güvenliği özelliklerine sahiptir.

Sadece araştırma, deney yapma nükleer tıp alanındaki araştırmalar veya kalifiye eleman yetiştirmek için değil, radyoizotop üretimi, nötron üretimi, ısıtma ve küçük çaplı elektrik üretimi gibi farklı birçok amaçlar için tasarlanabilirler (Eren, 2001),

5.2.1 Türkiye'deki araştırma reaktörü TRİGA -MARK II

Türkiye'nin ilk nükleer reaktörü, 1962 yılında İstanbul'da Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezinde 1MW gücünde TR-1 adlı havuz tipi araştırma reaktörü olarak işletmeye alındı (Eren, 2001).

İstanbul Teknik Üniversitesi Enerji Enstitüsü *TRIGA-MARKII* reaktörü de 11.03.1979 yılında kritik yapılmıştır (URL1, Anonim).

Açılımı, *Training-Research-Isotope Production-General Atomic* olan *TRIGA-MARKII* reaktörümüz bir araştırma reaktörüdür. İsmi Eğitim, Araştırma, İzotop üretimi

General Atomic (Reaktör yapımcı firması)'in İngilizce baş harflerinin bir araya getirilmesinden meydana gelir. *MARK-II* ise *TRIGA*'ların çeşitleri arasında yer seviyesi üstünde inşa edilen ve kalbi sabit olan bir tipin adıdır. Bu yüzden *TRIGA –MARKII* olarak adlandırılır. *TRIGA-MARKII* reaktörümüz Dünya'daki *TRIGA*'ların 54. sü olarak inşa edilmiştir ve işletmeye alınmıştır.

Bir araştırma reaktörünün birçok sistem özelliğine sahip *TRIGA-MARKII* reaktörünün teknik bazı özelliklerini kısaca yazalım.

- Homojen ve açık tank tipine sahip,
- Soğutucusu hafif su (de-mineralize su),
- Yavaşlatıcısı Zirkonyum Hidrit ve hafif su,
- Yansıtıcısı Grafit ve hafif su, (burada grafitin kullanımı çubuk şeklinde olup belli bir geometrik şekilde dizilmiştir.)
- Başlangıçtaki reaktivite fazlası $\%2.1\delta k/k$ dır,
- Kararlı ve darbeli olarak iki şekilde çalıştırılabilir. Kararlı çalışmada 250 KW' da çalışmakta, darbeli (Pulsing) çalışmada ise çok kısa bir sürede 1200 MW güç seviyesine ulaşabilmektedir,
- Araştırma *TRIGA* için su sıcaklığı üst limiti 60°C 'dir. Ancak prensip olarak 40°C ' yi geçmemektedir,
- Reaktörde farklı enerji ve yoğunlukta nötronlar ve gamalar elde edebilmek için ıslama düzenekleri bulunmaktadır,
- Isı değiştirici sistemi, yakıtlar nedeniyle ısınan suyu soğutmak amacıyla kullanılır, ayrıca havuz içerisindeki suyun minerallerinden arınması için arıtıcı bir sistem bulunmaktadır,
- Fisyon parçacıklarını, reaktör gücünü ölçen gaz detektörleri bulunmaktadır,

Burada *TRIGA* 'nın kontrol sistemine de kısaca değinelim. Reaktör kararlı ve darbeli olarak iki ayrı işletme şeklinden herhangi birinde çalıştırılabilmektedir.

Kararlı işletmede

Reaktör üç adet boron-karbür kontrol çubuğu yardımı ile kontrol altında bulundurulur ve reaktör kumanda konsolundan elle kumanda edilir. Otomatik çalışmada, otomatik kontrol devresi yalnız ayar çubuğuna kumanda ederek önceden karar verilen bir güçte reaktörün gücünü sabit tutar.

Yüzde güç Ölçüm Kanalları (Linear Power Safety Channal)

Yüzde güç kanalları iki tanedir. Reaktör kalbi civarındaki iki ayrı fakat aynı özelliklere sahip fisyon odasından sinyal alırlar. Elde edilen sinyaller, kumanda konsolundaki sağ ve sol çekmecelerdeki “% güç” göstergelerinde gözlenebilir. Kanallar tam gücün % 20 sine kadar göstermezler. Tam gücün % 20 ile % 110 ’u arasında güç değişimlerini duyarlı bir şekilde gösterirler. Bu kanallar üzerinde gücün % 110 ’a ulaşması anında reaktörü otomatik olarak durduracak scram devreleri bulunmaktadır.

Yakıt Sıcaklığı Kanalları

Raektör kalbi içinde Cromel-Alumel ısı çifti ile donatılmış iki yakıt elemanı vardır. Isıl çiftinden alınan sinyaller kumanda konsolundaki sağ ve sol çekmecelerde bulunan yakıt sıcaklığı göstergelerinde gösterilir. Yakıt sıcaklığının üst sınırı 550 °C olarak belirlenmiştir. Sıcaklık bu sınıra ulaşınca reaktör otomatik olarak durur.

Darbeli İşletme Devreleri

Reaktörün darbeli şekilde çalıştırılabilmesi için, önce sürekli işletme şeklinde 1 KW’ın altında, genellikle de 10 W-100 W arasında, belli bir güçte reaktör, darbe çubuğu tam aşağıda iken güvenlik ve ayar çubukları ile kritik yapılır. Reaktörün nötron akısı ve yakıt sıcaklığı aniden belirli tepe değerlerine erişir ve yakıt çubuklarının ani negatif sıcaklık geri besleme katsayısının etkisiyle hızlı bir şekilde tekrar azalır.

Darbe çubuğu önceden ayarlanmış bir süre (20 ms) sonunda tekrar reaktör içine geri düşer.

Maksimum darbeli çalışma gücü 1200 MW’ta ortalama 20 ms’dir.

Not: 11.03.2021 tarihinde İTÜ Enerji Enstitüsü Araştırma Reaktörüne yapmış olduğum teknik gezide araştırma bilgilendirilme ve yaptığım gözlemlerin sonucundaki bilgilerdir.Yasal olarak fotoğraf çekimine izin verilmediğinden herhangi bir görsel eklenemedi.

5.3 Hızlı (Üretken) Reaktörler

Hızlı reaktörlerin hızlı reaktör ya da üretken (*breeder*) reaktör olarak adlandırılmasının birçok sebebi vardır. En temel sebep ise hızlı nötron kullanıldığından fisyon tesir kesitleri daha az olup kullanılan yakıttan, atık yakıtı oranla daha çok fisil malzeme meydana getirirler.

Çok zenginleştirilmiş U-235 yakıt olarak kullanılır (URL11, Anonim). Hızlı reaktör çalışmaları 1951 yılından beri başlamıştır. 1974'e kadar İngiltere, Rusya, Amerika ve Fransa bu tip reaktörler üzerine yoğun çalışmış ve birçok hızlı reaktör tesisini işletmeye almıştır.

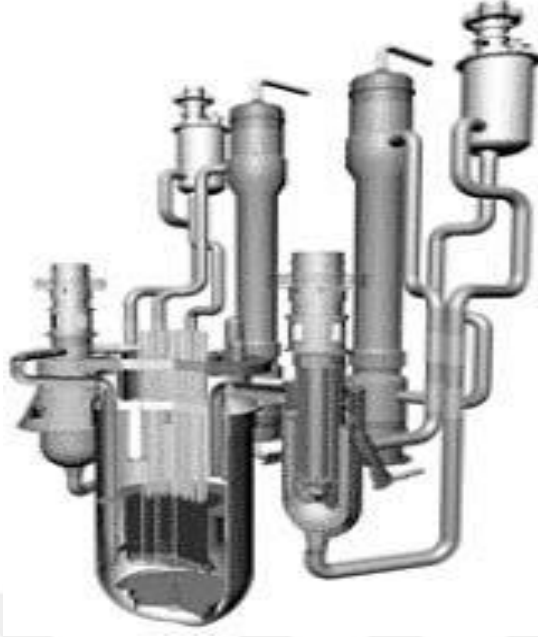
1959'da servise giren 14 MWe gücündeki *DFR* Doonreay reaktörü, ABD'de 1951'de *EBR-1* ve 1963'te 62 MW_t gücündeki *EBR-2* (Idoho Milli Reaktör Merkezi) prototip reaktörleri ve 1963'de *Michigan*'da 60 MWe gücünde *Enriko Fermi (EF-FBR)* reaktörleri ve Sovyetlerde 1955'de ilk hızlı reaktör *BR-1* prototipi ve *BN-350* ve *BN-600* gibi hızlı reaktörleri ve yine aynı dönemde Fransa'daki çalışmalar sonucunda *CADARACHE* araştırma merkezinde 1962'de *Harmonie* reaktörü, 1967'de kritik olan 20 MW_t gücündeki *Rapsodie* gibi, birçok hızlı reaktör tipi 20. yüzyılın son yarısında işleme alınmıştır (URL5, Anonim).

Hızlı reaktör gelişim sürecinde bu teknoloji çoğunlukla batı ülkelerinin ve Rusya'nın üzerinde çalıştığı bir teknoloji olmuştur (I.A.E.A, 2009).

FBR'leri günümüzde hem *Breeder* (Üretken) olarak hem de güç (elektrik üreten) reaktörü olarak tasarlamak için birçok ülkede çalışmalar devam etmektedir.

Çünkü bu tip reaktörlerde element dönüşümü sırasında yine enerji açığa çıkmaktadır ve reaktör aynı zamanda elektrik enerjisinin üretimi için kullanılan buhar üretimini gerçekleştirebilmektedir. Yani iki işi aynı anda yapma mekanizması mevcuttur (Ahn, 2013).

Dolayısıyla hem bu teknolojinin ortaya çıktığı Amerika, İngiltere, Rusya ve Fransa gibi ülkelerin yanı sıra, Dünya'nın birçok ülkesinde, Japonya, Hindistan, Çin gibi ve daha birçok ülkede *FBR* üzerine çalışmalar vardır. Japonya'ya ait bir hızlı reaktör tasarımı Şekil.5.9' da gösterilmiştir.



Şekil 5.9 Japon tasarımına ait Mitsubishi Heavy Industries isimli bir hızlı reaktör dizaynı (Voroberva, 2010)

Sıvı Metal Soğutmalı Hızlı Reaktörler (*LMFBR*) bunun en iyi örneğidir. Kullanılan soğutucu sıvı metal yapıda olup, ısıyı çok iyi bir şekilde transfer edecek bir madde olarak seçilmektedir (URL5, Anonim).

Soğutucu olarak genelde ısı transferi çok iyi olan sıvı sodyum kullanılmaktadır. Yakıt elemanı, Pu ve çok zengin U karışımı olarak ve zirkolay yerine daha güçlü paslanmaz çelikte kaplanmış peletler halinde iğne tipli çubuklara yerleştirilir (Kim, 2013).

Hızlı Reaktörlerin hem gelişmiş tipleri üzerine hem de gaz soğutucu tipleri üzerine de çalışmalar yapılmaktadır (Mykle Schneider And Antony Froggatt, 2004). İleride tasarlanması planlanan gaz soğutmalı hızlı reaktör tasarımları Çizelge 5.3.' de gösterilmiştir.

Çizelge 5.3 Gelecekte işleme alınması tasarlanan gelişmiş reaktör listesi

Reaktör Adı	Türü	Soğutucu Çeşidi	Çıkış Sıcaklığı °C	Basınç	Yakıt Türü	Yakıt Çevrimi	Güç	Kullanım Amacı
Gass Cooled Fast Reactor	Hızlı	Helyum	850	Yüksek	U ²³⁸	Kapalı	288	Elektrik Ve Hidrojen Üretimi
Lead Cooled Fast Reactor	Hızlı	Pb-Bi (kurşun-bizmut)	550-800	Düşük	U ²³⁸	Kısmen kapalı	1200	Elektrik Ve Hidrojen Üretimi
Molten-Salt Reactor	Epitermal	Florür tuzu	700-800	Düşük	UF Tuz	Kapalı	1000	Elektrik Ve Hidrojen Üretimi
Sodium-Cooled Reactor	Hızlı	Sodyum	550	Düşük	U ²³⁸ magnezyum Oksit karışımı	Kapalı	1200	Sadece Elektrik Üretimi
Super Critical Cooled Reactor	Termal Veya Hızlı	Su	510-550	Çok Yüksek	UO ₂	Termal (açık) Hızlı (kapalı)	1500	Sadece Elektrik Üretimi
Very High Temperature Gass Reactor	Termal	Helyum	1000	Yüksek	UO ₂	Açık	250	Elektrik Ve Hidrojen Üretimi

Sonuç olarak Dünya'daki mevcut nükleer güç reaktör çeşitlerini, sayısını ve bazı temel teknik özellikleriyle özet olarak bir Çizelge 5.4' te gösterecek olursak nükleer teknoloji alanındaki çalışmaların ne denli büyük bir birikimle bugüne ulaştığını ve özellikle enerji üretimi için önemini görmüş olacağız.

Çizelge 5.4 Dünyada kullanılan reaktör çeşidi listesi ve sayısı

REAKTÖR TİPİ	SAYI	MODERATÖR	SOĞUTUCU	YAKIT	REAKTÖR GÜCÜ (GWe)
PWR	301	Hafif Su	Hafif Su	Zenginleştirilmiş UO ₂	250.5
BWR	72	Hafif Su	Hafif Su	Zenginleştirilmiş UO ₂	86.4
CANDU /PHWR	49	Ağır Su	Ağır Su	Doğal UO ₂	23.6
AGR& MAGNOX (gass cooled reactor)	14	Grafit	CO ₂ (Karbondioksit)	Doğal U (Metal), Zenginleştirilmiş UO ₂	10.8
RBMK	15	Grafit	Hafif Su	Zenginleştirilmiş UO ₂	12.3
FBR	3	Yok	Sıvı Sodyum	PuO ₂ ve Çok zenginleştirilmiş UO ₂	1.0
TOPLAM	454				

2018’ deki güncel bilgilerle ve 2010 yılındaki bilgileri harmanlayarak tablo halinde göstermeye çalıştık şu an dünyada 454 nükleer santral işletme halinde 50’ ye yakını inşaat aşamasında olup ve 15 yeni ileri teknoloji tasarımından söz edilmektedir (Vorobeva, 2010).

6. VVER-1200 REAKTÖRÜNÜN GENEL ÇALIŞMA PRENSİBİNİN İNCELENMESİ

VVER-1200 Reaktör tipi basınçlı su soğutmalı bir reaktör çeşidi olup Rus tasarımı ve VVER serisinin en son tasarımıdır.

Bu son tasarımlardan, iki ünite *Sosnovyi Bor (Leningrad II)*, iki ünite *Novovoronezh (Novovoronezh II)* ve iki ünite *Kaliningrad Region (Baltic Project)* olarak Rusya’da yapım aşamasındadır. Türkiye’de dört ünite olarak yapılması planlanan VVER-1200 (*Novovoronezh II*) reaktörünün iki versiyonundan biri olan VVER-392M tipi inşaat aşamasındadır (Rosatom, 2006).

2023 yılında birinci reaktör işleme açılacak olup reaktör gücü 1200 MW olacaktır. Aynı zamanda bu reaktör üreteceği güçten dolayı VVER-1200 olarak adlandırılmaktadır.

Bütün reaktörlerde olduğu gibi VVER-1200 reaktörün de çalışmasını, verimini ve gücünü etkileyen en önemli durum reaktör tasarımı ve kullanılan malzemelerdir.

6.1 VVER-1200 Reaktöründe Kullanılan Malzemeler

Reaktör tasarımı birbiri ile uyuşan, yakıt zarf, moderatör ve soğutucu gibi temel elemanların seçimi ile başlar (Aybers, 1981).

VVER-1200’de kullanılan malzemeler reaktörden beklenen enerjiye ve verime göre seçilmiştir. İstenen verim öncesinden hesaplandığı için kullanılan malzemeler de tasarımıyla uyushmaktadır.

VVER-1200’de kullanılan temel malzemeler neredeyse bütün reaktör çeşitleri için aynıdır. Bunlar genelde üç ana başlık altında gruplansa da nükleer reaktörlerdeki her bir parça ve malzeme reaktörün işletimi için son derece önemlidir. Temel malzemeleri öncelikli sırada söyleyecek olursak; **yakıt, moderatör-soğutucu, kontrol çubukları** bir reaktör işletiminde temel malzemelerdir.

Bu temel malzemelerin yanı sıra nötron kaynağı da nükleer reaksiyon için ana ekipmandır. Çünkü reaktör kalbinde gerçekleşecek olan fisyon reaksiyonunda, nötron akısından gelen nötronların şiddeti ve fisyon yapabilecek hıza gelme süresi, fisyon sonucu açığa çıkan nötronların yavaşlatılması gibi reaktör fiziği hesaplamaları, nötron kaynağından gelen nötronların fiziksel özellikleriyle doğrudan ilişkilidir.

Reaktörün temel malzemelerinden önce nötron kaynaklarının nasıl elde edildiğini ve nötronların bazı özelliklerini açıklamaya çalışalım.

Nötron, atom çekirdeğinin içinde diğeri proton olan iki parçacıktan biridir. Kütlesi yaklaşık 2-2,5 elektron kütlesi kadar protondan ağır olan bu parçacık serbest haldeyken radyoaktif bir özelliğe sahiptir. Yarılanma ömürleri yaklaşık 11,7 dakika kadardır.

Deteryumun gama ışıması ile bombardıman edilmesi sonucu, bir proton ve bir nötron parçacığı açığa çıkar. Aşağıdaki gibi gösterilen bu denklem aslında bir nötron elde etme denklemidir.

$$d + \gamma = p + n \quad (6.1)$$

Bunun haricinde nötron kaynakları Ra-Be, Pu-Be, Po-Be (γ, n) reaksiyonlarından elde edilir. Radyoaktif olan Ra, Pu ve Po elementlerinden çıkan γ ışımaları Be elementi ile etkileşime geçerek Be elementinden bir nötron açığa çıkmasını sağlar (Aelevia, 1979). Ancak bu nötron kaynaklarının akı yoğunluğu düşüktür. Hızlandırıcı teknolojisinin keşfedilmesi fizikçilere daha yüksek yoğunluğa sahip nötron kaynaklarının bulunmasını sağlamış oldu.

Hızlandırıcılarda proton veya deteryum hızlandırılarak Li, D ve T atomlarına gönderilerek aşağıdaki denklemlerden de nötron elde edilir.

$$L_i + p = n + B_e \quad (6.2)$$

$$D + d = n + H_e \quad (6.3)$$

$$T + d = n + H_e \quad (6.4)$$

Buradan elde edilen nötronların akı yoğunluğu daha yüksektir. Enerjisi ise daha düşük aralıktadır. Bunlara mono enerjili nötronlar denir. Diğer nötron kaynağı ise çekirdek reaktörleridir. Bu nötronlar reaktörlerde çekirdeklerin bölünmesi sonucu meydana gelir (Aelevia, 1979).

Nötron akısından gelen nötronların yoğunluğu ve enerji durumu, dağılımı girdiği korun ortam özelliğine bağlıdır (URL8, 2012). Bu nedenle reaktör koru, nötron kaynağına göre de dizayn edilir.

Nötronların termal olma durumu, korda nötron kaynağından çıkan nötronların, kor ortamındaki malzemeye çarpışmalarından sonra meydana gelir. Hafif çekirdekli soğutucunun kullanımında yaklaşık 10 çarpışmadan sonra termal duruma geçen

nötronlar fisyon olayını gerçekleştirmeye uygun hale gelir ve ortamların nötronların yavaşlatılmasını karakterize eden parametreleri vardır (Aelevia, 1979). Bunlar sırasıyla ξ , E_1 ve E_2 ortamın nötron yavaşlatma parametresi, çarpışmadan önceki enerji ve çarpışmadan sonraki enerji olarak ifade edilir.

$$\xi = \ln \frac{E_1}{E_2} \quad (6.5)$$

$$\Delta E = E_1 - E_2 \quad (6.6)$$

Kütlesi >9 olan soğutucu elementlerin kullanıldığı ortamlar için yavaşlatma parametresi aynı zamanda aşağıdaki denklem ile hesaplanabilir.

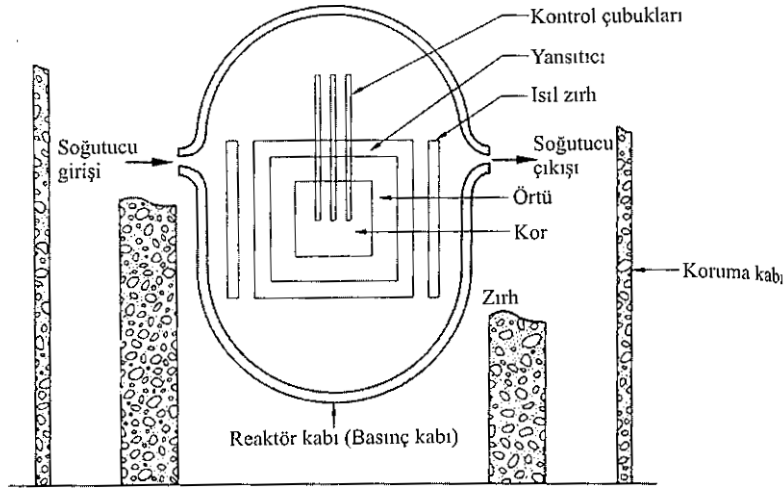
$$\xi = \frac{2}{A + \frac{2}{3}} \quad (6.7)$$

Burada A değeri atom ağırlığıdır. E_1 enerjisine sahip nötronun E_2 enerjisine düşürülmesi için çarpışma sayısı ise J parametresi ile gösterilir ve aşağıdaki denklem ile elde edilir.

$$J = \frac{\ln(\frac{E_1}{E_2})}{\xi} \quad (6.8)$$

Birçok ortam için ξ parametresi önceden hesap edilip bilindiği için kullanılacak temel malzemelerin birbiri ile uyumlu olarak seçilmesi daha kolay olmaktadır.

Bu temel malzemeleri içeren reaktör basınç kabı ve basınç kabında konumlandırılmış reaktör kalbidir. Bir reaktör korunur ve basınç kabının kısımları Şekil 6.1' de temel düzeyde gösterilmiştir.



Şekil 6.1 Bir reaktör basınç kabına ait kısımlar (Lamarsh, 2001)

Kor, yakıtın, yavaşlatıcının ve soğutucunun bulunduğu fisyon olayının gerçekleştiği kısımdır. Buna reaktör kalbi de denir. Kordaki temel elemanları içermekte ve birçok tabakadan meydana gelmektedir. Yakıt, soğutucu, yansıtıcı, ısıl zırh vb. gibi temel elemanları kısaca gösterelim.

Yakıt, bir nükleer reaktörün çalışması için gerekli olan yakıt, fisil maddelerdir ve genelde ^{235}U kullanılır. Dolayısıyla fisil özellikteki bir yakıt nükleer reaktörün temel parçalarından biridir.

^{235}U elementi ^{238}U ile birlikte doğal uranyumun bir izotopu olup uranyumda yaklaşık %0.07 civarında bulunmaktadır. Yeterli miktarda elde etmek için çoğunlukla uranyum zenginleştirilmesi yapılır.

Uranyum zenginleştirilmesine kısaca değinecek olursak doğal Uranyum içerisindeki ^{235}U konsantrasyonunun artırılmasıdır. Bu işlem, santrifüj denilen tüplerde Uranyumun belirli proseslerden geçirilerek işlenmesi işlemidir. Ticari amaçla kullanılan bir güç reaktörü için bu oran genelde %2 ile %5 arasında olabilmektedir.

VVER-1200’de yakıt zenginleştirme oranı %4,95 oranındadır (Asmolov, 2017a). Zenginleştirilmiş uranyum O_2 ile birleştirilerek UO_2 bileşiği olarak yaklaşık 1 cm çapında ve 2 cm boyunda peletlere konur.



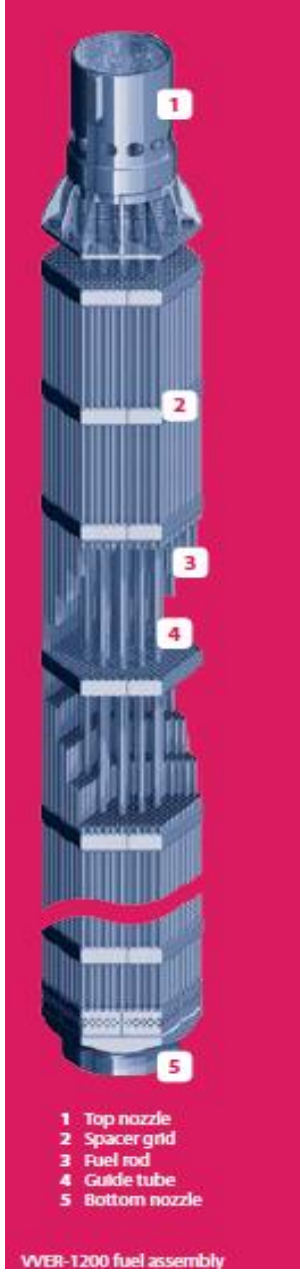
Şekil 6.2 Yakıt (uranyum) peleti (URL2, Anonim)

Yakıt çubukları ve yakıt demetleri, içinde yakıt peletlerini barındıran yakıt çubukları, yaklaşık 1m uzunluğunda ve çapları 1 cm kadar, kalınlıkları da yaklaşık 0,5 cm olan, yapısında kalay, demir, krom ve nikel içeren bir zirkonyum alaşımı olan zirkolay tüplerdir (Asmolov, 2017a).

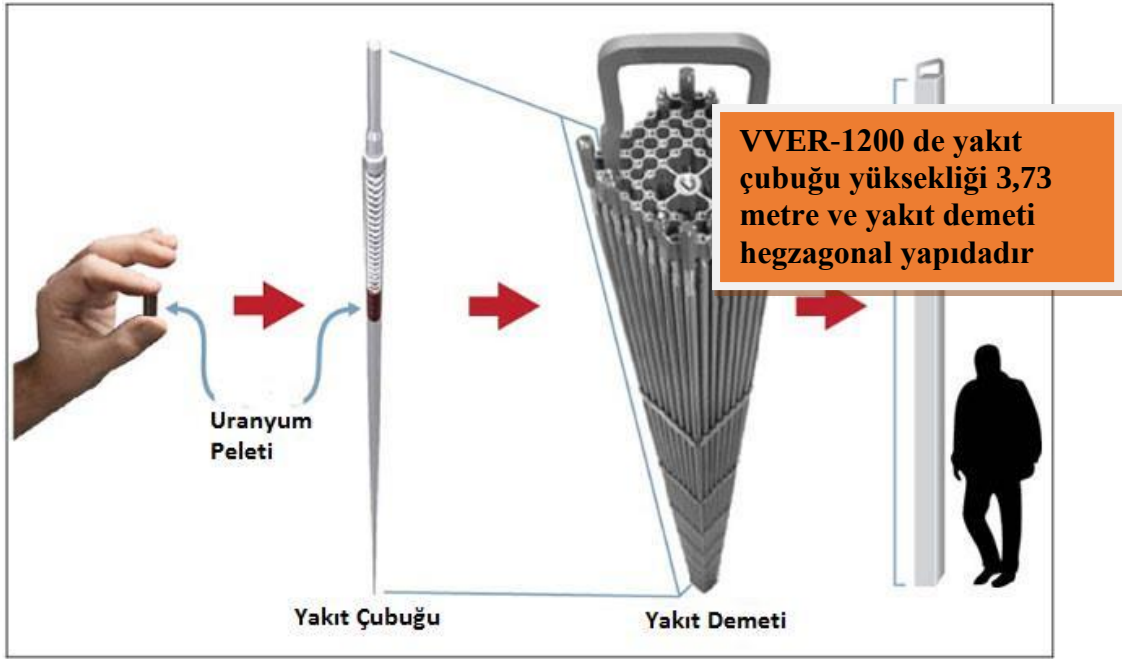


Şekil 6.3 Yakıt çubuğu (URL3, Anonim)

Yakıt demetleri de yüzlerce yakıt çubuğunun bir arada olduğu bir yapıdır. VVER-1200 reaktör kuru, her biri 400 yakıt çubuklarının bir araya getirilerek 3,73 m uzunluğunda ve toplamda 534 kg ağırlıkta birbirlerine yaklaşık 3 cm aralıklarla, 163 tane yakıt demeti içermektedir.



Şekil 6.4 VVER-1200 e ait bir yakıt demeti (Rosatom, 2006)



Şekil 6.5 Uranyum yakıtının kullanıma hazır hale gelme süreci (URL3, Anonim)

VVER-1200 reaktörüne ait olmayan Şekil 6.5 UO_2 bileşiğinin bir yakıt olarak kullanım haline gelme sürecini göstermektedir.

VVER-1200 reaktöründe yakıt demetleri altıgen geometrik bir şekilde dizayn edilmiş reaktör koruna hegzagonal olarak yerleşmektedir (Rosatom, 2006).

Yavaşlatıcı, fisyon olayında nötron akısından gelen ve fisyon sonucu çıkan hızlı nötronları termal hıza dönüştüren reaktördeki temel elemanlardır.

VVER-1200’de yavaşlatıcı olarak hafif su (H_2O) kullanılır, ancak bazı reaktörlerde CO_2 gazı ve daha ağır elementlerin bileşiği kullanılabilir. Örneğin CANDU reaktöründe ağır su (D_2O) kullanılmaktadır.

Soğutucu, VVER-1200’de soğutucu hafif sudur, yine farklı reaktörlerde ağır su, gaz veya sıvı metaller kullanılır. Soğutucu dediğimiz madde ise reaktörde fisyon sonucu kaynayan soğutucunun buhar üreticinde üretilen buhar kaynağıdır. Diğer bir ifadeyle soğutucu elemanı, fisyon sonucu çıkan ısı enerjisi ile buhar haline getirilen maddedir.

Yansıtıcı elemanı ya direk korun örtüye bitişik bölgesidir veya reaktörün örtüye bitişik bölgesidir. İşlevi, kordan veya örtüden kaçan nötronları kora ya da örtüye geri döndürmeyi sağlamaktır. Tabi ki bunu %100 verimle beklemez, ancak büyük oranda geri gönderebilmektedir. Genelde grafiten yapılmıştır.

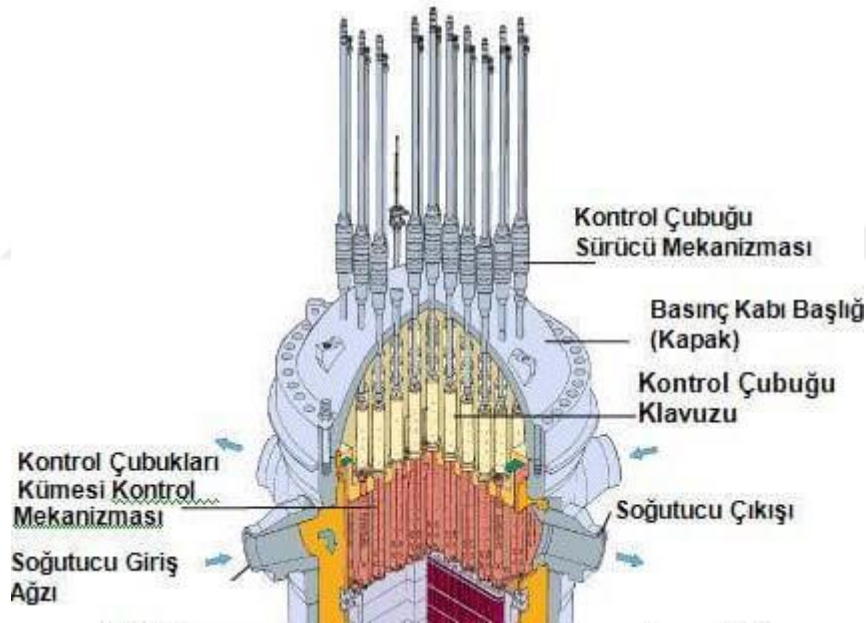
Isıl zırh denilen kısım da reaktör kabı iç tankıdır. Bu da çelikten yapılmış bir bölümdür.

Kontrol çubukları ise nükleer reaktörün en önemli bileşenidir. Çünkü adından da anlaşıldığı gibi bir kontrol mekanizmasıdır.

Reaktörün çalışmaya başlaması ve durdurulması büyük oranda kontrol çubuklarının işleviyle gerçekleşir. Hareket ettirilebilen bu sistem nötronları soğurduklarından, bu çubukların reaktör içindeki hareketleri çoğalma faktörünü etkiler.

Çubukların yapımında borlu çelik, termal nötronları güçlü bir şekilde soğurma özelliği olan hafniyum ve kadmiyum metalleri, gümüş ve bu metallerin çeşitli alaşımları kullanılır. Çubuk dediğimiz yapılar, çubuk şeklinde veya ince bir levha şeklinde ya da haç şeklinde de olabilirler.

VVER-1200 reaktöründe 121 tane kontrol çubuğu vardır ve şekil olarak haç şeklindedir. VVER-1200'e ait kontrol çubuklarının mekanizması Şekil 6.3' de gösterilmektedir (Rosatom, 2006).



Şekil 6.6 VVER-1200 e ait kontrol çubukları sistemi (URL2, Anonim)

Basınç kabı, reaktörün bütün parçalarının bir arada bulunduğu basınç kabı yaklaşık 20 m yükseklikte ve 4 metre çapındadır (Asmolov, 2017b). VVER serisine ait bir reaktör basınç kabı Şekil 6.6' da gösterilmiştir.

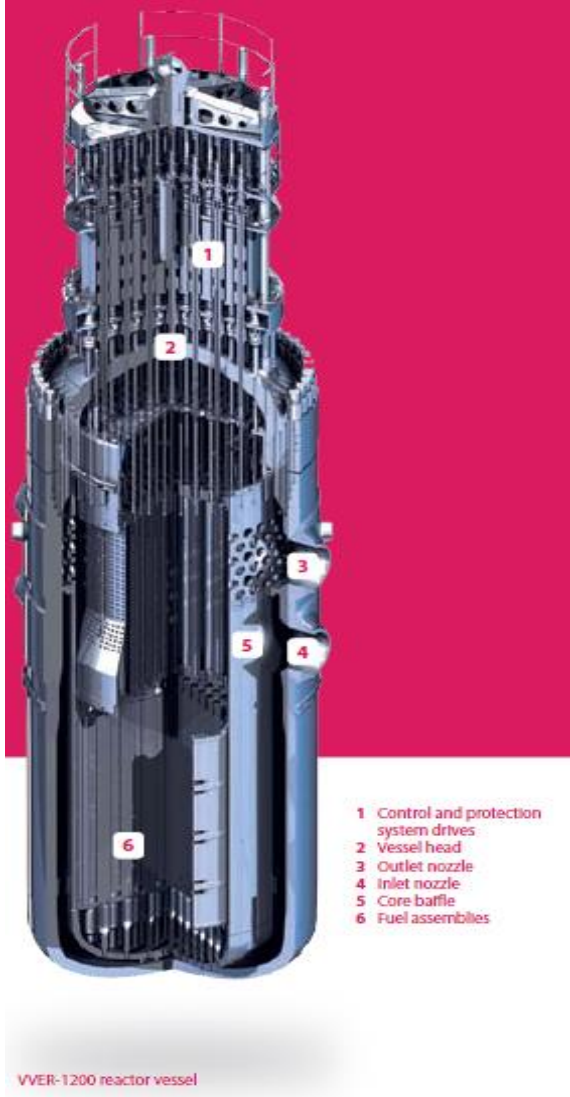


Şekil 6.7 VVER reaktör serisine ait bir basınç kabı (URL3, Anonim)

VVE-1200 reaktör basınç kabının servis süresi 60 yıldır. Bu süre zarfındaki reaktör basınç kabındaki toplam nötron akısı $4,22 \times 10^{19}$ nötron/cm² dir (Rosatom, 2006).

VVER-1200 reaktörünün gerekli bütün sistem parçalarını içeren basınç kabı Şekil 6.8’ de gösterilmektedir. Paslanmaz çelikten yapılmış, duvar kalınlığı yaklaşık 14 cm değerindedir.

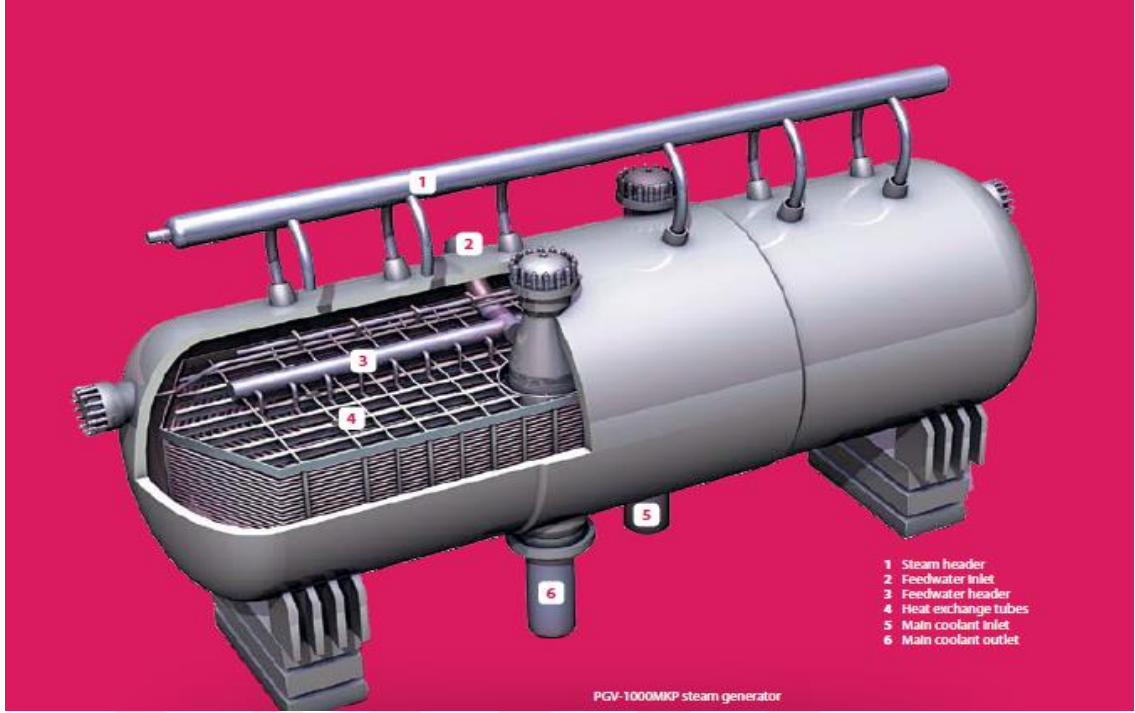
En üst kısmında kontrol çubukları sistemleri, orta kısımlarda soğutucu girişi ve çıkışı sistem elemanları ve alt kısımda kor (reaktör kalbi) sistem elemanları mevcuttur.



Şekil 6.8 VVER-1200 reaktörünün donanımlı basınç kabı (Rosatom, 2006)

Ana soğutucu borusu, reaktöre, buhar üreticine ve reaktör soğutucu pompasına bağlı olup reaktöre soğutucu giriş çıkışı sağlamakta ve iç çapı 8,5 cm, dış çapı 9,9 cm, kalınlığı 7 cm ve 146 m uzunluktadır. Malzeme özelliği, dayanıklılığı, hizmet denetimleri ve sızıntı izleme gibi (kırılmadan önce sızıntı) içeriğinin tüm gerekli koşullarını karşılayacak şekilde tasarlanmıştır (Rosatom, 2006).

Buhar üretici adından da anlaşıldığı gibi buhar üreten bir sitemdir. Nükleer reaktörlerin her bir parçası, sistemi ayrı bir tez çalışması araştırma konusu olabilecek yapılardır. Dolayısıyla teknik detaya girmeden kullanılan buhar üreticinin genel özelliklerini yazalım.



Şekil 6.9 VVER-1200 ün buhar üretici (Rosatom, 2006)

VVER-1200’de kullanılan buhar üretici, 60 yıllık ömre sahip *PGV-1000MKP* tipli bir üreteçtir. VVER serisinde geleneksel olarak kullanılan diğer üreteçler gibi yatay şeklinde olup, birincil döngüden gelen suyun, kirletme, çatlatma, çökertme gibi korozyonlara engel olacak biçimde dizayn edilmiş bir yapıdadır. Yatay olmasının yanı sıra ısı değiştirici tüpler bir koridor düzeninde tasarlanmıştır (Rosatom, 2006).

Üretece gelen belli bir sıcaklıktaki soğutucu buhar şeklinde türbinlere aktarılarak ısı değişimine ve aynı zamanda kimyasal eliminasyon işlemine uğramaktadır (Rosatom, 2006). Yani buhar üretiminin yanı sıra soğutucusu su olan reaktörler için korozyona sebep olan sudaki mineralleri ve parçacıkları ayrıştırma görevi de vardır. VVER-1200 reaktörünün buhar üreticinin çalışma mekanizması Şekil 6.10’da gösterilmektedir.

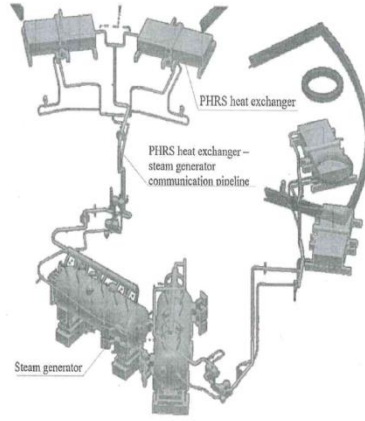
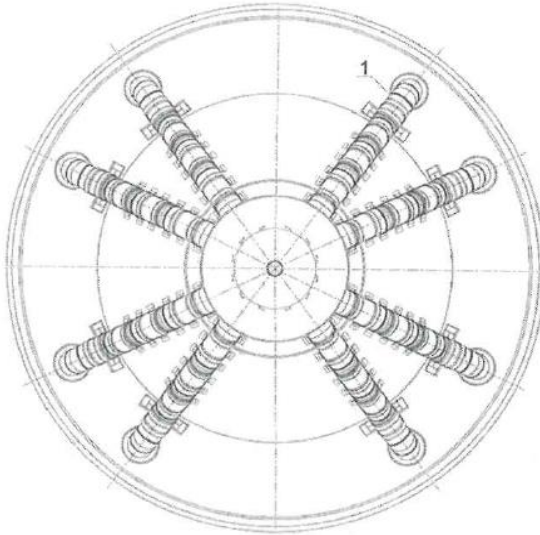


Fig. 2. PHRS heat exchanger - steam generator communication pipeline.

Şekil 6.10 VVER-1200 reaktörü buhar üreticinin çalışma mekanizması (Yaurov, 2017)

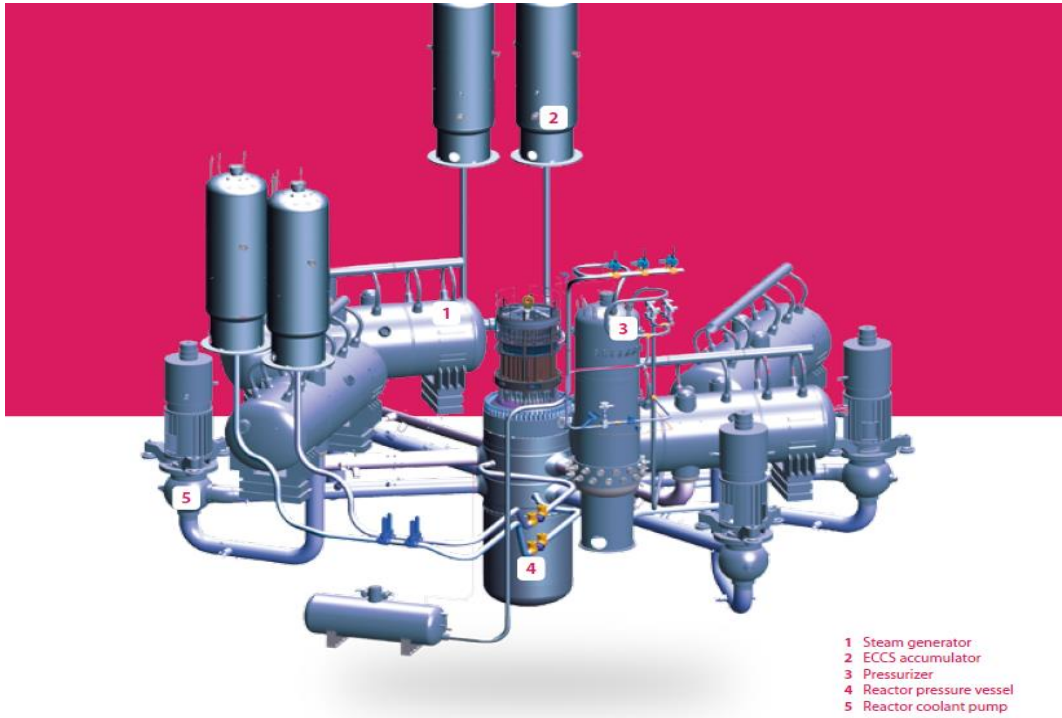
Pasif ısı çekme sistemi olarak (*PHRS*) aynı zamanda reaktörde ana güvenlik durumunu ve kritik işlemlerin görüntülenmesini sağlayarak reaktörü güvende tutmaktadır(Yaurov, 2017).

VVER-1200 reaktöründe diğer reaktörlerden ve *VVER* serisi reaktörlerinden farklı olarak dört tane buhar üretici bulunmaktadır ve bir diğer farklılık da buhar üreteçlerinin yatay şekilde konumlandırılmaktadır (Yaurov, 2017).



Şekil 6.11 VVER-1200 reaktörüne tepeden bakış (Yaurov, 2017)

VVER-1200 reaktörünün tepeden görünümünde buhar üreteçlerinin nükleer santraldeki reaktöre bağlı buhar üreteçlerinin konumları Şekil 6.11' de gösterilmiştir.



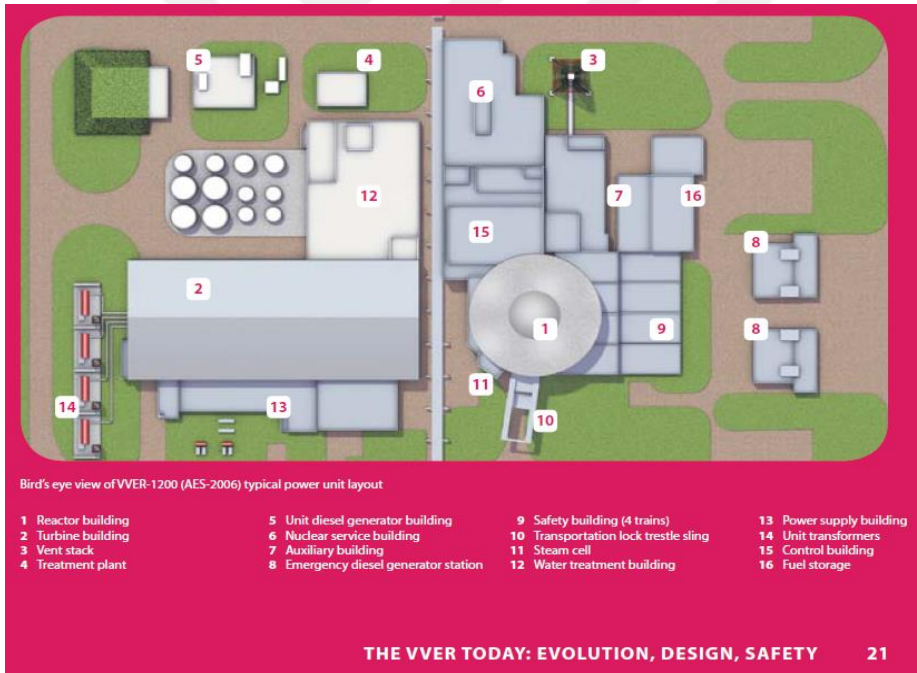
Şekil 6.12 VVER-1200 reaktörünün reaktör basınç kabı, buhar üreteçleri, basınçlandırıcı ekipmanları (Rosatom, 2006)

Bütün reaktörlerde olduğu gibi *VVER-1200* reaktöründe de basınç kabındaki fisyon reaksiyonunu kontrolünden sonraki önemli kısım ve işlem, buhar üreteçleri ve buhar üretimidir. Çünkü elektrik üretim verimini sağlayan reaktörün önemli unsurlarındandır.

Reaktördeki reaksiyon sonucu soğutucudan elde edilen buharın geldiği son kısım elektrik üretiminin yapıldığı türbinlerdir. *VVER-1200* için iki seçenekte türbin çeşidi mevcuttur. Rus tasarımı güç üretimi için kullanılan *LMZ* ve *Baltic* projesinde kullanılan iki örnek *MIR.1200* ve *Hanhikivi* türbin çeşitleridir (Rosatom, 2006).



Şekil 6.13 VVER-1200 reaktör türbini (Rosatom, 2006)



Şekil 6.14 VVER-1200 reaktör santraline ait şekil (Rosatom, 2006)

VVER-1200 reaktörünün çalışacağı nükleer santralin tüm kısımları Şekil 6.14’de verilmiştir.

6.2 VVER-1200 Reaktörünün Çalışmasının İncelenmesi

Daha önce bahsettiğimiz gibi bir nükleer reaktör tesisi kurulmaya karar verilirken reaktörden beklenen verim önceden hesap edilir ve buna göre reaktör tasarımı

yapılır. Hacimsel ısı kaynağı hesaplamaları, güç hesaplamaları, yanma oranı, güç yoğunluğu, verim, özgül güç, yakıt yenileme zamanı ve yakıt tüketimi gibi birçok hesaplamalar ve güvenlik sistemlerinin tasarımı, olası afet durumundaki güvenlik sistemi hesapları ve tasarımı öncesinden yapılır ve buna göre reaktör inşa edilmeye başlanır. Bu hesaplamalar ile ilgili matematiksel işlemler aşağıda gösterilmektedir.

Hacimsel Isı Kaynağı Hesaplaması

Nükleer santrallerde ısı enerjisinin kaynağı çekirdek fisyon reaksiyonlarıdır. Dolayısıyla fisyon reaksiyonlarıyla ilgili her bir durum reaktör işletimiyle doğrudan ilişkilidir. Fisyon reaksiyon şiddeti

$$R_f = \Sigma_f \cdot \phi \text{ fisyon/cm}^3 \cdot s \quad (6.9)$$

ile verilir. Her bir fisyonndan yaklaşık 190-200 MeV enerji üretildiğine göre birim hacimde üretilen enerji

$$q = 190 \cdot \Sigma_f \cdot \phi \text{ MeV/cm}^3 \cdot s \quad (6.10)$$

şeklinde olur.

1 MeV = $3,85 \times 10^{-17}$ Kcal olduğuna göre ısı birimleri ile hacimsel ısı kaynağının hesaplanması da;

$$q = 7,315 \times 10^{-15} \cdot \Sigma_f \cdot \phi \text{ Kcal/cm}^3 \cdot s \quad (6.11)$$

olur. Burada ϕ ; nötron akısı, Σ_f ; fisyon tesir kesitidir.

Reaktör Gücü

Reaktör gücü hesabında göz önüne alacağımız durum ise birim hacim ile fisyon şiddetinin çarpımıdır. Saniyedeki fisyon sayısını hacimle çarparsak $Fisyon/s = V \cdot \Sigma_f \cdot \phi$ birim hacimdeki fisyon sayısı hesaplanır.

1 saniyede 1 Watt enerji üretmek için gerekli fisyon sayısı $3,1 \times 10^{10}$ *fisyon/saniye*’ dir. Bu durumda watt cinsinden güç denklemini aşağıdaki şekilde elde ederiz;

$$P = \frac{V \cdot \Sigma_f \cdot \phi}{3,1 \times 10^{10}} \quad (6.12)$$

Burada, V: Fisyon malzemesinin hacmi, Σ_f :Fisyon tesir kesiti, ϕ :Nötron akısı ve P:Güç olarak tanımlanır.

Reaktör kalbindeki toplam fisyon çekirdekleri $N \cdot V$ ile elde edilir. Burada, N:Avogadro sayısı, V:Fisyon malzemesinin hacmidir.

Reaktör kalbindeki (*atom.gr*) fisyon kütlesi ise

$$\frac{N \cdot V}{6,02 \times 10^{24}} \quad (6.13)$$

ile verilmektedir. 1 mol değeri $6,02 \times 10^{24}$ kadardır. Fisyon malzemesi kütlesi ise

$$M = \frac{235 \cdot V \cdot N}{6,02 \times 10^{24}} \quad (6.14)$$

gram olarak hesaplanır.

$$N \cdot V = \frac{6,02 \times 10^{24} \cdot M}{235} \quad (6.15)$$

(6.15) deki $N \cdot V$ değerini (6.12) deki denklemde V yerine yazarsak

$$P = 8,25 \times 10^{10} \cdot M \cdot \Sigma_f \cdot \phi \quad (6.16)$$

ifadesi elde edilir. Burada fisyon malzemesi kütlesi gram olarak ele alınır ise Watt cinsinden reaktör gücü hesaplanmış olur.

Güç hesabı, görüldüğü gibi fisyon malzemesinin kütlesi, fisyon tesir kesiti ve nötron akısı ile doğru orantılıdır.

Yanma Oranı

Reaktör korundaki fisyon ürününün tamamını bitirmek mümkün değildir. Yakıt içindeki fisyon malzemesi azaldıkça yakıtın reaktivitesi düşer ve fisyon atıkları biriktikçe yakıt elemanlarının radyoaktivitesi artar. Nötron bombardımanının etkisi ile yakıt malzemesinin boyutu değişir ve bozulmaya başlar. Bu yüzden U^{235} tamamen bitmeden reaktörden çıkarılır (Aybers, 1981).

Yakıt içindeki tüketilen U^{235} miktarıdır ve aşağıdaki ifade ile gösterilmektedir.

$$Bu = \frac{\text{İlk } U^{235} \text{ kütlesi} - \text{son } U^{235} \text{ kütlesi}}{\text{toplam kütle}} \quad (6.17)$$

Bu oran genellikle % cinsinden belirlenir. Reaktörde üretilen güç cinsinden de *Megawatt x Gün* şeklinde belirtilir.

1 MWG 1,05 gr U^{235} yani 1 megawatt x gün için 1,05 gr U^{235} tüketilir demektir.

Güç Yoğunluğu

Reaktör korunun (kalbinin) birim hacminde üretilen güce güç yoğunluğu denir. Güç bağıntısındaki fisyon malzemesinin hacminin (V) kor (V_c) hacmine oranı

$$C = \frac{V}{V_c} \quad (6.18)$$

olarak yazılırsa ve bu değer

$$V = V_c C \quad (6.19)$$

güç bağıntısında V yerine yazılırsa

$$P = \frac{C \cdot V_c \cdot S_f \cdot f}{3,1 \times 10^{10}} \quad (6.20)$$

Veya

$$P = 3,2 \times 10^{-11} \cdot C \cdot V_c \cdot N \cdot Sf \cdot f \quad (6.21)$$

ifadesinde yerine yazıldığında P_d güç yoğunluğunu veren bağıntı

$$P_d = \frac{P}{V_c} = 3,2 \times 10^{-11} \cdot C \cdot N \cdot Sf \cdot f \quad (6.22)$$

şeklinde olur ve W/cm^3 ya da $kW/litre$ olarak hesaplanır.

Termik Verim

Bir nükleer santraldeki üretilen ısı enerjisinin %100 olarak elektrik enerjisine dönüştürülemez. Diğer termik santraldeki gibi nükleer santrallerde de verim aşağıdaki gibi hesaplanır.

$$n_t = \frac{M \cdot W_e}{M \cdot W_t} \quad (6.23)$$

Yakıt Yenileme Zamanı

Reaktörlerin iki önemli işletme özelliği olan Yanma Oranı ve Özgül Güç bilindiği zaman yakıt elemanlarının yenilenmesi zamanı t_y aşağıdaki ifade ile hesaplanabilir.

$$t_y = \frac{B_U \left(\frac{MW_G}{Ton} \right)}{P_s \left(\frac{MW_t}{Ton} \right) \times L \times 360 \left(\frac{G}{Yıl} \right)} \quad (6.24)$$

Burada, P_s özgül güç olarak tanımlanır.

$$P_s = \frac{P}{W} \left(\frac{Watt}{g} \right) \quad (6.25)$$

Buradaki W reaktöre yüklenen yakıtın kütlesidir. L değeri santralin yük sayısıdır ve yıldaki üretim zamanının yüzdesini belirler.

Yakıt Tüketimi

Bir nükleer reaktörün en önemli ayırt edici özelliği yıldaki yakıt tüketimidir.

$$y = \frac{Y_s}{t_y} \left(\frac{Ton \cdot U}{MW_t \cdot Yıl} \right) \quad (6.26)$$

Burada, t_y : yakıt yenileme zamanı, Y_s : yakıt sayısı (miktarı) ve y : yakıt tüketimidir.

Bir nükleer santralin, yanma oranı, yük sayısı ve termik verimi biliniyorsa yakıt tüketimi aşağıdaki şekilde de hesap edilir.

$$\gamma = \frac{MW_e \times L \times 360}{n_t \cdot B_U} = \frac{\text{Ton}}{\text{yıl}} = \frac{\frac{MW_t \times \text{Gün}}{\text{Yıl}}}{\frac{G}{MW_t \cdot \text{Ton}}} \quad (6.27)$$

6.2.1 Reaktör Nasıl Çalışmaya Başlar?

VVER-1200 reaktörü sıfırdan başlatacağımız bir reaktör olacaktır. Sıfırdan başlatılan bir reaktörde reaksiyonu başlatıp kritik durumu yakalamak bazen 2-3 hafta sürebilir.

Çalıştırılacak olan reaktöre ilk olarak yakıt yüklemesi yapılır, daha sonra soğutucu ve moderatör ilavesi yapılır ve sonrasında kora nötron akısı gönderilerek fisyon reaksiyonun başlaması sağlanır.

Çekirdek fisyon reaksiyonunu başlatan nötron kaynağıdır. Aynı zamanda reaktör elemanlarından biridir.

Bir nükleer reaktör binasında ana kontrol merkezi olan bir kontrol odası vardır. Reaktör basınç kabının bulunduğu kısımlar buradan kontrol edilmektedir.

Kontrol odasındaki bütün sistemler ve teçhizatlar kontrol edilir. İşlemler ve yapılması gereken kontrollerden sonra ekipmanlar gözden geçirilir. Reaktör operatörleri ve Mühendisler bilgisayar ve diğer makinelerin başında hazır bulunup bütün kontroller bittikten sonra reaksiyonu başlatmak için sistem komutuyla nötron kaynağı kalbe gönderilir.

Reaksiyonu başlatan nötron kaynağının kalbe gönderilme işlemine kontrol çubukları tamamen kalbin içindeyken başlanır ve kaynak kalbe girdikten sonra kontrol çubukları belli bir periyotta yavaş yavaş kalpten çıkarılarak fisyon reaksiyonunun başlamasına izin verilir. Böylece fisyon olayı başlamış olur ve reaktör çalışmaya başlamış olur.

6.2.2 Çalışmaya Başlayan Reaktörün Güç Kontrolü Nasıl Yapılır?

Reaktör basınç kabındaki reaksiyon, kontrol odasından bilgisayar yazılımları ve sensörler aracılığıyla kontrol çubuklarının belli bir periyotta hareket ettirilmesi ile kontrol edilir.

Güç kontrolü, nötron akısından gelen nötronların fisyon yapabilme durumuna getirilmesi ile başlar. Bu durum kordaki ortamın ve kullanılan malzemelerin nötronları + veya – olarak etkileyen parametrelerle, katsayılarla yapılan hesaplar sonucu kabul ve hesap sonucunun kestirmeleriyle yönetilir. Nötron enerjilerinin kontrolü reaktör gücünün kontrol edilmesine doğrudan etki eder.

Nötron gazlarının dağılımı bildiğimiz gazların dağılımına benzerdir. Bundan dolayı nötronun enerjisini aşağıdaki ifadeden hesaplayabiliriz(Aelevia, 1979).

$$E_n = kT_n = m_n V_p^2 / 2 \quad (6.28)$$

Burada, k: Boltzman sabiti olup değeri $8,61 \cdot 10^{-5}$ dir. Dolayısıyla nötron enerjisi

$$E_n = 8,61 \cdot 10^{-5} T_n \quad (6.29)$$

eV olur. Burada, T_n nötronun sıcaklığıdır ve ortamın sıcaklığına, ortamın yavaşlatma özelliğine ($\xi \Sigma_s$), yutma tesir kesitine (Σ_a) ve ortamın boyutuna bağlıdır. Aynı zamanda, Σ_s 1 m aralığında saçılma sayısıdır. Yani nötron enerjilerinin ve sayılarının kontrol edilmesi ve fisyon yapabilme özelliklerinin korunması hatta bazı zaman artırılması reaktördeki güç kontrolünün ilk ve önemli bir durumlarından.

Fisyon sonucu çıkan nötron sayısı gelen nötronların enerjisine bağlıdır. Fisyon nötronları ikiye ayrılır.

Ani oluşan nötronlar, bölünme esansında oluşur ve bölünme sonucu oluşan toplam nötronların %99 u kadardır. Enerjileri 0,1 MeV ile 10 MeV arasındadır.

Gecikmiş nötronlar, bölünmeden çok kısa bir süre sonra oluşur. Saniyenin 1/10' u ile 10 saniye arasında oluşabilir. Gecikmiş nötronları karakterize eden $\beta=0,00640$ parametresi vardır.

Ani oluşan nötronlar, enerji dağılımı hesaplarını karmaşık hale getirdiği için çıkan nötronların enerjisi 2 MeV olarak kabul edilir (Aelevia, 1979). Mesela, buna göre kontrol çubuklarının belli aralıklarla girip çıkmasının sayısını yani periyodunu etkiler diyebiliriz.

Bir nötronun yutulmasında oluşan nötron sayısı

$$\eta = \nu \frac{\sigma_f}{\sigma_a} \quad (6.30)$$

ile verilir. Burada, σ_a : toplam tesir kesitidir ve $\sigma_a = \sigma_f + \sigma_\gamma$ olarak hesaplanır. Ayrıca, σ_γ absorblama tesir kesiti, σ_f fisyon tesir kesiti ve ν değeri her bir bölünmede çıkan ortalama nötron sayısıdır.

Reaksiyonun kontrolüne ek ya da yardımcı kontrol işlevi gören nötronların hızını azaltan bir diğer bileşen de moderatördür.

VVER-1200 reaktöründeki moderatör aynı zamanda soğutucu olan hafif sudur. Yansıtıcı elemanı ve basınç kabına eklenen borik asit de yine nötron hızını azaltan ve reaksiyonun denge durumunu etkileyen diğer bileşenlerdir.

Reaktörü istediğimiz güç seviyesinde çalıştırabileceğimiz gibi belli bir değer üstüne çıkmamamız gereken maksimum bir güç seviyesi de vardır ve bunu daha çok soğutucu çıkış sıcaklığının değerine göre ve güç ölçerlerdeki göstergelerin değerine göre ayarlarız.

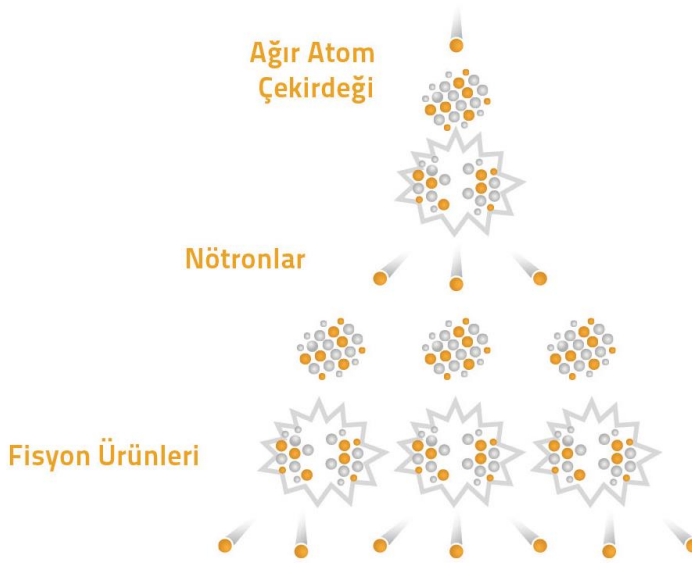
Soğutucu çıkış sıcaklığı 350°C ' yi geçmemektedir. Ulaşılan maksimum güç seviyesi de 1200 MW değerindedir.

Beklenmedik acil bir durumda ya da reaktörü kendimiz durdurmak istediğimizde kontrol çubukları kalbe tamamen gönderilir. Ya da reaktörün kendi geri besleme güvenlik sistemi devreye girer kontrol çubukları otomatik olarak kalbe girer ve reaktör işletimini durdurur, reaktör scram verir.

Bir nükleer reaktör çalışmaya başladıktan sonra aksi bir durum olmadıkça en az 1,5-2 yıla yakın aralıksız çalışmaya devam eder. Bu sürekli çalışma durumunda reaktörün güç seviyesini istenilen değerde ve dengede tutan durum reaktörün kritik durumudur.

6.2.3 Reaktörün kritik duruma (Kritik Kütle) gelmesi nedir ve nasıl sağlanır?

Reaktörün kritik durumu zincir reaksiyonların kontrollü bir şekilde devam etmesini sağlamakla olur. Zincir reaksiyonunu, bir fisyon sonucu açığa çıkan yaklaşık 2-3 nötronun diğer U^{235} izotopunu bölmesi ve buradan da çıkan diğer nötronların diğer U elementini bölmesi şeklinde ifade edebiliriz. Aşağıda fisyon reaksiyonunun bir gösterimi verilmiştir.



Şekil 6.15 Uranyum zincir reaksiyonu (NükleerBilgilendirmeKitapçığı, anonim)

Bu zincir reaksiyonunu etkileyen ortamdaki malzemelerin ve ortamın parametreleri vardır.

Bir fisyon sonucu çıkan nötronların ortamdaki durumları şöyle açıklanır; tekrar yutulma olabilir, ikinci kez bölünme yapabilir, yavaşlatılabilir, eğer ortamda yeterince yavaşlatıcı yoksa hızlı nötronlar yavaşlatılmadan ortam tarafından yutulur. Bu durumdaki bölünme yüksek enerji bölgesinde olur. Bu tür bölünme reaksiyonlarına hızlı nötron reaksiyonları denir (Aelevia, 1979).

Ortamdaki moderatör konsantrasyonunun artırılması daha çok sayıda nötron yavaşlatır ve böylece bölünme daha düşük enerjili nötronlarla gerçekleşir.

Belirli bir yoğunluktaki çekirdeklerin çoğu orta enerjili veya termal enerjili nötronlarla bölünür. Bu tür reaksiyonlara orta enerjili veya termal enerjili reaksiyonlar denir. Fisyon çekirdekleri en fazla termal nötronlarla bölünmeye yatkındır (Aelevia, 1979).

Termal nötronlardaki fisyon tesir kesiti maksimumdur. Bu özellik nedeniyle hızlı nötronları kaybetmeden termal nötron haline getirilmeye çalışılır. Bu da ortamın moderatör yakıt oranıyla ilişkilendirilir.

Ortamın sadece bölünen madde (U) ve moderatör gibi iki bileşenden oluştuğunu varsayalım. Bu ortamda termal nötronlarla zincir reaksiyonu meydana gelir. Böyle bir ortamın birim hacminde N_y yavaşlatıcı miktarı, bölünen madde (U) miktarından defalarca büyüktür.

Bu nedenle ortamdaki uranyumun konsantrasyonu yaklaşık olarak N_u/N_y değerinde olup ve bu değer ortamdaki U'un konsantrasyonunu belirten büyüklük olur (bir katsayı gibi düşünebiliriz). Yani uygun koşulların sağlandığını varsayarak yeterli miktarda bölünen madde olması demek istenilen sayıda fisyon gerçekleştirilebilir demektir yorumunu yapabiliriz.

Eğer ortam U ve C ise bu durumda termal nötronlarla zincir reaksiyonunun devam etmesi için N_c/N_u miktarı 3×10^4 veya U'nun konsantrasyonun 3×10^{-5} olması gerekir.

Reaktör korunu sonsuz kabul edersek nötronların çoğalması dört ardışık etaptan geçer.

- Gelen termal nötronların yutulması,
- U^{235} 'in bölünmesi,
- U^{238} 'in bölünmesi,
- Nötronların rezonans yutulması

Gelen (1. nesil) nötronların sayısı n_1 ise bu durumda 2. nesil nötronların yoğunluğunu bulmaya çalışalım. Sonsuz ortamda n_1 tane termal nötronların hepsi yutulur. Bunlardan U tarafından yutulan nötronların sayısını $\theta.n_1$ şeklinde gösterelim. Burada, θ bölünmede kullanılan termal nötronların kullanılma katsayısıdır.

Bu büyüklük her zaman 1' den küçüktür. Ortamdaki U'un konsantrasyonu arttıkça θ değeri 1'e yaklaşır. $\theta.n_1$ tane nötronların her biri ortalama η sayıda nötron oluşturur. Bu nedenle hızlı nötronların genel sayısı da bu değerlerin çarpımıyla $\eta.\theta.n_1$ hesaplanır.

Termal nötronlar hem U^{235} hem de U^{238} tarafından yutulduğu için η büyüklüğü U'nun izotop konsantrasyonuna bağlıdır.

$$\eta = v \frac{x\sigma_f^5}{x\sigma_a^5 + (1-x)\sigma_a^8} \quad (6.31)$$

Burada, x kullanılan uranyumdaki U^{235} 'in miktarıdır.

Her zaman kullanılan U^{235} , doğal uranyumdaki U^{235} izotopundan fazla olmalıdır. Buna uranyumun zenginleştirilmesi denir.

Enerjisi 1 MeV' den büyük olan hızlı nötronlar U^{238} tarafından yutularak bölünme yapar. Bu bölünme esnasında hızlı nötronların yoğunluğu $\varepsilon\eta n_1$ şeklinde hesaplanır. Burada, ε hızlı nötronlarla gerçekleşen bölünmedeki hızlı nötronların artması katsayısıdır.

Yavaşlatılma sürecinde yavaşlatılmış nötronların bir kısmı U^{238} tarafından rezonans aracılığıyla yutulur. Bu nedenle termal nötron sayısı (n_2) hızlı nötron sayısından küçük olur ve aşağıdaki ifade ile belirtilir.

$$n_2 = \Psi \varepsilon \eta n_1 \quad (6.32)$$

Burada, Ψ rezonans yutulmadan kaçış olasılığıdır. Böylece sonsuz ortamdaki nötron çoğalma katsayısı

$$k_\infty = \frac{n_2}{n_1} = \Psi \varepsilon \eta \theta \quad (6.33)$$

İle hesaplanır.

Eğer $k_\infty < 1$ ise bu durumdaki her bir nesildeki nötron yoğunluğu bir öncekinden küçük olur ve zincir reaksiyonu sonlanmaya doğru gider. $k_\infty = 1$ olduğunda zincir reaksiyonunda yutulan nötron sayısı ile fisyonu sebep olan nötron sayısı eşit olur denir. $k_\infty > 1$ olduğunda ise, reaksiyon hızlanarak devam eder (Azevia, 1979).

Bu teorik hesaplamaları aşağıdaki basit bir örnekle pekiştirelim;

Örnek 6.1

Varsayalım ki sonsuz ortamın her bir birim hacminde yutulan termal nötron sayısı 100 olsun ve bunun 93'ü Uranyum tarafından yutulmuş olsun. Bu durumda,

$$\theta = \frac{93}{100} \quad (6.34)$$

olur.

Uranyumu doğal U olarak kabul edersek $x=0,00714$ ' dir ve bu durumda $\eta=1,32$ olur. Böylece U tarafından yutulan 93 tane termal nötron

$$93 \times 1,32 = 123 \quad (6.35)$$

tane hızlı nötron oluşturur.

Varsayalım ki bunlardan 3 tanesi U-238 izotopunu bölerek 8 tane daha hızlı nötron oluştursun, böylece hızlı nötronun genel sayısı

$$123 - 3 + 8 = 128 \quad (6.36)$$

olur.

Bu durumda hızlı nötronların çoğalma katsayısı ϵ ise

$$\frac{128}{123} = 1,04 \quad (6.37)$$

değerini alır.

Tekrar varsayalım ki, 128 hızlı nötrondan 19 tanesi U^{238} tarafından rezonans sebebiyle yutulsun. Bu durumda yavaşlatılan nötron sayısı

$$128 - 19 = 109 \quad (6.38)$$

olur.

Bu durumda rezonans aracılığıyla yavaşlatma katsayısı da

$$\psi = \frac{128-19}{128} = 0,852 \quad (6.39)$$

olur ve k_{∞} değeri ise

$$k_{\infty} = 0,93 \times 1,32 \times 1,04 \times 0,85 = 1,09 \quad (6.40)$$

elde edilir.

Sonlu ortamlarda ise çoğalma katsayısı k_{etkin} (k_{ef}) olarak gösterilir ve $k_{ef} < k_{\infty}$ dur. Zira reaksiyona iştirak etmek zorunda olan nötronların bir kısmı reaksiyon alanından çıkar. Dolayısıyla k_{ef} ile k_{∞} arasındaki ilişki aşağıdaki gibidir.

$$k_{ef} = p k_{\infty} \quad (6.41)$$

$p \leq 1$ olup çoğalma hacminin katsayısıdır. Bu nedenle çoğalma hacminin ortamı büyüdükçe kaçan nötronların sayısı azalır ve k_{ef} değeri k_{∞} 'a yaklaşır.

Yukarıdaki örneği sonlu ortama uyarlayarak, varsayalım ki sonlu ortamın her bir birim hacminde 5 adet yavaşlatılmış nötron ve 4 tane de termal nötron kaçıyor. Burada çoğalma hacminin katsayısı p değeri

$$p = \frac{128-9}{128} = 0,92 \quad (6.42)$$

şeklinde hesaplanır. Bu durumda k_{ef} değeri

$$k_{ef} = k_{\infty}p = 1,09 \times 0,92 = 1 \quad (6.43)$$

olur ve sonlu ortamlarda reaksiyonun kendi kendini kararlı duruma getirmesi için $k_{ef}=1$ olması gerekir. Dolayısıyla

$k_{ef} < 1$ kritikaltı

$k_{ef} = 1$ kritik

$k_{ef} > 1$ kritiküstü

şeklinde reaksiyon tanımlanır. Kritik durumdaki kütleyle kritik kütle, hacme ise kritik hacim denir.

Yapılan hesaplamalarda görüldüğü gibi reaktörün kritik duruma gelmesi nötron fiziği hesaplamalarıyla, enerjilerinin fisyon yapabilme durumuna gelmesi ve bulunduğu ortamdaki malzemelerin fisyon reaksiyonuna etkileriyle sağlanmaktadır.

Ayrıca k_{ef} değerinin hesaplanmasında k_{∞} değeri gibi önceden varsayımlarla hesaplardan elde edilen sonuç değeri referans olarak alınır diyebiliriz.

Verdiğimiz örnekte nötron sayılarını 100 olarak varsaymamız manuel olarak hesaplamaları olanaklı kılar. Ancak bütün güç reaktörlerinde olduğu gibi en az 10^{18} gibi değerlerle ifade edilen miktarda ve yoğunlukta nötron akısı kullanılmaktadır.

VVER-1200 reaktöründe $4,22 \times 10^{19}$ şiddetinde (yoğunluğunda) nötron akısı kullanılmaktadır. Dolayısıyla bu hesaplamaların 20 m yükseklikte 4 m çapında bir

basınç kabı için yapılması halinde bilgisayar yazılımlarına ihtiyaç duyulmakta ve reaktörün çalışması sürecinde, reaktör kontrolü ve kordaki fisyon reaksiyonunun tüm olasılıkları göz önüne alınarak hususi yazılım programları oluşturulmaktadır.

Kullanılan malzemenin basınç mukavemetini ölçen *ANSYS* programı gibi katı modelleme yapan *SOLIDWORKS* gibi ve reaktördeki diğer bir çok farklı işlemlerin hesaplamaları için kullanılan *MNCP*, *FLUENT*, *RELAP*, *SCALE* gibi bilgisayar programları, mühendislik fakültelerinde nükleer enerji mühendisliği bölümlerinde müfredat dersleri olarak bulunabilmektedir(Sökmen, 2019).

Şimdi de 1 kg U^{235} kütlesinden elde edilen enerjinin ne kadar miktardaki kömür tüketimine eşdeğer üretilen enerji hesabının yapıldığı örneği inceleyelim.

Örnek 6.2

1 kg U^{235} kütlesinin tamamının fisyon yapmasından açığa çıkan ısı enerjisi %30 verim ile elektriğe dönüştürülebildiği varsayımı ile üretilen elektrik miktarının yaklaşık 2700 ton kömür tüketimine eşdeğer olduğunu gösteriniz.

Bir Uranyum çekirdeğinin bölünmesinden çıkan enerji

$$1,6 \times 10^{-13} \times 200 = 3,2 \times 10^{-11} \text{ watt.s/fisyon} \quad (6.44)$$

elde edilir. Bir kg U^{235} 'in bölünmesinden çıkan enerji ise

$$\frac{3,2 \times 10^{-11} \times 6,025 \times 10^{23}}{235 \times 10^{-3}} = 8,2 \times 10^{13} \text{ watt.s} \quad (6.45)$$

veya

$$\frac{8,2 \times 10^{13}}{3600 \times 10^3} = 2,3 \times 10^7 \text{ kWh} \quad (6.46)$$

olur.

Bu enerji %30 verim ile elektriğe dönüşebildiğine göre 1 kg U^{235} kütlesinin tamamı fisyon yaptığı zaman üretilcek elektrik enerjisi

$$2,3 \times 10^7 \times 0,30 = 6,9 \times 10^6 \text{ kWh} \quad (6.47)$$

olarak elde edilir. Termik santralin verimi %33 olduğu varsayımı ile santralin ısı tüketimi

$$\frac{860}{0,33} \text{ kcal/kWh} = 2600 \text{ kcal/kWh} \quad (6.48)$$

olarak elde edilir. Kömürün ısı değeri 6400 kcal/kg olduğu varsayımı ile kömür tüketimi

$$\frac{2600}{6400} \left(\frac{\text{kg}}{\text{kWh}} \right) = 0,40 \text{ kg/kWh} \quad (6.49)$$

olur. Buna göre $6,9 \times 10^6 \text{ kWh}$ elektrik üretmek için tüketilecek kömür miktarı ise

$$6,9 \times 10^6 \times 0,40 = 2,76 \times 10^6 \text{ kg} = 2760 \text{ ton} \quad (6.50)$$

bulunur. Şimdi de başlık 6.2 de verilen denklemler yardımıyla VVER-1200 için reaktör termik verimi ve yakıt tüketimi hesaplarını yaklaşık olarak aşağıdaki örnekte göstermeye çalışalım.

Aynı zamanda Türkiye'nin enerji ihtiyacının karşılandığı kaynaklara kısaca değinelim ve enerji kaynaklarımızın verimliliğini kısaca karşılaştıralım.

2018 yılında Türkiye'de toplam üretilen ve ihtiyaç duyulan enerji değerlerini ve enerji kaynaklarından elde edilen elektrik oranlarını aşağıda gösterelim.

- Totalde üretilen elektrik kapasitesi 88.5 GW
- Totalde tüketilen elektrik 303 TWh
- Enerji kaynaklarından elde edilen elektriğin toplam ihtiyacı karşılama yüzdeleri; kömür santrallerinde %37.3, doğal gazda %29.8, hidroelektrik santrallerinde %19.8, rüzgar enerjisi üretim santrallerinde %6.6, güneş enerjisinde %2.6 dır.

Akkuyu NPP'nin toplam kurulum kapasitesi 4.8 GW ve 35 TWh gücünde elektrik üreteceği öngörülmektedir(Sökmen, 2019).

6.2.4 Reaktörün güvenlik sistemleri ve prensipleri nelerdir?

Dünyadaki işletmeye alınan bütün reaktörlerin kurulum standartları işletim amaçları gibi güvenlik sistemleri de IAEA (İnternational Atom Energy Agency)'nın kuralları çerçevesinde dizayn edilir (URL16, Anonim).

VVER-1200 reaktörlerinin genel güvenlik gereksinimleri, IAEA'nın bünyesindeki INSAG'ın tavsiyelerini ve WENRA'nın tavsiyelerini içermektedir.

VVER-1200 reaktörü IAEA güvenlik standartlarıyla DEC(*Design Extension Conditions- Tasarım Uzatma Koşulları*) hesaba katmaktadır. İşletime alınan bütün bu yeni VVER-1200 santralleri “*Fukushima Lessons Learned* (Fukushima’da alınan dersler)” başlığı altında alınması gereken önlemler kazadan ders alınarak dizayn edilmiştir. Fukushima kazasından sonra öğrenilen eksiklikler aşağıdaki gibidir:

- Elektriksel güç haricinde reaktör kalbinin uzun müddet soğutulması,
- Yüksek sıcaklığa dayanamayan birinci nihai soğutucuya uzun süreli bozunmadan kaynaklı ısı çekimi,
- Bir kor erimesi kazasından sonra bütünüyle reaktöre atfedilmiş (bağlı) sistemlerin korunması(Rosatom, 2006)

Bu tez çalışmasında VVER-1200 reaktörünün genel çalışma prensibi incelendiği için daha çok reaksiyonun kontrol edilmesi ve reaktörün geri besleme güvenlik sistemleri temel ilkelerine kısaca değineceğiz.

Güvenlik sistemleri, reaktördeki temel güvenlik ilkeleri ve olası depremler, sel, hortum, yangın, uçak kazası gibi olaylardan (doğa olaylarından kaynaklı) korunma kabiliyetine göre iki ana kategoride incelenir.

Reaktörün iki temel güvenlik ilkesi bulunmaktadır.

Doğal güvenlik ilkesi: Reaktörün geri besleme süreçleri ve özelliklerine dayalı olarak güvenliği sağlama yeteneğidir. Reaksiyonun kontrol edilmesi durumudur.

Derinlemesine güvenlik ilkesi: Çevreye iyonlaştırıcı radyasyon ve radyoaktif madde salınımını önleyen peşpeşe bariyerlerin kullanılması ve bu bariyerlerin korunması için de teknik önlemlerin alınması. Reaktörün dışına herhangi bir radyasyon sızmasını engelleyen sistemler ile olası bir doğa olayına karşı veya dışarıdan bir saldırıya karşı alınan önlemleri içerir (Rosatom, 2006).

Özet bir şekilde anlatılırsa, güvenlik ilkeleri üç temel unsuru içerir:

- Reaksiyonu kontrol eden güvenlik sistemleri,
- Reaktör korundan ısı çeken sistemlerin kontrol edilmesi,
- Radyoaktif materyallerin, ekipmanların, yakıt atıklarının çevreye zarar vermelerini önleyen radyasyon önleyici güvenlik sistemleridir.

7. SONUÇLAR ve ÖNERİLER

7.2 Sonuçlar

Nükleer enerji çalışmaları, tartışmasız bir şekilde önemli çalışmalardır günümüzde. Bu teknolojinin kaynağı konumundaki ülkelerin çalışmalarına baktığımızda getirisinin, kendisine yapılan yatırımlardan birçok alanda fazla olduğu rahat bir şekilde görülebilmektedir.

Özellikle elektrik enerjisi üretimi alanında sürekli ve çevre dostu olması en büyük avantajıdır. Dolayısıyla tasarımlarının sürekli geliştirilerek birçok farklı tipte reaktör yapımı, kullanılan malzemeden dizaynına, kullanım amacından türüne kadar birçok özellikte, reaktörleri sınıflandırmaktadır.

Araştırmalarımızdan da gördüğümüz gibi birçok alanda artışı olan nükleer enerji çalışmalarının her ne kadar ülkemizde geç kaldığını dile getirsek de bunu, bir de bardağın az olsa da dolu kısmından bakalım tabiriyle değerlendirmek daha faydalı olur. Çünkü şimdiye kadar yapılan birçok deney, tasarlanan birçok reaktör çeşidi ve bu teknolojiye erişim kolaylığı ve önceki kazaların sonucunda ve birçok deney sonucunda elde edilen kazanımlara bakarsak aslında avantajlı bir durumda olduğumuzu söylemek mümkündür.

Şöyle ki önceden yapılan bir çalışmayı tekrardan çalışmak nasıl ki yanlış bir durum ise söz konusu önceden yapılan bir çalışmanın neticelerine bakıp eksik ve faydalı yanlarını tespit edip buna ilave yeni bir konsept geliştirmek daha isabetli kararlar aldırır. Dolayısıyla ülkemiz nükleer enerji çalışmalarında geç kalmışsa da bu geç kalmanın da avantajını görüp ona göre yol almak daha faydalı olacaktır.

Ülkemizde gerekliliği konusunda da ülkemizin elektrik enerjisi ihtiyacını göz önüne aldığımızda ve 1 kg U^{235} yakıtından elde edilen enerjinin yaklaşık 2700 ton kömürün yanmasından elde edile enerjiye denk geldiğini gösteren örneği incelediğimizde, ülkemizde bir nükleer santralin faaliyet göstermesinin enerji ihtiyacımız açısından gerekçeleri arasında yeterli bile olacaktır.

VVER-1200 reaktörünün genel çalışma prensibine baktığımızda ise VVER serisinin son tasarımı olup önceki tasarımlardaki reaktörlerden özellikle VVER-1000 ile kıyaslanan birçok yeniliğiyle hem enerji verimliliği bakımından hem de en son gerçekleşen nükleer kazalar da dahil birçok reaktörün güvenlik sistemlerindeki eksikliklerin göz önüne alınarak reaktör güvenliğinin daha da artırılması, VVER-1200 reaktörünü tercih etmemizin başlıca sebeplerindendir.

Örneğin basınç kabının ebatının artırılması fisyon yapan nötron sayılarına pozitif etkisi dolayısıyla fisyon sayısını artırıp ve buna bağlı olarak kullanılan yakıt miktarının artmasını sağlamaktadır. Yanma oranının artmasıyla daha fazla yakıttan istifade etmek gibi geliştirilmiş birçok teknik özellik VVER-1200 'ü tercih etmemiz için önemli sebeplerdir.

Aynı zamanda her geçen gün artan enerji ihtiyacımızı karşılamak için ithal doğal gazla olan bağımlılığımızı azaltmak hatta sona erdirmek bu alandaki en büyük başarılarımızdan biri olacaktır.

Dört nükleer reaktörün 2025 yılına kadar tamamlanıp hizmete alınması halinde nükleer enerjinin katkısı yaklaşık %20 olacaktır ve en önemli avantajlarından biri de üretim maliyetinin istikrarı ve yakıt piyasalarına olan bağımlılığın göreceli ortadan kaldırılmasıdır (Rapor, Mayıs,2017).

Nükleer enerji sektöründe yakıt ve işletme maliyetlerinin elektrik üretim maliyetlerine etkisi yaklaşık %15 tir. Doğalgazla çalışan sistemlerde dalgalanmaların toplam maliyetlere yansıtacağı anlamına gelirken nükleer enerji için böyle bir etki söz konusu değildir (Rapor, ARALIK,2011; Rapor, Mayıs,2017).

Ancak sadece elektrik enerjisi üretim alanında değil başta nükleer tıp, nükleer tarım çalışmaları, endüstri ve sanayi çalışmaları, uydu ve uzay çalışmaları vb. gibi birçok çalışmalara kaynak olabilen nükleer enerji çalışmaları gerekli ve önemli bir teknolojidir.

Nükleer santral kurulmalı mı diye sürekli endişeli bir şekilde sorular gündemde oldu, her ne kadar işletme esnasında sürekli ve temiz enerji olsa da yakıt atıklarının radyoaktif olması ya da santralin radyasyon riski taşıdığından, olası bir kaza veya radyasyon sızmasından dolayı vaz mı geçilmeli. Tabi ki hayır. Her işte gerek düşük gerek yüksek olasılıkta risk olduğu gibi nükleer enerjinin de taşıdığı yakıt atıklarının radyasyon riskini göz ardı etmemek gerek. Ancak bazen dezavantajlı durumları bile avantajlı duruma getirebilecek çalışmaların olması belki de bir işten bekleneni maksimum düzeye çıkarabilmektedir. Buna en güzel örneklerden bir tanesi nükleer teknolojinin birçok alanda kullanım alanından biri olan nükleer tarım çalışmalarıdır.

Bu çalışmalara somut bir örnek verecek olursak; Kobalt-60 radyoizotopundan yayılan ışımalardan etkilenen zararlı erkek böcekler kısırlaştırılarak doğaya bırakılırlar ve bu işlemlerin tekrarlanması sonucunda da zararlı böcek sayısının azaltılması sağlanmaktadır. Sadece Kobalt-60 izotopu değil, fosfor, potasyum, kükürt, iyod... gibi birçok radyoizotoplardan çeşitli araştırmalarda ve durumlarda istifade edilmektedir. Bu

yolla ABD’ de meyve sinekleri ile m¼cadelede ok b¼y¼k bařarı elde edilmiřtir(URL17, Anonim). N¼kleer teknoloji aynı zamanda farklı genetik yapıya sahip ve hastalıklara karřı dayanıklı hayvan nesilleri ve bitkilerin geliřtirilmesinde de kullanılmaktadır. Dolayısıyla bu alandaki alıřmalar da bizim n¼kleer “santral kurulmalı mı” sorusuna “teredd¼ts¼z evet demeliyiz” diyebiliriz.



7.2 Öneriler

Ülkemizde nükleer alanındaki çalışmaların yeterli olmadığını görmemek mümkün değildir. Bu alandaki en büyük eksikliğimizin tespit edilip ona yönelik çalışmalara ağırlık verilmesi daha isabetli kararlar almamıza ve daha nitelikli projeler üretmemize olanak sağlayacaktır.

Yaptığım araştırmalarda bazı ülkelerde somut örneklerini görebildiğim bazı çalışmalara benzer tasarımlar veya kendi ihtiyacımıza göre üzerinde durabileceğimiz bazı projeler önerilebilir.

Ülkemizdeki genç nüfusu ve iş ihtiyacını göz önüne aldığımızda özellikle büyükşehirlerdeki büyük organize sanayi bölgeleri bu çalışmalarda pilot bölge seçilebilir. Mesela TÜBİTAK ve Üniversitelerin işbirliği ve Kamu veya Özel eğitim kurumlarının işbirliği ile seçilen pilot bir organize sanayi bölgesinde, prtotoip şekilde tasarlanıp işletilecek olan bir nükleer reaktör, hem teknik okullarda okuyan öğrencilere AR-GE çalışmaları imkanı sağlar hem de bu çalışmalardan istifade edilerek sanayi bölgesinin elektrik ihtiyacı karşılanabilir ve aynı zamanda ısıtma sistemi ihtiyacı da giderilerek kapsamlı bir şekilde çalışmalardan ve endüstriyel üretimlerden istifade edilebilir.

Buna benzer bir diğer önerilebilen bir çalışma ise pilot bir şehir hastanesi veya bir büyükşehir hastanesi için hem nükleer tıp alanındaki çalışmalara imkan sağlayacak şekilde özellikle radyoizotopların kullanımı çalışmalarını destekleyecek hem de hastanenin ısıtma sistemi ihtiyacını karşılayacak bir prototip reaktör tasarımları olabilir.

Tabi ki bu çalışmaları destekleyecek bir teknoloji altyapısının olması çok önemli bir durumdur. Bu teknoloji altyapısının başında gelen yapay zekâ çalışmaları, yazılım sistemleri çalışmaları ve malzeme biliminin bu alandaki etkisi ve önemi göz önüne alınarak, enstitülerde veya teknik araştırma merkezlerinde, TÜBİTAK gibi etkili kurumların uygulamalı (prototip çalışmaları) çalışmalarının önemli bir etkisinin olacağı kanaatindeyim.

KAYNAKLAR

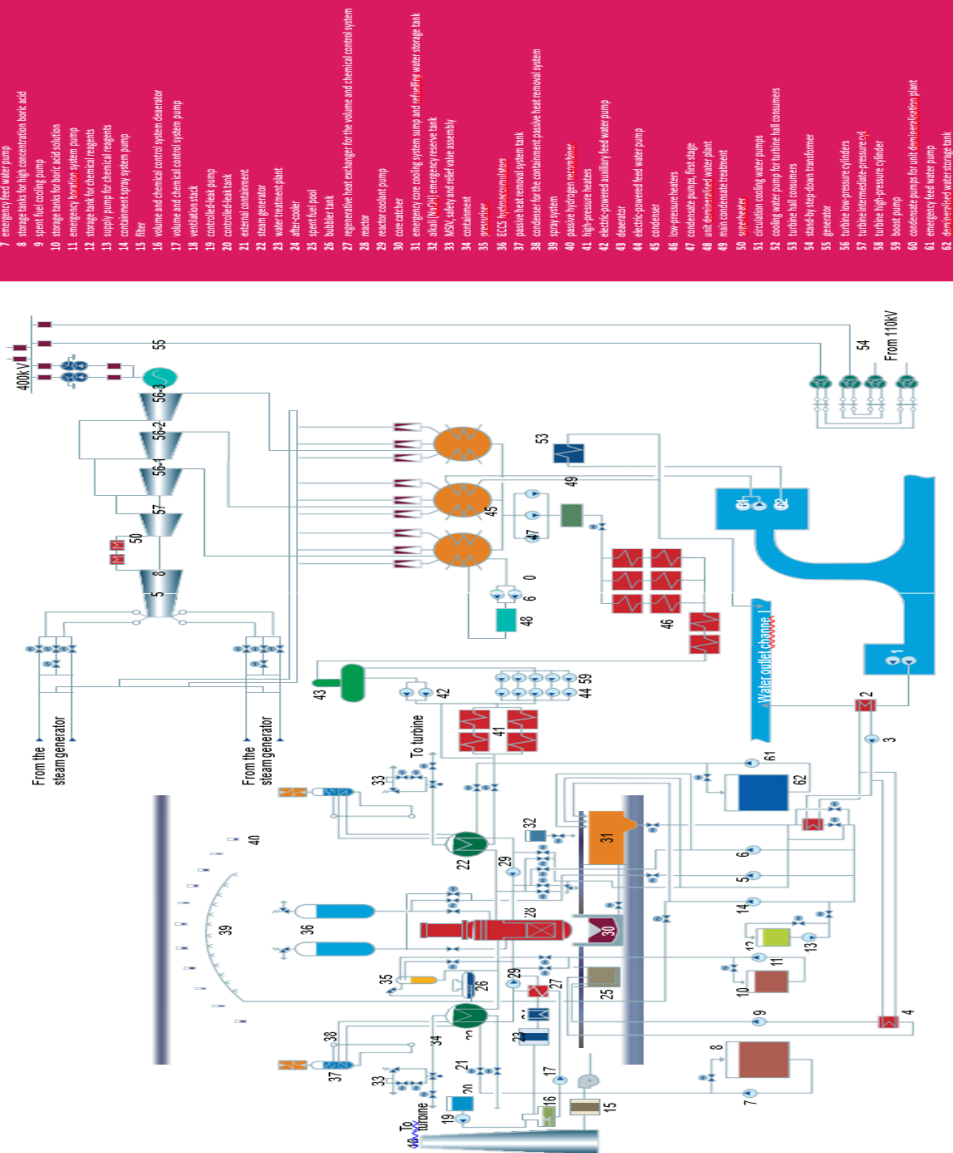
- Aelevia. 1979, Nükleer Fizik ve Nükleer Reaktörler, *Sscb Yüksek Ve Orta İhtİsas Eđİtİmİ Bakanlıđı, Moskova,*
- Ahn, Y., Lee, J., Kim, S. G., Lee, J. I., Cha, J. E., And Asme,. 2013, The Design Study Of Supercritical Carbon Dioxide Integral Experiment Loop, *Amer Soc Mechanical Engineers.*, New York,
- Asmolov. 2017a. New generation first-of-kind-unit-VVER-1200 design features, ScienceDirect, Nuclear Energy and Technology 3, 260-269.
- Asmolov. 2017b. New generation first-of-the kind unit-VVER-1200 design features ScienceDirect, 3, 260-269.
- Aybers. 1981, Nükleer Mühendİslİđİn Esaslari, *Genel Yayınlar, İsatanbul,*
- Baysal, C.A. (1986), "Nükleer Yakıt Elemanı İçerisindeki Sıcaklık Dağılımının Elektriksel Andırım Yöntemi ile Hesaplanması", *Nükleer Enerji Bölümü, Hactepe Üniversitesi, Ankara,*
- Bell, G., I., And Glastone, S.,. 1970, Nuclear Reactor Theory, *US Atomic Energy Commission, Washington,*
- Bohr, A., Mottelson, R. B.,. 1998, Nuclear Structure, *World Scientific Publishing, Singapore,*
- Can, H. (Anonim), "Akkuyu Nükleer Santralİ Örnekleminde Enerjİ Üretİm Faallİyetlerİnde Tercİh Sorunsalı ", *Siyaset Bilimi ve Kamu Yönetimi, Yıldırım Beyazıt Üniversitesi Ankara,*
- Çed Raporu. 2011, Çevre Ve Şehİrcİllİk Bakanlıđı Çed Raporu.
- Çomak, H., Ultan, Ö. M.,. 2014, Uluslararası Enerji ve Güvenlik Kongresi 1, Türkiye-Kocaeli.
- Dragunov, G.Y., Ryzhov, B. S., Denisov, P. V., And Mokhov, A. V.,. 2007. Prospects for Development of VVER-type Pressurized Light-Water Reactor Installations
- Duderstadt, J.J., And Hamilton, L. J.,. 1976, Nuclear Reactor Analysis, *Wiley, New York,*
- Eren. 2001. Araştırma Reaktörleri ve Selçuk Üniversitesi Kampüsü için Uygun Bir Reaktör Seçimi, Selçuk Üniversitesi Fen-Edebiyat Fakültesi Fen Dergisi, 18, 15-24.
- Galiev, K.F., Yaourov, S. V., Goncharov, Ye. V., Volnov, A. S.,. 2017. Experience of commisioning of the V-392M reactor plant passive heat removal system, ScienceDirect, 3, 291-296.
- Gusev, N.I., Kazanskiy, R. V., Vitkovskiy, L. I.,. 2017. Dynamic stability of the VVER-1200 power unit, ScienceDirect, 3, 270-277.
- Halitligil. Anonim. Bİtkİsel Üretimde Nükleer Teknİklerin Kullanımı Ve Türkiye'dek Gelişim (Ed.) Ankara Nükleer Araştırma ve Eđitim Merkezi, Vol. TR0100002, TAEK, . ANKARA,.

- Hewitt, G.F., And Collier, J. G., 2000, Introduction Nuclear Power, *CRC Press*, New York,
- I.A.E.A. 2009, Development Of Knowledge Portals For Nuclear Power Plants.
- Kim, S.G., 2013, Study Of Super Critical Carbondioxide Integral Experiment Loop, *Amer Soc Mechanical Engineers*, New York,
- Koçak, M. (2019), "İki Gruplu Difzyon Teorisi Yardımıyla Kritik Nükleer Ebatının Tespiti", *Enerji Sistemleri Mühendisliği Anabilim Dalı*, Şeyh Edebalı Üniversitesi, Bilecik,
- Lamarsh. 2001, Introduction To Nuclear Engineering, *USA*,
- Lamarsh. 1966, Introduction To Nuclear Reactor Theory, *New York University*,
- Mandi, M., Popov, R., Piro, I. And Asme., 2018, Research On Thermal Efficiencies Of Various Power Cycles For Gfrs And Vhtrs, *Amer Soc Mechanical Engineers*, New York,
- Mykle Schneider And Antony Froggatt. 2004, Dünya Nükleer Endüstrisinin Durumu Raporu.
- NükleerBilgilendirmeKitapçığı. anonim. Nükleer Bilgilendirme Kitapçığı.
- Özemre, Y., A., Bayülken, A., Gençay, Ş., Haziran-2000, 50 SORUDA TÜRKİYE'NİN NÜKLEER ENERJİ SORUNU
- Rapor. Mayıs,2017, Nükleer Enerji Ve Türkiye.
- Rapor. ARALIK,2011, Nükleer Enerji Raporu.
- Rosatom. 2006. The VVER Today, (Ed.) C. Rosatom, *Rusatom Overseas JSC. Russia, Moskova*.
- Sarı, Ç.U., Anonim, Türkiye De Nükleer Enerji Gerekli Mi?
- Sökmen, N.C., 2019, Nuclear Structures And Properties 2019 Bitlis Eren University, *Nuclear Structures And Properties 2019 Bitlis Eren University*
- Bitlis Eren Üniversitesi.
- URL1, Anonim, İTÜ Nükleer Araştırma_Reaktörü,, 01.01.2021, Tarihi: 01.01.2021].
- URL2, Anonim, Nükleer Reaktör Çeşitleri,, Webpage, Tarihi: 12.11.2019].
- URL3, Anonim, Nükleer Reaktör Çeşitleri,,
https://www.google.com.tr/search?q=n%C3%BCKleer+reakt%C3%B6r+%C3%A7e%C5%9Fitleri&source=lnms&tbm=isch&sa=X&ved=0ahUKEwj7z-zU5MDiAhURdJoKHShUDvYQ_AUIDigB&biw=1242&bih=524#imgdii=D7ok15PkdPXNfM:&imgsrc=vx7Rf-5S5RBkIM; Tarihi: 14.05.2020].
- URL4, Anonim, Novovoronezh II VVER-1200 projeleri, Webpage, Tarihi: 02.05.2019].
- URL5, Anonim, Hızlı Reaktörler,
https://www.nukleer.web.tr/nukleer_santral_turleri/fbr_ana_html, Tarihi: 04.09.2019].
- URL6, Anonim, Basınçlı Su Reaktörleri,
https://nukleer.web.tr/nukleer_santral_turleri/pwr_ana_html, Tarihi: 08.07.2020].

- URL7, Anonim, VVER Serisi Reaktörleri, Tarihi: 24.10.2020].
- URL8. 2012. Nükleer Fizik Ders Notları.
<https://ahmetbozkurt69.wordpress.com/dersler/> ed. in:
<https://ahmetbozkurt69.wordpress.com/dersler/>, (Ed.)
<https://ahmetbozkurt69.wordpress.com/dersler/>, Vol. 2019,
<https://ahmetbozkurt69.wordpress.com/dersler/>. Harran Üniversitesi Fen-
 Edebiyat Fakültesi.
- URL9. Anonim. Nükleer Reaktör Teknolojileri, Nükleer Santral Arşivleri,. in:
<http://nukleerakademi.org/nukleer-enerji/nukleer-reaktor-teknolojileri/>, (Ed.)
<http://nukleerakademi.org/nukleer-enerji/nukleer-reaktor-teknolojileri/>.
- URL10, Anonim, Nükleer Reaktörler ve Çalışma Prensipleri, Webpage, Tarihi: 22.03.2021].
- URL11, Anonim, Nükleer Santral Türleri,, Webpage,
https://nukleer.web.tr/nukleer_santral_turleri/fbr_ana_html[Erişim Tarihi: 16.05.2020].
- URL12. 2017. Japon Şehirlerine Atılan atom Bombaları,. in:
<https://www.youtube.com/watch?v=3wxWNAM8Cso>, (Ed.)
<https://www.youtube.com/watch?v=3wxWNAM8Cso>.
- URL13, Anonim, Nükleer Reaktör Çeşitleri,, webpage, Tarihi: 16.02.2020].
- URL14, Anonim, Nükleer Reaktör Tarihi,
<http://www.UAEA.org/About/index.html>[Erişim Tarihi: 24.05.2019].
- URL15, Anonim, History of Nuclear Reactors, <http://www.atomicarchive.com/History/>,
 Tarihi: 24.05.2019].
- URL16, Anonim, Uluslararası Atom Enerji Politikaları,
<http://www.UAEA.org/About/Policy/MemberStates/>, Tarihi: 27.05.2019].
- URL17, Anonim, Nükleer Tarım,
http://www.nukleer.web.tr/temel_konular/faydalar.html,
http://www.nukleer.web.tr/temel_konular/faydalar.html[Erişim Tarihi: 03.09.2021].
- URL18, Anonim, FMO Raporu, Türkiye, <http://www.fmo.org.tr/wp-content/belgeler/fukushimaraporu.pdf> [Erişim Tarihi: 22.08.2019].
- URL19, Anonim, Çernobil Nükleer Kazası Ve Türkiye Üzerindeki Etkileri, Türkiye,
<http://w3.gazi.edu.tr/~mkaradag/tezler/cigdemkapukaya.pdf>[Erişim Tarihi: 27.10.2020].
- Uslu. anonim. Nükleer Reaktörler Tipleri, Yakıt Çevrimi ve Kullanılmış Yakıtlar, Ülkemizdeki durum.
- Vorobeiva. 2010, Nuclear Reactor Types, *Umo Nuclear Physics And Technologies*, Moskova,
- Yaurov. 2017. Experience of commisioning of the V-392M reactor plant passive heat removal system, ScienceDirect, 3, 292-293.
- Yılmaz, M. 2012. Türkiye'nin Enerji Potansiyeli ve Yenilenebilir Enerji Kaynaklarının Elektrik Enerjisi Üretimi Açısından Önemi, Ankara Üniversitesi Çevrebilimleri Dergisi, 2, 33-54.

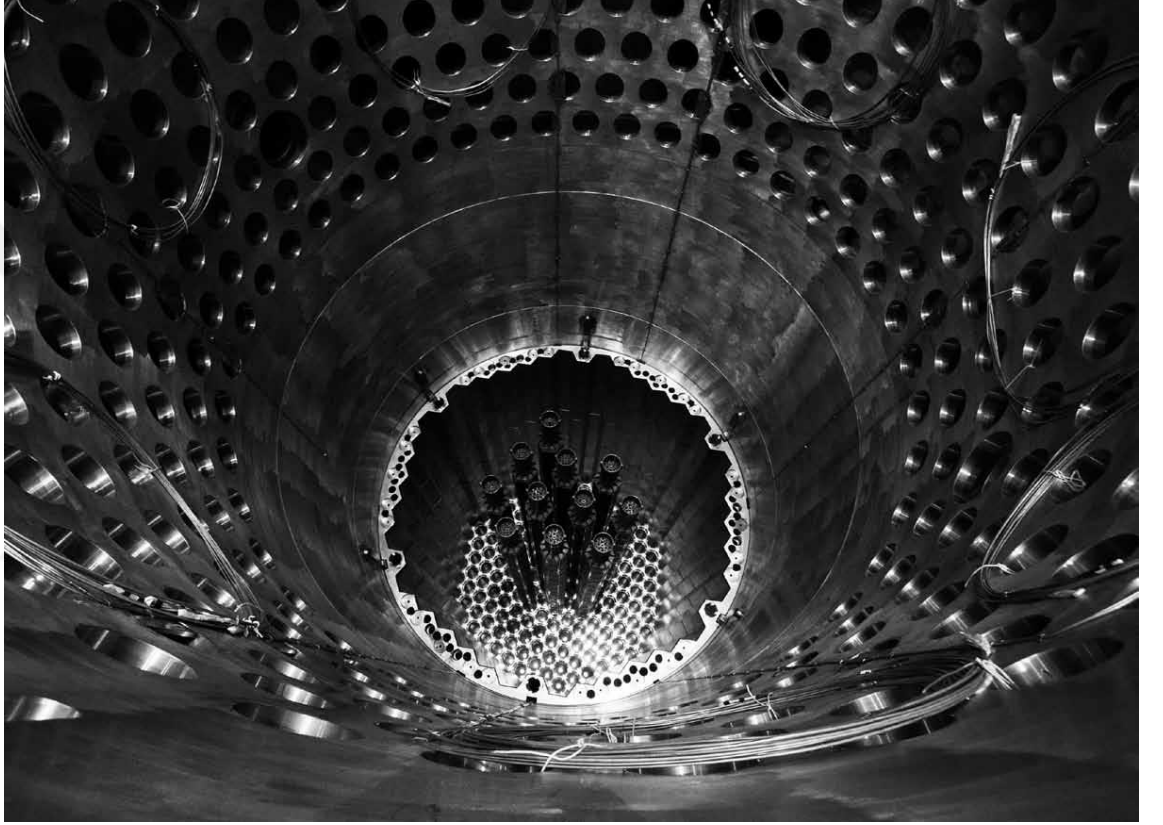
EK 1

Schematic diagram, simplified



EK 2

Aşağıdaki resim VVER-1200 reaktörüne ait basınç kabının içini göstermektedir. Şekilde görüldüğü gibi basınç kabının en alt kısmında bulunan reaktör kalbine belli periyotlarla girip çıkan kontrol çubukları gösterilmiştir. Bu resim Rosatom tarafından paylaşılmıştır.



EK 3**Bazı Enerji Dönüşüm Formülleri**

$$1KJ=10^3J$$

$$1MJ=10^6J$$

$$1GJ=10^9J$$

$$1TJ=10^{12}J$$

$$1KW=10^3Watt$$

$$1GW=10^9Watt$$

$$1TW=10^{12}Watt$$

$$1eV=1,6 \times 10^{-12}erg$$

$$1eV=1,6 \times 10^{-12}erg \cdot 10^7 \frac{J}{erg} = 1,6 \times 10^{-19}J$$

$$1MeV=1,6 \cdot 10^{-19} \cdot 10^6 \frac{MeV}{eV} = 1,6 \cdot 10^{-13}W.s$$

$$1MeV = \frac{1,6 \times 10^{-13}}{3600 \times 10^3} = 4,44 \cdot 10^{-20}kWh$$

$$1MeV = 4,44 \cdot 10^{-20} \times 860 \frac{kcal}{kWh} = 3,82 \times 10^{-17}kcal$$

$$Ef = 180 MeV \cdot 1,6 \times 10^{-13} \frac{W.s}{MeV} = 3,2 \times 10^{-11} W.s$$

$$\frac{1}{3,2 \times 10^{-11}} = 3,1 \times 10^{10} \text{ fisyon}/W.s$$

$$P(W) = 3,1 \times 10^{10} \text{ fisyon}/s$$

$$Na = 6,02 \times 10^{23} \text{ Çek}/Atom \text{ gr}$$

$$Ef(235 \text{ gram U}) = 6,02 \times 10^{23} \times 3,2 \times 10^{-22} = 1,9 \times 10^{13} W.s$$

$$Ef(235 \text{ gram U}) = 1,9 \times 10^{13} \cdot 10^{-3} \frac{kW}{W} \cdot \frac{1}{3600} \frac{h}{s} = 5,3 \times 10^6 kWh$$

EK 4

Nükleer tarım ile ilgili çalışmalar daha çok radyasyon kullanım tekniklerine dayanmaktadır. Bunu bize gösteren somut ilk örnek çalışma, 1923 yılında G. V. Hevesy tarafından izotopları izleyici olarak kullanımıyla başlamıştır. Bu gibi çalışmalar 1945 yılından sonra artış göstermiştir çünkü nükleer reaktörlerin ortaya çıkmış olması, çok miktarda radyoaktif maddelerin üretimine imkan sağlanmıştır. Aynı zamanda radyasyon türlerini ve kararlı izotopları, yüksek hassasiyetle ölçebilen cihazların geliştirilmiş olması da radyoaktif maddelerin özellikle tarımsal ilaçlama alanında kullanımını yaygınlaştırmıştır (Halitligil, Anonim).

Bu çalışmalara somut bir örnek verecek olursak; Kobalt-60 radyoizotopundan yayılan ışımalardan etkilenen zararlı erkek böcekler kısırlaştırılarak doğaya bırakılırlar ve bu işlemlerin tekrarlanması sonucunda da zararlı böcek sayısının azaltılması sağlanmaktadır. Sadece Kobalt-60 izotopu değil, fosfor, potasyum, kükürt, iyod... gibi birçok radyoizotoplardan çeşitli araştırmalarda ve durumlarda istifade edilmektedir. Bu yolla ABD’ de meyve sinekleri ile mücadelede çok büyük başarı elde edilmiştir. Nükleer teknoloji aynı zamanda farklı genetik yapıya sahip ve hastalıklara karşı dayanıklı hayvan nesilleri ve bitkilerin geliştirilmesinde de kullanılmaktadır (URL17, Anonim)

ÖZGEÇMİŞ

KİŞİSEL BİLGİLER

AdıSoyadı : Suna YURT
Uyruğu : TC.
DoğumYeriveTarihi :
Telefon :
Faks :
e-mail :

EĞİTİM

Derece	Adı, İlçe, İl	BitirmeYılı
Lise	: Süleyman Nazif Lisesi- Ergani-Diyarbakır	2006
Üniversite	: Selçuk Üniversitesi-Selçuklu-Konya	2014
YüksekLisans	: Muş Alparslan Üniversitesi	2021
Doktora	:	

İŞ DENEYİMLERİ

Yıl	Kurum	Görevi
2014	MEDKA- Özel Harita Bürosu	Harita Mühendisi
2016	Akçel İnşaat özel sektör –İnşaat ve Altyapı	Şantiye Şefi
2017	Ergani LİHKAB Bürosu	Harita Mühendisi

UZMANLIK ALANI

Harita Mühendisliği ve Mühendislik Çalışmaları, Matematik ve Geometri

YABANCI DİLLER

B2 düzeyinde İngilizce, A1 düzeyinde Japonca

BELİRTMEK İSTEĞİNİZ DİĞER ÖZELLİKLER

Öncelikle bitirdiğim Harita Mühendisliği Lisans bölümünde matematiksel düşünceyi mühendislik uygulamalarına kolayca aktarabilecek bir potansiyelde olduğumu söylemekten çekinmeden ve Yüksek Lisansımı yaptığım Nükleer Enerji ve Enerji Sistemleri programında, çok kıymetli sayın danışmanım Prof.Dr.Cevad SELAM hocamın kendilerine danıştıgımda önemli tavsiyeleri neticesinde, nükleer enerji alanında yoğunlaşarak belli bir bilgi birikimiyle çalıştığım bu alanda ve emek ve zaman

ayrılması halinde birçok Mühendislik alanı çalışmalarında yetenekli olduğumu naçizane belirtmek isterim. Ancak maalesef hayatımın belli dönemlerinde yaşadığım birtakım olumsuz durumlar beni çoğu zaman birkaç adım geride bıraktı. Umarım bu çalışmam ile birlikte bundan sonra daha yüksek başarılar ve güzel projeler ortaya koyma umdu içindeyim. Maksadım faydalı bir insan olmak ve insanlığın yararına icraatlarda bulunup ürünler ortaya koymaktır.

