

T.C.
İNÖNÜ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

**BİR FÜZYON-FİSYON HİBRİT REAKTÖRÜNDE MONTE CARLO
TEKNİĞİ KULLANILARAK BAZI KÜTÜPHANELER İÇİN ÜÇ BOYUTLU
NÖTRONİK HESAPLAMALAR**

HİLAL BARDAKÇI

YÜKSEK LİSANS TEZİ
FİZİK ANABİLİM DALI

MALATYA
HAZİRAN 2019

Tezin Başlığı: **Bir Füzyon-Fisyon Hibrit Reaktöründe Monte Carlo Tekniđi Kullanılarak Bazı Kütüphaneler İin Ü Boyutlu Nötronik Hesaplamalar**

Tezi Hazırlayan: **Hilal BARDAKI**

Sınav Tarihi: **19.06.2019**

Yukarıda adı geen tez jürimizce deđerlendirilerek Fizik Anabilim Dalında Yüksek Lisans Tezi olarak kabul edilmiřtir.

Sınav Jürisi Üyeleri;

Tez Danıřmanı: **Do. Dr. Mehtap DÜZ**
İnönü Üniversitesi

Prof. Dr. Fatih KÜLAHI
Fırat Üniversitesi

Prof. Dr. Hüseyin GENCER
İnönü Üniversitesi

İnönü Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Onayı:

Prof. Dr. İbrahim ADIGÜZEL
Enstitü Müdürü

ONUR SÖZÜ

Yüksek Lisans Tezi olarak sunduğum “**Bir Füzyon-Fisyon Hibrit Reaktöründe Monte Carlo Tekniğı Kullanılarak Bazı Kütüphaneler İçin Üç Boyutlu Nötronik Hesaplamalar**” başlıklı bu çalışmanın bilimsel ahlak ve geleneklere aykırı düşecek bir yardıma başvurmaksızın tarafımdan yazıldığını ve yararlandığım bütün kaynakların, hem metin için de hem de kaynakçada yöntemlerine uygun biçimde gösterilenlerden oluştuğunu belirtir. Bunu onurumla doğrularım.

Hilal BARDAKÇI



ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

BİR FÜZYON-FİSYON HİBRİT REAKTÖRÜNDE MONTE CARLO TEKNİĞİ KULLANILARAK BAZI KÜTÜPHANELER İÇİN ÜÇ BOYUTLU NÖTRONİK HESAPLAMALAR

Hilal BARDAKÇI

İnönü Üniversitesi
Fen Bilimleri Enstitüsü
Fizik Anabilim Dalı

112 + x sayfa

2019

Tez Danışmanı: Doç. Dr. Mehtap DÜZ

Bu çalışmada, APEX füzyon teknolojisinden yararlanılarak bir APEX hibrit reaktörü tasarlanmıştır. Tasarlanan APEX hibrit reaktöründe %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ eriyik metali, %20 ThF_4 ve % 0,1 AmO_2 ağır metali karışımından oluşan akışkan, 4 cm kalınlığında Ferritic Steel ($\text{V}_4\text{Cr}_4\text{Ti}$) yapısal malzemesiyle, yansıtıcı (Reflektör) yüzey olarak 3 cm kalınlığında berilyum duvar kullanılmıştır. Reaktörün ilk sıvı duvarındaki nötron duvar yükü 10 MW/m^2 , ikinci sıvı duvar kalınlığı 50 cm ve füzyon gücünün 4000 MW değeri için tasarım yapılmıştır. Reaktörün üç boyutlu tasarımında ve ilgili bölgelerdeki nötronik hesaplamalarında bazı nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri, MCNPX-2.7.0. Monte Carlo kodu ve NJOY kodu kullanılmıştır.

Reaktörün ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde Nötron Akısı, Tritiyum Üretim Oranı (TBR), Enerji Çoğaltma Faktörü (M), Isı Enerjisi, Fisyon Reaksiyon Sayısı ve Fisil Yakıt Üretimi parametreleri NJOY kodu kullanılarak tesir kesiti kütüphanelerine göre hesaplanarak karşılaştırması yapılmıştır. Reaktörün yapısal malzemesi olan çelik bölgesinde 30 tam güç yılında (FPY) çalışması sonucu radyasyon hasar parametreleri olan proton üretimi, döteryum üretimi, trityum üretimi ^3He üretimi, ^4He üretimi ve DPA (atom yer değiştirmesi) değerleri NJOY kodu kullanılarak tesir kesiti kütüphanelerine göre hesaplandı ve kütüphanelere göre karşılaştırması yapıldı.

Tasarlanan modelde ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde trityumun kendi kendine yetebilmesi için gerekli olan şart $\text{TBR} > 1.1$ ve termal güç için gerekli olan şart $M > 1.2$, seçilen akışkanlar, yapısal malzeme ve yansıtıcı yüzeyler için sağlanmıştır.

ANAHTAR KELİMELER: APEX, NJOY, MCNPX-2.7.0, Nötronik hesaplamalar, Tesir kesiti kütüphaneleri

ABSTRACT

Master Thesis

THREE-DIMENSIONAL NEUTRONIC CALCULATIONS FOR SOME LIBRARIES BY USING MONTE CARLO METHOD IN A FUSION-FISSION HYBRID REACTOR

Hilal BARDAKÇI

İnönü University
Institute of Science and Technology
Department of Physics

112 + x pages

2019

Supervisor: Doç. Dr. Mehtap DÜZ

In this study, an APEX hybrid reactor was designed using APEX fusion technology. The designed APEX hybrid reactor consisted of a mixture of 79.9% $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ molten metal, 20% ThF_4 and %0.1 AmO_2 heavy metal, 4 cm thick Ferritic Steel ($\text{V}_4\text{Cr}_4\text{Ti}$) structural material and 3 cm thick Beryllium wall as a reflector (Reflector) surface. The neutron wall load in the liquid first wall of the reactor was designed as $10 \text{ MW} / \text{m}^2$, the liquid second wall thickness was 50 cm and the fusion power of 4000 MW. The three-dimensional design of the reactor and the neutronic calculations in the respective regions are some nuclear reaction cross-sectional libraries, MCNPX-2.7.0. Monte Carlo code and NJOY code were used.

The parameters of Neutron Flux, Tritium Production Rate (TBR), Energy Multiplication Factor (M), Heat Energy, (n,γ) Fission Reaction Number and Fissile Fuel Production were calculated by using the NJOY code in the liquid first wall, liquid second wall and shield regions of the reactor. The structural material of the reactor in the steel region, 30 full power years (FPY), radiation damage parameters, proton production, deuterium production, tritium production ^3He generation, ^4He production and DPA (displacement per atom) values were calculated by using the NJOY code to compare the cross-sectional libraries.

The requirement for self-sufficiency of tritium in the first liquid wall, second liquid wall and armor zones is provided for the chosen fluid, structural material and reflector.

KEYWORDS: APEX, NJOY, MCNPX-2.7.0, Neutron calculations, Cross-section libraries

TEŐEKKÜR

Bu tez çalışması İnönü Üniversitesi Rektörlüğü Bilimsel Araştırma Projeleri Birimi tarafından “**Bir Füzyon-Fisyon Hibrit Reaktöründe Monte Carlo Tekniğı Kullanılarak Bazı Kütüphaneler için Üç Boyutlu Nötronik Hesaplamalar**” adlı çalışma için 2018/1038 nolu proje kapsamında gerçekleştirilmiş olup bu projenin maddi olanakları kullanılarak hesaplanmıştır. Maddi desteklerinden dolayı BAP birimine teşekkürler.

Yüksek lisans eğitimini ders aşamasından başlayarak tez çalışmasının bitimine kadar her aşamada bana rehberlik ve yardım eden, danışman hocam Sayın **Doç. Dr. Mehtap DÜZ**’ e

Sayın **Prof. Dr. İbrahim ADIGÜZEL** ve bölümdeki bütün hocalarıma,

Ayrıca tez çalışmalarım süresince desteklerini esirgemeyen ve daima yanımda olan **AİLEM**’ e sonsuz teşekkürler.

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT	ii
TEŞEKKÜR	iii
İÇİNDEKİLER	iv
ŞEKİLLER DİZİNİ	iv
ÇİZELGELER DİZİNİ	ix
SEMBOLLER VE KISALTMALAR.....	x
1. GİRİŞ	1
2. FÜZYON-FİSYON (HİBRİT) REAKTÖRLERİ	9
2.1. Fisyon Reaksiyonu	9
2.1.1. Fisyon Enerjisinin Hesaplanması	9
2.1.2. Nükleer Reaktör Türleri.....	12
2.2. Füzyon Reaksiyonu	14
2.2.1. Döteryum-Döteryum (D-D) Reaksiyonları	15
2.2.2. Döteryum-Trityum (D-T) Reaksiyonları	15
2.2.3. Füzyon Enerjisinin Hesaplanması	16
2.2.4. Füzyon Reaksiyonunun Gerçekleşebilme Koşulları	17
2.2.5. Füzyon Reaktörlerinde Manyetik Alan Sınırlandırılması	19
2.2.6. Füzyon Enerjisinde Karşılaşılan Sorunlar.....	22
2.3. Füzyon-Fisyon (Hibrit) Reaksiyonu	23
2.3.1. APEX Hibrit Reaktörü	27
2.3.1.1. APEX Reaktörünün Bileşenleri.....	34
2.3.1.1.1. Yakıt	34
2.3.1.1.2. Soğutucu.....	34
2.3.1.1.3. Yapısal Malzeme	38
3. MONTE CARLO YÖNTEMİ.....	40
3.1. Simülasyonun Avantajları ve Dezavantajları.....	43
3.2. Nükleer Veri	43
3.3.1. Evaluated Nuclear Data File (ENDF/B) Veri Kütüphanesi	49
3.3.2. Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL) Veri Kütüphanesi	52
3.3.3. Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF) Veri Kütüphanesi.....	53
3.3.4. Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL) Veri Kütüphanesi	55
3.3.5. Russian File of Evaluated Neutron Data (ROSFOND) Veri Kütüphanesi	58

4. HESAPLAMALAR	60
4.1. Akı Hesabı	64
4.2. Fisyon Enerjisi ve Fisyon Reaksiyonu Sayısı	65
4.3. Tritiyum Üretim Oranı (Tritium Breeding Rate (TBR))	65
4.4. Enerji Çoğaltma Faktörü (Energy Multiplication Factor (M))	67
4.5. Isı Enerjisi (Heating)	68
4.6. Fisil Yakıt Üretimi	69
4.7. Radyasyon Hasarı	71
4.7.1. Proton Üretimi	71
4.7.2. Döteryum Üretimi	72
4.7.3. Tritiyum Üretimi	73
4.7.4. He-3 Üretimi	74
4.7.5. He-4 Üretimi	75
4.7.6. DPA (Displacement Per Atom)	76
5. SONUÇ	99
6. KAYNAKLAR	101
ÖZGEÇMİŞ	109

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1.	Yıllık net kapasite ilaveleri türüne göre enerji türleri.....1
Şekil 1.2.	31 Ocak 2019 sonu itibariyle kurulu güç (MW).....2
Şekil 1.3.	1970-2015 Nükleer elektrik üretimi.....5
Şekil 2.1.	Fisyon olayının şematik gösterimi10
Şekil 2.2.	Basit füzyon reaksiyonu.....14
Şekil 2.3.	Toroidal alan ve poloidal alan ile manyetik alan sınırlamalı tokamak metodu.....21
Şekil 2.4.	Bir füzyon reaktörünün çalışma sistemi22
Şekil 2.5.	Bir hibrit reaktörün şematik gösterimi24
Şekil 2.6.	APEX hibrit reaktörünün gösterimi29
Şekil 2.7.	Yerçekimi momentum tahrikiyle (GMD) akışkan duvar kavramı gösterimi 32
Şekil 2.8.	Elektromanyetik olarak tutma (EMR) akışkan duvar kavramı gösterimi 33
Şekil 2.9.	Lityum için sıcaklık akış şeması36
Şekil 3.1.	Nükleer veri değerlendirme ve işleme alanındaki farklı adımlar44
Şekil 3.2.	Simülasyon sürecinde bileşenlerin etkileşimi ve veri geliştirme yolları.....45
Şekil 3.3.	CENDL-3.1'in içerdiği nüklid sayısı55
Şekil 4.1.	APEX hibrit modeli.....78
Şekil 4.2.	Hesaplama kullanılan APEX hibrit reaktör bölge yarıçap ve kalınlıkları78
Şekil 4.3.	%79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde radyal olarak nötron akısı değişimi83
Şekil 4.4.	%79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama nötron akısının nötron enerjisine göre değişimi.....83
Şekil 4.5.	%79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde radyal olarak kaynak nötron başına birim kütlede hesaplanan fisyon reaksiyon sayısı.....84
Şekil 4.6.	%79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktör yakıtında kullanılan fertil malzeme için kaynak nötronu başına birim kütledeki ortalama fisyon reaksiyon sayısı.....84
Şekil 4.7.	%79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için TBR'nin yapısal malzeme ve soğutucu sıvıda kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki değerleri.....85
Şekil 4.8.	%79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için M'nin yapısal malzeme ve soğutucu sıvıda kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki enerji üretimi değeri...85
Şekil 4.9.	%79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün iç ve dış (radyal) kısımlarında depolanan ısı enerjisi değeri..... 86

Şekil 4.10.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün birim hacim başına düşen depolanan ısı enerjisi değeri	86
Şekil 4.11.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün birim hacim başına düşen depolanan ısı enerjisinin yapısal malzeme ve soğutucu sıvıda kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki enerji üretimi değeri	87
Şekil 4.12.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama proton üretimi değeri.....	87
Şekil 4.13.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama proton üretiminin nötron enerjisine göre değışimi.....	88
Şekil 4.14.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama proton üretiminin nötron enerjisine göre radyal değışimi ...	88
Şekil 4.15.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama döteryum üretimi değeri	89
Şekil 4.16.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama döteryum üretiminin nötron enerjisine göre değışimi	89
Şekil 4.17.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama döteryum üretiminin nötron enerjisine göre radyal değışim.....	90
Şekil 4.18.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama trityum üretimi değeri.....	90
Şekil 4.19.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değışimi	91
Şekil 4.20.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre radyal değışimi.....	91
Şekil 4.21.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama He-3 üretimi değeri	92
Şekil 4.22.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama He-3 üretiminin nötron enerjisine göre değışimi.....	92
Şekil 4.23.	%79,9 Li ₁₇ Pb ₈₃ + %20 ThF ₄ + %0,1 AmO ₂ karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama He-3 üretiminin nötron enerjisine göre radyal değışimi	93

Şekil 4.24.	%79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama He-4 üretimi değeri.....	93
Şekil 4.25.	%79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama He-4 üretiminin nötron enerjisine göre değışimi.....	94
Şekil 4.26.	%79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama He-4 üretiminin nötron enerjisine göre radyal değışimi.....	94
Şekil 4.27.	%79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama DPA üretimi değeri.....	95
Şekil 4.28.	%79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama DPA üretiminin nötron enerjisine göre değışimi.....	95
Şekil 4.29.	%79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama DPA üretiminin nötron enerjisine göre radyal değışimi.....	96

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.1.	Çeşitli yakıtların enerji içerikleri	3
Çizelge 1.2.	Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu Güç Reaktörü Bilgi Sistemi Nükleer Elektrik Üretimi ve elektrik yüzdesi (%e).....	7
Çizelge 2.1.	Radyoaktif elementler, atık yüzdeleri, yarı ömürleri ve etkin doz katsayısı miktarları.....	11
Çizelge 2.3.	Tritiyum üretimindeki enerji taşıyıcı sıvılar ve bazı özellikleri.....	36
Çizelge 2.4.	APEX sıvı duvar alternatifleri.....	38
Çizelge 3.1.	ENDF/B-VII.0 ve ENDF/B-VI.8 gösterilen ENDF/B-VII.1 Kütüphanesinin içeriğinin karşılaştırılması.....	50
Çizelge 3.2.	CENDL-3.1'deki nüklidler.....	57
Çizelge 4.1.	Çalışmadaki APEX reaktör tasarımında kullanılan reaktörün bölgeleri, bölgelerde kullanılan malzemeler, bölgelerin içerdiği izotoplar ve izotopların bulunma oranları, bölgelerin kütleli ve atomik yoğunlukları.....	79
Çizelge 4.2.	(%79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + 0,1 AmO_2) ThF_4 karışımı akışkanın kullnılması ile elde edilen nötronik sonuçlar.....	81
Çizelge 4.3.	(%79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + 0,1 CmO_2) ThF_4 karışımı akışkanın kullnılması ile elde edilen nötronik sonuçlar	82

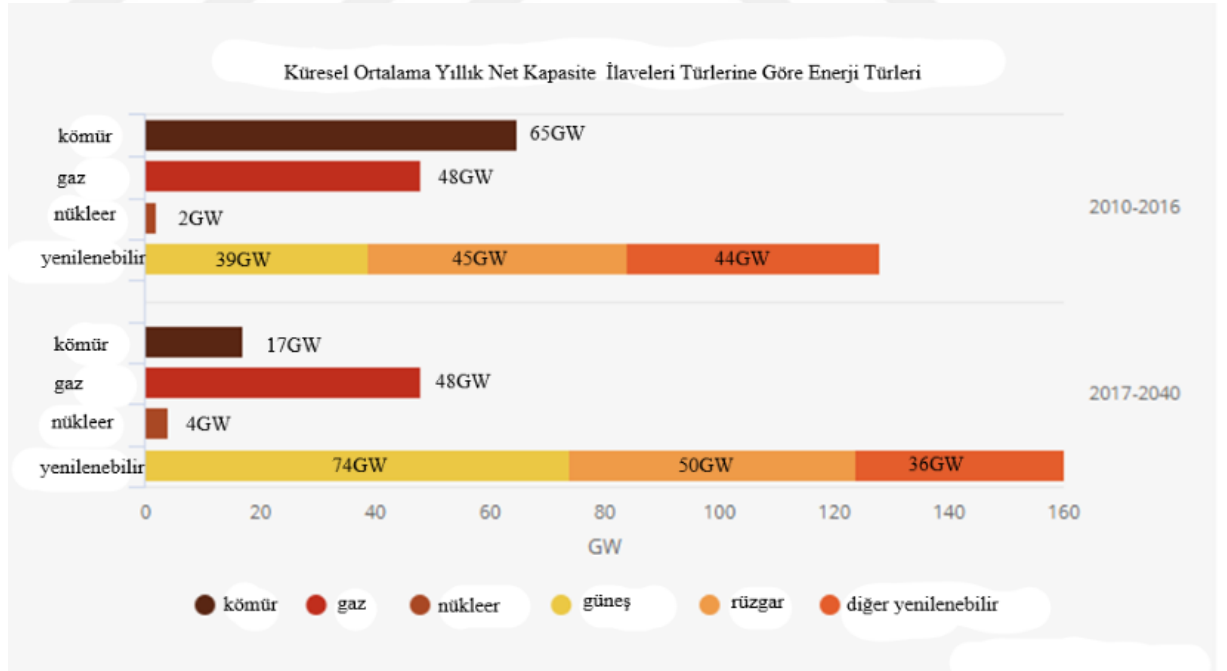
SEMBOLLER VE KISALTMALAR

OECD	Ekonomik İşbirliği Ve Kalkınma Örgütü
NEA	Nükleer Enerji Ajansı
NJOY	Nükleer veri işlem sistemi
IAEA	Uluslararası Atom Enerji Ajansı
MCNP	Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu
RSICC	Radiation Safety Information Computational Center (Radiasyon Güvenliği Bilgi Kimyasal Merkezi)
GSYİH	Gayri Safi Yurt İçi Hasıla
LANL	Los Alamos Ulusal Laboratuvarı
LAHET	Los Alamos High Energy Transport (Los Alamos Yüksek Enerji Taşınımı)
WPEC	Uluslararası Nükleer Veri Değerlendirme İşbirliği Çalışma Grubu
TAEK	Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
EPDK	Enerji Piyasası Düzenleme Kurumu
ÇED	Çevresel Etki Değerlendirilmesi
D	Döteryum
T	Tirityum
CHERKER	JANIS TRANS Checker, bir EXFOR PRELIM veya TRANS dosyası alan ve muhtemel hatalar ve uyarılar için bir günlük oluşturan EXFOR derleyicileri için bir komut satırı aracıdır.
CINDA	(Computer Index of Neutron Data), nükleer deneysel verilerle ilgili bibliyografik bilgiler, http://www.oecd-nea.org/cinda/cindaora.cgi
EXFOR	(Experimental Nuclear Reaction Data), Deneysel nükleer reaksiyon verileri, http://www.oecd-nea.org/dbdata/x4/
ENSDF	(Evaluated Nuclear Structure Data File Search and Retrieval), nükleer yapı verilerini değerlendirdi, http://www.nndc.bnl.gov/ensdf/
AMC	(Atomic Mass Data Center), Atomik kütle değerlendirmesi,
RIPL	(Reference Input Parameter Library), Nükleer reaksiyonların hesaplanması için referans giriş parametre kütüphanesi ve veri değerlendirmeleri, http://www-nds.iaea.org/ripl2/ .

1. GİRİŞ

Enerji; insanın yaşam standardını yükseltmek, ekonomik ve sosyal kalkınma için vazgeçilmezdir. Sanayi Devrim'inden bu yana enerji tüketimi hızla artmakta ve tüketilen enerji miktarı ülkelerin gelişmişliği hakkında bilgi vermektedir. Gelişmiş ülkelerde sanayi ve teknolojiye gelişmelerden dolayı elektrik enerjisi tüketimi çok fazladır. Dünya'da nüfus artışı ve yaşam standartlarının yükselişi 21. yüzyılda artan enerji arzı talebini oluşturmaktadır. Fosil yakıt olan kömür, petrol ve doğal gaz son iki yüzyılda önemli enerji kaynağı olarak kullanılmıştır. Fosil yakıt rezervleri sınırlı olmakla beraber fosil yakıtların yakılması, büyük miktarda sera gazı üretimine ve çevre kirliliğine neden olmaktadır.

Enerji sorunlarını hafifletmek ve çevreyi korumak için Dünya'nın alternatif enerji kaynakları aramaya başlamasıyla hidroelektrik, jeotermal, güneş, rüzgâr ve biokütle enerjisi gibi yenilenebilir enerji türlerine yönelim artmıştır. Fakat yenilenebilir enerji kaynakları düşük enerji yoğunluğundan ve doğal koşullardan kolayca etkilenmesinden dolayı, büyük ölçekli endüstriyel uygulamalar ve sürekli enerji için yetersiz kaldığı gözlemlenmiştir [1, 2].

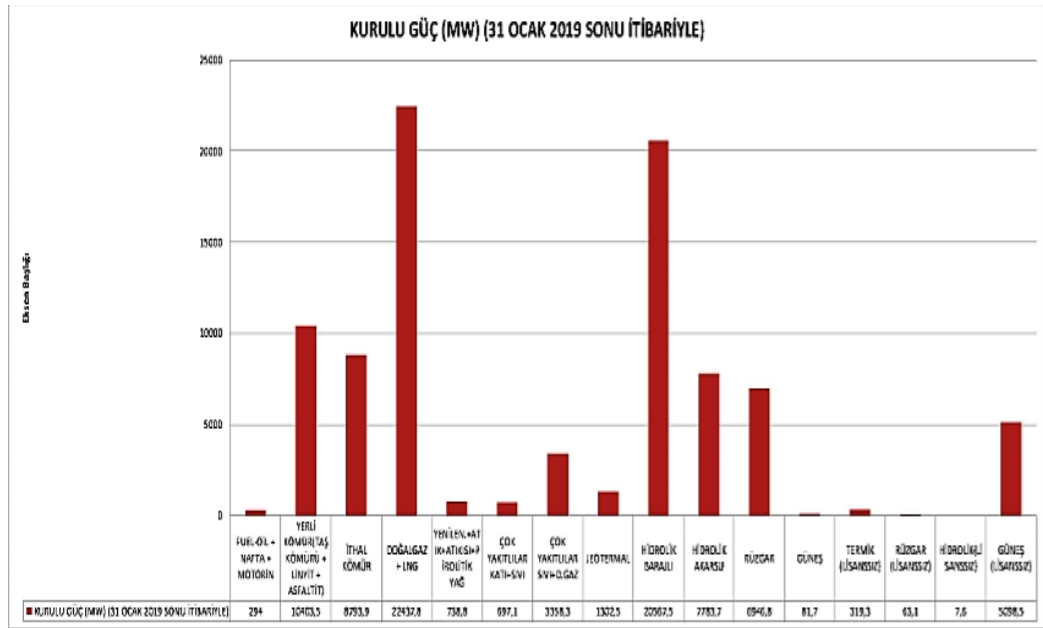


Şekil 1.1. Yıllık net kapasite ilaveleri türüne göre enerji türleri [3]

Uluslararası Enerji Ajansı OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development), enerjiyle ilgili yıllık uygulanabilir planlar ve enerji hakkında sürekli yeni politikalar yayınlamaktadır. Şekil 1.1' de 2010-2016 yılları arasında farklı enerji türlerine göre yenilenebilir enerji kaynaklarının, birçok ülkede düşük maliyetli yeni nesil kaynak haline geldikçe, santrallerdeki küresel yatırımın üçte ikisini 2040' a kadar yakalayabileceği tahmin edilmektedir [4].

Türkiye' de ise; 2019 yılı Ocak ayından itibaren doğal gazdan %34, kömürden %31, hidrolik enerjiden %24, rüzgârdan %6, jeotermal enerjiden %2 ve diğer kaynaklardan %3 şeklinde elektrik üretimimiz elde edilmektedir.

Ülkemizde 2019 Ocak ayından itibaren ile kurulu güç kaynakları Şekil 1.2.' de belirtildiği gibi; hidrolik enerji %33,6, doğal gaz %28,1, kömür %21,5, rüzgâr %7,7, jeotermal %1,1 ve diğer kaynaklar ise %7,4' ünü oluşturacak şekilde enerji üretiminde görev almaktadır. Ülkemizde elektrik enerjisi üretiminde kullanılan santral sayısı, 2019 yılı Ocak ayı sonu itibarıyla lisanssız santraller de dâhil olmak üzere 3098'e yükselmiştir ve mevcut güç santrallerinde hidroelektrik 613, kömür 40, rüzgâr 186, jeotermal 33, doğal gaz 288, güneş 1773, diğer kaynaklara ait enerji santralleri ise 165 adetten oluşmaktadır [5, 6].



Şekil 1.2. 31 Ocak 2019 sonu itibariyle kurulu güç (MW) [7]

Enerjide gerekli olan; ucuzluk, süreklilik, temizlik, güvenilirlik ve yüksek enerji yoğunluğudur. (Enerji Yoğunluğu = Tüketilen Enerji Miktarı / GSYİH (GSYİH-gayri safi yurt içi hâsıla)) Nükleer enerji gerekli olan bu özellikleri taşıdığından sürdürülebilir enerji stratejisinin temel taşı haline gelmektedir.

Çizelge 1.1. Çeşitli yakıtların enerji içerikleri [5].

Yakıt	1 tonun yaklaşık enerji içeriği (GJ)
Odun	14
Kömür	29
Petrol	42
Doğal gaz (Sıvılaştırılmış)	46
Uranyum (LWR, tek geçişli)	630 000

Global dünyanın elektrik enerjisi kaynağı olarak tercih ettiği nükleer santraller, alternatif enerji kaynaklarına göre karbon salınımının az olmasından dolayı daha güvenilir, çevreye zarar vermeyen, enerji verimliliği bakımından devamlılık sağlayan ve erişilebilir bir enerji kaynağı olması nükleer santrallerin ön plana çıkmasını sağlamaktadır. Nükleer enerji santrallerin bazı özellikleri;

- Nükleer enerji santralleri, yenilenebilir enerji kaynaklı santraller gibi dış etkenlere (havanın rüzgârlı, yağmurlu, bulutlu olma durumuna), petrol, kömür ve doğalgaz santralleri gibi yakıtın rezerv miktarına, kalitesine bağlı olmadığından elektrik üretiminin sürekliliğini sağlamaktadır.

- Çizelge 1.1.' de görüldüğü gibi enerji içeriği bakımından nükleer kaynakları daha fazla enerji sağlamaktadırlar.

- Nükleer enerji, enerji üretimi esnasında sera gazı salımı yapmamasından dolayı en temiz enerji üretme olanağını sunmaktadır. Fosil yakıtların yanması sonucu sera gazı oluşmasına sebep olan zararlı gazlar, nükleer santraller çalışırken atmosfere salınmaz. Böylelikle nükleer enerji kullanımıyla, enerji üretimi esnasında iklim değişikliğine sebep olan atmosferdeki sera gazı yoğunluğu yıllık yaklaşık %17 gibi bir oranda azalmasına neden olmaktadır. Eğer nükleer enerji santrallerinin yerine fosil yakıtlı santrallerden elektrik üretilmiş olsaydı her yıl atmosfere 1,2 milyar ton karbon gazı salınmış olacaktı.

- Elektrik üretimine bakıldığında, birim maliyet fiyatlandırılmasında diğer kaynaklara göre yakıt maliyeti oldukça düşük olduğu bilinmektedir. Dolayısıyla

yakıt fiyatlarındaki yaşanacak deęişimler, elektrik üretiminde oluşacak maliyeti etkilememektedir.

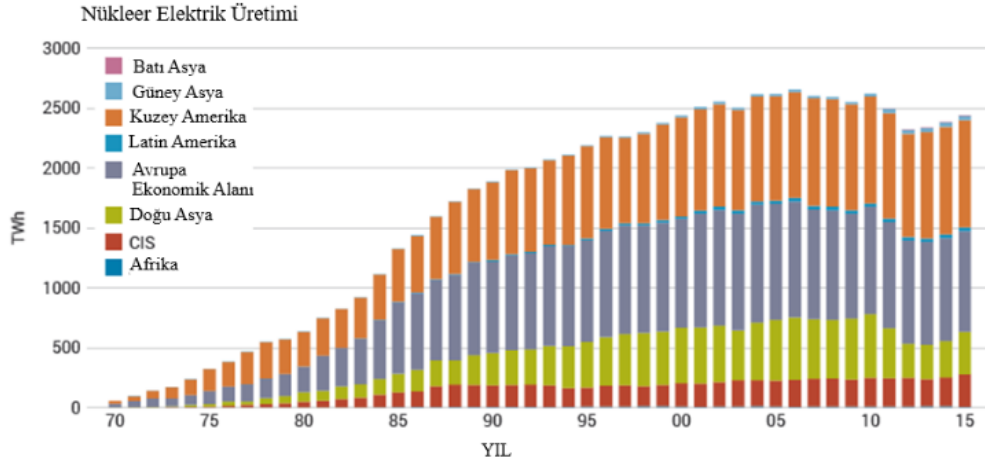
- Toryum, Uranyum gibi nükleer yakıt hammaddeleri dünyanın farklı coğrafyalarına yayılmaktadır ve nükleer yakıtların elde edilmesi iklim koşullarına baęlı deęildir.

- Nükleer santrallerin kurulum alanı (birim zamanda üretilen elektrik enerjisi üretimi başına kurulum alanı), aynı miktarda enerjiyi üretebilecek dięer santrallere göre daha küçük bir alan kaplamaktadır. Bundan dolayı yerleşim, tarım ve doğal hayata olan etkisi çok azdır.

- Nükleer santraller sahip oldukları donanımlar ve güvenlik sistemleri ile çevremizde bulunan radyasyonun yaklaşık %1' i kadar küçük bir etkiye sahiptir. Bundan dolayı nükleer santrallerin yanında yerleşim, tarım, balıkçılık ve turizm yapabilmek mümkündür. Paris, Londra, New York gibi dünyanın en önemli turizm ve yerleşim merkezlerinin yanı başında nükleer santraller bulunmaktadır. Örneęin UNESCO Dünya Kültür Mirası listesinde bulunan Loire Nehri Vadisi'nde, 14 adet nükleer enerji reaktörü nehir üzerinde işletme halinde bulunmaktadır.

- Yaklaşık 70 yıllık süre içinde yapılan çalışmalar ve gelişen teknolojiyle günümüzde var olan kurulu nükleer santraller, 3. Nesil nükleer santraller olarak adlandırılmaktadır. 4. Nesil reaktörler ise araştırma aşamasındadır. Dışarıdan insan müdahalesi olmadan daha güvenli santral tasarımları geliştirilmek için çalışmalar devam etmektedir. Soğutma sistemlerinin geliştirilmesi, uçak kazalarına karşı aktif koruma, pasif güvenlik sistemleri, kontrol sistemleri ve sistem tasarımları vb. gibi birçok önemli teknolojik gelişmeyle daha güvenli bir tasarıma sahip nükleer santrallerin oluşmaları sağlanmaktadır [5].

İlk ticari nükleer santraller 1950' lerde faaliyete geçmiştir ve Şekil 1.3.' de belirtildięi gibi yıllar geçtikçe kurulu nükleer güç santral sayısı artmaya devam etmektedir. Nükleer Santraller, Dünya elektrięinin %11' inden fazlasını karbondioksit emisyonu olmaksızın karşılamak için sürekli ve güvenilir bir güç kaynaęı olanaęı sunmaktadırlar. 55 ülke toplam 250 araştırma reaktörü, 180 yeni nükleer reaktör 140 gemi ve denizaltıyı yönetmektedir. Birçok ülke aynı zamanda bilimsel araştırma ve tıbbi endüstriyel izotopların üretimi için bir nötron kaynaęı sağlamak için araştırma reaktörleri inşa etmiştir [6, 8].



Şekil 1.3. 1970-2015 Nükleer elektrik üretimi [9]

Birçok ülke elektrik üretiminde verimliliği arttırmak ve atmosfere salınan karbon miktarını azaltmak için nükleer güce ihtiyaç duymaktadır. Fransa, Belçika, Çek Cumhuriyeti, Finlandiya, Macaristan, Slovakya, İsveç, İsviçre, Slovenya ve Ukrayna kullandığı enerjinin büyük bir bölümünü nükleer enerjiden sağlamaktadır. Güney Kore ve Bulgaristan, normal olarak güçlerinin %30' undan fazlasını nükleer enerjiden elde ederken, ABD, İngiltere, İspanya, Romanya ve Rusya' da neredeyse beşte biri enerjilerini nükleer enerjiden elde etmektedir. Japonya, elektriğinin dörtte birinden fazlasını nükleer güce dayanmaktadır. Nükleer santrallerden gelen güç talep üzerine gönderilebilir, oldukça hızlı bir şekilde yükseltilebilir ve şebeke kararlılığı için iyi voltaj desteği ve frekans kontrolü sağlanabilir, temiz hava ve düşük CO₂ hedeflerine katkıda bulunulabilir. Dünya Nükleer Birliği, CO₂ emisyonunun azalması ve sürekliliğin sağlanması için 1250 GWe kapasiteden (150 TWh' den) %25 artarak (2000 TWh) elektrik sağlamak için 2050 yılına kadar 1000 GWe' lik yeni nükleer kapasitenin eklenmesini önermiştir [4, 6].

Çizelge 1.2' de Dünya Nükleer Birliği ülke profillerinde; kısa vadeli gelişmeler ve nükleer enerjinin ulusal enerji politikasındaki yeri hakkındaki iki önemli bilgiyi kapsar [9].

Ağustos 2018 itibariyle 31 ülkede 446 nükleer reaktörün toplam kurulu gücü 392.521 MW olacak şekilde işletme halinde bulunmaktadır. 60 adet nükleer reaktör, 16 ülkede inşa edilmektedir. Bu reaktörler dünyadaki elektrik ihtiyacının yaklaşık %11' ini karşılayacağı tahmin edilmektedir. Elektrik enerjisi talebini nükleer enerjiden karşılamakta olan ülkelere bakılırsa; Fransa-%73, Ukrayna-%52, Güney Kore-%30, Belçika-%51, İsveç-%40, Avrupa Birliği-%30 ve ABD-%20' sini yaklaşık olarak karşılamaktadır.

Çin'de 19, Rusya' da 7, Güney Kore' de 3, Hindistan' da 6, ABD' de 2, Birleşik Arap Emirlikleri' nde 4, Türkiye' de 1 ve Fransa' da 1 nükleer reaktörlerin inşaatı hala devam etmektedir [4, 7, 8, 10].

Nükleer enerji; fisyon ve füzyon nükleer reaksiyonlarıyla gözlemlenir.

Nükleer fisyon enerjisi, enerji piyasasında önemli bir yer kaplamakta fakat nükleer atık depolama, sınırlı yakıt kaynakları ve radyasyon güvenliği açısından sorunlarla karşı karşıyadır. Nükleer atıkların radyolojik toksisitesi fosil yakıtlara göre çok büyüktür ve nükleer atıkların potansiyel tehlikesi milyonlarca yıl sürebilmektedir.

Nükleer fisyon enerjisi koruma kalkanları, reaktör tasarımı, sensörleri, modülatörleri ve birçok güvenlik kanallarıyla günümüzde güvenle kullanılmaktadır. Fakat fisil yakıtın azalması, fisil yakıt üretiminin yüksek teknoloji gerektirmesi ve maliyetinin yüksek olması, nükleer fisyon enerjisinin maliyetini artırmakla beraber kullanımını zorlaştırmaktadır.

Çizelge 1.2. Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu Güç Reaktörü Bilgi Sistemi -
Nükleer Elektrik Üretimi ve Elektrik Yüzdesi (% e) [9]

Ülke	NÜKLEER ELEKTRİK ÜRETİMİ 2016		ÇALIŞABİLİR REAKTÖRLER 1ARALIK2017		İNŞAAT DURUMUNDA REAKTÖRLER 1ARALIK2017		PLANLANAN REAKTÖRLER 1ARALIK2017		ÖNERİLEN REAKTÖRLER 1ARALIK2017		GEREKLİ URANYUM* 2017
	TWh	%e	SAYI	MWe	SAYI	MWe	SAYI	MWe	SAYI	MWe	TON-U
Arjantin	7.7	5.6	3	1627	1	27	2	1950	2	1300	195
Ermenistan	2.2	31.4	1	376	0	0	1	1060	0	0	77
Belçika	41.3	51.7	7	5943	0	0	0	0	0	0	987
Brezilya	15.9	2.9	2	1896	1	1405	0	0	4	4000	321
Bulgaristan	15.8	35.0	2	1926	0	0	0	0	1	1200	327
Kanada	97.4	15.6	19	13553	0	0	2	1500	0	0	1592
Çin	210.5	3.6	37	33657	20	22006	40	46700	143	16400	8289
Çek Cum.	22.7	29.4	6	3904	0	0	2	2400	1	1200	649
Finlandiya	22.3	33.7	4	2764	1	1720	1	1250	0	0	494
Fransa	384.0	72.3	58	63130	1	1750	0	0	0	0	9502
Almanya	80.1	13.1	8	10728	0	0	0	0	0	0	1480
Macaristan	15.2	51.3	4	1889	0	0	2	2400	0	0	349
Hindistan	35.0	3.4	22	6219	6	4350	19	17250	46	52000	843
Endonezya	0	0	0	0	0	0	1	30	4	4000	0
İran	5.9	2.1	1	915	0	0	4	2200	7	6300	157
Japonya	17.5	2.2	42	39952	2	2756	9	12947	3	4145	662
Ürdün	0	0	0	0	0	0	2	2000	0	0	0
Güney Kore	154.2	30.3	24	22505	3	4200	2	2800	6	8800	4730
Meksika	10.3	6.2	2	1600	0	0	0	0	3	3000	0
Hollanda	3.8	3.4	1	485	0	0	0	0	0	0	82
Romanya	10.4	17.1	35	26865	7	5904	26	28390	22	21000	5380
Rusya	179.7	17.1	35	26865	7	5904	26	28390	22	21000	5380
Suudi Arab.	0	0	0	0	0	0	0	0	16	17000	0
İsviçre	20.3	34.3	5	3333	0	0	0	0	3	4000	497
Türkiye	0	0	0	0	0	0	4	4800	8	9500	0
Ukrayna	81	52.3	15	13107	0	0	2	1900	11	12000	1944
BAE	0	0	0	0	4	5600	0	0	10	14400	627
Birleşik ¹ K.	65.1	20.4	15	8883	0	0	11	15600	2	2300	1772
ABD	805.3	19.7	99	99647	2	2500	14	3100	21	30000	18996
Dünya	2490	10.6	447	392335	57	61770	159	164117	351	401895	65014

*World Nuclear Association, *The Nuclear Fuel Report* (September 2017, reference scenario) – for U 65,014 tU = 76,671 t U₃O₈ (TWh = terawatt saat; kWh = kilovat saat; MWe = megawatt elektriksel güç)

Nükleer füzyon enerjisi; tükenmez doğal kaynaklar (D-T), uzun ömürlü ve toksisitesi yüksek radyoaktif atık olmaması, CO₂ emisyonunun olmaması gibi sayısız avantajı nedeniyle uygun bir seçim sunmaktadır [1, 2].

Yerli ve yenilenebilir enerji kaynaklarının kullanımının enerji arzı kapsamında arttırılması her ne kadar önemli sayılabilecek bir strateji sayılsa da bununla birlikte enerji verimliliğinin arttırılması da bir o kadar önemli bir stratejik unsur olarak gösterilebilir. Burada ülkemizin nükleer enerjiye olan ihtiyacı ortaya çıkmaktadır. Ülkemizde Akkuyu sahasında kurulacak nükleer güç santrali çalışmaları, T.C. Hükümeti ve Rusya Federasyonu birlikteliği ile başlamıştır. Bu süreç içerisinde Çevre ve Şehircilik Bakanlığında ÇED (Çevresel Etki Değerlendirilmesi) olumluluk kararı vermiş, EPDK (Enerji Piyasası Düzenleme Kurumu)' dan elektrik üretim için ön lisansı alınmış ve saha parametrelerinin raporu TAEK (Türkiye Atom Enerjisi Kurumu)' e sunularak kurulum onayı alınmıştır. Akkuyu Nükleer santralin ilk ünitesinin 2023 yılında çalışmaya başlaması düşünülmektedir. Ülkemizde ikinci nükleer santral kurulum projesi olan Sinop Nükleer Santrali için Japonya ile anlaşma imzalanmıştır, bu konuda çalışmalar devam etmektedir.

Teknolojinin gelişmesi ile hızla artan elektrik enerjisi talebinin karşılanması, sanayinin gelişmesini sağlamak ve dışa bağımlılığı azaltmak için 2023 yılına kadar 2 nükleer güç santralının devreye girmesi ve 3. nükleer santralin kurulum inşasına başlanması ülkemizin hedefleri arasındadır [10].

Fisyon reaktörlerinde fisil yakıtın tükenmesi, artan nükleer atık problemleri ile gelecekte şimdi ki gibi verimli olmayabilir. Füzyon enerjisi geleceğin trendi olmasına rağmen daha çevreci, nükleer atık problemini giderebilecek, fertil malzemelerin fisil malzemelere dönüşümünü daha kolay sağlayabilecek ve enerjinin sürekliliğini sağlayabilecek enerji üretim reaktörü hibrit reaktörler gelecek için umut vaat etmektedir.

2. FÜZYON-FİSYON (HİBRİT) REAKTÖRLERİ

2.1. Fisyon Reaksiyonu

Bir çekirdek tepkimesi olan fisyon(bölünme) reaksiyonunun gerçekleşmesi için bir nötronun Uranyum ya da Toryum gibi ağır bir atomun çekirdeği ile etkileşime girmesi gerekmektedir.

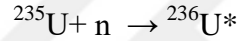
Tipik bir nötron etkileşmeli fisyon reaksiyonu Şekil 2.1.' de gösterilmiştir.



Bu reaksiyon sonucunda iki fisyon ürünü ile iki nötron elde edilmektedir.

2.1.1 Fisyon Enerjisinin Hesaplanması

Fisyon reaksiyonunda, ^{235}U bir tane nötron yakaladığında $^{236}\text{U}^*$ uyarılmış duruma dönüşür.



E_{uy} -Reaksiyonda uyarılma enerjisi;

$$E_{uy} = [m(^{236}\text{U}^*) - m(^{235}\text{U})] c^2$$

Nötronun enerjisinin termal bölgede çok küçük olduğu düşünülürse,

$$m(^{236}\text{U}^*) = m(^{235}\text{U}) + m_n$$

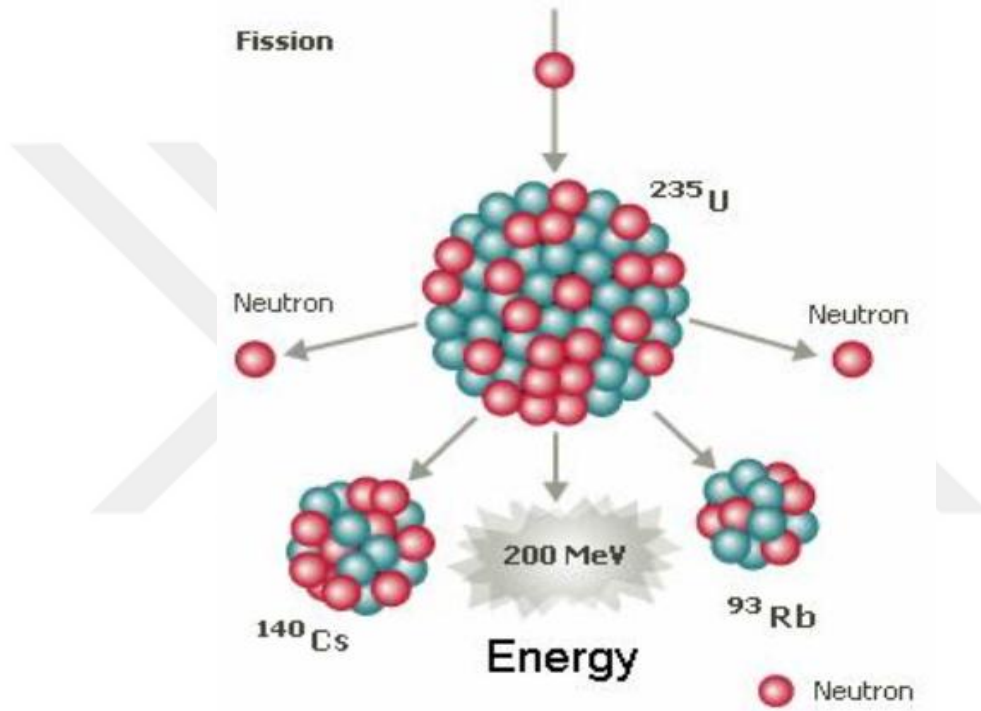
$$= 235,043924 \text{ u} + 1,008665 \text{ u} = 236,052589 \text{ u}$$

$$E_{uy} = (236,052589 \text{ u} - 236,045563 \text{ u}) \times 931,502 \text{ MeV / u} = 6,5 \text{ MeV}$$

$^{236}\text{U}^*$ nın bölünebilmesi için fisyon engelini aşması gerekmektedir. Bir fisyon engelini aşılması için gereken aktivasyon enerjisi 6.2 MeV şeklinde hesaplanmıştır. Böylelikle ^{235}U e bir nötron eklenerek oluşan enerji ile $^{236}\text{U}^*$ yı fisyon yapabilecek duruma yükseltmek için gereken aktivasyon enerjisi sağlanabilmektedir. Bu da termal bölgede ^{235}U un enerjisi düşük, tesir kesiti yüksek nötronlarla fisyon reaksiyonu yapabileceği anlamına gelmektedir [11, 12].

Günümüzde kullanılan fisyon reaktörleri, verimli enerji üretmesi ve CO₂ gazı emisyonu yapmaması gibi avantajlarının olmasına rağmen, reaktör içerisinde

gerçekleşen reaksiyonlar sonucunda oluşan kararsız, yarılanma ömrü uzun radyoaktif atıklar ve bu atıkların taşınmasında, depolanmasında oluşan zorluklar fisyon reaktörlerinin dezavantajlarını oluşturmaktadır. Bunun yanı sıra mevcut fisyon reaktörlerinin yakıtı olarak kullanılan Uranyumun %1 gibi az miktarını kullanarak geri kalan %99' luk kısmı kullanılmayan yüksek seviyeli atık olan transuranik (^{241}Am , ^{245}Cm , ^{237}Np , ^{239}Pu) elementler ile yarılanma ömrü uzun olan radyoaktif ürünler (^{93}Zr , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{129}I , ^{135}Cs) elementleri oluşmaktadır.



Şekil 2.1. Fisyon olayının şematik gösterimi [13].

Fisyon reaktörlerinde gerçekleşen reaksiyonlar sonucunda açığa çıkan radyoaktif elementler, atık yüzdeleri, yarı ömürleri ve etkin doz katsayısı miktarları Çizelge 2.1.' de gösterilmiştir [13, 14].

Çizelge 2.1. Radyoaktif elementler, atık yüzdeleri, yarı ömürleri ve etkin doz katsayısı miktarları

Radyoaktif Element	Atık (%)	Radyoaktif izotoplar	Atık Miktarı (%)	Yarı ömür (yıl)	EtkinDoz Katsayısı (10^{-8} Sv/Bq)
Uranyum	94,6	^{235}U	0,8	$7,04 \cdot 10^8$	4,7
		^{236}U	0,6	$2,34 \cdot 10^7$	4,7
		^{238}U	98,6	$4,47 \cdot 10^9$	4,5
Plutonyum	1,1	^{238}Pu	2,5	87,7	23
		^{239}Pu	54,2	$2,41 \cdot 10^4$	25
		^{240}Pu	23,8	$6,56 \cdot 10^3$	25
		^{241}Pu	12,6	14,4	0,47
		^{242}Pu	6,8	$3,74 \cdot 10^5$	24
Amerisyum	0,05	^{241}Am	63,8	432	20
		^{243}Am	36	$7,37 \cdot 10^3$	19
Küriyum	0,01	^{243}Cm	1	29,1	15
		^{244}Cm	92,2	18,1	12
		^{245}Cm	5,7	$8,5 \cdot 10^3$	21
		^{246}Cm	1,1	$4,46 \cdot 10^3$	21
Neptinyum	0,06	^{237}Np	100	$2,14 \cdot 10^6$	11
Diğer Fisyon Ürünleri	4,2	^{93}Zr	30,6	$1,53 \cdot 10^6$	0,11
		^{99}Tc	35,2	$2,11 \cdot 10^5$	0,0078
		^{107}Pd	9,5	$6,5 \cdot 10^6$	0,004
		^{129}Sn	1,1	$1 \cdot 10^5$	0,47
		^{129}I	7,4	$1,57 \cdot 10^7$	11
		^{135}Cs	16,2	$2,3 \cdot 10^6$	0,2

Dünyada ilk nükleer reaktörün ortaya çıkışı 1942 yılında Enrico Fermi' nin görev aldığı bir proje ile ABD' de kurulmuştur. O günden bu yana çeşitli reaktörler denenmiş ve tasarlanmıştır. Güç, güvenlik, ekonomi vb. özellikler farklı seçimler ve farklı tasarımların meydana gelmesini sağlamıştır. Reaktörler ilk zamanlar askeri araçlar, denizaltılar ve gemiler için kullanılmıştır. Daha sonraki süreçte ticari ve elektrik üretim amaçlı kullanılmaya başlanmıştır. Ayrıca eğitim ve araştırma amaçlı kullanılan reaktörler de bulunmaktadır.

Hızlı ve termal reaktörler isimlerinde belirtildiği gibi hızlı nötronlar ve termal nötronlar ile çalışırlar. Hızlı üretken reaktörler (FBR) henüz istenilen ekonomik ve ticari seviyeye getirilememiştir. Bu sebepten hali hazırdaki ticari reaktörler termal reaktörlerdir. Reaktörler yakıt kullanımına göre iki ana bölüme ayrılabilirler:

- (1) Doğal uranyum kullanan CANDU tipi reaktörler, zenginleştirme yapılmaz.
- (2) Az zenginleştirilmiş reaktörler, %3-5 oranında zenginleştirilenler.

2.1.2. Nükleer Reaktör Türleri

Dünyada kullanım oranına göre en fazla bulunan reaktör türü Hafif Sulu Reaktörlerdir. Dünyadaki mevcut reaktörlerin yaklaşık %92' sini "Hafif Sulu Reaktörler" geri kalan %8' ini de diğer reaktörler oluşturmaktadır. Hafif sulu reaktörler kendi aralarında iki kısma ayrılır. Bunlar Basınçlı Su Reaktörü (PWR) ve Kaynar Su Reaktörü (BWR)' dür.

PWR (Pressurized Water Reactor): Basınçlı su reaktör tipindeki bu reaktörler; 15 MPa basınç ve 320 °C sıcaklığa sahip olan, yavaşlatıcı ve soğutucu olarak hafif su kullanılan, %3-5 oranında zenginleştirilmiş uranyum yakıtı kullanılmaktadır. PWR dünyada en yaygın kullanılan reaktördür.

BWR (Boiling Water Reactor): Kaynar su reaktörleri PWR' ye göre daha düşük basınçta ve sıcaklıkta çalışmaktadır. Soğutucu suyu reaktörde düşük basınçta kaynamaya başlar. Oluşan buhar doğrudan türbine gönderilmektedir. BWR' ler buhar üretici bulundurmadıklarından dolayı PWR' lere göre daha basit tasarlanmışlardır. BWR' lerde iki adet su döngüsü vardır. Birinci döngüde dolaşan su reaktörde oluşan ısıyı türbine taşır, ikinci döngüde denizden alınan su ile türbinden çıkan enerjisi kaybolmuş buhar tekrar suya dönüştürülmektedir.

VVER (Voda-Vodyanoi Energetichesky Reactor): VVER reaktörler Ruslar tarafından geliştirilen basınçlı su reaktörleridir. VVER' in Rusça kısaltmasının anlamı su ile soğutulan ve yavaşlatılan enerji reaktörüdür. VVER reaktörlerde PWR'lerden farklı olarak, buhar üreteçleri yatay yerleştirilmektedir. Türkiye' de kurulması planlanan reaktör tipidir.

RBMK (Reactor Bolshoi Moschnosti Kanalnyı): RBMK, Rusların ürettiği BWR'lerdir. Çernobil faciasının yaşandığı reaktör türü RBMK tipi bir santraldir. RBMK soğutucu olarak su yavaşlatıcı olarak grafit kullanılmaktadır. Bu tür reaktörlerin güvenlik gerekçesiyle gelecek zamanda kapatılmaları planlanmaktadır.

CANDU (Canada Deuterium Uranium): Bu reaktörler basınçlı, ağır su kullanan ve doğal uranyumla çalışan reaktörlerdir (Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR). Yakıt olarak uranyumu zenginleştirmek gerekmez. Fakat soğutucu ve yavaşlatıcı olarak ağır suyu kullanılması için deniz suyunda %1' den az bulunan ağır suyu ayırıştırıp %99 saflıkta ağır su elde edilmesi gerekmektedir. Bu da ayrı bir proses gerektirmektedir. Yakıt, kısa demetler halinde yatay şekilde yerleştirilmektedir. Yakıt değişimi işleminde santrali kapatmak gerekmez, reaktör kalbinde yakıt yükleme makinesi bulunmaktadır.

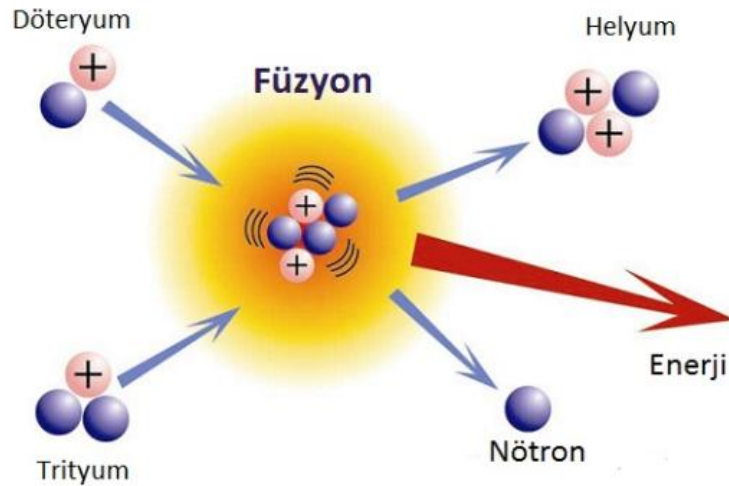
GCR/AGR (Advanced/Gas Cooled Reactor): Gaz soğutmalı reaktörler ticari olarak sadece İngiltere'de kullanılmaktadır. İki farklı türü vardır: MAGNOX (yakıt magnezyumoksittir) ve AGR dir. AGR, MAGNOX'un ileri tasarım şeklidir. AGR'de soğutucu CO₂ gazı, yavaşlatıcı olarak grafit ve yakıt olarak zenginleştirilmiş uranyum kullanılmaktadır.

FBR (Fast Breeder Reactor): Henüz ticari olamamış hızlı üretken reaktörlerdir. Yavaşlatıcı kullanılmaz, soğutucu olarak da sodyum kullanılmaktadır. Bu reaktörler tüketilen ²³⁵U' den daha fazla ²³⁹Pu fisili üretecek şekilde tasarlanmıştır. Plutonyum gibi değerli bir izotop ürettiğinden dolayı adı üretken reaktördür. Bölünme sonrası ortaya çıkan nötronlar ve sonraki fisyonlara hızlı nötronlar sebep olmaktadır. Ortaya çıkan nötronlar bir yandan enerji üretimi sağlarken diğer taraftan ²³⁸U' in ²³⁹Pu' a dönüştürülmesinde kullanılır. Bu teknoloji geliştirilebilinirse Uranyum madenlerinin ve kullanılmış nükleer yakıtların çok daha verimli kullanılmaları sağlanacaktır [15, 16].

2.2. Füzyon Reaksiyonu

Füzyon reaksiyonu, küçük kütleli radyoaktif atomların birleşerek daha kararlı ve büyük atomlara dönüşmesi olayıdır. Çok yüksek sıcaklıklarda meydana gelmesinden dolayı termonükleer reaksiyonlar olarak da adlandırılırlar. Güneş gibi yıldızlarda da gerçekleşen reaksiyonlar füzyon reaksiyonlarıdır. Güneşin merkez sıcaklığının 15 milyon $^{\circ}\text{C}$ ' de olması atom çekirdeklerinin kinetik enerjilerinin Coulomb itmesini aşarak, hidrojen atomlarının çarpışması ile çekirdek kaynaşması olayı gerçekleşir ve helyum atomunu oluşturmaktadır. Bu kaynaşma tepkimesi sonucu ortaya çıkan yüksek enerji, ısı ve ışık enerjisi olarak gözlemlenmektedir. Füzyon tepkimelerinde fisyon tepkimelerine göre daha büyük bir enerji oluşmaktadır. Günümüzde füzyon teknolojisi ile çalışan bir santral bulunmamaktadır. Teknolojik ve ekonomik yetersizliklerden dolayı şimdilik araştırma ve laboratuvar aşamasındadır [17].

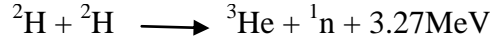
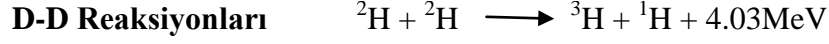
Füzyon reaksiyonunun oluşabilmesi için Şekil 2.2.' de gösterildiği gibi iki Hidrojen izotopunun yüksek sıcaklık, yoğunluk ve zaman parametrelerinin yeterli düzeyde oluşması sonucu çarpışması gerekmektedir. Füzyon reaksiyonları; D-D (Döteryum-Döteryum), D-T (Döteryum-Tritiyum) diye iki temel bölüme ayrılmaktadır.



Şekil 2.2. Basit füzyon reaksiyonu [17]

2.2.1. Döteryum-Döteryum (D-D) Reaksiyonları

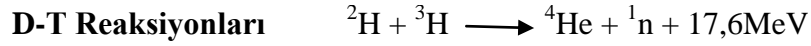
Hidrojen atomunun kararlı izotoplarından biri olan döteryum, bir proton ve bir nötrondan oluşmaktadır. ^2_1H ya da ^2D sembolü ile gösterilmektedir. Doğada deniz suyunda bulunmaktadır ve CANDU reaktörlerinde ağır su olarak tanımlanan soğutucu olarak kullanılmaktadır. Ağır su olarak tanımlanmasının sebebi hidrojene göre iki kat daha ağır olmasından dolayıdır.



Döteryum, 1932' de Amerikalı kimyacı Urey' in keşfettiği gaz halinde bulunan bir elementtir. Tabiatta bulunan hidrojen oranları; %99,985 ^1H ve %0,015 ^2H şeklindedir.

2.2.2. Döteryum-Trityum (D-T) Reaksiyonları

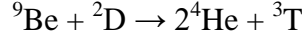
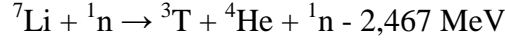
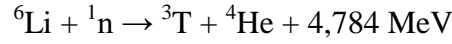
Hidrojen atomunun izotoplarından biri olan trityum, bir proton ve iki nötrondan oluşmaktadır. ^3H ya da ^3T sembolü ile gösterilmektedir. Doğada serbest halde bulunmaz, kararsız bir atomdur. Yarı ömrü 12,3 yıl olan atom, beta salınımı ile kararlı ^3He izotopuna dönüşmektedir.



Siklotronlarda hızlandırılmış döteryum çekirdeği ile döteryum bileşiklerinin yüksek enerji ile çarpışması sonucunda edilen, hidrojen elementinin nükleer transmutasyon ürünü olarak 1934 yılında keşfedilen trityum, atmosferde kozmik ışınların meydana getirdiği hızlı nötronların, protonların veya mezonların azot ile reaksiyonu sonucunda doğada doğal olarak çok küçük miktarda serbest bulunmaktadır. Parçacıkların kinetik enerjisinin ihmal edilecek derecede küçük olmasından dolayı, D-T reaksiyonu sonucu oluşan 17,6 MeV' lik enerjinin 14,1 MeV' i nötrona, 3,5 MeV' i ^4He çekirdeğine verilecek şekilde paylaşılmaktadır. D-T reaksiyonu sonucu yüksek enerji açığa çıkmasıyla hızlı nötronlar oluşmaktadır.

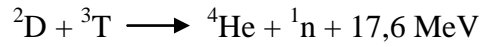
Nükleer reaktörlerde ^6Li , ^7Li izotopunun nötronla bombardımanı sonucunda trityum izotopu elde edilebilmektedir. Aynı zamanda berilyum çekirdeğinin

siklotronlarla hızlandırılmış döteryum çekirdeği ile bombardımanı sonucunda trityum elde edilebilmektedir.



2.2.3. Füzyon Enerjisinin Hesaplanması

D-T füzyon reaksiyonu sonucunda açığa çıkan enerji:



$$Q = m \times c^2$$

$$Q = (\text{Reaksiyona giren madde} - \text{Reaksiyondan çıkan madde}) \times c^2$$

$$Q = ([m({}^2\text{D}) + m({}^3\text{T})] - [m({}^4\text{He}) + m({}^1_0\text{n})]) \times c^2$$

$$Q = ([2,014100 \text{ akb} + 3,016049 \text{ akb}] - [4,002603 \text{ akb} + 1,008665 \text{ akb}]) \times 931,32 \text{ MeV/akb}$$

$$Q = ([5,03040 \text{ akb}] - [5,011268 \text{ akb}]) \times 931,32 \text{ MeV/akb}$$

$$Q = (0,018881 \text{ akb}) \times 931,32 \text{ MeV/akb}$$

$$Q = 17,586 \text{ MeV}$$

${}^4\text{He}$ ve füzyon nötronları açığa çıkan enerjiyi paylaşılmaktadır. D-T için yukarıda belirtilen füzyon reaksiyonu sonunda oluşan füzyon enerjisi yaklaşık 17,6 MeV büyüklüğündedir.

Bu enerji için;

$$E_{\text{He}} = Q \times [m(\text{n}) / (m(\text{n}) + m(\text{He}))]$$

$$E_{\text{He}} = 17,6 \text{ MeV} \times [1,008665 \text{ akb} / (1,008665 \text{ akb} + 4,002603 \text{ akb})]$$

$$E_{\text{He}} \approx 3,54 \text{ MeV}' \text{ dir.}$$

$$E_n = Q \times [m(\text{He})/(m(n)+m(\text{He}))]$$

$$E_n = 17,6 \text{ MeV} \times [4,002603 \text{ akb} / (1,008665 \text{ akb} + 4,002603 \text{ akb})]$$

$$E_n \approx 14,06 \text{ MeV}'\text{dir.}$$

D-T füzyon reaksiyonu sonucunda oluşan füzyon nötronları, enerjinin yaklaşık %80' ine sahiptir ve 14,1 MeV gibi çok yüksek enerjiye sahiptir. Fızyon reaksiyonu sonucu elde edilen fızyon nötronlarının enerjisi ise 2 MeV değerine sahiptir. 14,1 MeV değerindeki füzyon reaksiyonu sonucunda oluşan nötronlar, yüksek enerjili olduklarından manyetik bir alan içinde durdurulamazlar ve manyetik alanda hapsedilemezler. Bu nedenle plazma hacmi nötronu tutabilecek ve yavaşlatabilecek madde ile sınırlandırılmalıdır. D-D reaksiyonunda açığa çıkan enerjinin yaklaşık %75' i proton ve nötrona aittir. Füzyon enerjisinin fızyon enerjisine göre avantajı; hafif çekirdeklerin (hidrojen, döteryum, trityum) bolluğu ve kolay elde edilmesi, reaksiyon sonucu oluşan yeni ürünlerin radyoaktif olmaması ve genellikle hafif çekirdek olmalarıdır. Füzyonun enerjisinin dezavantajı ise hafif çekirdeklerin birleşmesi için Coulomb engelini aşmak zorunda kalınmasıdır [18-23].

2.2.4. Füzyon Reaksiyonunun Gerçekleşebilme Koşulları

Füzyon enerjisinin laboratuvar koşullarında gözlemlenebilmesi için yoğunluk, sıcaklık ve zaman parametrelerinin yeterli olarak sağlanması gereklidir.

1. Sıcaklık:

Füzyon reaksiyonunun gerçekleşebilmesi için bir plazmanın yaklaşık 100.000.000 K sıcaklığına kadar ısıtılması gerekmektedir. Füzyon reaksiyonunun gerçekleşebilmesi için maddenin plazma halinde olması gerekmektedir. Füzyon reaksiyonu iki hafif çekirdeğin birleşmesi sonucu oluşmaktadır. Atomların çekirdekleri pozitif elektrik yüklü olduğundan atomlar arası etkileşim sırasında elektrostatik itme kuvveti oluşur ve atomlar bu kuvvetten dolayı birbirlerini iterler. Çekirdek birleşmesi olarak bilinen füzyon reaksiyonunun gerçekleşebilmesi için bu elektrostatik itme engelini yani coulomb engelini aşılması gerekmektedir. Elektrostatik itme kuvvetinin aşılabilmesi için atomu uyararak gerekmektedir. Burada elektrostatik itme kuvvetini yenebilmek için atomların yüksek sıcaklıklara kadar ısıtılması gerekmektedir. Isıtılan atom uyarılarak gaz haline geçer ve daha da ısıtılırsa iyonize hale geçerek dış yörüngesindeki elektronları kaybeder pozitif iyonlar

ile negatif iyonlar halini alır. Çok yüksek sıcaklıklarda pozitif iyon ve negatif elektronların karışımına maddenin dördüncü hali olan **plazma** denir. Coulomb engelini aşarak, iki çekirdeğin birleşip füzyon reaksiyonunun gerçekleştirebilmesi için plazma çok yüksek sıcaklıkta olmalıdır. Plazmadaki sıcaklık çok yüksek olduğundan dolayı sıcaklık, Kelvin (K) veya Fahrenheit (°F) cinsinden değilde elektron volt (eV) veya kiloelektron volt (keV) olarak kullanılmaktadır. Parçacıkların plazma içerisinde ortalama kinetik enerjisi 10 keV değerindedir ($1 \text{ keV} = 1,16 \cdot 10^7 \text{ K}$). Plazma sıcaklığı yaklaşık $4,5 \cdot 10^7 \text{ K}$ olursa D-T füzyon reaksiyonu gerçekleşebilir. Aynı zamanda, plazma sıcaklığı yaklaşık $4 \cdot 10^8 \text{ K}$ olursa D-D füzyon reaksiyonunun gerçekleşebilir. Yani sıcaklık yeterince yüksek olursa iki çekirdeğin birleşip füzyon reaksiyonu gerçekleştirebilme olasılığı artar. Füzyon reaksiyonları sıcaklığa bağlı olmasından dolayı termonükleer reaksiyonlar olarak da bilinmektedir.

2. Yoğunluk:

Yoğunluk, birim hacimdeki tanecik sayısıdır ve “**n**” ile gösterilmektedir. Füzyon reaksiyonunun gerçekleşebilmesi için birim hacimdeki tanecik sayısı fazla olmalıdır. Birim hacimdeki tanecik sayısı ne kadar artarsa, çarpışma olasılığı o kadar artar ve etkileşim halinde olan çekirdek yoğunluğunun en az $10^{20} \text{ tanecik/m}^3$ olması gerekmektedir.

3. Zaman:

Füzyon reaksiyonunun gerçekleşmesi ve devam edebilmesi için plazma hapsi uzun süreli olmalıdır. Bu sürenin birimi **saniye** cinsinden ifade edilir ve “**t**” ile gösterilir. Birim hacimdeki iyon sayısının artması, iyonların çarpışma olasılığını arttırır ve plazma aktivasyonunun daha hızlı gerçekleşmesini sağlar. Ancak birim hacimdeki iyon sayısı az olursa, iyonların çarpışma olasılığı azalmasından dolayı plazma aktivasyonu geçikecektir. Buradan anlaşıldığı üzere, plazma aktivasyon süresi ile yoğunluk ters orantıya sahiptir. Süre kısalsın ortam yoğunluğu artar, süre uzarsa ortam yoğunluğu azalır, bunların çarpımları bir sabite eşittir ve bu sabite “**Lawson Ölçütü**” denir. Lawson Ölçütü, sınırlama süresi ile iyon yoğunluğunun çarpımının minimum değeri olarak ifade edilmektedir. Lawson Ölçütü, farklı çalışma sıcaklığı ve yakıt çeşitliliğinden dolayı farklı değerler göstermektedir. D-T reaksiyonunda 10 keV değerindeki bir çalışmada $nt > 10^{14} \text{ s/cm}^3$ değerini, D-D

reaksiyonunda 100 keV deęerindeki bir alıřmada $nt > 10^{16}$ s/cm³ deęerini gstermektedir.

Plazma aktivasyonunun gerekleřmesi ve reaksiyonların devam edebilmesi iin plazmanın sıcaklıęının 10-100 keV' a kadar ykseltilmesi iin ısıtma iřlemi yapılmalıdır. İki plazma ısıtma yntemi olduka geliřmiřtir. Elektromanyetik dalgalar kullanılarak (radyo frekansı (rf) aralıęından mikrodalga aralıęına kadar frekanslar kullanılabilir) veya ntr iřın demeti enjeksiyonu (NBI) ile ısıtma iřlemi yapılabilir. Radyo frekansıyla ısıtması ynteminde, toroidal akım ile plazma ısıtması gerekleřtirilmektedir. Toroidal akım, elektronların radyo frekansı dalgalarının etkisi ile oluřan hareketinden meydana gelir ve oluřan akım sayesinde plazmanın ısısı artar. G absorpsiyonu genellikle dalga ve plazma arasındaki rezonans etkileřimine dayanır. Örneęin, elektromanyetik dalganın frekansı, bir ekirdeęin manyetik alan izgisi etrafında dndęü frekansla eřitse, bu rezonans ekirdeęi dalgadan enerji emer ve ısınma gerekleřir. Ntr iřın demeti enjeksiyonu ile plazma ısıtma ynteminde ise ¹H veya ²D iyonlarının oluřturduęu ntr iřın demeti 10-100 keV' lik enerjilerde hızlandırıldıktan sonra yk alıř veriřiyle iřın demeti ntrlenir. Ntr haldeki iřın demeti manyetik alandan sapmadan ilerler. Iřın demetindeki yksüz paracıklar plazmadaki pozitif ve negatif iyonlarla Coulomb saılması gerekleřtirerek enerjisini plazmaya aktarır. Bylece NBI yntemi kullanılarak plazmanın ısıtılması saęlanmış olur. Kullanılan bu ek ısıtma yntemleri plazmanın tutuřturulması iin gerekmektedir. D-T fzyon reaksiyonu sonucu aıęa ıkan yaklařık alfa paracıkları 3,5 MeV enerjiye sahip olup, manyetik alanlar yardımıyla plazma iine hapsedilir ve reaksiyonları srdrmek iin gerekli ısıyı saęlamaktadır. Alfa paracıkları ykl olduklarından manyetik alanda sapsmaya uęrayarak, plazmada yaptıęı arpıřmalar sonucu sahip olduęu enerjiyi plazmaya aktararak plazmanın ısıtılmasını saęlamaktadır. [24-27].

2.2.5. Fzyon Reaktrlerinde Manyetik Alan Sınırlandırılması

Plazmanın manyetik tutulumu, kontroll fzyona en geliřmiř yaklařımdır. Plazmayı manyetik alanda sınırlandırmak olduka gtr.

Ykl paracıklar manyetik bir kuvvet izgisi etrafında spiral olma eęilimindedir. Bu paracık hareket ederken yrngelerinin sınır duvarını kesmemesi gerekir. Eř zamanlı olarak, tm paracıkların termal enerjisi , plazma üzerinde geniř

bir basınç kuvveti uygulamaktadır. Plazmanın dengede olması için, plazma içindeki elektrik akımına etkiyen manyetik kuvvet , plazmadaki her noktada basınç kuvvetini dengelemelidir.

Bu dengenin kararlı olması gerekir, yani sürekli rastgele termal dalgalanmalar gibi herhangi bir küçük bozulma sonrasında plazmanın tekrar orijinal durumuna geri dönmesi gerekir. Buna karşılık, dengesiz bir plazma muhtemelen denge durumundan ayrılacak ve hızlı bir şekilde (belki de saniyenin binde birinden daha azında) küçük çaplı herhangi bir bozulmanın ardından sınırlayıcı manyetik alandan dışarı çıkacaktır. Bu da enerji kaybına neden olacaktır. Plazmadan enerji kaçağı, enerji girişi ile dengelenirse stabil dengede bir plazma süresiz korunabilir. Teoride taşıma işlemleri ve sınırlamalar gerçekleşebilir, deneylerde ise bunun gerçekleşmesi şimdiki teknolojide zordur.

Füzyon reaktörlerinde plazma sınırlandırması için birçok farklı manyetik konfigürasyon tipi tasarlanmış ve test edilmiştir. Toroidal cihazlar en gelişmiş olanlarıdır. Plazma sınırlaması üç yöntem kullanılarak sağlanmaktadır [24, 28].

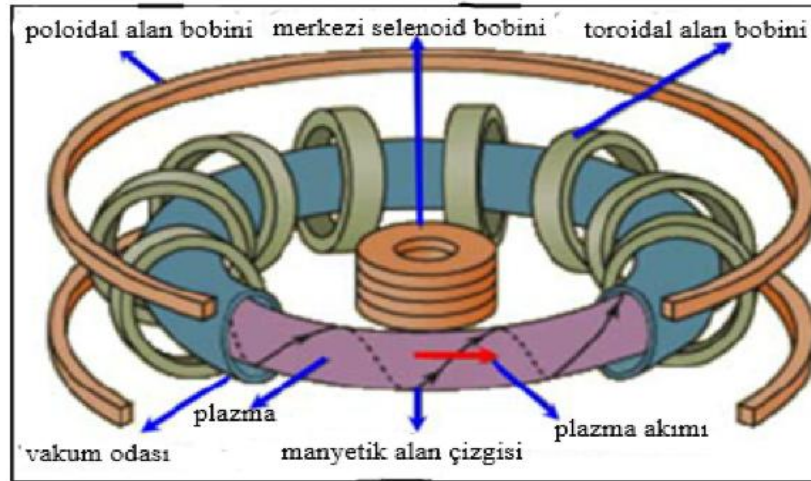
1. Düzgün Eksenli Manyetik Alan Sınırlaması:

Bu yöntem en basit manyetik alan sınırlandırması yöntemidir. Manyetik alan, yüksek akım taşıyan bobinler tarafından sağlanır. Parçacıklar manyetik alan etrafında sarmal bir alan oluşturmaktadır.

2. Toroidal Geometride Manyetik Alan Sınırlaması:

En kapsamlı araştırılan toroid şekilli hapsedme kavramı TOKAMAK üzerinde araştırılmıştır. Tokamak, Rusça’ da “toroidal manyetik sınırlama” kelimesinden türetilen bir kısaltma 1960’ ların ortalarında Sovyet plazma fizikçileri tarafından tanıtılmıştır. Manyetik kuvvet çizgileri, torus etrafına sarmal olarak ilerlemektedir. Parçacıklar manyetik alan çizgilerini izlerken dış duvara doğru sürüklenmektedir. Bu durumun oluşabilmesi; eksen boyunca parçacık kayıpların önlenmesi için, spiral halka şeklinde kıvrılarak bir torus oluşturmaktır. Şekil 2.3.’ de gösterildiği gibi plazmanın sınırlanabilmesi için iki farklı manyetik alan birleşimi kullanılır. Bunlar poloidal alan ve toroidal alandır. Toroidal alan, plazmayı içeren toroidal vakum odasını çevreleyen bobinler tarafından üretilen güçlü bir alandır. Toroidal bobinde manyetik alan, toroidin yarıçapı ile ters orantılıdır. Bir parçacık spiral şeklindeki

yörüngede hareket ederken spiralin yarıçapının daha büyük olmasına neden olur. Bunun sonucunda parçacığı dış duvara yaklaştıran daha düşük şiddette bir manyetik alan ile karşılaşır. Bu etkiyi azaltmak için toroidin yüzeyi boyunca oluşturulan manyetik alan bileşenine poloidal alan denir. Poloidal alan, iletken plazma içinde akmaya zorlanan toroidal bir elektrik akımı tarafından üretilen zayıf bir alandır. Faraday'ın indüksiyon kanunu gibi akımı başlatmak ve artan akımı azaltmak için kullanılabilir. Toroid akımı tarafından oluşturulan zayıf bir alandır. Bu iki alan kullanılarak oluşturulan bileşke alan parçacıkların kapalı yörüngede hareket edebildiği bir sarmal oluşturur. Bu yöntem tokamak metodu olarak da adlandırılır. Tokamak üzerinde potansiyel avantajlar sunan başka toroidal sınırlandırma konseptleri geliştirilmektedir. Bu tür üç alternatif; yıldız, ters alanlı tokamak (RFP) ve kompakt torus kavramlarıdır. Yıldız ve RFP (reversed-field pinch), tokamak'a çok benzer [28-30].

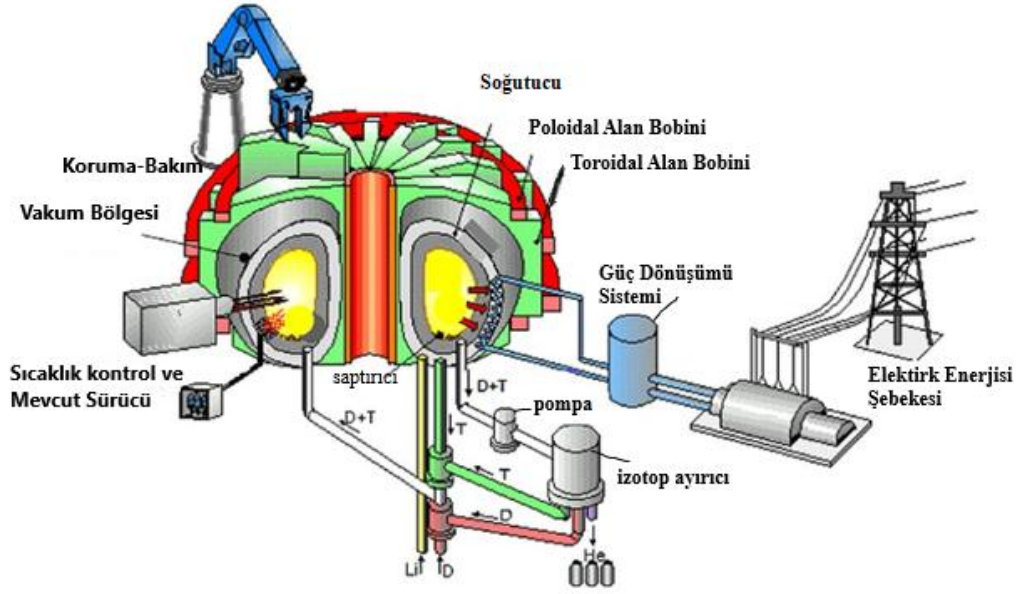


Şekil 2. 3. Toroidal alan ve poloidal alan ile manyetik alan sınırlamalı tokamak metodu [29]

3. Manyetik Aynada Manyetik Alan Sınırlaması Metodu:

Alternatif manyetik alan sınırlama yöntemi olarak bilinen manyetik ayna hapsi, parçacıkları düşük manyetik alan bölgesine yansıtabilen yüksek yoğunluklu manyetik alan çizgilerinin oluşturulduğu ve parçacıkların manyetik alan çizgilerini takip ederek yüksek alan bölgesinden geri yansıtıldıkları düzenekten oluşmaktadır. Böyle bir Füzyon reaktöründe manyetik alan kuvveti uçlarda artmaktadır. Sona yaklaşan yüklü parçacıklar yavaşlar ve çoğu 'manyetik aynadan' yansır. (Aynı

manyetik yansıma mekanizması Dünya' nın manyetosferindeki , özellikle deVan Allen radyasyon kuşağı yansıtmasında gözlemlenir) [28, 30, 31]. Şekil 2.4' de bir füzyon reaktörü çalışma prensibi tasarlanmıştır.



Şekil 2. 4. Bir Füzyon Reaktörünün Çalışma Sistemi [31]

2.2.6. Füzyon Enerjisinde Karşılaşılan Sorunlar

Onlarca yıllık füzyon araştırması iki tür başarı sağlamıştır. Birincisi plazma fiziği disipliniinde teorik ve deneysel araçların geliştirilmesinde, füzyon reaktörü kavramlarının birçok yönünün değerlendirilmesinde yardımcı olmuştur. İkincisi ve belki de en önemlisi plazma parametrelerinin evrimsel gelişimi, plazma enerjisi ve füzyon enerjisinin kırılma eşiğinde deneyler yapılmasıdır.

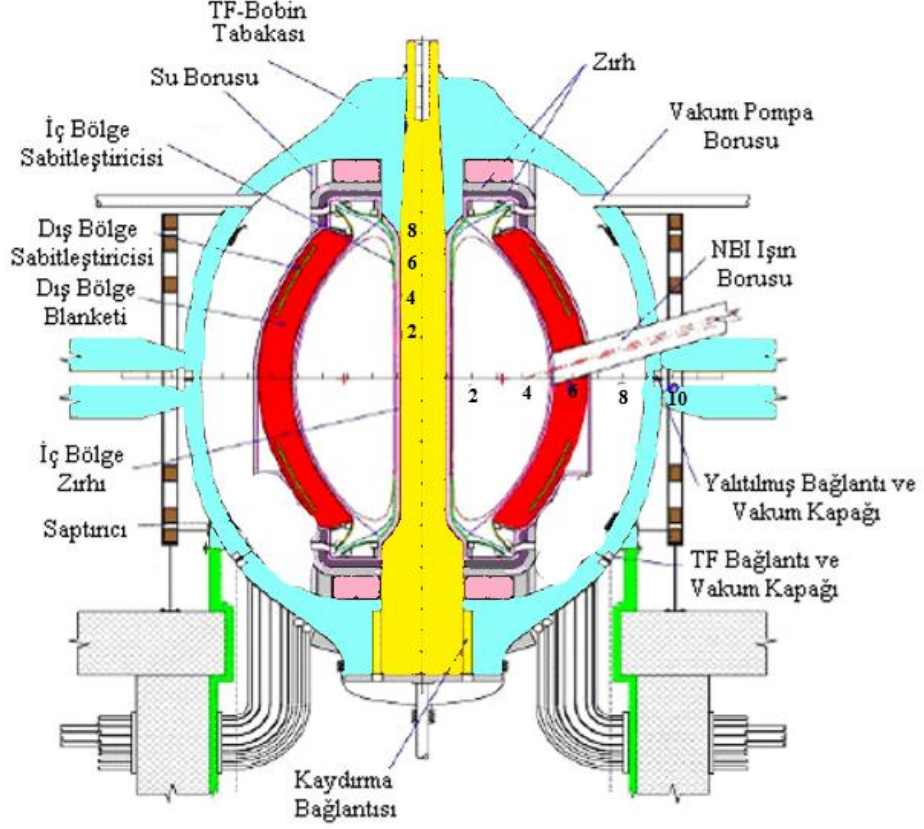
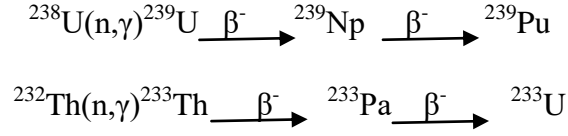
1960' larda ortaya çıkan tokamakların halka şeklindeki manyetik hapsi en umut verici yaklaşım olarak tanımlanmıştır. Tokamaklar füzyon araştırma fonlarının çoğunu haklı olarak kazanmış olsalarda, başka yaklaşımlarda daha düşük bir düzeyde takip edilmiştir. Füzyon probleminin birçok yönünü araştırmak için çok çeşitli plazma deneyleri yapılmıştır. Pratik bir füzyon reaktörü seviyesine en yakın performans Avrupa , Japonya ve Amerika Birleşik Devletleri laboratuvarlarında yapılan deneylerde test edilmiştir. Bu büyük tokamak tesisleri İngiltere' de işletilen

bir batı Avrupa girişimi olan Ortak Avrupa Torusu (JET); Tokamak-60 (JT-60) Japonya Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü ve Tokamak Füzyon Test Reaktörü (TFTR) Sırasıyla New Jersey’deki Princeton Plazma Fiziği Laboratuvarı füzyon enerjisi hakkında çalışmalar yapmaktadır. Füzyon gücünün geliştirilmesindeki bir sonraki önemli adım ise yanan bir plazmanın fiziğini incelemektir ve Fransa’ın Saint-Paul Lez-Durance bölgesinde inşa edilen Uluslararası Termonükleer Deneysel Reaktörü (ITER) kuruldu. ITER, hem tutuşturulmuş bir plazma hem de reaktör teknolojisinin fiziğini araştırarak çok büyük bir deney reaktörüdür. Cihazın yüksek maliyeti Avrupa Birliği, Japonya, Çin, Hindistan, Güney Kore, Rusya ve ABD’ nin katılımıyla tasarım ve finansmanında uluslararası işbirliği ile yürütülen dünyanın en büyük bilimsel işbirliği projesidir.

Füzyon enerjisinin avantajı; yakıtın çok olması, ucuz ve kolay erişimi, sera gazı üretiminin olmaması, füzyon reaksiyonu sonucunda yüksek enerji açığa çıkması ve reaksiyon sonucu radyoaktif atık üretmemesi füzyon enerjisi araştırmalarını cazip hale getirmiştir. Ancak yakıtın füzyon için gereken en yüksek sıcaklığa (en az 100 milyon santigrat derece) ısıtılması ve bu seviyede bulunması ve kontrolü oldukça zordur. Örneğin, plazmayı sınırlayan duvar yoğun nötron bombardımanına dayanıklı olmalıdır. Malzeme geliştirme, tokamak kavramının geliştirilmesi ve iyileştirilmesi, daha yüksek plazma basıncına sahip daha kompakt tokamakların geliştirilmesi gibi birçok alanda sorunlar mevcuttur. Bilimsel anlayış ve plazma kalitesindeki muazzam gelişmeler sayesinde, tokamak kavramının mühendislik ve ekonomik çekiciliği önümüzdeki yıllarda teknolojinin ve bilginin gelişmesiyle sorunların üstesinden gelinmesi olasıdır [30, 32-35].

2.3. Füzyon-Fisyon (Hibrit) Reaksiyonu

Füzyon-fisyon hibrit reaktörlerinde, reaktör kalbinde bulunan plazmada hafif çekirdeklerin birleşimi, soğutucu kısmında toryum, uranyum veya transuranik elementler içeren sistemler olarak tanımlanmaktadır. Çekirdek birleşmesi (füzyon) ve bölünmesi (fisyon) reaksiyonlarının birlikte gerçekleştiği hibrit reaktörlerde amaç; fertil malzemelerin (^{238}U , ^{232}Th) füzyon nötronlarıyla reaksiyon vererek fisil malzemelere (^{239}Pu , ^{233}U) dönüşümünü sağlayarak fisil malzemeler üretmek ve füzyon reaksiyonu sonucunda yüksek enerji elde etmektir.



Şekil 2.5. Bir hibrit reaktörün şematik gösterimi

Hibrit reaktörlerinde üç farklı nükleer reaksiyon meydana gelir. Bunlar;

- Tritiyum ve fisil yakıt üretimi için füzyon reaksiyonu,
- Büyük kütleli atomun bölünebilmesi için fisyon reaksiyonu,
- Fertil malzemenin fisil malzemeye dönüşebilmesi için ayrıca reaktör için gereken trityum üretimini gerçekleştirmek için yapılan üretim (dönüşüm) reaksiyonları, Şekil 2.5' de hibrit reaktörün şematik olarak gösterilen bölgelerinde gerçekleşmektedir.

Birinci olarak hibrit reaktörlerin füzyon reaksiyonu; D-D veya D-T yakıtlarının reaksiyonu ile yüksek enerji elde etmek için gerçekleşir. D-D füzyon reaksiyonu sonucunda 2,45 MeV enerjili füzyon nötronları, D-T füzyon reaksiyonu

sonucunda 14,1 MeV' lik enerjiye sahip füzyon nötronları açığa çıkmaktadır. İkinci olarak fisyon reaksiyonu; açığa çıkan yüksek enerjili nötronlarla fertil malzemelerin reaksiyonu sonunda enerji ve fisyon nötronu elde etmek için gerçekleştirilir. Böylece, D-T füzyon yakıtı kullanılmasıyla oluşan 14,1 MeV' lik enerjiye sahip füzyon nötronlarının, radyoaktif fertil malzeme olan ^{238}U ya da ^{232}Th atomuyla yaptığı fisyon reaksiyonuyla enerji ve fisyon nötronları üretilmiş olur. Üçüncü olarak üretim (dönüşüm) reaksiyonu; termal nötronlarla reaksiyona girmeyen fertil malzemeler, açığa çıkan hızlı nötronlarla nötron soğurulması yaparak fisil yakıt üretimini ve reaktör için gereken trityum üretimini elde etmek için gerçekleşir. D-T füzyon reaksiyonuyla oluşan 14,1 MeV enerjili füzyon nötronlarının, radyoaktif ^{238}U veya ^{232}Th fertilleri ile reaksiyonu sonucu ^{239}Pu veya ^{233}U fisil yakıtları elde edilir. ^{238}U fertili termal nötronlarla reaksiyon verme ihtimali az olan ve fisyon reaktörlerinde atık olarak bırakılan maddedir. ^{238}U fertili, hibrit reaktörlerde hızlı nötronlarla reaksiyon verip ^{239}Pu fisilinin elde edilmesi ile hibrit reaktörlerde doğal uranyum fisyon ve dönüşüm reaksiyonları ile %100 kullanılmış olacaktır. Böylece radyoaktif ^{238}U izotopundan fisyon reaktörlerinde yakıt hammaddesi olan ^{239}Pu fisili elde edilmiş olacaktır [24, 27, 36, 37, 38].

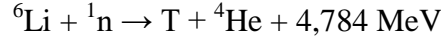
Fisyon ve füzyon reaktörlerinde önem taşıyan yakıt seçimi, hibrit reaktörlerde de enerjinin oluşabilmesi için önem taşımaktadır. Fisyon reaktörlerinde kullanılan yakıt genellikle zenginleştirilmiş uranyum, füzyon reaktörlerinde kullanılan yakıt D-D ya da D-T olarak tercih edilmektedir. Hibrit reaktörlerde ise yakıt olarak, yüksek enerji verimliliği, diğer reaksiyonların devamı için füzyon reaksiyonu için D-D ya da D-T yakıtı kullanılmaktadır. Kullanılan D-D veya D-T yakıtlarında, çekirdek birleşmesi ve coulomb engelini aşılabilmesi için yüksek sıcaklıklara kadar plazma ısıtılarak füzyon reaksiyonun gerçekleşmesi sağlanır. Yüksek sıcaklıktan dolayı füzyon reaksiyonu için kullanılan yakıt plazma haline gelir. Plazmanın dengede kalması aynı zamanda reaktör malzemeleriyle etkileşmemesi için plazma, toroidal ve poloidal manyetik alanlar yardımı ile manyetik alanda hapsedilir. Bu manyetik alanlar ile plazma denge halini alarak reaktöre zarar vermeden reaksiyonunu gerçekleştirir.

Hibrit reaktörlerinde yakıt olarak, D-D yakıtına oranla daha fazla enerji elde edilen D-T yakıtı kullanılmaktadır. Çünkü D-T yakıtının füzyon reaksiyonu yapması sonucunda oluşan füzyon nötronu 14,1 MeV ve alfa parçacığı ise 3,5 MeV

değerindeki enerjiye sahiptir. Reaksiyon sonucu açığa çıkan bu alfa parçacığı enerjisinin tamamını plazmaya aktararak, füzyon reaksiyonunun devam etmesini sağlayarak plazmanın soğumasını engeller. Füzyon nötronları 14,1 MeV' luk gibi çok yüksek bir enerjiye sahiptir ve bu nötronların kontrolü oldukça zordur [18-23, 33, 35, 38-40]. Bu yüksek enerjili füzyon nötronlarını yararlı bir şekilde kullanabilmek ve hibrit reaktörünü amacına uygun kullanımını sağlayabilmek için, 14,1 MeV' lik yüksek enerjili nötronlarla fisyon reaksiyonu ve dönüşüm reaksiyonuna uğrayan fertil malzeme olan ^{238}U veya ^{232}Th ' dan oluşan bir duvar ile plazma çevrelenir. Plazmada oluşan 14,1 MeV' lik yüksek enerjili füzyon nötronları, plazmanın etrafını kaplayan ^{238}U veya ^{232}Th fertil malzemeleriyle dönüşüm ve fisyon reaksiyonu gerçekleştirebilir. Dönüşüm reaksiyonu sonucunda, plazmayı kaplayan duvarda ^{238}U fertil atomunun fisyon reaksiyonu sonucunda ^{239}Pu fisil atomu, ^{232}Th fertil atomunun fisyon reaksiyonu sonucunda ^{233}U fisil atomu elde edilmiş olur. Fisyon reaksiyonları sonucunda, fisyon nötronları, fisil yakıt ve enerji elde edilmiş olur. Üretilen fisil yakıtlar uygun yöntemler kullanılarak hibrit reaktörden dışarı alınır ve fisyon reaktörlerinde kullanılabilir.

Suda bol bulunan döteryum atomuna ulaşmak kolaydır. Trityum ise laboratuvar koşullarında elde edilebilen radyoaktif bir atomdur. Hibrit reaktörlerin çalışmasında yakıt olarak kullanılan D-T füzyon reaksiyonunun sürekliliği gerekmektedir. Trityum, döteryum ile sürekli reaksiyon verdiği için ortama sürekli trityum eklenerek reaksiyonun desteklenmesi gerekmektedir. Laboratuvar ortamında üretilen trityum reaktöre sürekli enjekte edilerek döteryum ile reaksiyona girmesi sağlanabilir ya da reaktör kendi ihtiyacı olan trityumu kendisinin üretmesi sağlanabilir. Reaktörün ihtiyacı olan trityumu kendisinin üretmesi daha kullanışlıdır, bunun için trityum kaynağı olarak lityum kullanılabilir. Nükleer reaksiyonlar sonucu oluşan nötronlar, lityum içeren duvarla reaksiyon vererek, füzyon reaksiyonunun devam edebilmesi için gerekli trityum üretimi elde edilmiş olur. Doğal lityum ^6Li %7,56 oranında ve ^7Li %92,44 oranında izotoplarından oluşmaktadır. Termal nötronlarla $^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$, hızlı nötronlarla $^7\text{Li}(n,\alpha n')\text{T}$ reaksiyonları gerçekleşmektedir. Buna göre, plazma ve diğer nükleer reaksiyonlar sonucu açığa çıkan hızlı nötronlar lityum bulunan bölgede ilk ^7Li izotopuyla reaksiyon vermektedir. Bu reaksiyon sonucunda T, ^4He ve termal nötronlar

oluşturmaktadır. Oluşan termal nötronlar ${}^6\text{Li}$ izotopu ile reaksiyona girer, reaksiyon sonucunda T ve ${}^4\text{He}$ üretimi gerçekleşmektedir.



Plazma ve diğer nükleer reaksiyonların gerçekleşmesiyle açığa çıkan nötronlar ${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ ’ den oluşan lityumlu tabakayla reaksiyona girmesiyle trityum üretimi sağlanarak hibrit reaktörünün çalışması ve D-T füzyon reaksiyonunun devamı sağlanmış olur.

Hibrit reaktörlerdeki soğutucular, reaktör korunun erimemesi ve oluşan ısı enerjisinin, elektrik enerjisine dönüşmesi için kullanılmaktadır. Genellikle sıvı ve gaz soğutucular tercih edilmektedir. Reaktörde, sıvı ve gaz soğutucular yardımıyla ısı enerjisi alınır ve elektrik enerjisi elde edilecek jeneratörlere aktarılmaktadır. Sıvı soğutucular olarak genellikle ısı iletim ve nükleer özelliklerinden dolayı sıvı metaller kullanılmaktadır. Helyum genellikle gaz soğutucu olarak kullanılmaktadır. Füzyon-fisyon reaktörlerinde, kaçan nötronların yakalanmasında ve nötron ekonomisinin sağlanabilmesinde görev alan reflektör (yansıtıcı) ile reaktörün çevresi kaplanır. Yansıtıcı olarak genellikle grafit, Be, Fe maddeleri kullanılmaktadır [18-23, 33, 35, 38, 40].

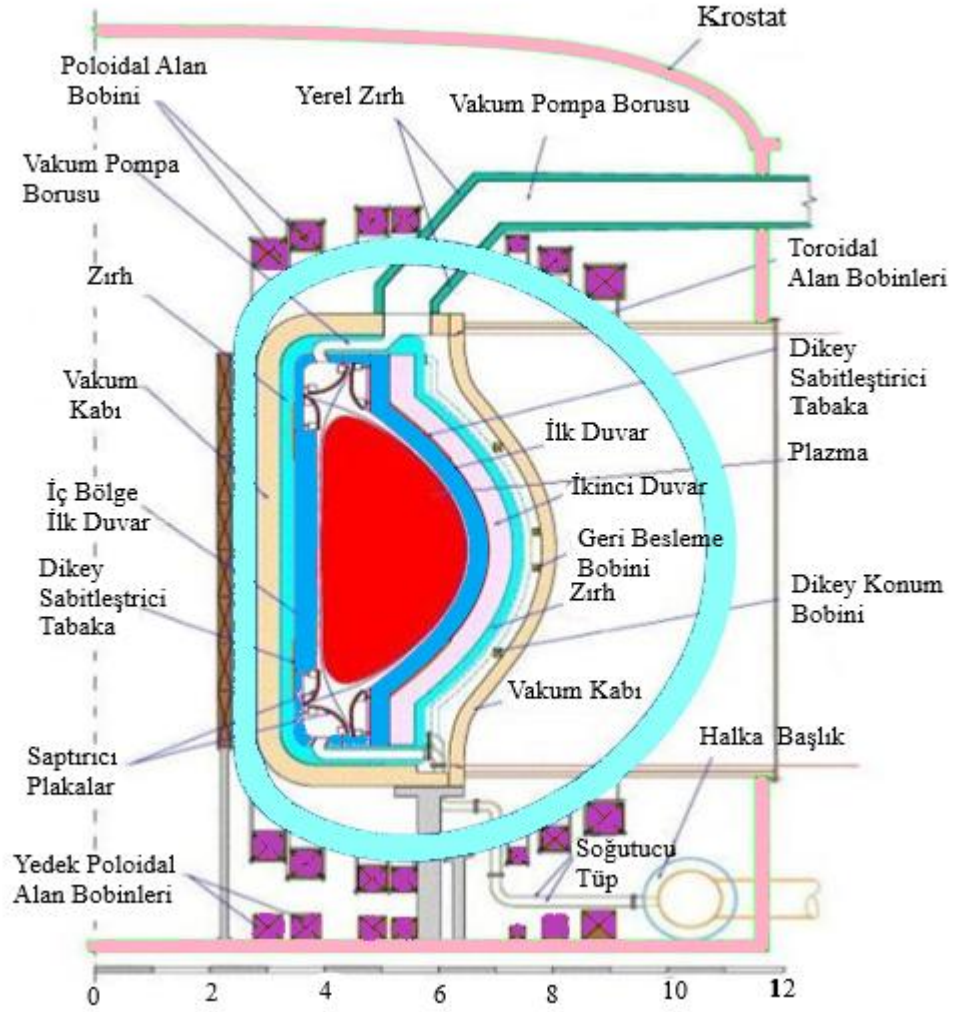
2.3.1. APEX Hibrit Reaktörü

APEX (Advanced Power Extraction) 1998 yılında Amerika Birleşik Devletleri’ nde füzyon güç teknolojisinde yenilikçi kavramlar oluşturmak ve incelemek için geliştirilmiş çalışma sistemleridir. Bu projede amaç füzyonun cazip, güvenilir ve kullanılabilir bir enerji türü olduğunu gösterebilmektir [40].

APEX hibrit reaktöründe amaç; fisyon ve füzyon reaksiyonu sonucu oluşan nötronlar ile reaktör için gerekli olan enerjiyi üretmek, fertil malzemeleri fisil malzemelere dönüştürmek ve trityum üretimini sağlamaktır. APEX’ in diğer reaktörlerden farkı ilk duvarın katı olması yerine akıcı sıvı duvar teknolojisi kullanılmasıdır.

Geleneksel füzyon güç reaktörlerinde, reaktörün merkezinde füzyon reaksiyonunu gerçekleştiren yakıt yüksek sıcaklıktan dolayı plazma haline dönüşür.

Plazmadan yüksek enerjili füzyon nötronları, yüklü parçacıklar ve gamma ışınları füzyon reaksiyonu sonucunda elde edilmektedir. Plazmanın etrafını saran ilk duvar füzyon nötronları, gamma ışını ve yüklü parçacıkların etkisine maruz kalır. Yapısal (katı) malzemede yüksek oranda radyasyon hasarı meydana gelir. Plazmayı çevreleyen ilk duvarın yapısal malzemeden olması ve radyasyon hasarından dolayı kristal örgü yapısının bozulmasına neden olur bundan dolayı reaktör ömrü kısa olur [40-44]. Bu problemin çözümü için 1971'de N. Christofilos tarafından ilk duvarın katı olması yerine duvarın sıvı olması fikrini ileri sürmüştür. Christofilos tarafından önerilen sıvı duvar kavramı APEX' te uygulanmıştır. Böylece plazmayı kaplayan ilk katı duvar yerine sıvı duvar tabakası APEX' te kullanılmıştır (Şekil 2.6). APEX hibrit reaktöründe kullanılan akıcı sıvı duvarın amacı; reaktör performansının düzenlenmesi, reaktörde enerji transferinin sağlanması ve trityum üretiminin sağlanması için kullanılmaktadır. [40-48]. İnce ve kalın olmak üzere iki farklı özellikte sıvı duvar kullanılmıştır. APEX' de ilk sıvı duvar ince ve plazmadan sonra yer alır, ikinci sıvı duvar ilk sıvı duvardan hemen sonra yer almaktadır. Bu iki sıvı duvar; nötron oluşumunda, trityum üretiminde, yapısal malzemeyi radyasyon hasarından korumada, radyasyon hasarını ısı enerjisine çevirmede, enerji iletiminde ve yüksek ısı akışını ortadan kaldırmada görev almaktadır. Reaktördeki ilk sıvı duvar 2 cm kalınlığında ince olup ve 20 m/s hızındadır, yüklü parçacıkların hapsinde görev alır. Hemen arkasında 8 m/s hıza sahip olup biraz daha yavaş akan kalın sıvı duvar, 50 cm kalınlığında olup yapısal malzemedeki radyasyon hasarını azaltmak ve füzyon nötronlarının enerjisini hapsederek ısı enerjisine çevirmek için görev almaktadır [46-53].



Şekil 2. 6. APEX hibrit reaktörünün gösterimi [27]

Diğer reaktörlerde plazmayı sınırlayan duvar katı olarak dizaynedilmiştir. APEX’ te kullanılan ilk duvarın katı olması yerine akıcı sıvı duvar olmasının avantajları;

1. Reaktör içinde plazmanın dengede kalmasını ve hapsedilen plazmanın düzenli olmasını sağlar,
2. Yüksek güç yoğunluğuna sahip olması ve duvarın kendini yenilenebilmesi, (Birim yüzeye düşen nötron gücü 10 MW/m^2 , birim yüzeye düşen ısı akısı 2 M/m^2 dir)
3. Yapısal malzemede oluşacak radyasyon hasarının düşmesini sağlar, aktivasyonun önemli miktarda azaltılmasıyla yapısal malzemenin ömrünü uzatır,

4. Reaktördeki malzemelerin bakımının kolaylaşmasını sağlar,
5. Termodinamik verimin yüksek olmasını sağlar,
6. Trityum ıslahının daha verimli olmasını sağlar [27, 43, 45-50].

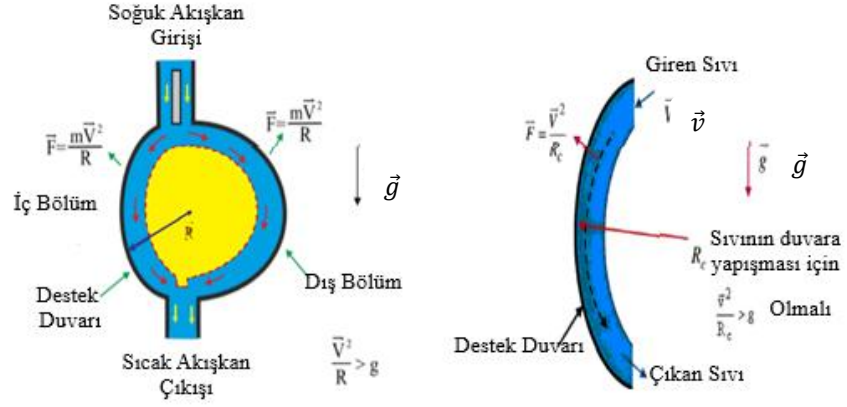
APEX hibrit reaktöründe kullanılan sıvı duvarlar plazmadan hemen sonra yer alır. Sıvı duvarların reaktördeki görevi; yüzeyin yüksek ısı akışına sahip olmasını engellemek, yapısal malzemedeki radyasyon hasarının azaltılabilmesi için yüklü parçacıkların hapsolmesini sağlar ve ısı enerjisinin iletiminde görev alır. Sıvı duvarın reaktör içerisinde düzenli ve sürekli akmasıyla, plazma ve diğer tabakalara sıvı duvarın zarar vermesi engellenebilmektedir. Sıvı akışını sürdüren ve katı destek duvarına tutunmasını sağlayan çeşitli kuvvetler uygulanmasıyla farklı sıvı duvar kavramları elde edilmiştir [51-54].

Geliştirilen sıvı duvar kavramları;

1. Yerçekimi-Momentum Tahrikli (GMD- Gravity-Momentum Driven),
2. Girdap Akışı ile (GMD),
3. Elektromanyetik Olarak Tutma (EMR- Electromagnetically Restrained),
4. Manyetik İtme (Magnetic Propulsion)

sıvı duvar kavramlarıdır.

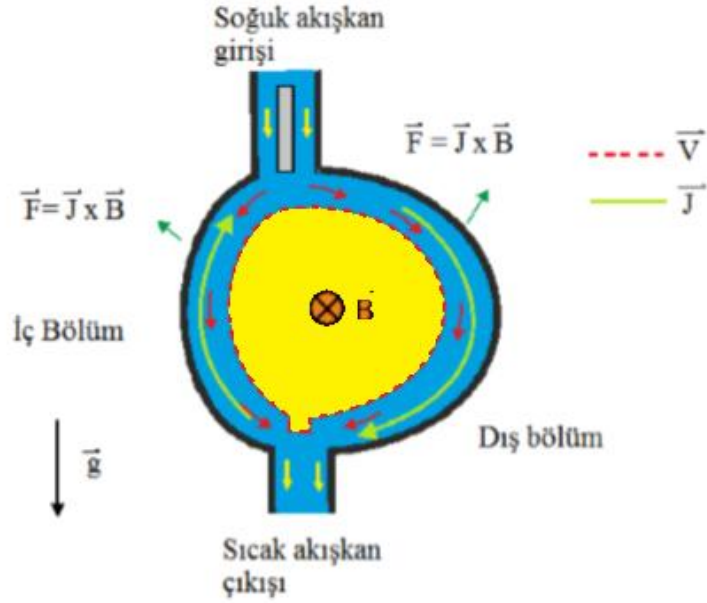
Yerçekimi-Momentum Tahrikli sıvı duvar kavramında; duvarı oluşturan akışkan, üstünten tabakanın arka katı duvarına doğru bir açıyla teğet olarak enjekte edilir. Böylece akışkan Şekil 2.7' de görüldüğü üzere, merkezkaç kuvveti yardımıyla arkadaki katı duvara yapışarak tabakanın alt kısmına doğru akmaktadır.



Şekil 2.7. Yerçekimi momentum tahrikiyle (GMD) akışkan duvar kavramı gösterimi

APEX reaktöründe sıvı duvarın sürekli olması, reaktörün verimli çalışabilmesi için gerekli olan ilk koşuldur. Sıvı duvarın kararlı ve sürekli olabilmesi için akışkanın arkadaki katı duvara yapışmasını sağlayan merkezci kuvvet, yerçekimi kuvvetinden büyük olmalıdır.

Girdap Akışı ile GMD sıvı duvar kavramında ise; sıvı duvarı oluşturan akışkanın dönme hareketini sağlabilmesi açısal hız kazanması gerekmektedir. Açısal hızla dönme hareketi yapan akışkan, akış şekli girdapa benzer bir şekilde arkadaki katı duvara doğru tutunmaktadır. Girdap akış hızının artmasıyla merkezkaç ivmesi artar ve böylelikle akışkanın duvara tutunmasını sağlar.



Şekil 2. 8. Elektromanyetik olarak tutma (EMR) akışkan duvar kavramı gösterimi

Elektromanyetik tutma sıvı duvar kavramında; akışkan, arkadaki katı duvara doğru tabakanın üstünden poloidal yönde enjekte edilir. Poloidal akım (\vec{J}), akışkanın poloidal yönde enjekte edilmesi ile üretilir. Şekil 2.8’ de oluşan poloidal akım, akışkanın arkadaki duvara tutunmasını sağlayacak elektriksel kuvvetin (\vec{F}) oluşması için toroidal manyetik alanla (\vec{B}) etkileşir.

Manyetik itme sıvı duvar kavramı; L. Zakhorov tarafından önerilen bu sıvı duvar kavramı APEX hibrit reaktörü için henüz test edilmemiştir. APEX, tokamaklar, küresel toruslar ve manyetik alan sınırlama konfigürasyonlarında diğer sıvı duvar kavramları incelenmiştir. Bu yöntemde sıvı duvarı oluşturan akışkan, elektrik akımıyla birlikte arkadaki katı duvara doğru tabakanın üst kısmından enjekte edilir. Torusdaki manyetik alanla birlikte uygulanan elektriksel akım etkileşerek torusta bir basınç kuvveti oluşturmaktadır. Manyetik alan kuvvetinde etkisiyle sıvı akışının iç bölgeden dış bölgeye doğru ivme kazanmasını sağlayan oluşan bu basınç değişimidir. Ayrıca toroidal manyetik alanın düzensizliği sonucunda düzensiz bir Lorentz kuvveti oluşmaktadır. Oluşan bu kuvvet akışkanı katı duvara yakın tutmaya yararken, sıvı akışının düzenli olabilmesi için geri besleme sistemini aktif olarak kullanmaktadır [27, 43, 48-51].

2.3.1.1. APEX Reaktörünün Bileşenleri

Yakıt, soğutucu ve yapı malzemesi hibrit reaktörlerde gerekli ve yeterli enerjinin elde edilmesi, fisil yakıt döngüsü ve trityum üretimi önemli bileşenleri olarak sıralanabilir. Bundan dolayı APEX hibrit reaktöründe kullanılacak yakıt, soğutucu ve yapı malzemesi seçimi önem taşımaktadır.

2.3.1.1.1. Yakıt

Füzyon reaktörlerinde yakıt olarak, D-D ya da D-T füzyon yakıtları yüksek enerji ve diğer reaksiyonların yürütülebilmesi için kullanılmaktadır. APEX' de ise D-D yakıtıyla elde edilen enerji D-T yakıtına göre daha az olması nedeniyle yakıt olarak tercihen D-T füzyon kullanılmaktadır. Plazma yüksek sıcaklıkta bir araya gelerek döteryum ve trityum çekirdeklerinin füzyon reaksiyonu sonucu oluşmaktadır. Plazmada gerçekleşen füzyon reaksiyonu sonucunda yaklaşık 3,5 MeV' lik enerjiye sahip alfa parçacıkları ve yaklaşık 14,1 MeV' lik enerjiye sahip füzyon nötronları oluşmaktadır. Füzyon reaksiyonunun devam edebilmesi ve plazmanın ısıtılması için alfa parçacığı sahip olduğu enerjisi plazmaya aktarmaktadır. Fertil yakıtların dönüşümü için ise füzyon nötronlarının sahip oldukları enerji kullanılmaktadır. Dönüşüm için gerekli olan fisyon reaksiyonunun gerçekleşmesi sonucunda fisil yakıt ve fisyon nötronlarının üretimini sağlanmaktadır. Plazmayı oluşturan D-T füzyon reaksiyonu yaparak açığa çıkardığı nötronlar ve diğer reaksiyonlardan elde edilen nötronlar, lityumlu tabakayla reaksiyon gösterir. Böylelikle D-T füzyon reaksiyonunun devam edebilme şartı olan trityum üretimi lityumlu tabakanın termal ve hızlı nötronların reaksiyonu sonucunda elde edilmiş olur. Sonuç olarak APEX reaktöründe; D-T yakıtının kullanılmasıyla ihtiyaç duyulan yüksek enerji verimliliği, fisil yakıt üretimi, reaktörün çalışabilmesi ve D-T reaksiyonunun devam edebilmesi için gerekli olan trityum üretimi elde edilmektedir [33, 48, 55-59]

2.3.1.1.2. Soğutucu

Reaktörün yapısal malzemesini radyasyon hasarından korumak, ısı iletimini sağlayarak açığa çıkan ısı enerjisinin elektrik enerjisine dönüşmesinde ve enerjinin taşınmasında görev alan malzemelere **soğutucu** denir. Reaktörlerde kullanılan soğutucular genellikle sıvı ve gaz soğutuculardır. APEX' de ise soğutucu olarak

genellikle, ısı iletiminde etkili olduğundan dolayı sıvı soğutucular tercih edilmektedir. Soğutucu seçiminde dikkat edilmesi gereken özellikler şunlardır;

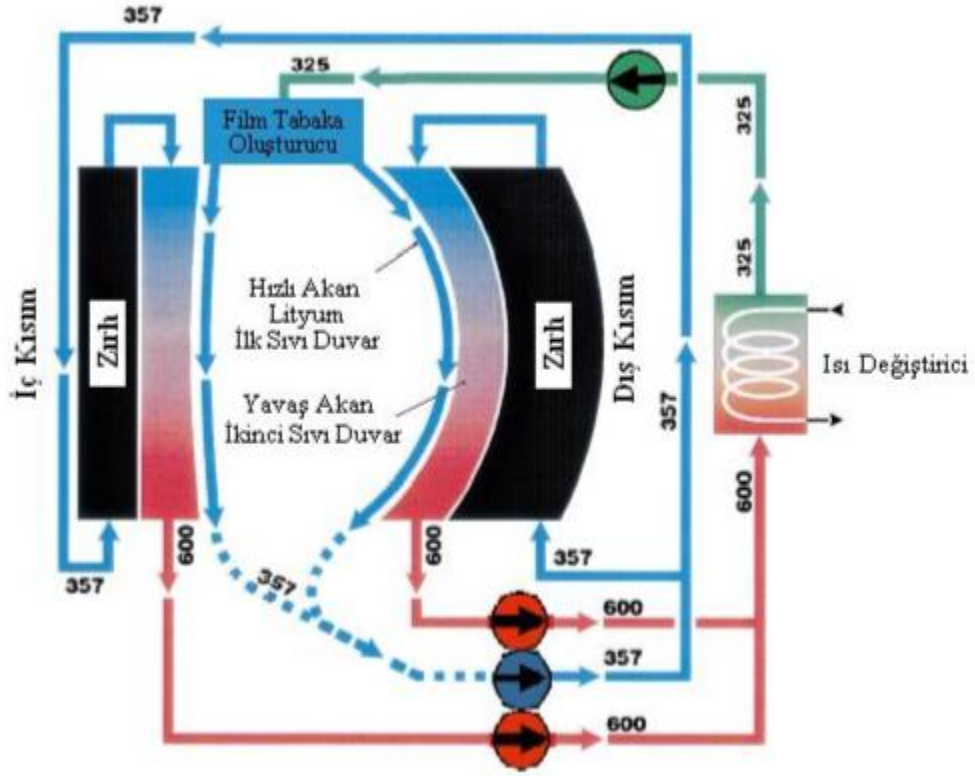
1. Yoğunluğu küçük olmalı,
2. Trityum çözünürlüğü küçük olmalı,
3. Erime noktası ve buhar basıncı düşük olmalı,
4. Maliyeti düşük olmalı,
5. Lityum yoğunluğu yüksek olmalı trityum üretiminin sağlanması için,
6. Kimyasal kararlılığı yüksek olmalı,

7. Isı (termal) iletiminin yüksek olması gibi özelliklerinin sağlanması gerekmektedir. APEX hibrit reaktöründe yakıt olarak D-T kullanılmaktadır, D-T reaksiyonunun sürekli oluşabilmesi için gerekli trityumun elde edilmesi gerekmektedir. Lityum atomunun termal ve hızlı nötronlarla reaksiyonu sonucunda trityum üretildiğinden soğutucu yani enerji taşıyıcı sıvının, yeterli miktarda trityum üretimini sağlayabilmesi için lityum içerikli bir sıvı seçilmesi gerekmektedir. APEX hibrit reaktöründe soğutucu olarak; Li_2O , Li_4SiO_4 , LiAlO_2 , Li_2ZrO_3 katı soğutucular, Flibe (Li_2BeF_4), Flinabe eriyik tuzları ile $\text{Li}_{20}\text{Sn}_{80}$, Li , $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ sıvı metalleri tercih edilmesi gerekmektedir [27,34, 50-61]. APEX hibrit reaktöründe soğutucu olarak alkali metal olan lityum sıvı metali tercih edilmesinin nedeni, trityum üretiminin yüksek olmasından dolayıdır. Çizelge 2.3.' de görüldüğü gibi natürel lityumun, lityum atom yoğunluğu ve nötron yakalaması diğer lityum bileşiği içeren soğutuculardan daha yüksektir, bundan dolayı trityum üretimi natürel lityumda istenilen düzeyde olmaktadır. Ancak natürel lityumun ısı iletimi istenilen düzeyde değildir. Bunun dışında lityumun su ve hava ile reaksiyon verme ihtimali yüksektir. Bu sebeple soğutucu olarak lityumun dışında alternatif olarak kullanılacak olan maddelerin trityum üretimi ve kimyasal özellikleri incelenmektedir [27, 34, 50-59].

Çizelge 2.3. Tritiyum üretimindeki enerji taşıyıcı sıvılar ve bazı özellikleri [27]

	Flibe	Flinabe	Li ₂₀ Sn ₈₀	Li	Li ₁₇ Pb ₈₃
Erime Noktası (⁰C)	459	240	330	180	235
Yoğunluk(g/cm³)	2	2	6,2	0,48	8,98
Li Yoğunluğu (g/cm³)	0,28	0,12	0,09	0,48	0,062
Tritiyum Üretimi	İyi	İyi	İyi	İyi	Çok İyi
Kimyasal Kararlılık	~Kararlı	~Kararlı	~Kararlı	Aktif	Orta
Tritiyum Çözünürlüğü	Çok Düşük	-	-	Yüksek	Çok Düşük

Şekil 2.9.' da Li soğutucu sıvı metalinin, APEX hibrit reaktörü için reaktörün bazı bölgelerindeki sıcaklıkları gösterilmiştir [62]. Soğutucu adayları erime noktaları ve buhar basınçları istenilen değerlerden düşük olduğundan dolayı tercih edilmektedirler. Çizelge 2.3. 'de belirtildiği gibi Flinabe'deki lityum yoğunluğu Li₂₀Sn₈₀ sıvı metalinden yüksektir. Son yıllarda Li₁₇Pb₈₃ sıvı metali soğutucusunun tritiyum üretimi incelenmektedir. Bu soğutucunun erime ve buhar basıncı istenen değerden düşük, yoğunluğu oldukça yüksektir. İçerisinde bulunan Pb iyi bir nötron çoğaltıcısıdır, bundan dolayı tritiyum üretimi yüksektir [12, 27, 48-55, 60-63].



Şekil 2.9. Lityum için sıcaklık akış şeması [62]

Enerji taşımada görev alan sıvının, taşıdığı elektriksel iletkenliğe göre plazmanın kararlılığı sürekli değişime uğramaktadır. APEX sıvı duvar alternatifleri Çizelge 2.4' de belirtildiği gibi seçilebilmektedir; enerji taşıyıcısı olarak sıvı ya da katı materyal, plazmayı sınırlayan farklı manyetik etkilere sahip sıvı duvar kavramları, kalınlığı ve yapı durumları farklı olan sıvı duvar alternatifleri bulunmaktadır [27,47-53, 60-64].

Çizelge 2.4. APEX sıvı duvar alternatifleri

ENERJİ TAŞIYICI MATERYAL	<ul style="list-style-type: none">• Sıvı metaller: Li, PbLi, SnLi• Eriyik tuzlar: Flibe, Flinabe• Katı Üreticiler: Li_2O, Li_4SiO_4, $LiAlO_2$, Li_2ZrO_3
KALINLIK	<ul style="list-style-type: none">• İnce (~2cm)• Orta (~15 cm)• Kalın (>40 cm)
HİDRODİNAMİK TAHRİKLİ TUTUNMA KUVVETİ	<ul style="list-style-type: none">• Yerçekimli momentum sürücü (GMD)• Girdap (Swirl) akışlı GMD• Elektromanyetik olarak tutma• Manyetik itme
SIVI YAPI DURUMU	<ul style="list-style-type: none">• Tekil sürekli akış• İki akış (Plazma kısmında hızlı akan ince tabaka ve yavaş akan esas akış)

2.3.1.1.3. Yapısal Malzeme

Hibrit reaktörün güç yoğunluğunun artırılması ve nötronik performansının geliştirilmesi için yüksek nötron duvar yükü kullanılmaktadır. Yüksek nötron duvar yüküne ulaşmak için de reaktörde yapısal malzeme kullanılır. İstenilen özelliklerde yapısal malzeme seçiminde dikkat edilmesi gereken özellikler şunlardır;

1. Yüksek sıcaklığa dayanıklı olmalı,
2. Yüksek enerjili nötronlara maruz kalmasına rağmen düşük radyasyon hasarına uğramalı, yani nötronlarla tepkime vermemeli,
3. Yüksek termal iletme sahip olmalı,

4. Düşük hidrojen ve helyum üretimine sahip olmalı, (hidrojen ve helyum radyasyon hasarı parametreleridir)

5. Düşük aktivasyona sahip olması gibi özelliklere sahip olması gerekmektedir.

Alaşım ve yansıtıcı metaller bu özellikleri taşıyan yapısal malzeme olarak kullanılmaktadır. Alaşım olarak; Niobium, Tantalium, Krom, Molibden ve Tungsten elementleri kullanılmaktadır. Yansıtıcı metal olarak genellikle Ferritic steel ($9Cr_2WVTa$) vanadyumlu alaşım (V_4Cr_4Ti) ve silisyum karbür (SiC) kullanılmaktadır. Belirlenen yapısal malzemeler yüksek sıcaklığa, yüksek nötron duvar yüküne ve düşük aktivasyon özelliklerine sahip materyallerdir. Aynı zamanda füzyon reaktörlerinde yansıtıcı olarak kullanılan metaller sahip oldukları bazı özelliklerinden dolayı soğutma işleminde kullanılabilirler [27, 50-53, 65, 66].

3. MONTE CARLO YÖNTEMİ

MCNP (Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu), Los Alamos laboratuvarında Monte Carlo grubu tarafından teorik fizik için geliştirilmiş 40000 satır fortran ve yorumlar içeren 1000 satır C kaynak kodlayıcı ve programı uygulayan genel bir bloğa sahiptir. Bu kod 1940 yıllarında nükleer savunma ve nükleer silahlar için geliştirilmiştir. Los Alamos Ulusal Laboratuvarı (LANL) tarafından; Monte Carlo yöntemi kullanılarak nötron ve gama taşınımının benzeşimi için geliştirilen MCNP kodu, uluslararası olarak tanınan ve geçerliliği olan bir koddur. MCNP; elektron taşınımı, nötron taşınımı, gama taşınımı, nötron-gama ve gama-elektron çift taşınımı problemlerinde kullanılabilir. MCNP birincil elektronların taşınımının modellenmesinin yanında gama etkileşimlerinden ortaya çıkan ikincil elektronları da takip edebilmektedir [67].

1950 ve 1960' lı yıllarda LANL (Los Alamos National Laboratory) tarafından birçok özel amaçlı Monte Carlo kodu geliştirilmiştir. 1973' te nötron taşınım kodu MCN (Monte Carlo Neutron) ve gama taşınım kodu MCG (Monte Carlo Gamma) birleştirilerek 3 boyutlu nötron gama taşınım kodu MCNG (Monte Carlo Neutron Gamma) geliştirilmiştir. Son olarak MCNG kodunun geliştirilmesi ile MCNP (Monte Carlo Neutron Photon) kodu oluşturuldu ve 1983 yılında RSICC (Radiation Safety Information Computational Center) tarafından MCNP3 adıyla dağıtımına başlandı. 1990 yılında Sandia Ulusal Laboratuvarına ait Integrated TIGER Series eklemesiyle (ITG) elektron taşınım kodu özellikler arasına eklendi ve MCNP açılımı değişerek Monte Carlo N-Particle halini aldı.

MCNP nötron, foton ve elektronların zamana bağlı sürekli enerji geçişini (transport) üç boyutlu geometride çözen genel bir koddur. MCNP kodunda hem sabit kaynak hem de kritik altı problemler çözümlenebilir. MCNP kodunda amaç, nükleer enerji ve atomik bilgi verilerini kullanmaktadır. MCNP, Monte Carlo simülasyonu ve bir takım modelleri içeren, nükleer özellikleri olan fizik ve matematik konularını içeren bir koddur. MCNP kodu karmaşık parçacık geçişini modellemede oldukça iyi uygulanabilmektedir, sürekli tesir kesiti (continuous cross section) verisini kullanmaktadır. Kullanılan nötron enerjisi aralığı 10^{-11} MeV' den 25 MeV' e kadardır.

Nükleer mühendislikte MCNP kodu ile düşük enerjilerde radyasyon taşınımında başarılı olan ve LAHET (Los Alamos High Energy Transport) koduyla yüksek enerjili radyasyon taşınımında başarılı olan kodlar birleştirildiğinde parçacıklar hemen hemen tüm enerjilerde taşınımı sağlamıştır. Geliştirilmiş sistemde MCNP ve LAHET kodları birleştirilerek MCNPX yeni kod adını almıştır [68]. Geliştirilmiş MCNPX koduyla, nükleer mühendislikteki yüksek enerji uygulama alanlarında radyasyon taşınımının hesaplamasına imkan sağlamaktadır. MCNPX yeni kodda sürekli doğrulama ve geliştirme çalışmaları yapılmaktadır. MCNPX kodunun geliştirilmesinde; kaliteli, değerli ve özelliklerinde farklılıkların olması önemlidir [69]. İlk olarak 1999’ da MCNPX-2.1.5 versiyonu yayınlanmıştır. 2002’ de MCNPX-2.4.0 versiyonu 12 yeni özellik eklenerek yayınlanmıştır. 2005’ te MCNPX-2.5.0 versiyonu, 2008’ de MCNPX-2.6.0 versiyonu ve son olarak 2011’ de MCNPX-2.7.0 versiyonu yayınlanmıştır [70].

MCNP son sürümü MCNPX-2.7.0 nötron-foton transport kod, proton etkileşimi ve nükleer etkileşimler için 1 MeV-150 MeV ve nötronlar için 20 MeV-150 MeV aralığında kullanılan enerjilerde yeni bilgileri kapsamaktadır.

MCNPX kod programının yardımcı olduğu alanlar:

- Radyasyondan korunma, Detektör tasarımı ve analizinde,
- Radyo grafi, Tıbbi fizik, Proton ve Nötron Terapi Yöntemlerinde,
- Görüntüleme yöntemlerinde kullanılan dallarda (MR, NMR, kontrastlı ultrasonografi),
 - Nükleer kritiklik güvenliğinde,
 - Yüklü parçacıklar kullanılarak madde tanımlama konularında,
 - Plazmada yüklü parçacıkların izlenmesinde,
 - Siklotronlarda nükleer atıkların dönüşümüyle fisil izotop üretiminde, nükleer atıkların imhasının araştırmalarında,
 - Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerde kullanılacak enerji kaynaklarının araştırmalarında,
 - Hızlandırıcı hedef tasarımı (Özellikle nötron saçılma deneylerinde hızlandırıcı ile bölünme hedef tasarımı araştırmalarında)
 - Filyon, füzyon ve hibrit reaktör tasarımlarında,

kullanılmaktadır [71].

MCNP tarafından modellenen bir istatistiksel analiz hesaplanabilmektedir. Her uzantı için birden fazla istatistik kontrol yapılabilir [72]. Nötronlar için tesir kesiti hesaplamasında MCNPX-2.7.0' da, ENDF/B VII.0 tesir kesiti kütüphanesinde tüm reaksiyonlar göz önünde bulundurulmaktadır [73].

MCNPX-2.7.0' da kullanılmakta olan temel sabitler;

- Uzunluk cm cinsinden hesaplanmaktadır,
- Enerji MeV cinsinden hesaplanmaktadır,
- Zaman saniye (10^{-8} s) cinsinden hesaplanmaktadır,
- Sıcaklık kT cinsinden hesaplanmaktadır,
- Atom yoğunluğu atom/barn.cm cinsinden hesaplanmaktadır,
- Kütleli yoğunluk g/cm^3 cinsinden hesaplanmaktadır,
- Tesir kesiti barn ($10^{-24} cm^2$) cinsinden hesaplanmaktadır,
- Isıtma sayısı MeV/çarpışma cinsinde hesaplanmaktadır,
- Avogadro sayısı= $6,025 \times 10^{23}$ olarak hesaplanmaktadır,

MCNPX kodunun kullanılmasındaki avantajlar;

- Genel olarak simülasyonun sağladığı avantajları sağlamaktadır.
- Tüm simülasyonlarda olduğu gibi çözümlerde esneklik sağlar.
- Uygulama yaparken kademeli olarak ilerleme imkânını sunar.
- Büyük ve karmaşık problemlerin çözümünde, klasik çözüm yöntemlerini kullanmak oldukça zor ve meşakkatlidir. Simülasyon, büyük karmaşık problemlerin çözümünde oldukça etkili bir yöntemdir.

• Simülasyon yöntemi ile başka bir yöntemle incelenmesi zor olan koşulların rahatça modellenebilir olması.

• Sonuçlarının uzun yıllar alabileceği süreçler, simülasyon yöntemiyle çok kısa sürede analiz edilerek incelenebilir.

• Simülasyonda modellenen sistem değiştirmeden fikir, öneri ve yöntem yenilenerek modelde kolay bir şekilde uygulanabilir, multi disiplinler sistemler sağlanabilir.

•Kullanıcının deney koşulları üzerinde tam bir kontrole sahip olmasını sağlayarak, simülasyonu istediği zamanda durdurup yeniden başlatabilme olanağını sunar [74].

3.1. Simülasyonun Avantajları ve Dezavantajları

Simülasyon Kullanmanın Avantajları;

- Simülasyon problem çözümünde esneklik sağlar.
- Diğer modellemelere kıyasla daha kolay anlaşılır.
- Uygulamalarda kademeli ilerleme olanağı tanır.
- Büyük ve karmaşık problemlerin çözümünde, klasik çözüm yöntemlerini kullanmak oldukça zor ve meşakkatlidir. Simülasyon, büyük karmaşık problemlerin çözümünde oldukça etkili bir yöntemdir

- Simülasyonla incelenmesi zor olan koşullar rahatça modellenebilir.
- Simülasyonla sonuçları uzun süre sürmesi beklenen durumlar için çok kısa sürede sonuç alınabilir.

- Kullanıcının simülasyonu istediği zamanda durdurup yeniden başlatabilmesinden dolayı, kullanıcı deney koşullarına hakim olması sağlanabilir.

Simülasyon Kullanmanın Dezavantajları

- Simülasyon modelini geliştirmek ve oluşturmak, uzun zaman gerektirir ve pahalıdır.

- Simülasyon bir deneme-yanıma yöntemidir. Kesin çözümlene garantisi yoktur.

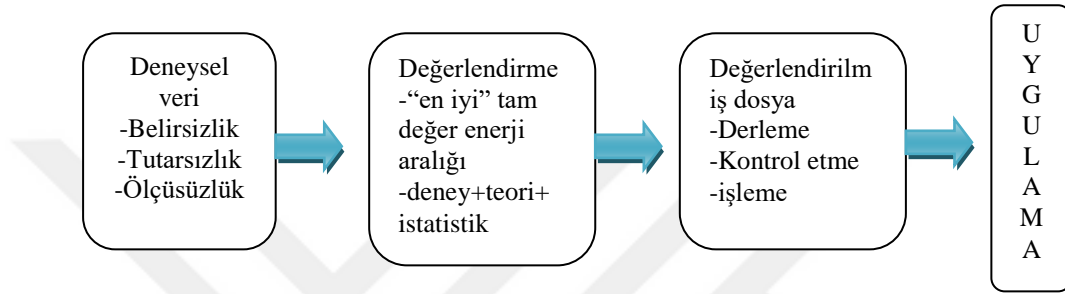
- Simülasyon modelleri kendine özgü ve her olası durum hakkında genel bilgi vermektedir.

- Modellemede bulguların analizinde yapılan hata sonuçların yanlış olmasına neden olabilir [75].

3.2. Nükleer Veri

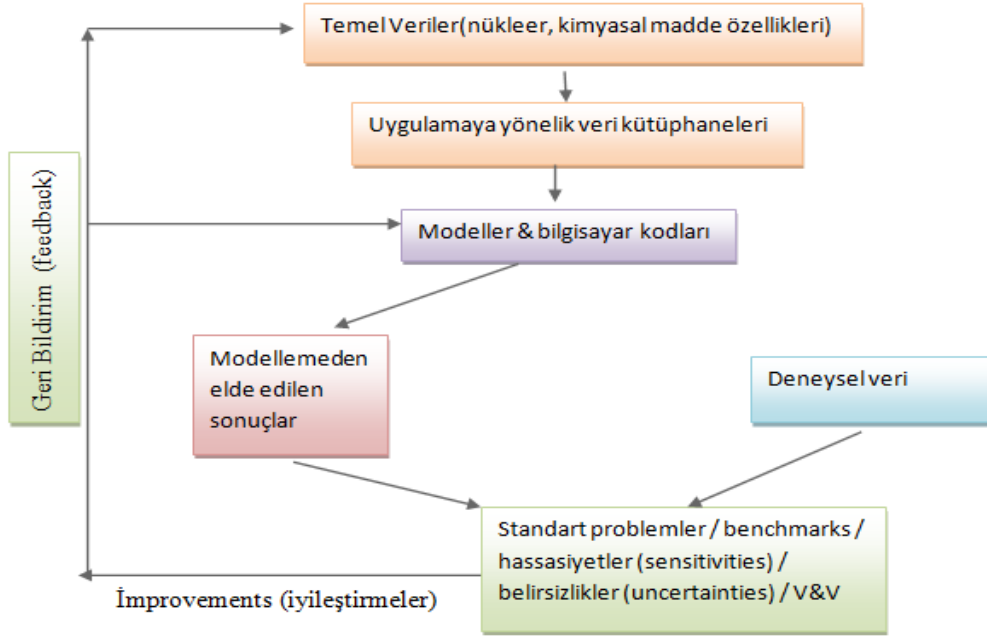
Nükleer veriler, radyasyon etkileşimi ve taşınımının çok ölçekli özelliklerinin mikroskobik olaylarıyla ilgilenmek için geliştirilmiştir. Bu, mikroskobik düzeyde denklemlerin her bir etkileşim için çözülme ihtiyacını ortadan kaldırır (örn. Schrödinger denklemi, vb.) ve mühendislik boyutundaki malzemelerle olan

etkileşime konsantre olmayı kaldırır. Bu yöntem, nükleer fiziğin ilk günlerinde, bilgisayarlar çok yavaş olduğu ve bugüne kıyasla yalnızca küçük depolama kapasiteleri olduğu zaman geliştirilmiştir. Çok çeşitli etkileşim enerjisini kapsayan modern simülasyon kodları, hibrid bir sistemi kullanır: çok yüksek parçacık enerjileri için kesitler, yaklaşık nükleer modeller kullanılarak anında ve düşük enerji kısmı için (normal olarak, pion emisyon eşliğinin altında ($\pi^0, \pm \approx 150 \text{ MeV}$)) kesit kütüphaneleri kullanılır (Şekil 3.1). Özellikle 20 MeV' nin altındaki enerjiler için geçerlidir. [76].



Şekil 3.1. Nükleer veri değerlendirme ve işleme alanındaki farklı adımlar [77]

Uygun şekilde işlenirlerse, çok çeşitli nükleer bilim ve teknoloji uygulamaları ve özellikle atık yönetimi, kaynak tahmini, hesaplamalar için girdi verileri oluştururlar. Nükleer veriler ve modellemedeki mikroskobik olaylar için kullanılan diğer temel veriler bir kural olarak veri kütüphanesi biçiminde oluşturulur ve bütün simülasyon sisteminin yalnızca bir bileşeni olur. Şekil 3.2.' de simülasyon sürecinde farklı bileşenlerin etkileşiminin yanı sıra modelin ve veri geliştirmenin yol açtığı mekanizma da dahil olmak üzere tüm sistemin doğrulanması gösterilmektedir.



Şekil 3.2. Simülasyon sürecinde bileşenlerin etkileşimi ve veri geliştirme yolları

Yaklaşık yarım yüzyıldan beri, araştırma, akademik ve endüstrinin yararı için dünya çapında kullanılabilen bir dizi temel nükleer veri geliştirildi, bunlar:

- **CINDA (Computer Index of Neutron Data)**, nükleer deneysel verilerle ilgili bibliyografik bilgiler, <http://www.oecd-nea.org/cinda/cindaora.cgi>

- **EXFOR (Experimental Nuclear Reaction Data)**, Deneysel nükleer reaksiyon verileri, <http://www.oecd-nea.org/dbdata/x4/>.

- **ENSDF (Evaluated Nuclear Structure Data File Search and Retrieval)**, nükleer yapı verilerini değerlendirdi, <http://www.nndc.bnl.gov/ensdf/>.

- **AMC (Atomic Mass Data Center)**, Atomik kütle değerlendirmesi, <http://ribll.impcas.ac.cn/ame/>.

- **RIPL (Reference Input Parameter Library)**, Nükleer reaksiyonların hesaplanması için referans giriş parametre kütüphanesi ve veri değerlendirmeleri, <http://www-nds.iaea.org/ripl2/>.

•EVA (Evaluated Nuclear Data), Değerlendirilen nükleer veri, <http://www.oecd-nea.org/dbdata/eva/> .

Nükleer Veri Merkezleri

- OECD / NEA Veri Bankası Nükleer Veri Servisi (Paris)
- IAEA Nükleer Veri Bölümü (NDS Viyana)
- ABD Ulusal Nükleer Veri Merkezi (BNL, Brookhaven)
- Rus Nükleer Veri Merkezi (CJD Obninsk)
- JAEA Nükleer Veri Merkezi (Tokai-mura)
- Nükleer ve Atomik Veri ve Kodlar
- TENDL-2011: TALYS Tabanlı Değerlendirilmiş Nükleer Veri Kütüphanesi

Bilgisayar Kodu Merkezleri

- OECD / NEA Veri Bankası Bilgisayar Program Hizmeti
- ORNL / RSICC - Radyasyon Güvenliği Bilgisi Hesaplama Merkezi

Nükleer Veri Programı kullanımının faydası;

- Temel bilim ve uygulamalar için gerekli desteği sağlar
- Deneysel ve değerlendirilmiş verileri arşivleyerek bilgileri korur
- En son teknoloji reaksiyon modellemesini geliştirir

Gelecekte oluşabilecek fırsatlar;

- İleri değerlendirme metodolojisi
- Yapı ve reaksiyon verilerinin birleştirilmesi
- Deneysel programı geliştirme
- Formatların modernizasyonu ve veri alımları
- CIELO: dünya çapında reaksiyon verileri dosyası (world-wide reaction data file) [78].

Değerlendirilen nükleer veri kütüphanelerini yorumlama ve işleme için en yaygın kullanılan bilgisayar kodu, NJOY'dir [79]. Değerlendirme Nükleer Veri Dosyaları (ENDF) formatındaki fizik verilerini nükleer uygulamalar için yararlı formlara dönüştürmek için tasarlanmış kapsamlı bir nükleer veri işleme sistemidir [80]. Deterministik çok gruplu ve sürekli enerji Monte Carlo yöntemlerini kullanarak parçacık taşınım kodları için özellikle kesit alanları hazırlamak için veri kullanılır. Kod ayrıca, radyasyon ısıtması ve hasar tespiti, gaz üretimi, sıvı ve katı moderatör materyallerin termal dağılımı da dahil olmak üzere, temel ENDF verilerine bazı fiziksel eklemeler yapmaktadır. NJOY, hem deneysel hem de değerlendirmeye, deney, görüntüleme ve duyarlılık çalışmalarının analizi yoluyla veri çalışmalarını desteklemek için de yararlı bir veri işleme sistemidir.

3.3. Tesir Kesiti Kütüphaneleri

Dünyadaki bağımsız laboratuvarlar, nükleer reaktör hesaplamaları için nükleer verileri, örneğin nötron kesitleri hesaplanması için hazırlanmıştır. Bu laboratuvarlar, spesifik uygulamalarına bağlı olarak malzeme, kesit tipi ve enerji aralıkları için kendi ihtiyaçlarını vurgulamıştır. Bu laboratuvarların her biri, bu verilerin saklanması ve alınması için kendi yöntemlerini geliştirmişlerdir.

Nükleer teknoloji alanında yapılan çalışmalarda tüm parametrelerin hesaplamalarında reaksiyon tesir kesiti önemlidir. Nükleer teknolojinin birçok uygulama alanında nötron reaksiyon tesir kesiti için 20 MeV üzerindeki enerji gerekmektedir. Nükleer reaksiyon tesir kesiti verileri; deneysel ölçüm, teorik hesaplama ve değerlendirilmiş nükleer veri dosyaları (ENDF) olmak üzere üç farklı yolla elde edilmektedir. Uluslararası nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesi yoktur. Ancak birkaç ülkenin geliştirdiği nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri ENDF/B, JENDL, JEFF, ROSFOND, BROND, CENDL gibi bulunmaktadır [81-85].

Uluslararası Nükleer Veri Değerlendirme İşbirliği Çalışma Grubu (WPEC) NEA'nın nükleer veri değerlendirme işbirliği faaliyetleri, ENDF (Amerika Birleşik Devletleri), JENDL (Japonya), ROSFOND / BROND (Rusya), JEFF (diğer Veri Bankası üye ülkeleri) ve CENDL (Çin) uluslararası atom enerjisi kurumu (IAEA) Nükleer Veri Bölümüyle işbirliği yapar [86].

Çalışma grubu nükleer veri değerlendirmeleri, ölçümler, nükleer model hesaplamaları, doğrulama ve ilgili konular hakkında bilgi alışverişini teşvik etmek ve katılan projeler arasında kooperatif faaliyetleri için bir çerçeve sağlamak amacıyla kurulmuştur [87].

Değerlendirilmiş tesir kesiti kütüphanelerinde, öncül nötronların enerji aralığı 10^{-10} eV' den 150 MeV' e kadar olan bölgede 98 çekirdek ve bu çekirdeklerin tüm izotopları için taşınma, ısıtma ve güvenlik uygulamalarını içermektedir. Tesir kesiti verileri 20 MeV altında ise veriler, nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanelerinden alınır. Tesir kesiti verileri 20 MeV üzerinde ise yayınlanan parçacıkların enerjileri ve açılma dağılım enerjilerinin değerlendirilmesi, mevcut deneysel verilerin analizi ve kodların yardımı ile biçimlendirilir [88].

Tesir kesiti kütüphaneleri yalnızca genel fizik verilerinin doğru olduğunu sağlamak için değil aynı zamanda genel etkinin gözlemlenmesi, daha iyi performans sağlanması ve uygulanan simülasyonun doğruluğunu sağlamak için geliştirilmiştir. Nükleer kritiklik uygulamalarının sağlanması için oldukça önem taşımaktadır. Nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanelerinin seçimi her nükleer modelleme çalışması için farklı ve önemlidir.

Modern nükleer veri değerlendirilmeleri; nükleer kritiklik güvenliği, sağlık alanlarında (radyo grafi, tıbbi fizik, proton-nötron terapi yöntemleri), kalite kontrol, gözden geçirme-denetim, radyasyondan korunma- güvenlik gibi kullanma amacından kaynaklanan veri testleri hesaplamaları için gereklidir. Tüm modern nükleer veri değerlendirme çalışmalarını birkaç ulusal ve uluslararası ajansın kontrolünde tutmak için;

- ABD ENDF/B kütüphanelerini ve ENDF formatını işleyen Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG). Brookhaven Ulusal Laboratuvarındaki Ulusal Nükleer Veri Merkezi aracılığıyla koordine edilir (Çizelge 3.1).

- JEF ve EFF Çalışma Grupları, şimdi Ortak Avrupa Dosyası'nı (JEF), Avrupa Füzyon Dosyasını (EFF) ve bunların gelecek birleşmesini yapan JEFF Çalışma Grubu olarak birleşti; JEFF. Ekonomik İşbirliği ve Kalkınma Örgütü (OECD) Nükleer Enerji Ajansı'nın (NEA) bir parçası olan NEA Veri Bankası aracılığıyla koordine edilir.

- Japon Değerlendirilmiş Nükleer Veri Kütüphanesini (JENDL) işleyen Japon Nükleer Veri Komitesi (JNDC). Japonya Atom Enerjisi Kurumu (JAEA) Nükleer Veri Merkezi aracılığıyla koordine edilir.

Bu organizasyonların her biri kendi nükleer veri kütüphanelerini yayınlamak için ortak yöntem olarak ENDF-6 formatını benimser, ancak her biri formatları kullanmak, değerlendirmeleri gözden geçirmek ve sonuçları test etmek için kendi prosedürlerini tanımlamışlardır.

3.3.1. Evaluated Nuclear Data File (ENDF/B) Veri Kütüphanesi

ENDF/B tesir kesiti kütüphanesi A.B.D.’ de geliştirilmiştir. Nükleer bilim ve uygulamalarında kullanmak için ENDF/B (Evaluated Nuclear Data File) değerlendirilmiş nükleer veri dosyası adını almıştır [89]. CSEWG (Cross Section Evaluation Working Group- Kesit Değerlendirme Çalışma grubu) 1966 yılında, değerlendirilmiş nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesi ENDF/B’ nin geliştirilmesi için oluşturulmuştur. CSEWG üyeleri sanayi, üniversite ve ulusal laboratuarlardan gelen katılımcılardan oluşturulmuştur. CSEWG; IAEA-Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı “International Atomic Energy Agency (IAEA, Vienna)” ve OECD-Nükleer Enerji Ajansı “ Nuclear Energy Agency (NEA, Paris) ile diğer tesir kesiti değerlendirme projelerinin ortak işbirliğinden faydalanmıştır [90]. İlk ENDF/B versiyonu 1968 yılından 2006 yılına kadar ENDF/B kütüphanesinin yedi farklı versiyonları yayımlanmıştır. Geniş çaplı araştırmalar ve ilaveler sonunda yeni versiyonlar yayımlanmıştır [91].

Çizelge 3.1. ENDF/B-VII.0 ve ENDF/B-VI.8 gösterilen ENDF/B-VII.1 kütüphanesinin içeriğinin karşılaştırılması [92]

No.	NSUB	ALTKÜTÜPHANE ADI	KISA ADI	VII.1	VII.0	VI.8
1	0	Fotonükleer	G	163	163	-
2	3	Foto-atomik	Foton	100	100	100
3	4	Radyoaktif bozunma	Bozunma	3817	3838	979
4	5	Kendiliğinden fisyon verimleri	s/fpy	9	9	9
5	6	Atomik reaksiyon	Ard	100	100	100
6	10	Nötron reaksiyonu	N	423	393	328
7	11	Nötron fisyon verimliliği	n/fpy	31	31	31
8	12	Termal saçılma	Tsl	21	20	15
9	19	Standartlar	Std	8	8	8
10	113	Elektro atomik	E	100	100	100
11	10010	Proton	P	48	48	35
12	10020	Döteryum	D	5	5	2
13	10030	Tritiyum	T	3	3	1
14	20030	³ He	He-3	2	2	1

MCNP ile genellikle ENDF/B Kütüphanesi kullanılmaktadır. Çalışmalarda kullanılan ENDF/B-VII.0 kütüphanesi; n, H, termal saçılma ve foto-nükleer tesir kesiti verilerini oluşturmaktadır. Çizelge 3.1.' de belirtildiği gibi ENDF/B kütüphanesi; foto-nükleer, foto-atomik, radyoaktif bozunma verileri, fisyon ürünleri, atomik reaksiyonlar, nötron reaksiyonu sayısı, termal nötronun saçılması, nötron tesir kesiti standartları, H, D, T ve He-3' ün etkileşim reaksiyonlarının alt

kütüphanelerinden oluşmaktadır. 10^{-5} eV - 20 MeV nötron enerji aralığında 393 izotopun verilerini içermektedir [93].

Nükleer veri hazırlama, deney, teori ve fenomenolojinin bulunduğu nükleer teknolojide kullanılmak üzere veri tablolarında sentezlenen bilimsel iş akışının son aşamasıdır. Bu nedenle, ENDF Projesi, Temel Bilim ve Mühendislik Uygulamalarının kesişim noktasıdır ve bilimsel ürünleri mühendislik kullanıcılarıyla birleştirerek hizmet vermektedir. ENDF kütüphanesinin ve nükleer veri topluluğunun diğer ürünlerinin uygulamaları:

- Temel Fizik

- o Teorik modellerin test edilmesi
- o Deney tasarlama
- o Deney verilerini analiz etme

- Astrofizik

- Nükleer Enerji Sistemleri

- o Reaktörler Ar-Ge
- o Yakıt çevrimi
- o Nükleer piller
- o Çalışma güvenliği
- o Radyasyon koruması
- o Atık nakliye ve dönüştürme

- Nükleer Tıp

- o Radyoizotop üretimi
- o Doz hesaplama

- o Radyoterapi
- o Teşhis
- Ulusal / Vatan Güvenliği
 - o Cihaz AR-GE
 - o Stok Kontrolü
 - o Kritik güvenlik
 - o Nükleer adli tıp
 - o Nükleer maddelerin yasadışı ticaretinin tespiti
 - o Acil müdahale
- Endüstriyel Uygulamalar
 - o Petrol kuyu kayıtları [94].

3.3.2. Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL) Veri Kütüphanesi

Japonya Atom Enerjisi Kurumu (Japanese Evaluated Nuclear Data Library = JAEA) ve Nükleer Veri Merkezi (The Nuclear Data Center =NDC) ile Japon Nükleer Veri Komitesi (Japanese Nuclear Data Committee =JNDC) işbirliği ile Japonya nükleer tesir kesiti kütüphanesi (Japanese Evaluated Nuclear Data Library=JENDL) oluşturulmuştur. JENDL kütüphanesinin amacı; Hızlı üretken reaktörleri, termik reaktörleri, füzyon nötronlarını ve kalkanlama hesaplamalarını (shielding calculations) ve diğer uygulamalar için bir Japon standart kütüphanesi oluşturmaktır.

1977 yılında ilk versiyonu JENDL-1 Japonlar ilk nükleer veri kütüphanesini değerlendirdiler. 72 izotoptan oluşan ilk seri hızlı üretken reaktörler (fast breeder reactors) için önemli verileri içermektedir. Nötron enerji aralığı 10^{-5} eV ile 15 MeV arasındadır. 1982 yılında (Mart 1984' te revize edildi) JENDL-2 değerlendirildi. Maksimum nötron enerjisi 20MeV' dir. Yapısal materyal ve ağır izotop verileri revize edilmiştir. 84 izotoptan oluşan veriler, hızlı üretken reaktörler ve koruyucu

kalkan hesaplamaları için geçerli kılınmıştır. 1985 Aralık' ta fisyon ürünü izotop verileri eklenerek izotop sayısı 181' e yükseldi. 1989 yılında JENDL-3 serisinde MeV bölgesindeki veriler değiştirilmiştir. Önemli ağır izotopların verileri değerlendirilmiş, 59 çekirdek için γ -ışınımı deneysel sonuçları verilmiştir. 1990 yılında JENDL-3.1 serisinde fisyon ürünü izotop verileri eklenerek izotop sayısı 324 oldu. 1994 yılında JENDL-3.2 serisi 340 izotop ile hızlı üretken reaktörleri (fast breeder reactors), termal reaktörler, kalkanlama, füzyon nötrolojisi vb. için geçerli kılınmıştır. 2002 yılında JENDL-3.3 337 izotop ile orta-ağır nüklidler ve aktinitler için veriler geliştirilmiş ve son versiyon 2010 yılında JENDL 4.0 serisi 406 izotop değerlendirilmiştir. İkinci nötron ve γ -ışını verileri zenginleştirilmiştir. JENDL kütüphanesi, füzyon, aktinit ve dozimetri dosyaları olmak üzere 3 alt kütüphaneden oluşturulmuştur. JENDL-4.0 kütüphanesi 10^{-5} eV ile 20 MeV nötron enerji aralığında ENDF-6 formatında 406 izotopun verilerini içermektedir. Kasım 2015' de JENDL-4.0 Yüksek Enerji Dosyası (JENDL-4.0/HE) yüksek enerjili uygulamalarla ilgili birçok çekirdek için 200 MeV' a kadar JENDL-4.0' un genişletilmiş bir sürümüdür. Aynı enerjiye kadar olana olay protonları için değerlendirilmiş kesitleri de içermektedir. Bu kütüphanede nötronlar, protonlar, döteryumlar, trityumlar, helyum-3 çekirdekleri, alfa parçacıkları ve gama ışınları için çift diferansiyel enine kesitler sağlamaktadır. Ayrıca, artık çekirdeğin üretim kesitlerini, toplam reaksiyon ve elastik saçılma kesitleri gibi temel kesitleri içermektedir. ENDF-6 formatında 406 izotopun verilerini içermektedir [95, 96].

3.3.3. Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF) Veri Kütüphanesi

Avrupa'da geliştirilen "Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF)" nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesidir. JEFF Nükleer veri kütüphanesi, nötron ve proton etkileşimi verileri, radyoaktif bozunma verileri, fisyon verimi verileri ve termal saçılma kanunu verileri gibi bir dizi farklı veri türünü içermektedir. Genel amaçlı kütüphanenin ilk sürümü JEF-2.2 1992' de yayınlanmıştır. Kütüphane 313 izotopun nötron reaksiyonu verilerinin değerlendirilmesini içermektedir. Nötron enerji aralığı 10^{-5} eV ile 20MeV' dir. ENDF-6 formatında ^1_1H ' den $^{253}_{99}\text{Es}$ ' e kadar olan element ve izotop verilerini içermektedir. JEFF-3.0 veri kütüphanesi 2002 de yayınlanmıştır, ENDF-6 formatındadır, 340 izotop için veri ve sadece 5 materyal için termal saçılma kanunu verilerini içeren genel bir kütüphanedir. Ortak Değerlendirilen Fisyon ve Füzyon Dosyası (JEFF), NEA Veri Bankasının

himayesinde koordine edilen Data Bank üye ülkelerinin uluslararası bir işbirliğiyle üretilen değerlendirilmiş bir kütüphanedir. JEFF-3.1 sürümü 2005' de güncellenmiştir, nötron reaksiyonu verileri, termal nötron yayılım yasası verileri ve taşınım hesaplamaları için olay proton verilerini ve ayrıca radyoaktif bozunma verileri, fisyon verim verilerini ve aktivasyon verilerini içeren özel amaçlı dosyaları içermektedir. JEFF-3.1, bu birleşik fisyon ve füzyon dosyasına katkıda bulunan JEFF ve EFF / EAF çalışma gruplarının çabalarını birleşimiyle oluşturulmuştur. ENDF-6 formatında, 381 nüklid için nötron verileri, 9 malzeme için ısıl saçılma verileri, 26 izotop için olay proton verilerini içermektedir. JEFF-3.1.1 nötron reaksiyon dosyası Ocak 2009'da güncellenmiştir. ^1_1H ' den $^{255}_{100}\text{Fm}$ ' e (Ocak 2009' da yayımlanan) yapılan 381 materyal için olay nötron verileri, 9 malzeme için ısıl saçılma verileri, 26 malzeme için olay proton verilerini içermektedir. JEFF-3.1.2 genel amaçlı kütüphane 2012' de güncellenmiştir, ENDF-6 ve ACE formatındadır ve 381 izotop veya ^1_1H ' den $^{255}_{100}\text{Fm}$ ' e kadar olan elementler için olay nötron verilerini içermektedir. Bu yeni sürüm, JEFF-3.1.1' den bu yana değiştirilmiş olan 115 materyal dosyasını ilgilendiren bir güncellemeden oluşmaktadır. Değişiklikler şunları içerir:

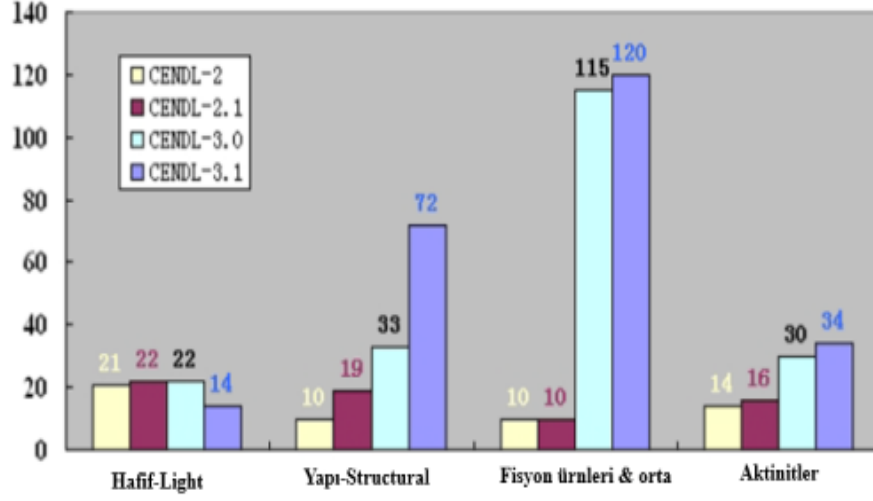
- Hf izotopları için 6 yeni değerlendirme, önceki Hf izotoplarının yerini almıştır.
- 89 fisyon ürünü (FP) değerlendirmesine nötron yakalamasından gelen gama üretim verileri (MF = 6 MT = 102) eklenmiştir. (Bu FP' nin 47' si, bu sürümde eklenen gama verileri ile ENDF-B / VII.0 değerlendirmeleri ile değiştirilmiştir.)
- JEFF-Beta geri beslemelerinden düzeltmeler yapılmış, 15 materyal dahil edilmiştir.
- NJOY kovaryans işlem problemlerini çözen küçük düzeltmeler ve JANIS uyarıları 6 dosyaya yapılmıştır.
- JEFF-3.2 genel amaçlı kütüphane 5 Mart 2014 tarihinde ENDF-6 formatında yayımlanmış ve 472 izotop, ^1_1H ' den $^{255}_{100}\text{Md}$ ' ye kadar elementler için nötron verileri içermektedir.
- Son olarak JEFF-3.3 nükleer veri kütüphanesi Kasım 2017' de resmi olarak yayınlanmıştır. Nötron verileri, çürüme verileri, çeşitli bileşiklerin yeni termal saçılma dosyaları ve fisyon verim dosyaları için kapsamlı bir güncelleme içermektedir ve diğer alt kütüphanelerine (olay protonu, alfa, gama, T, He-3 ve D)

TENDL-2017 kütüphanesi tarafından katkıda bulunulmuştur. Bu genel amaçlı kütüphane ENDF-6 ve ACE formatında, atomik yer değiştirme (radyasyon hasarı) kesitleri, alfa, gama, He3, proton, D, T, radyoaktif çürüme verileri, ısı saçılma kanunu hakkında verileri içerir. 81 materyal için atomik yer değiştirme, 562 dosya için olay nötron verilerini içerir [97-99].

3.3.4. Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL) Veri Kütüphanesi

Çin’de geliştirilen “Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL)” nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesidir. İlk sürümü 1991’ de çıkarılan Çin Değerlendirilmiş Nötron Veri Kütüphanesi 55 izotop verilerini içermektedir, 1993’ te CENDL-2.1 olarak güncellenmiştir. Kütüphane, ENDF-6 formatındadır ve 1_1H ’ den $^{249}_{98}Cf$ ’ a kadar 67 materyal için veri içermektedir. 1995’ de CENDL-2.1 olarak güncellenmiş kütüphane ENDF6 formatındadır 200 materyal için verileri içermektedir. 2009’ da güncellenmiş Çin Değerlendirilen Nükleer Veri Kütüphanesi CENDL-3.1 Çin Nükleer Veri Koordinasyon Ağı (CNDCN) ile işbirliği içinde Çin Nükleer Veri Merkezi (CNDC) tarafından nükleer verilerin son değerlendirilme ve ölçüm çalışmalarını içeren genel amaçlı veri kütüphanesidir. 240 nüklid (1H ile ^{249}Cf) için 10^{-5} eV ile 20 MeV’ a kadar nötron kaynaklı reaksiyonlar için verileri içermektedir. Bu veriler değerlendirilmiş, en yeni deneysel bilgiler toplanmış, yeni standart kesitler ve bozunma verileri kullanılarak düzeltilmiştir [100].

CENDL-3.1 İÇERİĞİ



Şekil 3.3. CENDL-3.1.' in içerdiği nüklid sayısı [41]

Şekil 3.3' de CENDL-3.1 içerdiği nüklid CENDL'in önceki versiyonlarına (CENDL-2, CENDL-2.1) kıyasla neredeyse üç kat arttığını görebiliriz. Çizelge 3.2. CENDL-3.1' de dahil olmak üzere daha detaylı nüklidleri göstermektedir ve önceki CENDL ile karşılaştırıldığında CENDL-3.1 içeriğini göstermektedir [101].

Tüm bu veriler, deneysel verilerin değerlendirilmesi ve teorik tahminlere göre elde edilmiştir. Bu kütüphanedeki en önemli nüklidlerin geçerliliği, benchmark integral deneysel testleri yapılarak doğrulanmıştır. Diğer nükleer veri kütüphaneleri (ENDF/B, JENDL, BROND, JEFF ve diğerleri) ile karşılaştırmalar yapılmıştır [102].

CENDL-3.1' den gelen verilerin güvenilirliğini test etmek için bazı hafif orta-ağır nüklidler ve aktinidler için integral testleri yapılmıştır. Kıyaslamaların hesaplanması ve analizi, Monte Carlo kod MCNP [103] ile yapılmıştır. Veri işleme, uluslararası olarak kullanılan nükleer veri işleme kod sistemi NJOY99 kullanılarak gerçekleştirilmektedir. Doğrulama sırasında, deney sonuçları ile tutarsızlıkların kaynağını belirlemek için bazı sonuçlar ENDF / B-VII, JENDL-3.3 ve JEFF-31 kütüphaneleri ile karşılaştırılır [104-106].

Çizelge 3.2. CENDL-3.1' deki nüklidler [102]

NÜKLİD	ÇEKİRDEK İÇERİĞİ (CONTENT OF NUCLEI)
Hafif Elementler	^1H , ^3He , ^6Li , ^9Be , $^{10-11}\text{B}$, ^{12}C , ^{14}N , ^{16}O , ^{19}F
Yapısal Malzemeler	^{23}Na , $^{24-26}\text{Mg}$, ^{27}Al , $^{28-30}\text{Si}$, ^{31}P , ^0S , ^0Cl , ^0K , ^0Ca , $^{46-50}\text{Ti}$, ^0V , $^{50,52-54}\text{Cr}$, ^{55}Mn , $^{54,56-58}\text{Fe}$, ^{59}Co , $^{58,60-62,64}\text{Ni}$, $^{0,63,65}\text{Cu}$, ^0Zn , ^0Ge , $^{90-92,94,96}\text{Zr}$, $^{92,94-98,100}\text{Mo}$, $^{0,107,109}\text{Ag}$, ^0Cd , ^0Sn , $^{174,176-180}\text{Hf}$, ^{181}Ta , ^0W , ^{197}Au , ^0Hg , ^0Tl , $^{204,206-208}\text{Pb}$, ^{209}Bi
Fisyon Ürünleri ve Orta Elementler	$^{69,71}\text{Ga}$, $^{70-78}\text{Ge}$, $^{75,77,79}\text{As}$, $^{83-86}\text{Kr}$, $^{85,87}\text{Rb}$, $^{88-90}\text{Sr}$, $^{89,91}\text{Y}$, $^{93,95}\text{Zr}$, $^{93,95}\text{Nb}$, ^{99}Tc , $^{99-105}\text{Ru}$, $^{103,105}\text{Rh}$, $^{105,108}\text{Pd}$, ^{113}Cd , $^{113,115}\text{In}$, $^{112,114-120,122,124}\text{Sn}$, $^{121,123,125}\text{Sb}$, ^{130}Te , $^{127,129,135}\text{I}$, $^{123,124,129,131,132,134-136}\text{Xe}$, $^{133-135,137}\text{Cs}$, $^{130,132,134-138}\text{Ba}$, ^{139}La , $^{136,138,140-142,144}\text{Ce}$, ^{141}Pr , $^{142-148,150}\text{Nd}$, $^{147,148,149}\text{Pm}$, $^{144,147-152,154}\text{Sm}$, $^{151,153-155}\text{Eu}$, $^{152,154-158,160}\text{Gd}$, ^{164}Dy
Aktinitler	^{232}Th , $^{232-241}\text{U}$, $^{236-239}\text{Np}$, $^{236-246}\text{Pu}$, $^{240-244,242\text{m}}\text{Am}$, ^{249}Bk , ^{249}Cf

3.3.5. Russian File of Evaluated Neutron Data (ROSFOND) Veri Kütüphanesi

Rusya Atom Enerjisi Kurumu tarafından geliştirilen BROND ve ROSFOND veri kütüphanesinin amacı; Hızlı üretken reaktörleri, termik reaktörler, füzyon nötronlarını ve kalkanlama hesaplamaları (shielding calculations) ve diğer uygulamalar için bir Rus standart kütüphanesi sağlamaktadır. **BROND-2.2** 1992’ de yayınlanan ve 1993 yılında güncellenen nötron veri kütüphanesi, ENDF-6 formatındadır ve 1_1H ile $^{244}_{96}Cm$ arasındaki 121 materyal için veri içerir. **BROND-3.1** Rus nötron veri kütüphanesi Mayıs 2016’ da değerlendirdi. Kütüphane ENDF-6 formatındadır ve hidrojenden kürümya izotoplar için 372 dosya ve nötron enerjisi termalden 20 MeV’ a kadar değişen nötron enerjisi verilerini içermektedir. BROND-3.1’ in yeni sürümü oluşturulurken BROND-3 ve ROSFOND-2010 dosyaları temel dosyalar olarak kullanılmıştır. Verilerin karşılaştırılması, deneysel verilerin aynı veri tabanının analizine dayandığından kütüphaneler tarafından önerilen kesitlerin birbirine yakın olduğu gözlemlenir. Verilerdeki bazı farklılıklar, nükleer reaksiyonların kanallarını temsil etmenin farklı yolları ve nükleer reaksiyonların ürünlerinin diferansiyel özelliklerini temsil etme yolları nedeniyle ortaya çıkmaktadır. Reaktörlerin çalışması için önemli olan tüm materyallerde, gama ışını ile ilgili verilere eşlik eden nötron reaksiyon verileri dahil edilmiştir. Bununla birlikte, tüm izotoplar için gama ışını verileri mevcut değildir. Tüm BROND-3.1 dosyaları standart CHECKER ve FIZCON programları tarafından uluslararası ENDF-6 formatına uyumu ve değerlendirilen verilerin fiziksel tutarlılığı açısından kontrol edilmiştir [107, 108].

ROSFOND-2010, 2010 yılında yayınlanan Rusya Değerlendirilmiş Nötron Verileri Dosyasıdır. ROSFOND-2010 veri kütüphanesi ENDF-6 formatında oluşturulmuştur ve 1_1H ile $^{257}_{100}Fm$ arasındaki 686 materyal için veri içerir. Tüm izotoplar, minör aktinitler, temel yakıt ve ham maddeler, nükleer de biriken fisyon ürünleri için tüm nötron verilerini içerir. Enerji aralığı $10^{-5}eV$ ’ den 20 MeV’ e kadardır. Buna ek olarak kütüphane yavaş nötronların saçılma yasalarına ilişkin 20 dosya içerir. Verilerin analizi ve seçilmesiyle ilgili tüm çalışmalar, ROSFOND nötron veri kütüphanesinde toplanan her bir nüklid için MAT malzeme numarası, kesit verileri, ikincil nötronların P-açısal enerji dağılımları, nötron reaksiyonlarında

yayınlanan fotonlar üzerine verilerin güvenilirliği farklı ülkelerde yürütülen değerlendirmelerle doğrulanmıştır [109].

SSCB' nin nükleer verilere yönelik faaliyetleri nötron verisinin dünya kataloğu için Rusya'daki mikroskopik nötron verisinin ölçümleri, hesaplamaları ve değerlendirilmesi hakkındaki bilgilerin toplanması CINDA;

- EXFOR' un dünya kütüphanesi için, SSCB ve CMEA ülkelerinde ölçülen, sayısal deneysel nötron verisinin derlenmesi;
- Çeşitli uygulamalar için nükleer verilere duyulan ihtiyacın belirlenmesi;
- Ulusal ve uluslararası veri kütüphaneleri için nükleer verilerin değerlendirilmesinin organizasyonu;
- Verilerin oluşturulması, doğrulanması, düzeltilmesi, alınması ve alınması, dönüşümü ve grafik gösterimini sağlayan uygulanmış matematiksel yazılımın geliştirilmesi ve işletilmesi;
- Rus kurum ve kuruluşlarına nükleer veri sağlanması;
- Dış merkezler ve IAEA ile veri karşılaştırması ve değerlendirmesi [110].

4. HESAPLAMALAR

Bu çalışmada, füzyon-fisyon reaktörü olan APEX hibrit teknolojisi kullanılarak yeni bir reaktör modeli tasarlanmıştır. Şekil 4.1' den de görüldüğü gibi tasarlanan APEX hibrit modeli torus şeklindedir. Torusun büyük yarıçapı 552 cm' dir. Çalışmada kullanılan hibrit reaktör tasarımının bölgeleri, yarıçapı ve kalınlıkları Şekil 4.2' de gösterildiği gibi torus iki kısımda incelenmektedir. İç kısım, torusun merkezinden plazmaya kadarki kısmı göstermektedir. Dış kısım plazma merkezinden reaktörün dışına kadar olan bölgeyi göstermektedir. Bu tasarımda kullanılan yapı malzemeleri bölgelere göre şöyle sıralanır;

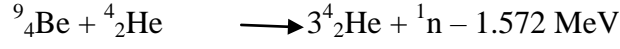
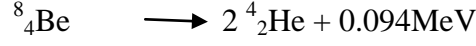
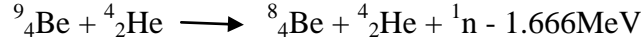
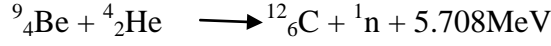
- Torusun merkezinde plazma bulunmaktadır ve plazmada D-T yakıtı kullanılarak füzyon reaksiyonu meydana gelmektedir. 230 cm çapa sahip olan plazma manyetik alanla sınırlandırılmıştır.

- 1. Bölge: (Gap) Boşluk bölgesi olarak tanımlanmıştır. Plazma ile ilk sıvı duvar arasındaki bölgedir. Boşluğun çapı, iç ve dış bölgelerde eşit olup 28 cm kalınlığa sahiptir. Boşluk plazmanın ilk sıvı duvarla temasını önleyerek plazmanın kirlenmesini önlemekte ayrıca plazmanın yüksek sıcaklığından ilk duvarın daha az etkilenmesini sağlamaktadır.

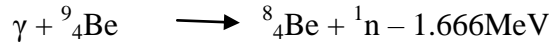
- 2. Bölge: İlk Sıvı Duvar bölgesi olarak tanımlanmıştır. Boşlukla kalın sıvı duvar arasında bulunmaktadır. Hızlı akan bu sıvı duvar, iç ve dış kısımlarda 2 cm kalınlıkta çapa sahiptir. Bu bölgenin amacı; plazmadan açığa çıkan yüklü parçacıkları hapsetmek, trityum üretimini sağlamak, plazma etrafını sardığından dolayı yüksek enerjili nötronları tutmaktır. Plazmanın etrafında füzyon reaksiyonu sonucunda oluşan 14,1 MeV' luk yüksek enerjili nötronlara maruz kaldığından, en çok hasarın meydana geldiği bölgedir. Ancak bölgenin sıvı duvar olması ve duvarın kendini sürekli tekrarlayabilmesi her an yeni bir duvara imkânı sağlamaktadır. Böylelikle duvarda oluşacak olan radyasyon hasarı önemli ölçüde azaltılmış olacaktır.

- İlk (ince) sıvı duvar ve ikinci (kalın) sıvı duvar arasında 3 cm kalınlığında katı Be (berilyum) duvarı bulunmaktadır. Be iyi bir nötron çoğaltıcı olarak kullanılmaktadır.

$^9\text{Be} (\alpha, n)$ reaksiyonu



$^9\text{Be} (\gamma, n)^8\text{Be}$ reaksiyonu



$^9\text{Be} (\alpha, n)^{12}\text{C}$ reaksiyonu



- 3. Bölge: İkinci Sıvı Duvar bölgesi olarak tanımlanmıştır. Birinci sıvı duvarın hemen arkasındaki akış hızı yavaş olan sıvı duvardır. İç ve dış kısımlardaki kalınlığı 50 cm' lik çapa sahip olacak şekilde kullanılmaktadır. Bu duvarın amacı; plazmadan açığa çıkan ve birinci sıvı duvarın yakalayamadığı hızlı nötronları soğurarak yapı malzemesinde oluşabilecek radyasyon hasarını azaltmak ve nötronlardan dolayı oluşacak radyasyon enerjisini hapsederek ısı enerjisine çevirmektir.

- 4. Bölge: Çelik bölgesi olarak tanımlanmıştır. İkinci sıvı duvarın hemen arkasında bulunan yapısal malzemelerden oluşmaktadır. İç ve dış kısımlarda 4 cm çapa sahiptir, zırhla ikinci sıvı duvar arasında bulunmaktadır. Bölge %100 çelik olup içerisinde farklı yüzdelere sahip V, Cr, Ti elementleri bulunmaktadır. Bu bölge, ikinci sıvı duvardan kaçan nötronlara maruz kalmaktadır.

- 5. Bölge: Zırh (koruyucu) bölge olarak tanımlanmaktadır. Çelik duvarın arkasındaki bu koruyucu bölgenin çapı iç kısımda 49 cm ve dış kısımda 50 cm' dir. Bölgenin %60' ı yapısal malzemeden ve %40' ı soğutucudan oluşmaktadır. Yapı malzemesi içerisinde farklı yüzdelere sahip ^6Li , ^7Li , ^{232}Th , ^{19}F , ^{243}Am , ^{16}O , $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ soğutucu sıvısı, C, Cr, Ti elementleri bulunmaktadır. Zırh, ikinci sıvı duvarı geçen yüksek enerjili nötronların reaktörün daha da dışına ilerlemelerini ve reaktöre zarar vermelerini engellemek için tasarlanmıştır.

- 6. Bölge: Boşluk bölgesi olarak tanımlanmaktadır. Zırh bölgesinin hemen arkasında iç kısımda 5 cm, dış kısımda 34 cm çapa sahiptir, zırhta biriken füzyon enerjisini konveksiyon yoluyla reaktörün dış kısımlarına geçmesini önleyerek yalıtım görevi yapmaktadır.

- 7. Bölge: Çelik (SS316LN) bölgesi olarak tanımlanmaktadır. Boşluktan sonra bulunur, iç ve dış kısımlarda çapı 2 cm' dir, %100 SS316LN olup içeriğinde farklı yüzdelere sahip Fe, Cr, ⁵⁵Mn, Si, Ni, Mo, ⁹³Nb, ⁵⁹Co, Cu elementleri bulunmaktadır. Füzyon için gerekli olan düşük basıncı sağlaması için bu alan tasarlanmıştır.

- 8. Bölge: Vakum Odası (Vakum Vessel) bölgesi olarak tanımlanmıştır. İç bölgede 16 cm, dış bölgede 26 cm kalınlığına sahip olan bölgedir. Bölgenin %80' i SS316LN çeliğinden ve %20' si H₂O içerdiği kabul edilmektedir. Bölgede farklı yüzdelik oranlarda Fe, Cr, ⁵⁵Mn, Si, Ni, Mo, ⁹³Nb, ⁵⁹Co, Cu, H, O atomları bulunmaktadır.

- 9. Bölge: Çelik (SS316LN) bölgesi olarak tanımlanmaktadır. Vakum odasından sonra, iç ve dış kısımlarda kalınlığı 2 cm olan bölgedir ve bu bölgedeki yapı malzemeleri 7. bölgede olduğu gibi sıralanmaktadır.

Tasarlanmış olan APEX hibrit reaktör modelindeki bölgelerde bulunan malzemeler, izotoplar ve izotopların bulunma oranları, bölgelerin sahip olduğu kütle ve atom yoğunlukları Çizelge 4.1' de gösterilmektedir. Çalışmada enerji taşıyıcı sıvı olarak Li₁₇Pb₈₃ kullanılmıştır. Bu sıvı tabakası, yapı malzemelerinde oluşabilecek hasar oranını (radyasyon ve aktivasyon gibi) önemli ölçüde azaltmaktadır. Şekil 2.9 'de Li₁₇Pb₈₃ sıvı metali için sıcaklık akış şeması verilmiştir. Daha önce yaptığımız çalışmalarda CmO₂ ve AmO₂ minör aktinit oksitler ile ThF₄ ağır metali APEX üzerindeki etkisi araştırılmıştır. Bunun için sıvı duvarlarda ve kalkan bölgesinde %20 oranında ThF₄ ağır metali, %79,9 oranında Li₁₇Pb₈₃ sıvı metali ve %0,1 oranında CmO₂' li veya AmO₂' li karışımından oluşan akışkan kullanılarak APEX hibrit reaktörü tasarımı yapıp tesir kesiti kütüphanelerine göre nötronik sonuçlar incelenmiştir. Çalışmamızda, ThF₄ ağır metali için hesaplanan nötronik sonuçlar tablo halinde Çizelge 4.2-4.3' de gösterilmiştir. Çizelge 4.2-4.3' den de görüldüğü gibi nötronik sonuçların CmO₂ karışımli akışkanın AmO₂ karışımli akışkana göre daha yüksek olduğu hesaplanmıştır. Tüm hesaplamalardan seçilen ağır metal, sıvı

metal ve minör aktinit oranlarında M (Multiplication Factor = Enerji Çoğaltma Faktörü), fisil yakıt üretimi, depolanan ısı enerjisinin arttığı, trityum üretimi için $TBR > 1,1$ değerinin sağlandığı gözlemlenmiştir. Konuyla ilgili olarak yaptığımız başka bir çalışmada, yine minör aktinitler ile ThF_4 ağır metalinin ve sıvı metalin APEX üzerindeki etkisi araştırılmıştır. Bu çalışmada, radyasyon hasarı için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, zırh bölgelerinde %20 oranında ThF_4 ağır metali, %79,9 oranında $Li_{17}Pb_{83}$ eriyik metali ve % 0,1 oranında CmO_2 veya AmO_2 karışımından oluşan akışkanlar kullanılarak APEX hibrit reaktörü tasarımı yapıp, nötronik sonuçlar farklı kütüphanelere göre incelenmiştir. Çalışmada sıvı duvarda bulunan ağır metaller ve minör aktinite göre ikinci sıvı duvar ve yapısal malzeme olan çelikteki ortalama nötron akı değişimleri ile yapısal malzemedeki DPA oranları incelenmiştir. Nötronik sonuçların CmO_2 karışımlı akışkanın AmO_2 karışımlı akışkana göre daha yüksek sonuçlar verdiği gözlemlenmiştir. APEX için yapılan çalışmalarda, ikinci sıvı duvar kalınlığı 50 cm olarak önerilmiştir [41, 43, 50-54]. Ancak yaptığımız çalışmalardan sonra APEX hibrit reaktör tasarımı için AmO_2 katkılı sıvının ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, kalkan bölgelerinde $Li_{17}Pb_{83}$ sıvı metaliyle birlikte %20 oranında ThF_4 ağır metalinin APEX üzerinde etkili olduğunu gördük ve bu sonuçları bu çalışmada kullandık. Bu çalışmada 2 cm kalınlığında ilk sıvı duvar, 50 cm kalınlığında ikinci sıvı duvar ve ilgili bölgelerde %20 ThF_4 ağır metali, %79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ sıvı metali ve %0,1 AmO_2 karışımından oluşan akışkan, ilk sıvı duvar ile ikinci sıvı duvar arasına 3 cm kalınlığında Be duvarı kullanılarak APEX hibrit reaktörü tasarımı yapılmıştır. Çalışmadaki amacımız, tasarladığımız APEX hibrit reaktörü modelinde 5 farklı kütüphanenin kullanılması ile hesapladığımız nötronik sonuçları karşılaştırmaktır. Tasarımda ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.0, JENDL-4.0, ROSFOND-2010 ve CENDL-3.1 nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri için reaktörün ilgili bölgelerinde ve bu bölgelerdeki elementler için nötron akısı, fisyon enerjisi, fisyon reaksiyon sayısı, trityum üretimi oranları, enerji çoğaltma faktörü, ısı enerjisi, (n,γ) reaksiyon sayısı, fisil yakıt üretimi, H üretimi, D üretimi, T üretimi, 3He üretimi, He üretimi ve DPA hesaplanmıştır. Çalışmada ilk sıvı duvardaki nötron duvar yükünün $10 MW/m^2$ ve reaktör füzyon gücünün 4 GW olduğu kabul edilmiştir. Üç boyutlu tasarımın nükleonik hesaplamaları NJOY99 ve MCNPX-2.7.0 Monte Carlo kodu kullanılmıştır. Yapılan tasarımda, reaktörün bütün bölgelerinde toplam 19 element kullanılmış ve 46 izotop üzerinden hesaplama yapılmıştır. Bu elementlerin nükleer reaksiyon tesir kesitleri

ilgili kütüphaneler için <http://t2.lanl.gov> ve <https://www.nndc.bnl.gov/> adreslerinden indirilmiştir. Kullanılan bazı elementlerin doğal hallerinin tesir kesitleri ilgili kütüphanede bulunmadığında, elementlerin doğal halini oluşturan izotoplarının tesir kesitleri kullanılmıştır. Her kütüphanedeki elementlerin nükleer reaksiyon tesir kesitleri NJOY99' da, elementler için hazırlanan inputta (uygun sıcaklık ve hata payları dikkate alınarak) kullanılmıştır. Hazırlanan input çalıştırılıp sonuçlar ACE dosyası olarak MCNPX-2.7.0' a aktarılmıştır. MCNPX-2.7.0' da ilgili kütüphanedeki elementlere göre hazırlanan input XS- dosyaları kullanılmıştır. MCNPX-2.7.0 ve NJOY99 kodlarını kullanarak yaptığımız hesaplamada sıcaklık 300 °K' de yani $2,5852 \cdot 10^{-8}$ MeV' deki enerji için yapılmıştır. Hesaplamalar sonucunda hata payının düşük olabilmesi için Monte Carlo metodunda 5 farklı kütüphane için hazırladığımız 5 input için oluşturduğumuz hesaplanma süresi 180 dakika belirlenmiştir. MCNPX-2.7.0' da bu süre içinde izlenen parçacık sayısı ENDF/B-VIII.0' da 286872, JEFF-3.2' da 40548, JENDL-4.0' te 1129577, ROSFOND-2010' da 310552, CENDL-3.1' de 349344' dir.

4.1. Akı Hesabı

Birim yüzeyden geçen parçacık sayısının birim zamana oranı **akı**' yı vermektedir. D-T birleşmesi sonucunda oluşan 14,1 MeV' lik enerjiye sahip hızlı nötronlar öncelikle plazmaya yakın olan ilk sıvı duvarla temas ederek reaksiyon vermektedir. Plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinde soğrulma, inelastik saçılma, (n,2n) ve fisyon reaksiyonlarının etkisi ile nötron akısı en yoğun halde olur. Şekil 4.2' te, yapılan çalışmada kullanılan kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında sıvı duvarlarda, çelik ve kalkan bölgelerinde radyal olarak nötron akı değişimi gösterilmiştir. Şekil 4.3' ten, nötron akısının plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı gözlemlenmiştir. Şekil 4.3' te reaktörün iç ve dış kısımlarında nötron akı değişiminin kullanılan kütüphaneler için hemen hemen birbirlerine yakın olduğu gösterilmiştir. Şekil 4.4' da, kütüphanelere göre reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama nötron akısının nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. $1 \cdot 10^{-10}$ -20 MeV enerji aralığında yapılan çalışmada nötron akısının ilk ve ikinci sıvı duvarlarda, çelik bölgesinde yaklaşık $1 \cdot 10^{-7}$ -20 MeV enerji aralığında, zırh bölgesinde $1 \cdot 10^{-8}$ -20 MeV enerji aralığında, reaktörün diğer bölgelerinde ise $1 \cdot 10^{-10}$ -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Şekil 4.4' dan nötron akısının, reaktörün ilk dört bölgesinde yüksek

olduđu ancak, plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı gözlemlenmiştir.

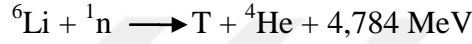
4.2. Filyon Enerjisi ve Filyon Reaksiyonu Sayısı

Füzyon reaksiyonu sonucunda oluşan 14,1 MeV' lik enerjiye sahip hızlı nötronlar ilk olarak plazmaya yakın olan sıvı duvarla reaksiyona girer. Bölgedeki akışkanı oluşturan $Li_{17}Pb_{83}$ sıvı metali ile ThF_4 ve AmO_2 ağır metalindeki thoryum ve amerisyumun filyon reaksiyonu gerçekleştirebilmesi için plazmadan çıkan hızlı nötronlarla reaksiyona girmesi gerekmektedir. ThF_4 ve AmO_2 ağır metalleri bulunduğu ilgili bölgelerde filyon reaksiyonu gözlenmektedir.

Şekil 4.5' de, yapılan çalışmada kullanılan kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında ilk ve ikinci sıvı duvarlarda, çelik ve kalkan bölgelerinde radyal olarak kaynak nötron başına birim kütlede hesaplanan filyon enerjisi değişimi gösterilmiştir. Nötron akısı plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için toryumun ve amerisyumun bulunduğu bölgelerde filyon enerjisi değeri de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermektedir. Toryumun ve amerisyumun bulunmadığı çelik bölgesinde filyon reaksiyonu gerçekleşmediğinden filyon enerjisinin oluşmadığı görülmüştür. Şekil 4.5' de reaktörün iç ve dış kısımlarında filyon enerji değişiminin kullanılan kütüphaneler için hemen hemen birbirlerine yakın olduğu görülmektedir. Şekil 4.6' da, kütüphanelere göre reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimdeki ortalama filyon enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi incelenmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında yapılan çalışmada filyon enerjisinin toryumun bulunduğu ilk ve ikinci sıvı duvarlarda yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında, zırh bölgesinde 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında olduğu, reaktörün diğer bölgelerinde ise toryum bulunmadığı için filyon enerjisinin olmadığı görülmüştür. Toryum ve Amerisyumun bulunduğu bölgelerde filyon reaksiyonu sonucunda filyon enerjisinin olduğu görülmüştür. Nötron akısı plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için filyon enerjisi değeri de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir.

4.3. Trityum Üretim Oranı (Tritium Breeding Rate (TBR))

TBR-Trityum üretiminin oranı, plazmadaki trityumun yanma miktarının oranıyla sistemin ürettiği trityum oranı olarak tanımlanmaktadır. Ancak D-T yakıtı kullanan reaktör kendi trityumunu üretmeli, dolayısıyla böyle bir reaktörde trityumun kendi kendine yetebilmesi için üretilen trityumun TBR' ye eşit ya da büyük olması gerekmektedir. Bundan dolayı D-T yakıtı kullanan reaktörlerde TBR>1,1 olmalıdır [40-57, 61-65]. Trityum üretiminde reaktörde lityum içeren bölgedeki doğal Li atomunun izotopları olan ${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ görev almaktadır[48, 50, 62, 64]. Lityum izotoplarının nötronlarla gösterdiği reaksiyonlar sonucunda üretilen Trityum nükleer reaksiyonları aşağıdaki denklemlerde gösterilmiştir.



Çalışmamızda trityum üretiminin gerçekleşebilmesi için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve kalkan bölgelerinde lityum içeren LiPb sıvı metali kullanılmıştır. Naturel lityumda ${}^6\text{Li}$ izotopu %7,56 oranında, ${}^7\text{Li}$ izotopu %92,44 oranında bulunmaktadır. Önceden yapılan çalışmalarda ${}^6\text{Li}$ zenginliğinin değişimine bağlı olarak ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde kaynak nötron başına üretilen toplam TBR değeri hesaplanmış [26, 43-46, 50-52]. ${}^6\text{Li}$ zenginliğinin artması ile TBR' nin azaldığı, doğal lityum (${}^6\text{Li}$:%7,56) kullanıldığında ise TBR' nin maksimum olduğu görülmüştür. ${}^6\text{Li}$ zenginliğinin artması ${}^7\text{Li}$ oranının azalmasına neden olmaktadır. Plazmada oluşan hızlı nötronlar ilk olarak lityum içerikli sıvı duvar ile reaksiyon vermektedir. Termal nötronlarla ${}^6\text{Li}$, hızlı nötronlarla ${}^7\text{Li}$ nin reaksiyon verdiği bilinmektedir. Bundan dolayı plazmada oluşan hızlı nötronlar, lityumlu bölgedeki ${}^7\text{Li}$ ile reaksiyon vermektedir. Ancak ${}^6\text{Li}$ zenginliğinin artması ile ${}^7\text{Li}$ oranı azaldığı için ${}^7\text{Li}$ ile oluşan nötron akısı azalır dolayısıyla trityum üretiminde azalma gözlenir. Bu sonuçlardan, ${}^6\text{Li}$ zenginliği ile TBR' nin azaldığı görülür.

Tasarladığımız APEX hibrit reaktöründe soğutucu sıvı olarak kullanılan $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ sıvı metalindeki lityum için yapılan bu çalışmada, TBR>1,1 ise trityumun kendi kendine yeterliliği sağlandığından $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ ' de yer alan lityumu doğal lityum olarak kullandık. Çalışmada, doğal lityum içeren $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ sıvı metalinin bulunduğu sıvı duvarlarda ve kalkan bölgelerinde TBR değeri hesaplanmıştır. Çizelge 4.2' de

çalışmada kullanılan kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve kalkan bölgelerinde hesaplanan toplam TBR değeri gösterilmektedir. Buna göre, tasarlanan modelin, reaktörün ilgili bölgelerinde hesaplanan $TBR > 1,1$ şartının kullanılan kütüphanelerde sağlandığı görülmüştür. TBR değerinin, ENDF/B-VIII.0 ve JENDL-4.0 kütüphanelerinin kullanımı ile hesaplanan 1,79608 - 1,79941 sonuçları ile birbirlerine yakın çıktığı, JEFF-3.2 1,47311, ROSFOND-2010 1,83292 ve CENDL-3.1. 0,873047 gibi kütüphanelerinin diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve küçük çıktığı, özellikle CENDL-3.1.' nin 1,15 değeriyle en küçük TBR değerini aldığı görülmüştür. Şekil 4.7' de TBR' nin kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Şekil 4.7' den de görüldüğü gibi, TBR için en büyük katkı Li izotoplarından, Pb ve F' den gelmiştir. Nötron akısının plazmadan sonra gelen ilk sıvı duvarda fazla olmasından dolayı, yine bu bölgede TBR değerinin en büyük olması beklendi. Ancak ikinci sıvı duvarın 50 cm kalınlığında olması ile TBR değeri, 2 cm kalınlığındaki ilk sıvı duvarda oluşan TBR değerinden yaklaşık 12 kat daha büyük olmasını sağlamıştır. Plazmadan çok daha uzakta bulunan zırh bölgesinde nötron akısı daha az olduğundan bu bölgedeki TBR değeri diğer bölgelere göre çok daha küçük çıkmıştır. Özellikle ikinci sıvı duvar bölgesine göre zırh bölgesindeki TBR değeri yaklaşık 50 kat daha küçük çıkmıştır. Sadece ikinci sıvı duvarda, CENDL-3.1 kütüphanesi hariç, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.2, JENDL-4.0, ROSFOND-2010 kütüphanelerinin kullanımı ile reaktörde trityum üretim şartı olan $TBR > 1,1$ değeri sağlanmaktadır. Yani bu bölge, tasarladığımız APEX hibrit reaktör modelinde trityum ihtiyacı karşılanmaktadır. TBR değerine $Li_{17}Pb_{83}$ ' deki 6Li , 7Li , Pb elementlerinden katkı sağlanmıştır. Pb elementinin inelastik saçılmaya uğrayıp nötronun sahip olduğu enerjisi aktarması, ayrıca iyi bir nötron çoğaltıcısı olması ve iyi bir nötron çoğaltıcısı olan Be atomunun (n,2n) reaksiyonunu gerçekleştirmesi TBR üzerinde etkilidir. Lityum içeren ve TBR için dikkate alınan ilgili bölgelerdeki toplam TBR değerleri kullanılan 5 kütüphane için de Cendl-3.1 hariç $TBR > 1,1$ şartını sağlamıştır.

4.4. Enerji Çoğaltma Faktörü (Energy Multiplication Factor (M))

Enerji çoğaltma faktörü (M) sistemdeki toplam depolanma enerjisinin, nötron kinetik enerjisine oranı olarak tanımlanmaktadır. D-T yakıtı kullanılan reaktörlerde üretilen enerji, plazma tarafından üretilen enerjiden yüksek olmalıdır. M değeri yüksek olursa yüksek termal güç elde edilebilmektedir. Bu sebeple D-T yakıtı

kullanılan reaktörlerde $M > 1,2$ olmalıdır [34, 49, 52, 57, 60, 62, 73, 78]. M için hesaplama şöyledir;

$$M = 1 + \frac{(\text{İlk sıvı duvar} + \text{İkinci sıvı duvar} + \text{Zırh bölgelerindeki ısı enerjisi})}{14,1 \text{ MeV}}$$

Çalışmada, ThF_4 ve AmO_2 ağır metalleri ile $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ sıvı metali karışımının bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve kalkan bölgelerinde M değerleri hesaplanmıştır. Çizelge 4.2' de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için ilgili bölgelerde toplam M değerinin hesapları gösterilmektedir. Buna göre, tasarlanan modelin, reaktörün ilgili bölgelerinde hesaplanan yüksek termal gücün sağlanması için gereken $M > 1,2$ şartının kullanılan kütüphaneler için sağlandığı görülmüştür. M değerinin ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.2, JENDL-4.0, CENDL-3.1 ve ROSFOND-2010 kütüphanelerinin kullanımı ile hesaplanan 1,49-1,57 sonuçları ile birbirlerine yakın çıktığını gördük. JEFF-3.2 kütüphanesinin diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve 1,49 değeriyle en küçük M değerini aldığı görülmüştür. Tüm kütüphanelerde reaktörde termal gücün sağlanması için gerekli olan şart ($M > 1,2$) sağlanmıştır. Şekil 4.8'de izotoplara göre enerji üretimini göstermektedir. ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$ Pb, Th, ${}^{243}\text{Am}$ enerji üretiminde yüksek enerji sağlamıştır. Yani seçilen akışkanlar, tasarladığımız APEX hibrit reaktöründe gereken enerji ihtiyacını karşılayabilmektedir. Akışkanın bulunduğu ve M için dikkate alınan ilk ilgili bölgelerdeki toplam M değeri kullanılan 5 kütüphane için de $M > 1,2$ şartını sağlamaktadır.

4.5. Isı Enerjisi (Heating)

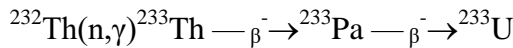
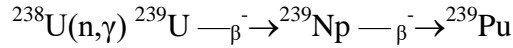
Isı enerjisinde enerji çoğaltma faktörüne (M) benzemektedir. Çalışmada, ThF_4 ve AmO_2 ağır metalleri ile $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ sıvı metalinin karışımının bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde ısı enerjisi hesaplanmıştır. Bu bölgelerde ısı enerjisinin oluşmasında, plazmada oluşan reaksiyonlar ve fisyon reaksiyonlarının gerçekleşmesi etkilidir. Hesaplamalarda ısı enerjisi W/cm^3 cinsinden ifade edilmektedir. Çizelge 4.2' de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için ilgili bölgelerde hesaplanan toplam ısı enerjisinin değerleri gösterilmektedir. Isı enerjisinin; ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.2, JENDL-4.0, CENDL-3.1 ve ROSFOND-2010 kütüphanelerinin kullanımı ile hesaplanan 91,7788-109,983 sonuçları aralığında birbirlerine yakın çıktığı görülmüştür. Ancak JEFF-3.2 kütüphanesinin diğer

kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve 91,7788 değeriyle en küçük ısı enerjisi değerini aldığı görülmüştür. Soğutucu sıvı olarak kullanılan $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ sıvı metallindeki ${}^6\text{Li}$ 'nin nötronu soğurması, ${}^7\text{Li}$, Pb ve F atomları nötronun inelastik saçılma yapmasını sağlayarak nötron enerjisini değiştirmesi, Be ve Pb atomlarının nötron çoğaltıcısı olarak kullanılması ayrıca ThF_4 ve AmO_2 ağır metallerinin fisyon reaksiyonunu gerçekleştirmesi ısı enerjisinin oluşmasında önemli bir etkiye sahiptir. Buna göre plazmadan sonra gelen ilk sıvı duvar bölgesinde soğrulma, inelastik saçılma, (n,2n) ve fisyon reaksiyonlarının etkisi ile nötron akısının fazla olmasından dolayı bu bölgede ısı enerjisi değeri en büyük değer almaktadır. Plazmadan çok daha uzakta bulunan zırh bölgesinde nötron akısı daha az olacağından bu bölgedeki ısı enerjisi değeri diğer bölgelere göre çok daha küçük çıkması beklenmektedir.

Şekil 4.9' da, yapılan çalışmada kullanılan kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında sıvı duvarlarda, çelik ve kalkan bölgelerinde radyal olarak kaynak nötronu başına birim kütlede hesaplanan depolanan enerji değişimi gösterilmiştir. Şekil 4.10'da depolanan enerji değişimi sırasıyla depolanan nötron enerji değişimi, depolanan foton enerji değişimi ve depolanan toplam enerji değişimidir. Nötron akısı plazmaya en yakın ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için Şekil 4.9. ve Şekil 4.10'da depolanan nötron, foton ve toplam enerji değişimleri de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermektedir. Şekil 4.9-4.10' da reaktörün içindeki ve dışındaki bölgelerde depolanan enerji değişimlerinin kullanılan kütüphaneler için hemen hemen birbirlerine yakın olduğu görülmektedir. Akışkanın bulunduğu ilgili bölgelerde meydana gelen soğrulma, inelastik saçılma, (n,2n) ve fisyon reaksiyonlarının etkisi ile nötron akısının fazla olmasından dolayı, bu bölgelerde depolanan enerjinin diğer bölgelere göre daha büyük olduğu görülmektedir. Ancak nötron akısı plazmadan uzaklaştıkça azaldığından Şekil 4.9-4.10' da reaktörün dışına doğru sıralanan bölgelerde depolanan enerji değerinin de azaldığı görülmektedir. Şekil 4.11' den izotoplardan oluşan ortalama depolanan foton enerjisinin reaktörün bütün bölgelerinde yaklaşık 1.10^{-6} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Seçilen sıvıda depolanan enerji 1.10^{-6} -100 MeV aralığındayken, seçilen yapısal malzemede yaklaşık 1.10^{-6} - 1.10^{-3} MeV aralığında olduğu görülmüştür.

4.6. Fisil Yakıt Üretimi

Hibrit reaktörde enerji üretimi kadar fisil yakıt üretimi de önemlidir. Fisil çekirdekler, düşük enerjili nötronlar ile fisyon reaksiyonu veren ağır çekirdeklere denir. Bunlar ^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu ' dur, bunlar günümüzde nükleer santrallerde kullanılmaktadırlar. Fertil çekirdekler, düşük enerjili nötronlar ile fisyon reaksiyonu veren maddelere dönüşebilen çekirdeklere denir. Bunların yanı sıra ^{232}Th ve ^{238}U da nükleer yakıt elemanları içinde sayılmaktadırlar. Doğada bulunan ^{232}Th ve ^{238}U izotopları hızlı ve üretken reaktörlerde doğrudan yakıt olarak kullanılabilirler. Ancak ^{232}Th ve ^{238}U elementleri hızlı nötronlarla fisyon reaksiyonu gösterdiğinden bu izotoplar termal nükleer reaktörlerde kullanılamamaktadır. ^{232}Th ve ^{238}U ' un hızlı nötronlarla fisyon reaksiyonu sonucunda üretilen ^{235}U , ^{233}U ve ^{239}Pu izotopları bütün enerjilerdeki nötronlarla fisyon reaksiyonu yapabilmektedir. Reaktörü çalıştıran yakıt olan uranyum; nükleer reaktörlere yüklendiği zaman ^{235}U izotopu, termal nötronlarla fisyon reaksiyonu yaparak enerji üretir ve yeni fisyon nötronları oluşturmakta görev alır. Fakat ^{235}U yakıtı doğada çok az bir oranda bulunduğundan dolayı fisyon reaktörlerinde doğal uranyumun sadece %1' lik bölümü kullanılmaktadır. Doğadaki bulunma oranı yüksek olan ^{238}U izotopu (n, γ) reaksiyonu sonucunda, ^{239}Pu ' a dönüşmektedir. ^{233}U ve ^{239}Pu izotoplarının üretimi şöyledir:



^{232}Th ve ^{238}U reaksiyonlar sonucunda γ ve β ışınları yayarak ^{233}U ve ^{239}Pu fisil yakıtları ortaya çıkmaktadır. Buna göre, ^{233}U ve ^{239}Pu fisil yakıtlarının elde edildikleri ana hammadde fertil yakıtlardır [50, 62-66].

Çalışmamızda fisil yakıt üretiminin sağlanması için ^{232}Th fertili ve ^{243}Am minör aktinidi kullanılmıştır. Fisil yakıt üretimi için $^{232}\text{Th}(n,\gamma)^{233}\text{U}$ reaksiyonu gerçekleştirilmelidir. Çizelge 4.2' de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için fisil yakıt üretiminin sağlandığı ve ^{232}Th fertili bulduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde hesaplanan fisil yakıt üretiminin sonuçları gösterilmektedir. Fisil yakıt üretiminin ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.2, JENDL-4.0, ROSFOND-2010 ve CENDL-3.1 kütüphanelerinin kullanımı ile 1 yılda hesaplanan 1300-1510 kg ^{233}U fisil yakıt üretimi sonuçları ile birbirlerine yakın çıktığı görülmüştür. JENDL-4.0

kütüphanesi 1510 kg deęeri ile en büyük deęeri gösterirken, ENDF/B-VIII.0 ve ROSFOND-2010 1480 kg deęeri ile aynı deęerleri göstermiştir. JEFF-3.2 dięer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve 1 yılda 1300 kg ²³³U fisil yakıt üretimi sonucu ile en küçük deęeri aldığı görülmüştür. Çizelge 4.2' de kullanılan kütüphanelere göre 1 yılda oluşan ²³³U fisil yakıtının ilgili bölgelerdeki üretim sonuçları gösterilmiştir.

4.7. Radyasyon Hasarı

Bir katıya sürekli yüksek enerji uygulanması ya da maddenin sürekli yüksek ısıya maruz kalması, katının örgü yapısının bozulmasına yani radyasyon hasarı denilen etkinin oluşmasına neden olmaktadır. Plazmada D-T reaksiyonu sonucunda oluşan 14,1 MeV' lik yüksek enerjili nötronlar, özellikle plazma yakınındaki duvarlarda radyasyon hasarına neden olup, bu durum reaktörün ömrünün azalmasına neden olmaktadır. Bundan dolayı, radyasyon hasarını en aza indirmek için APEX reaktöründe, plazmaya yakın duvar olarak sıvı duvarlar tercih edilmiştir. Yüklü parçacıklar birinci sıvı duvarda hapsedilir. Hemen arkasındaki ikinci sıvı duvar ise, yapısal malzemede oluşabilecek radyasyonun hasarını azaltıp nötronlardan dolayı açığa çıkan radyasyon enerjisinin hapsedilerek ısı enerjisine çevirmekte görev alır. Yapısal malzemelerde radyasyon hasarını ve aktivasyonu azaltmak, sıvı duvarın özellikle kalın sıvı duvarın önemli avantajları arasındadır. Yapısal malzemede hesaplanan radyasyon hasarı parametreleri; proton, döteryum, trityum, He-3, He-4 üretim oranları ve DPA deęeridir. Hidrojenin izotopları olan H, D ve T yapı malzemesinde birikmez ve dışarı yayılmaktadır, He-3 ve He-4 gazları yapı malzemesinde birikerek radyasyon hasarının oluşumuna neden olmaktadır [20, 41, 43, 47, 50-57, 61-62]. Radyasyon hasarının parametrelerinin hesaplanmasında 30 tam güç yılı (Full Power Year = FPY) üzerinden çalışılmıştır.

4.7.1. Proton Üretimi

Çizelge 4.2' de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan proton üretimi oranı gösterilmiştir. Yapısal malzemedeki proton üretimi deęerinin JEFF-3.2 ve CENDL-3.1 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan deęerler 26,1-26,5 sonuçlarıyla birbirlerine yakın çıktığı, JENDL-4.0' da kütüphanesinin dięer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve 0,39 gibi küçük bir deęer çıktığı, özellikle ROSFOND-2010

kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 40,7 sonucuyla en büyük proton üretimi değerini aldığı görülmüştür. Çizelge 4.2' den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan proton üretiminde en büyük değer ROSFOND-2010 kütüphanesinin kullanımı ile sağlandığı görülmektedir. Şekil 4.12' te, proton üretiminin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Şekil 4.12' te, yapısal malzemede proton üretiminde en büyük değer doğal Vanadyum izotoplarından geldiği, en küçük değer doğal kromdan geldiği görülmüştür. Şekil 4.13' de, tüm kütüphaneler için reaktörün ilgili bölgelerinde 30 yılda hesaplanmış değerleri MeV değerinde göstermektedir. Kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama proton üretiminin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV nötron enerji aralığında yapılan çalışmada proton üretiminin ilk ve ikinci sıvı duvarlarda yaklaşık 4-20 MeV enerji aralığında, çelik bölgesinde yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında, zırh bölgesinde 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında, reaktörün diğer bölgelerinde ise yaklaşık 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Şekil 4.14' de 30 yıldaki ortama proton üretiminin yapısal malzemede oluşturduğu her 1 cm' deki radyal enerji değişimi hakkında bilgi vermektedir. Nötron akısı, plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için proton üretimi de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir.

4.7.2. Döteryum Üretimi

Çizelge 4.2' de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan döteryum üretimi oranı gösterilmiştir. Yapısal malzemedeki döteryum üretimi değerinin ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.2, CENDL-3.1 ve ROSFOND-2010 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 1,98-10,8 çıkmıştır. JEFF-3.2 kütüphanesinin değerleri diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve 10,8 gibi büyük bir değer çıktığı gözlemlenmiştir. Özellikle JENDL-4.0, kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesap sıfır çıkmıştır, nedeni ilgili kütüphanede döteryum izotopunun bulunmamasıdır. Çizelge 4.2' den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan döteryum üretiminde en büyük değer JEFF-3.2 kütüphanesinin kullanımı ile sağlandığı görülmektedir. Şekil 4.15' te, döteryum üretiminin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Şekil 4.15' ten,

yapısal malzemede döteryum üretiminde en büyük değerin doğal vanatyum izotoplarından geldiği, en küçük değerin doğal kromdan geldiği görülmüştür. Şekil 4.15' ten, yapısal malzemede krom izotoplarının JENDL-4.0 ve CENDL-3.1 kütüphanesinden, titanyum ve vanadyum izotoplarına JENDL-4.0 kütüphanesinin kullanımı ile döteryum üretimine katkı sağlamadıkları görülmüştür, nedeni o izotopun ilgili kütüphanede bulunmamasıdır. Şekil 4.16' de, tüm kütüphaneler için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama döteryum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. 1.10^{-3} -20 MeV nötron enerji aralığında yapılan çalışmada döteryum üretiminin yapısal malzemedeki değişimi şekildeki gibidir, reaktörün merkezinden uzaklaştıkça nötron akısı azalmaktadır. Şekil 4.17' de reaktörün 30 yıldaki çalışması sonucunda yapısal malzemede oluşan radyasyon hasarının her 1 cm' deki değişimi hakkında bilgi vermektedir. Nötron akısı, plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesine yakın yapısal malzemenin her bir cm' sinde radyasyon hasarının azaldığı gözlemlenmiştir.

4.7.3. Tritiyum Üretimi

Çizelge 4.2' de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan trityum üretimi oranı gösterilmiştir. Yapısal malzemedeki trityum üretimi değerinin ENDF/B-VIII.0, JENDL-4.0, JEFF-3.2, ROSFOND-2010 ve CENDL-3.1 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 0,0279-4,15 aralığında sonuçlar gözlemlendi. JENDL-4.0 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan izotoplar için trityum üretiminde katkı sağlayamadığı gözlemlenmiştir, nedeni trityum izotopunun ilgili kütüphanede bulunmamasıdır. JEFF-3.2 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 4,15 sonucuyla en büyük trityum üretimi değerini aldığı görülmüştür. Çizelge 4.2' den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan trityum üretiminde en küçük değerin CENDL-3.1 kütüphanesinin kullanımı ile $2,79.10^{-2}$ değerini aldığı görülmektedir. Şekil 4.18' da, trityum üretiminin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Şekil 4.18' dan, yapısal malzemede trityum üretiminde en büyük değerin vanadyum izotoplarından geldiği, en küçük değerin kromdan geldiği görülmüştür. Buna göre yapısal malzemede trityum üretiminde vanadyumdan titanyum ve kromdan daha iyi olduğunu göstermektedir. Şekil 4.18' den yapısal malzemede titanyum, krom ve vanadyum izotoplarının ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.2, JENDL-4.0, CENDL-3.1 ve ROSFOND-

2010 kütüphanelerinin kullanımı ile krom izotoplarının ENDF/B-VIII.0, JENDL-4.0 ve CENDL-3.1 kütüphanelerinin kullanımı ile titanyum izotoplarının JENDL-4.0 kütüphanesinin kullanımı ile vanatyum izotoplarının JENDL-4.0 kütüphanelerinin kullanımı ile trityum üretimine katkı sağlamadıkları görülmüştür, nedeni ilgili izotopun kütüphanede bulunmamasıdır. Şekil 4.19' de tüm kütüphaneler için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV nötron enerji aralığında yapılan çalışmada trityum üretiminin JEFF-3.2 kütüphanesinde daha yüksek enerji aralığında olduğu görülmüştür. Reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama trityumun üretimi Lityumun bulunduğu diğer bölgelere göre fazla olduğu ve trityum üretiminin düşük enerjilerde de elde edildiği görülmüştür. Nötron akısı, plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için trityum üretimi de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir. Şekil 4.20' de, tüm kütüphaneler için yapısal malzeme üzerinde kaynak nötronu başına birim yüzeyde 30 yıldaki ortalama trityum üretiminin her 1 cm' deki değişim incelenmiştir. Plazmadan uzaklaştıkça trityum üretiminde radyal olarak azalma gözlemlenmiştir. Trityum üretimi JEFF-3.2 değerlendirilmiş nükleer kütüphanesinde yüksek çıkarken, JENDL-4.0 değerlendirilmiş kütüphanesinde ilgili izotop bulunmadığından trityum üretimini radyal hesaplamasında katkı sağlayamamıştır.

4.7.4. He-3 Üretimi

Çizelge 4.2' de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan He-3 üretimi oranı gösterilmiştir. Yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan He-3 üretimi değerinin ENDF/B-VIII.0 ile ROSFOND-2010 ve CENDL-3.1 ile JEFF-3.2, kütüphanelerinin sonuçlarının birbirlerine yakın değerler çıktığı görülmüştür. JENDL-4.0 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan He-3 üretimine katkı sağlayamamıştır, nedeni ^3He izotopunun değerleri ilgili kütüphanede bulunmamasıdır. ROSFOND-2010, $2,90.10^{-6}$ sonucuyla en küçük He-3 üretimi değerini aldığı görülmüştür. Çizelge 4.2' den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan He-3 üretiminde en büyük değeri JEFF-3.2 kütüphanesinin kullanımı sonucunda $3,06.10^{-5}$ değerini alarak sağlamıştır. Şekil 4.21' da, He-3 üretiminin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Şekil

4.21' dan, yapısal malzemede He-3 üretiminde en büyük değerin titanyum ve krom izotoplarından geldiği, en küçük değerin vanadyumdan geldiği görülmüştür. Şekil 4.21' dan, yapısal malzemede titanyum, krom ve vanadyum izotoplarının ENDF/B-VIII.0, JENDL-4.0, JEFF-3.2, ROSFOND-2010 ve CENDL-3.1 kütüphanelerinin kullanımı ile yapısal malzemede radyasyon hasar parametresi olan He-3 üretimi incelenmektedir. Krom izotoplarının ENDF/B-VIII.0, JENDL-4.0 ve CENDL-3.1 kütüphanelerinin kullanımı ile titanyum izotoplarının JENDL-4.0 kütüphanelerinin kullanımı ile vanadyum izotopunun JENDL-4.0, JEFF-3.2 ve ROSFOND-2010 kütüphanelerinde ilgili izotop değeri mevcut olmadığından ile He-3 üretimine katkı sağlamadıkları görülmüştür. Şekil 4.22' de, tüm kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama He-3 üretiminin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. Yapılan çalışmada He-3 üretimi 1.10^{-15} - 1.10^{-4} MeV nötron enerji aralığında incelenmiştir. Şekil 4.23' de tüm kütüphaneler için yapısal malzeme üzerinde kaynak nötronu başına birim yüzeyde 30 yıldaki ortalama He-3 üretiminin her 1 cm' deki değişim incelenmiştir. Yapısal malzemede oluşan radyasyon hasar parametresi olan He-3 üretiminin plazmadan uzaklaştıkça nötron akısı azaldığından her cm' de radyal azalımı gözlenmiştir. JENDL-4.0 değerlendirilmiş kütüphanesinde ilgili izotop değeri bulunmadığından hesaplamada katkı sağlayamamıştır.

4.7.5. He-4 Üretimi

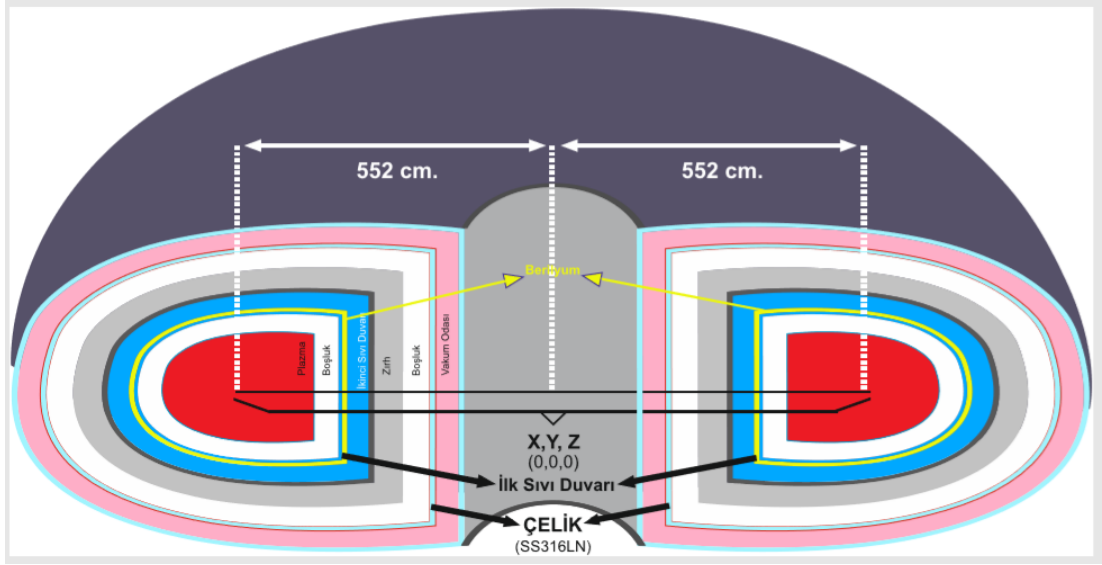
Çizelge 4.2' de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan He-4 üretimi oranı gösterilmiştir. Yapısal malzemede He-4 üretimi değerinin ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.2, ROSFOND-2010 ve CENDL-3.1 kütüphanelerinin kullanımı ile hesaplanan 7,04-8,05 sonuçlarıyla birbirlerine yakın çıktığı gözlenmiştir. JENDL-4.0 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan değer $4,30.10^{-3}$ sonucuyla küçük çıkmıştır. Çizelge 4.2' den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan He-4 üretiminde en büyük değer 8,05 ile ROSFOND-2010 kütüphanesinin kullanımı ile sağlanmıştır. Şekil 4.24' de, He-4 üretiminin yapısal malzeme ve bu bölgede kullanılan izotoplara göre kütüphanelerdeki hesaplanan sonuçlar gösterilmiştir. Tüm değerlendirilmiş kütüphaneler hesaplamada katkı sağlamıştır. Şekil 4.24' den, yapısal malzemede He-4 üretiminde en büyük değerin vanadyum izotopundan geldiği, en küçük değerin krom izotopundan geldiği görülmüştür. Buna göre JENDL-4.0' ın 30 yılda

hesaplanan He-4 değeri diğer kütüphanelere göre düşük çıkmıştır. Şekil 4.24' den, yapısal malzemede JENDL-4.0 kütüphanesi hariç tüm değerlendirilmiş nükleer veri kütüphanelerinin kullanımı He-4 üretimine katkı sağladığı görülmüştür. Şekil 4.25' de, tüm kütüphaneler için reaktörün yapısal malzeme bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama He-4 üretiminin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. Yapılan çalışmada He-4 üretimi 1.10^{-15} - 1.10^{-4} MeV nötron enerji aralığında incelenmiştir. Şekil 4.26' de tüm kütüphaneler için yapısal malzeme üzerinde kaynak nötronu başına birim yüzeyde 30 yıldaki ortalama He-4 üretiminin her 1 cm'deki radyasyon hasarı enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. Yapısal malzemede oluşan radyasyon hasar parametresi olan He-4 üretiminin plazmadan uzaklaştıkça nötron akısı azaldığından her cm' de radyal azalımı gözlenmiştir.

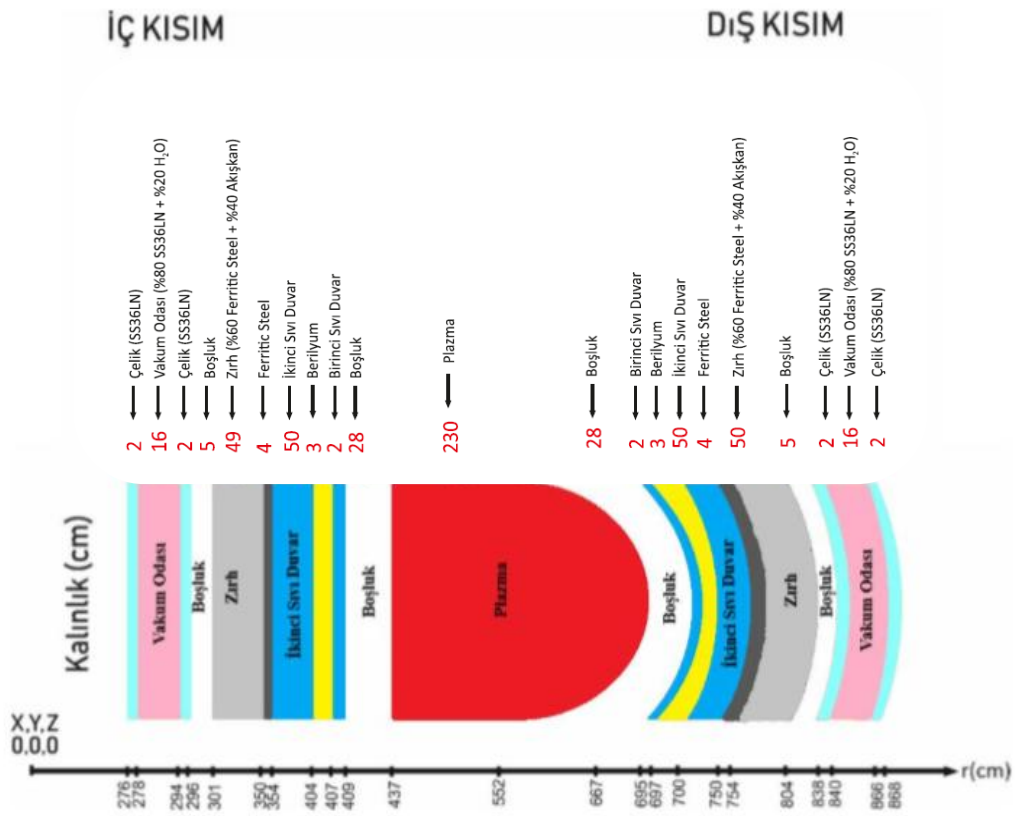
4.7.6. DPA (Displacement Per Atom)

Nükleer reaktörde kullanılan yapısal malzemenin örgü yapısının bozulması için yüksek enerjili nötronların çarpması ya da çok yüksek ısıya ihtiyaç vardır. Yüksek enerjili nötronların yapısal malzemeye çarpması sonucunda, malzemenin örgü yapısındaki atomların yer değiştirmesine neden olur. DPA, yapısal malzeme için önemli bir radyasyon hasar parametresidir, reaktör ömrünün azalmasının nedenlerinden biridir. Sıvı duvarlardaki yüksek enerjili nötronlar yavaşlatılır ve nükleer reaksiyonlarla soğurulursa yapısal malzemedeki DPA etkisi azaltılmış olur. Sıvı duvarlardaki $Li_{17}Pb_{83}$ oluşturan; Pb elementi (n,2n) reaksiyonu veren iyi bir nötron çoğaltıcısıdır. (n,2n) reaksiyonu ile nötronlar çoğalırken aynı zamanda enerjileri yavaşlatılır. Li elementi 6Li ve 7Li den oluşup 6Li nötronlarla soğurulma, 7Li nötronlarla inelastik saçılma yaparak hem yüksek hem de düşük enerjili nötronlar için iyi bir yavaşlatıcı kaynak olarak kullanılmaktadır. Ağır metal olan ${}^{232}Th$ fertili plazmadan çıkan yüksek enerjili nötronlarla reaksiyona girerek fisyon yapabilen ${}^{233}U$ fisil atomuna dönüşmektedir. Gerçekleşen bu reaksiyonlar reaktör ömrünün azalmasına ve yapısal malzemenin bozulmasına neden olmaktadır. Bundan dolayı DPA' nın etkisinin azalması için sıvı duvarlardaki yüksek enerjili nötronların yavaşlatılması ve soğurulması gerekmektedir [20, 41, 43, 47, 50-57, 61-62]. Çizelge 4.2' de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede hesaplanan DPA değeri gösterilmiştir. Yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan DPA değerinin ENDF/B-VIII.0, JENDL-4.0, JEFF-3.2, ROSFOND-2010 ve CENDL-3.1 kütüphanelerinin kullanımı ile $6,60.10^{-3}$ - $7,94.10^{-3}$ aralığında oluşan sonuçlarla

birbirlerine yakın çıktığı gözlenmiştir. En küçük DPA değerini JEFF-3.2 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan $6,6.10^{-3}$ sonucuyla aldığı görülmüştür. Çizelge 4.2' den, radyasyon hasarı olan DPA' nın en az olması istendiğinden dolayı, yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan DPA' nın en büyük değeri ENDF/B-VIII.0 kütüphanesinin kullanımı ile $7,94.10^{-3}$ değeri ile katkı sağlandığı gözlenmiştir. Şekil 4.27' de, DPA değerinin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Şekil 4.27' den, yapısal malzemede DPA' ya en büyük katkının vanadyum izotopundan geldiği, en küçük katkının kromdan geldiği görülmüştür. Enerji aralığı 1.10^{-5} - 0,01 olarak seçilen, rektörün 30 yılda çalışması ile hesaplanan DPA değerlerine, kullanılan tüm kütüphaneler katkı sağlamıştır. Şekil 4.28' de, tüm kütüphaneler için reaktörün yapısal malzeme bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama DPA üretiminin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. Şekil 4.29' te, yapısal malzemede tüm değerlendirilmiş nükleer veri kütüphanelerinin kullanımı ile DPA üretimine katkı sağladığı görülmüştür. Şekil 4.29' te, tüm kütüphaneler için reaktörün yapısal malzeme bölgelerinde kaynak nötronu başına birim yüzeyde 30 yıldaki ortalama DPA üretiminin her 1 cm'deki radyasyon hasarı enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. Yapısal malzemede oluşan radyasyon hasar parametresi olan He-4 üretiminin plazmadan uzaklaştıkça nötron akısı azaldığından her cm' de radyal azalımı gözlenmiştir. Reaktörün merkezinde akışkanın bulunduğu ilgili bölgelerde meydana gelen reaksiyonların etkisi ile radyasyon hasarı olan ortalama DPA'nın diğer bölgelere göre fazladır. Nötron akısı, plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için DPA değeri de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir. Plazmaya yakın olan yapısal malzemenin ilk 1 cm de ölçülen radyasyon hasarı dış bölgeye doğru gittikçe radyal bir azalımın olduğu gözlemlenmektedir.



Şekil 4.1. APEX hibrit modeli



Şekil 4.2. Hesaplama için kullanılan APEX hibrit reaktör bölge yarıçap ve kalınlıkları

Çizelge 4.1. Çalışmadaki APEX reaktör tasarımında kullanılan reaktörün bölgeleri, bölgelerde kullanılan malzemeler, bölgelerin içerdiği izotoplar ve izotopların bulunma oranları, bölgelerin kütleli ve atomik yoğunlukları

Reaktörün bölgeleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% izotop	Kütleli yoğunluk(g/cm ³)	Atomik yoğunluk (atom/barn.cm)
1. Bölge	Boşluk				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar (%79,9 Li₁₇Pb₈₃ + %20 ThF₄+ 0,1 AmO₂)	Li-6 Li-7 Pb-204 Pb-206 Pb-207 Pb-208 Th-232 F-19 Am-243 O-16	1,018725 12,56427 0,9417014 15,9956604 14,6759521 34,70368661 4 16 0,03333 0,06666	2,42809	3,685964601.10 ⁻²
Berilyum Bölgesi	%100 Be	Be	1	1,690	0,123577
4-44. Bölge	Çelik Duvar (%100 F.S)	V-23 Cr-24 Ti-22	0,042473 0,039111 0,918406	6,05000	7.164505.10 ⁻²
5-55. Bölge	Zırh (%60 F.S. + %40 (%79,9 Li₁₇Pb₈₃ + %20 ThF₄+ 0,1 AmO₂))	Li-6 Li-7 Pb-204 Pb-206 Pb-207 Pb-208 Th-232 F-19 Am-243 O-16 V-23 Cr-24 Ti-22	0,40749 5,02571 0,37668056 6,39826416 5,87038084 13,88147444 1,6 6,4 0,0133332 0,266664 0,254838 0,0234666 0,05510436	2,982809	5,773070782.10 ⁻²

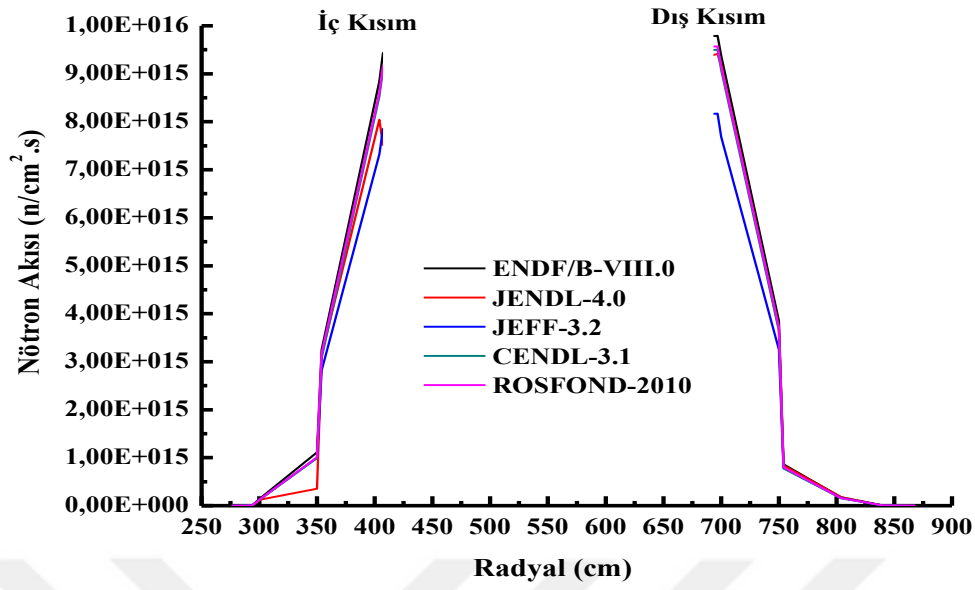
7-9-77-99. Bölge	Çelik (%100 SS316LN)	Fe Cr Mn-55 Si Ni Mo Nb-93 Co-59 Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025012 0,001501 0,002501 0,002524	8,01773	8.543573.10 ⁻²
8-88. Bölge	Vakum Odası (%80 SS316LN + %20 H2O)	H-1 O-16 Fe Cr Mn-55 Si Ni Mo Nb-93 Co-59 Cu	0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,096044 0,020009 0,001201 0,002001 0,002019	5,28204	9.122959.10 ⁻²

Çizelge 4.2. (%79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + 0,1 AmO_2) ThF_4 karışımli akışkanın kullanılması ile elde edilen nötronik sonuçlar

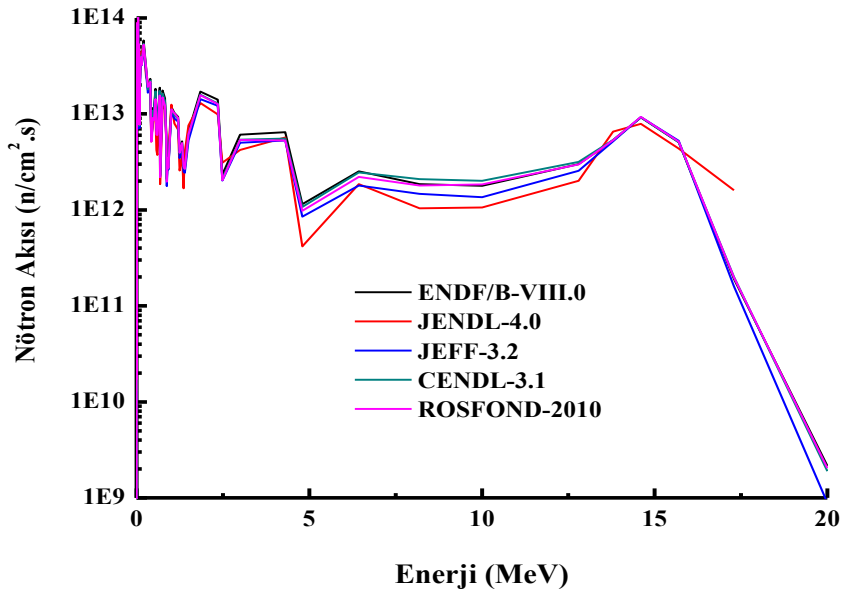
	ENDF/B-VIII.0	JENDL-4.0	JEFF-3.2	CENDL-3.1	ROSFOND-2010
TBR	1,79608	1,79941	1,47311	$8,73047 \cdot 10^{-1}$	1,83292
M	1,55	1,56	1,49	1,57	1,55
Isı Enerjisi (W/cm³)	$1,05444 \cdot 10^2$	$1,07861 \cdot 10^2$	$9,17788 \cdot 10^1$	$1,09983 \cdot 10^2$	$1,07387 \cdot 10^2$
Fisil Yakıt Üretimi (kg/yıl)	$1,48 \cdot 10^4$	$1,51 \cdot 10^4$	$1,30 \cdot 10^4$	$1,36 \cdot 10^4$	$1,48 \cdot 10^4$
Proton Üretimi (appm/30FPY)	$3,73 \cdot 10^1$	$3,90 \cdot 10^1$	$2,61 \cdot 10^1$	$2,65 \cdot 10^1$	$4,07 \cdot 10^1$
Döteryum Üretimi (appm/30FPY)	2,09	0	1,08	2,20	1,98
Tritiyum Üretimi (appm/30FPY)	$5,05 \cdot 10^{-2}$	0	4,15	$2,79 \cdot 10^{-2}$	$4,29 \cdot 10^{-1}$
He-3 Üretimi (appm/30FPY)	$3,42 \cdot 10^{-6}$	0	$3,47 \cdot 10^{-5}$	$3,06 \cdot 10^{-5}$	$2,9 \cdot 10^{-6}$
He-4 Üretimi (appm/30FPY)	7,04	$4,30 \cdot 10^{-3}$	8,03	7,43	8,05
DPA (30FPY)	$7,94 \cdot 10^{-3}$	$6,92 \cdot 10^{-3}$	$6,60 \cdot 10^{-3}$	$6,92 \cdot 10^{-3}$	$6,61 \cdot 10^{-3}$
Fisyon Reaksiyonları	$1,29911 \cdot 10^{-2}$	$1,14132 \cdot 10^{-2}$	$1,29398 \cdot 10^{-3}$	$1,28162 \cdot 10^{-2}$	$1,23951 \cdot 10^{-2}$

Çizelge 4.3. (%79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + 0,1 CmO_2) ThF_4 karışımli akışkanın kullanılması ile elde edilen nötronik sonuçlar

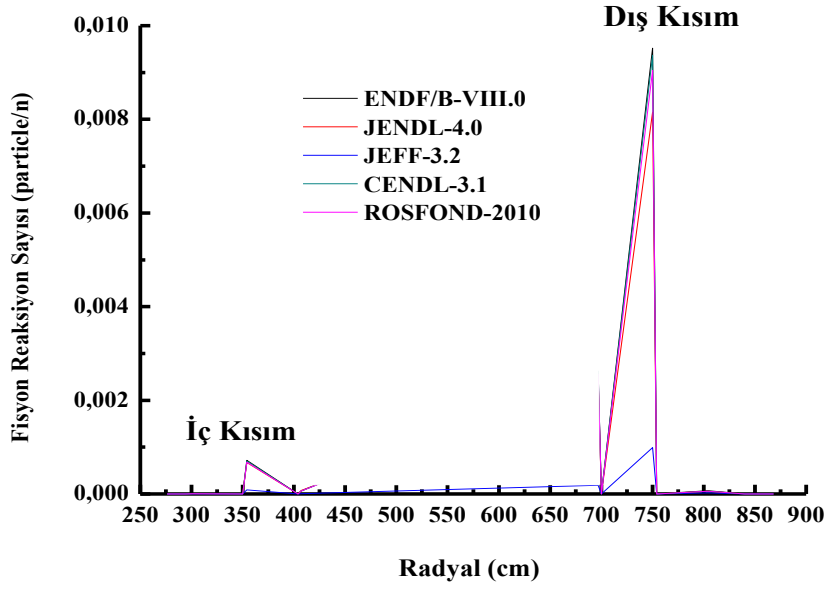
	ENDF/B-VIII.0	JENDL-4.0	JEFF-3.2	CENDL-3.1	ROSFOND-2010
TBR	1,88108	1,94795	1,53355	$9,09581 \cdot 10^{-1}$	1,90802
M	1,58	1,59	1,49	1,58	1,57
Isı Enerjisi (W/cm³)	$1,09518 \cdot 10^{+2}$	$1,16911 \cdot 10^{+2}$	$9,15639 \cdot 10^{+1}$	$1,08854 \cdot 10^{+2}$	$1,10281 \cdot 10^{+2}$
Fisil Yakıt Üretimi (kg/yıl)	$1,5 \cdot 10^{+4}$	$1,54 \cdot 10^{+4}$	$1,32 \cdot 10^{+4}$	$1,39 \cdot 10^{+4}$	$1,5 \cdot 10^{+4}$
Proton Üretimi (appm/30FPY)	$3,53 \cdot 10^{+1}$	$6,48 \cdot 10^{-1}$	$2,61 \cdot 10^{+1}$	$2,66 \cdot 10^{+1}$	3,93
Döteryum Üretimi (appm/30FPY)	2,03	0	$1,08 \cdot 10^{+1}$	2,22	1,88
Tritiyum Üretimi (appm/30FPY)	$5,09 \cdot 10^{-2}$	0	4,15	2,83	$4,09 \cdot 10^{-1}$
He-3 Üretimi (appm/30FPY)	$3,16 \cdot 10^{-6}$	0	$3,47 \cdot 10^{-5}$	$3,12 \cdot 10^{-5}$	$2,44 \cdot 10^{-6}$
He-4 Üretimi (appm/30FPY)	6,73	$4,42 \cdot 10^{-3}$	8,03	7,50	7,79
DPA (30FPY)	$7,83 \cdot 10^{-3}$	$6,98 \cdot 10^{-3}$	$6,65 \cdot 10^{-3}$	$6,94 \cdot 10^{-3}$	$6,65 \cdot 10^{-3}$
Fisyon Reaksiyonları	$1,38106 \cdot 10^{-2}$	$1,21445 \cdot 10^{-2}$	0	$1,32061 \cdot 10^{-2}$	$1,32165 \cdot 10^{-2}$



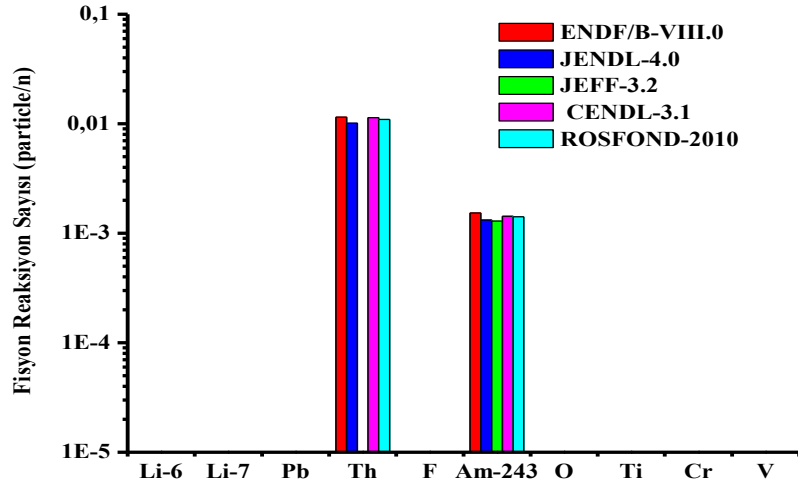
Şekil 4.3. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımı akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde radyal olarak nötron akı değişimi



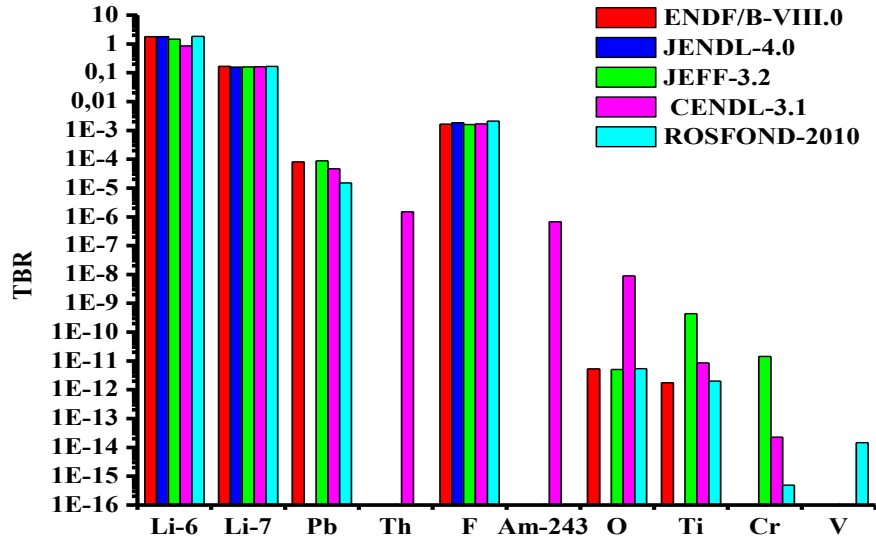
Şekil 4.4. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımı akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama nötron akısının nötron enerjisine göre değişimi



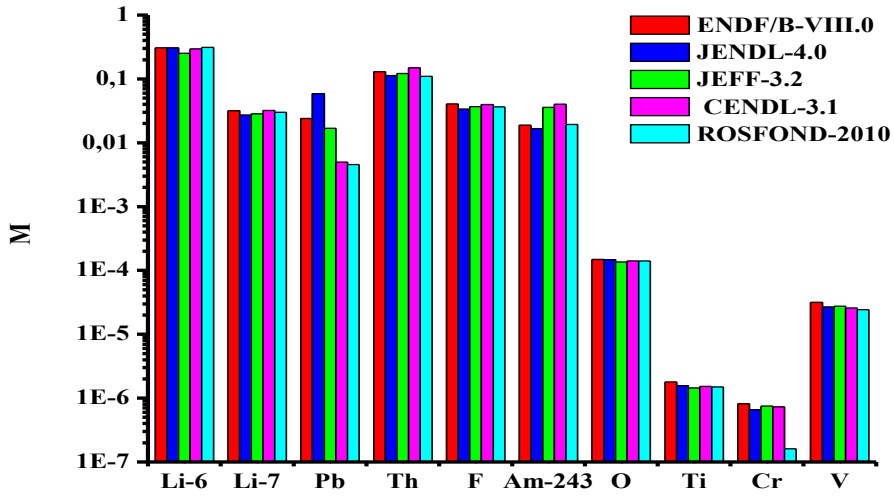
Şekil 4.5. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde radyal olarak kaynak nötron başına birim küttele hesaplanan fisyon reaksiyon sayısı



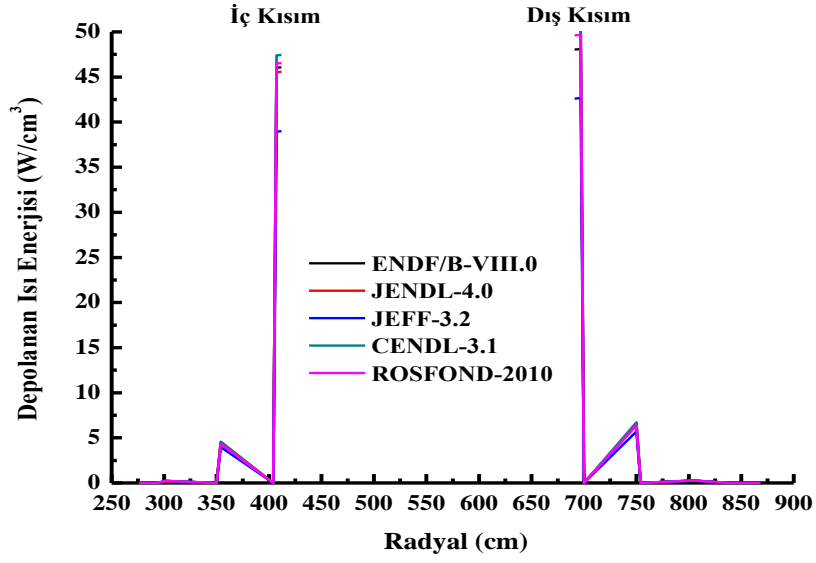
Şekil 4.6. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktör yakıtında kullanılan fertil malzeme için kaynak nötronu başına birim kütledeki ortalama fisyon reaksiyon sayısı



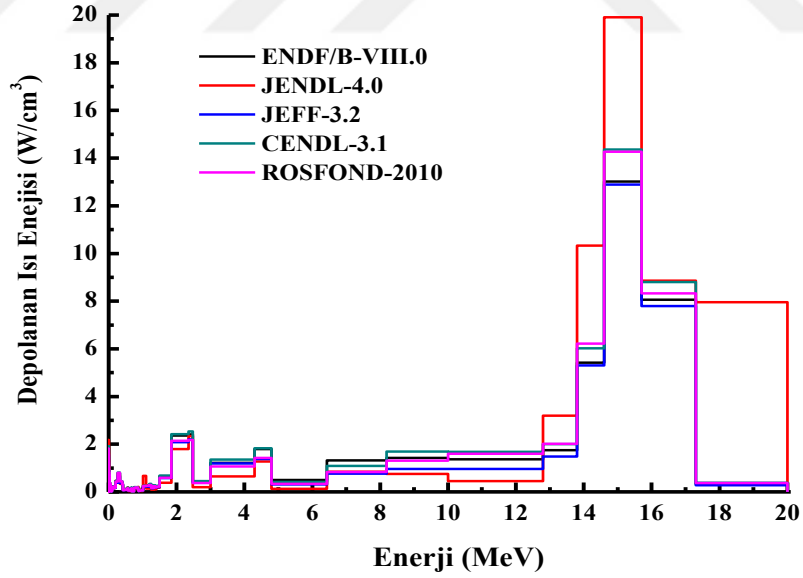
Şekil 4.7. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için TBR' nin yapısal malzeme ve soğutucu sıvıda kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki değerleri



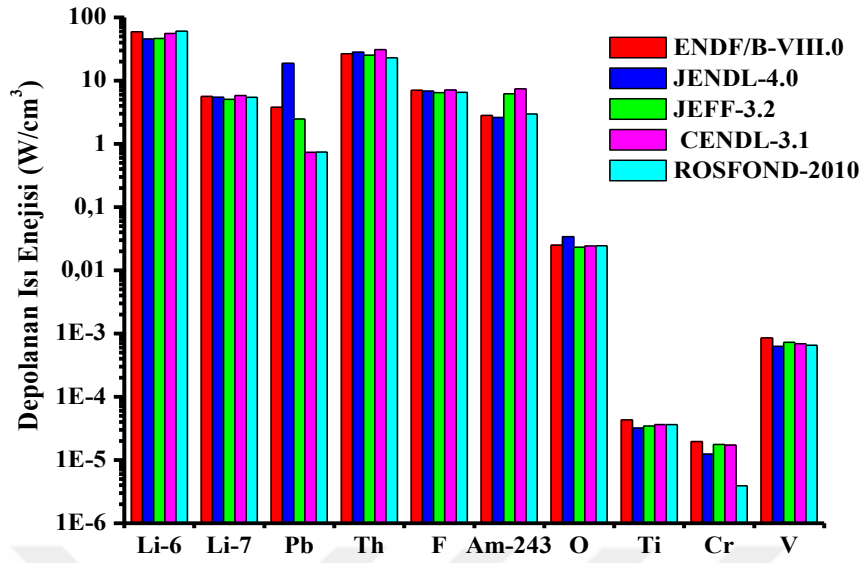
Şekil 4.8. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için M' nin yapısal malzeme ve soğutucu sıvıda kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki enerji üretimi değeri



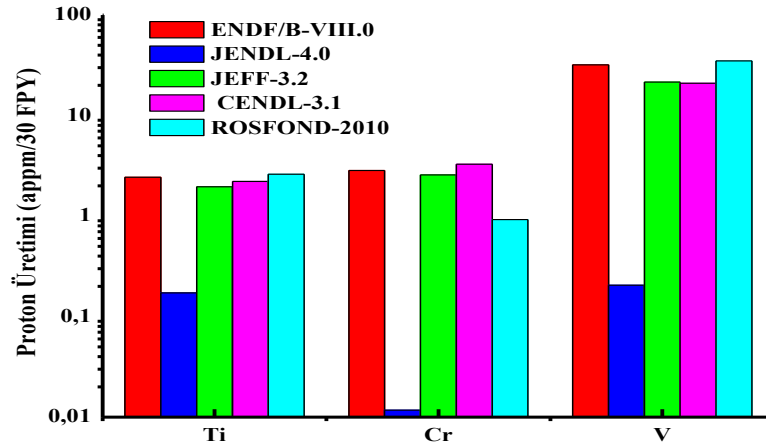
Şekil 4.9. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımlı akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün iç ve dış (radyal) kısımlarında depolanan ısı enerjisi değeri



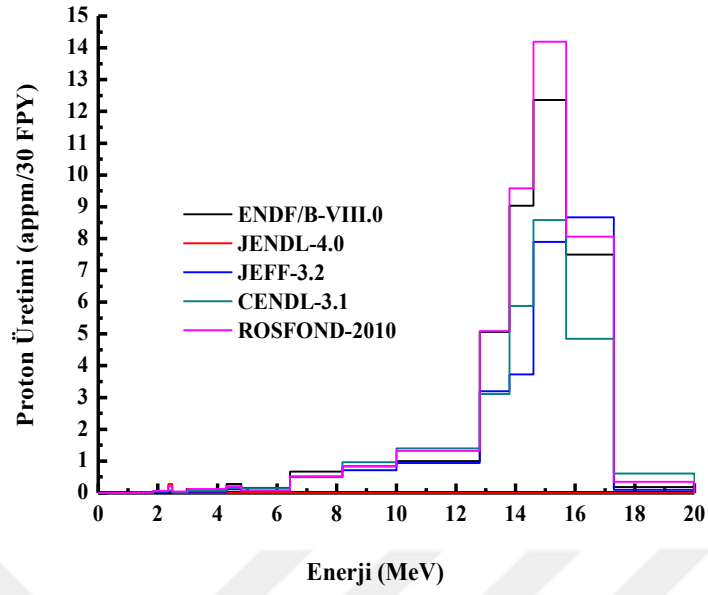
Şekil 4.10. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımlı akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün birim hacim başına düşen depolanan ısı enerjisi değeri



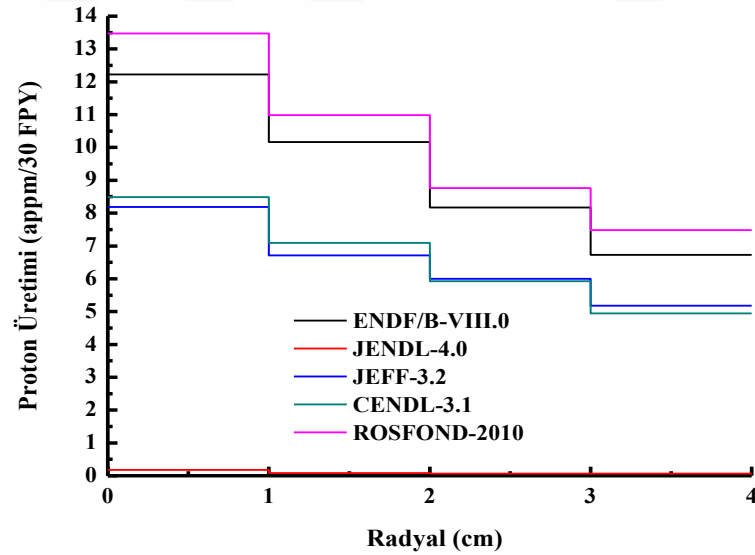
Şekil 4.11. %79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün birim hacim başına düşen depolanan ısı enerjisinin yapısal malzeme ve soğutucu sıvıda kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki enerji üretimi değeri



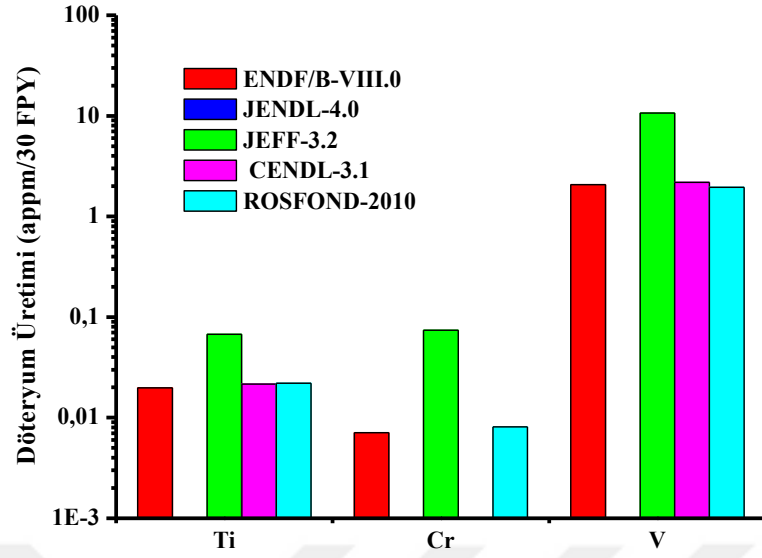
Şekil 4.12. %79,9 $Li_{17}Pb_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama proton üretimi değeri



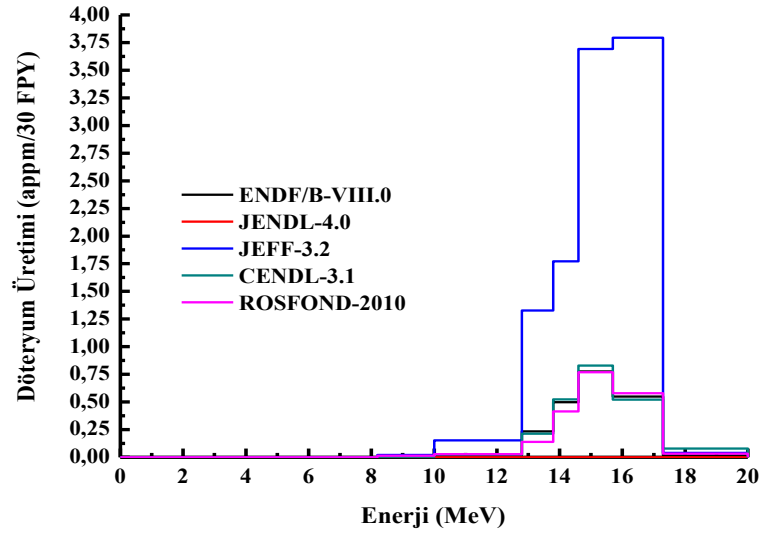
Şekil 4.13. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımlı akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama proton üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



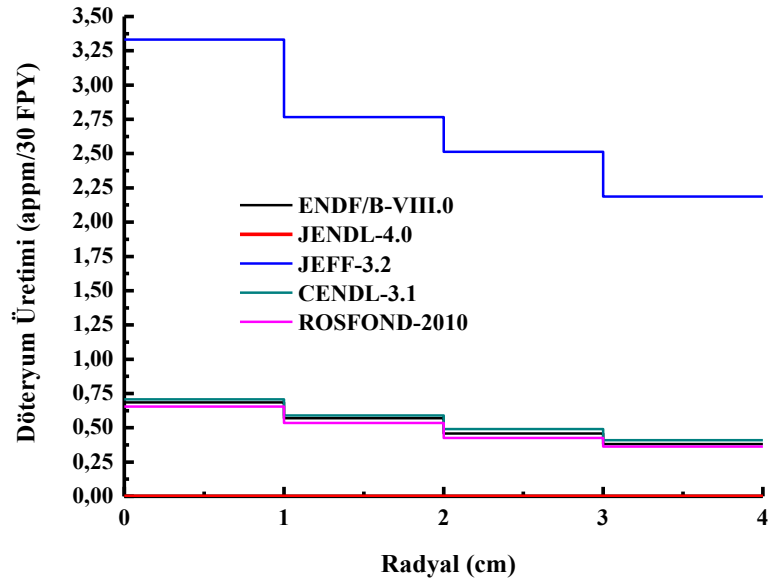
Şekil 4.14. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımlı akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama proton üretiminin nötron enerjisine göre radyal değişimi



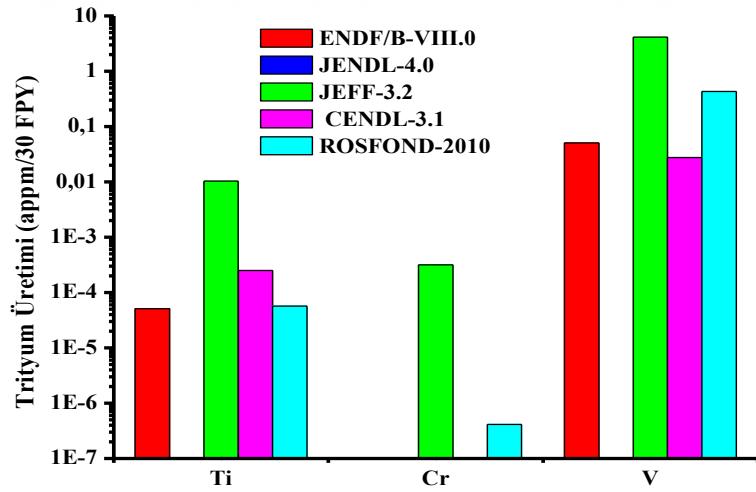
Şekil 4.15. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama döteryum üretimi değeri



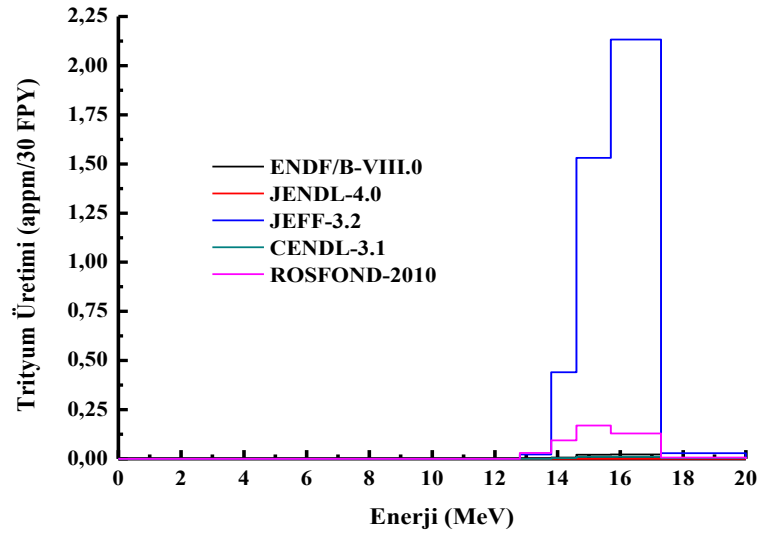
Şekil 4.16. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama döteryum üretiminin nötron enerjisine göre değışimi



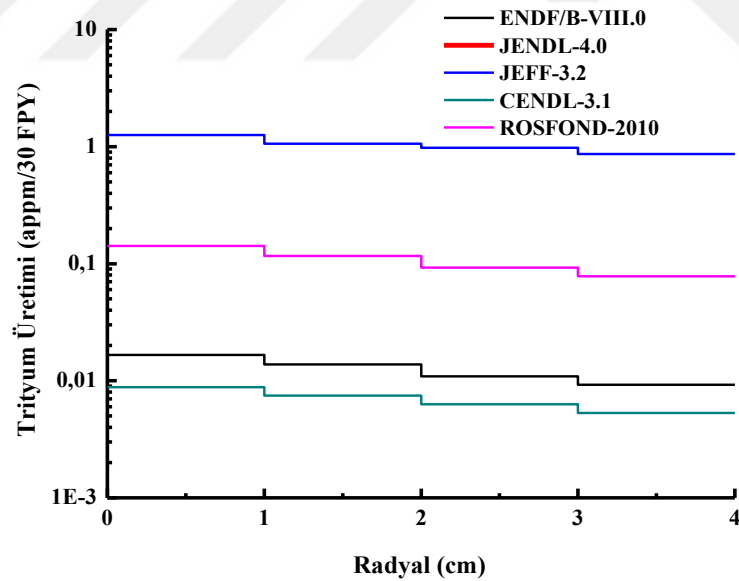
Şekil 4.17. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama döteryum üretiminin nötron enerjisine göre radyal değişimi



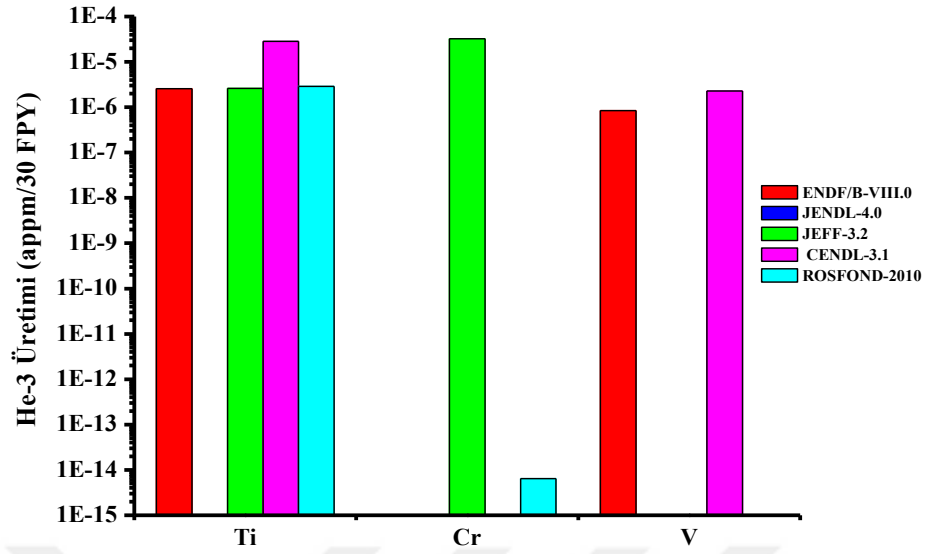
Şekil 4.18. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama trityum üretimi değeri



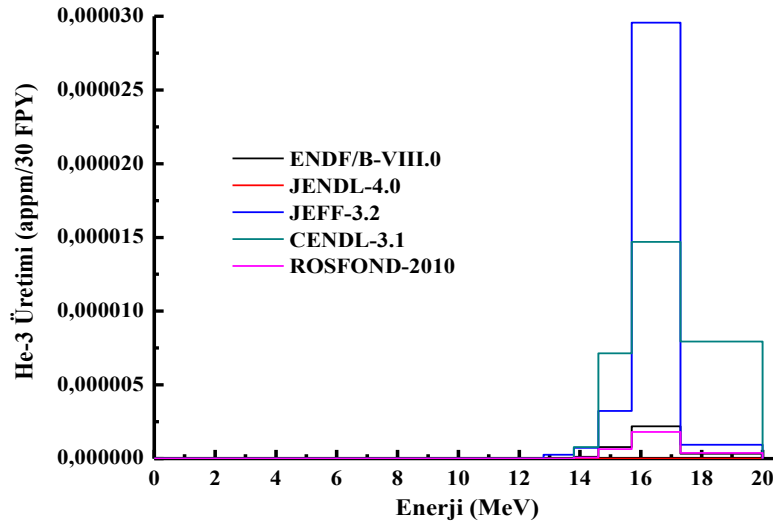
Şekil 4.19. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışıklı akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değışimi



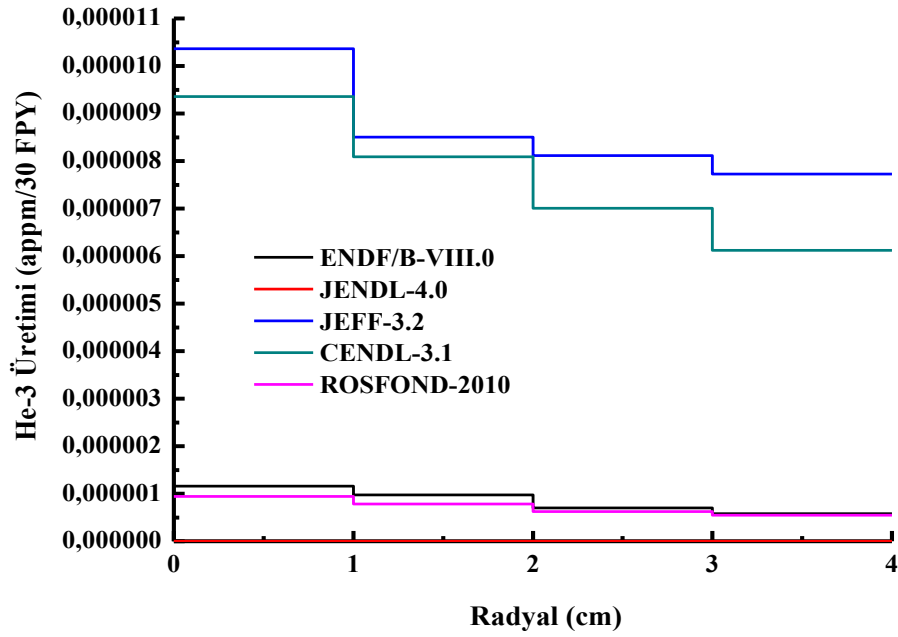
Şekil 4.20. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışıklı akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre radyal değışimi



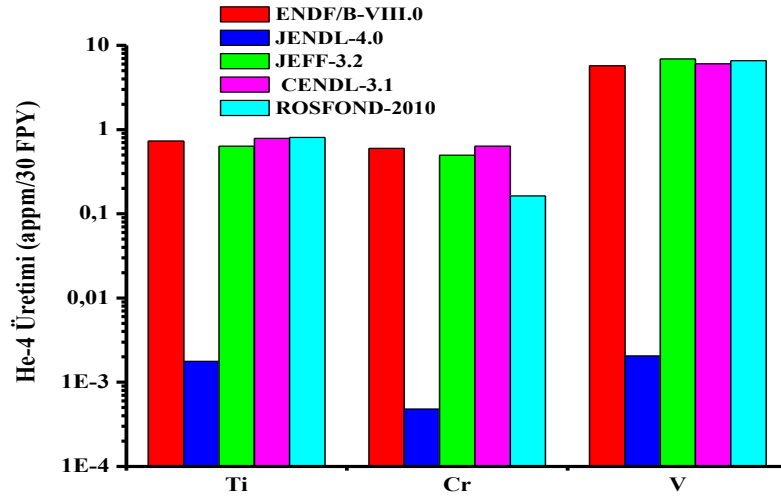
Şekil 4.21. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama He-3 üretimi değeri



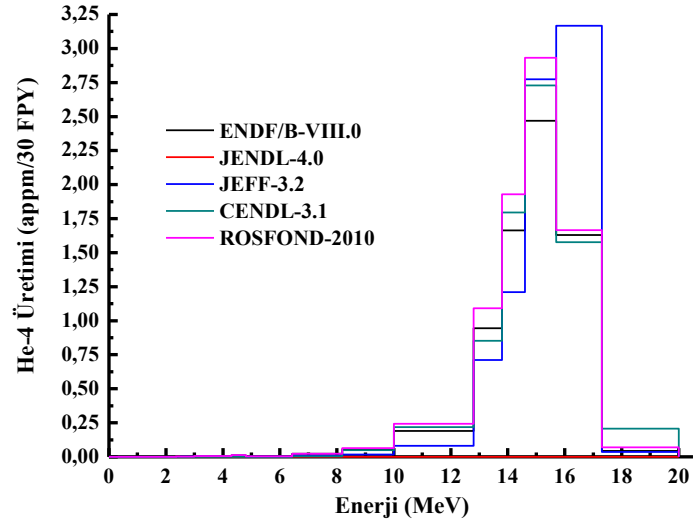
Şekil 4.22. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ +%20 ThF_4 +%0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama He-3 üretiminin nötron enerjisine göre değışimi



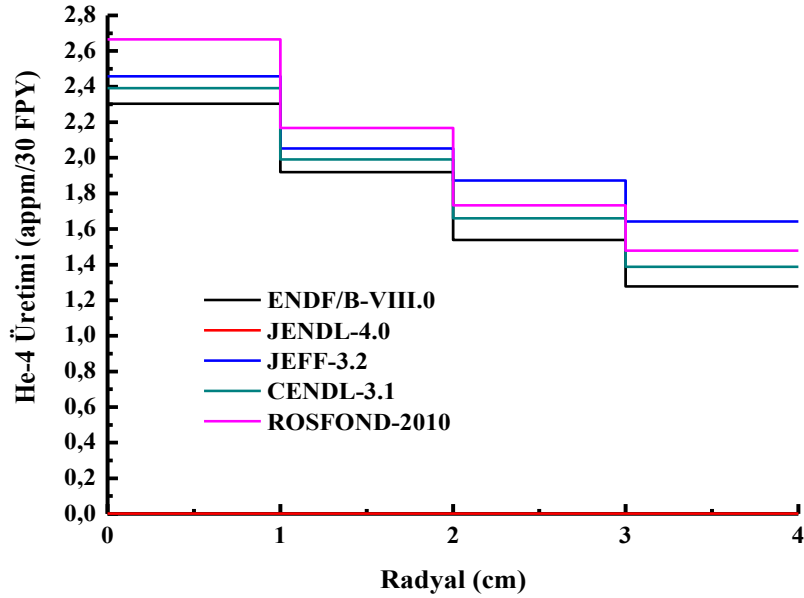
Şekil 4.23. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama He-3 üretiminin nötron enerjisine göre radyal değişimi



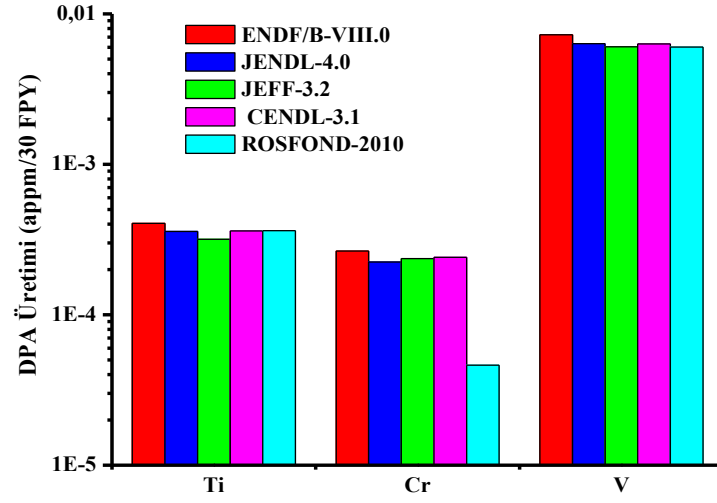
Şekil 4.24. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ +%20 ThF_4 +%0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama He-4 üretimi değeri



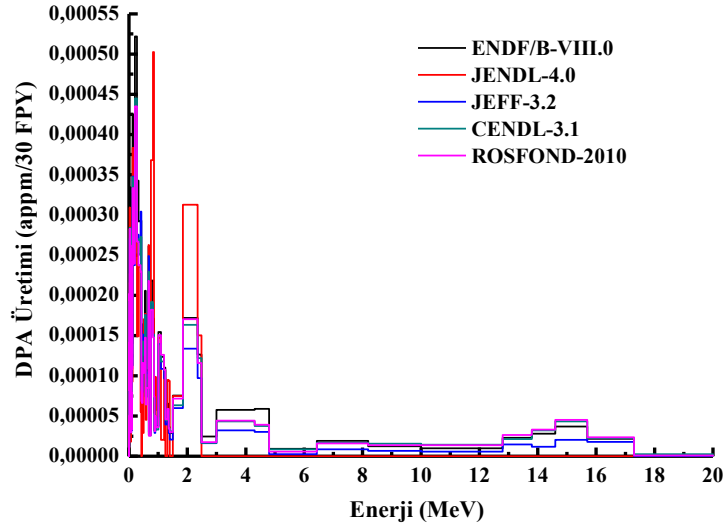
Şekil 4.25. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama He-4 üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



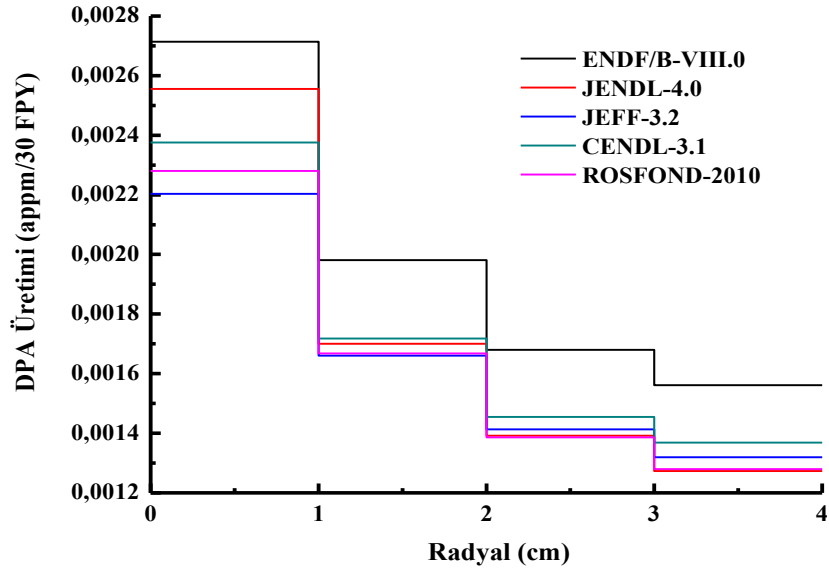
Şekil 4.26. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama He-4 üretiminin nötron enerjisine göre radyal değişimi



Şekil 4.27. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre 30 yıldaki ortalama DPA üretimi değeri



Şekil 4.28. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımli akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama DPA üretiminin nötron enerjisine göre değışimi



Şekil 4.29. %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ + %20 ThF_4 + %0,1 AmO_2 karışımlı akışkanın seçilen kütüphaneler için reaktörün yapısal malzemesinde 30 yıldaki ortalama DPA üretiminin nötron enerjisine göre radyal değişimi

5. SONUÇ

Ülkeler kalkınabilmek, refah seviyesini arttırabilmek ve bunun devamlılığını sürdürebilmek için kullandıkları fosil kaynakların çevreye ve insan sağlığına yaptığı olumsuz etkilerden dolayı çevreye duyarlı alternatif enerji kaynakları arayışında bulunmuşlardır. Fosil yakıtlı enerji kaynaklarına göre yenilenebilir enerji kaynakları daha güvenilir, çevreye duyarlı ve ekonomiktir. Fakat yenilenebilir enerji kaynaklarının çevre koşullarından etkilenmesi, enerji yoğunluğunun düşük olması sürekliliğin sağlanmamasına neden olmaktadır. Enerjide gerekli olan; süreklilik, güvenilirlik, temizlik ve yüksek enerji kalitesidir. Bu özelliklerin tümünü barındıran nükleer enerji, sürdürülebilir enerji stratejisinde önemli bir yer kaplar. Nükleer enerji santralleri dünya genelinde gerekli enerji arzı talebini karşılamak için kullanılmaktadır. Ülkemizde gelişmekte olan sanayi ve teknoloji sürekli artan enerji talebi sorununu gidermek için nükleer enerjinin gücüne ihtiyaç duymaktadır.

Nükleer teknolojide; nükleer enerji ve güvenliği, stok yönetimi, nükleer tıbbın uygulama alanları gibi nükleer yapı fiziği, reaksiyon fiziği, astrofizik ve birçok nükleer uygulamalarda değerlendirilen nükleer verilerin veri tabanları temel yapıyı oluşturmaktadır. Temel araştırmalarda fisyon-füzyon deneylerini seçmek, tasarlamak ve yürütmek için ayrıca atom çekirdeğinin temel özelliklerini anlamak, teorik modellerin geliştirilmesi ve test edilmesi için nükleer veriler gereklidir. Nükleer reaksiyon verileri, nükleer uygulamalarda kullanılmak üzere kesitler, saçılan parçacık dağılımları, fisyon ürün verileri, ayrıca atomik reaksiyon verileri ve çürüme verilerini içermektedir. Gelişen teknoloji 20 yıldan daha fazla süren veri tabanlarının değerlendirilmesi ve revize edilmesiyle kullanıcı ihtiyaçlarına duyarlı, güncel, kapsamlı ve güvenilir veri kütüphaneleri oluşturulmasını sağlamaktadır.

Son zamanlarda değerlendirilen tüm veri dosyaları ENDF-6 formatında kullanılmaktadır ve bu nedenle NJOY/ENDF ile yapabildiği tüm veri işlemleri diğer kütüphanelerle de yapılabilmektedir.

Veri, artık dünyanın en değerli kaynağıdır. Çünkü kaydedilen deneysel ve teorik verilerle geçmişte yapılan hatalar gözlemlenebilir ve revize edilerek

yenilenmiş sistemlerle daha güçlü, doğru bilgilere ulaşma kolaylığı sağlanabilir. Nükleer fizik tarihine baktığımızda, nükleer verilerle yönlendirilmiş ve nükleer özelliklerin sistematik olarak incelenmesiyle çekirdeklerin nükleer yapı ve reaksiyon verileri, birçok yeni ve geliştirilmiş nötron değerlendirmeleri, radyo aktif bozunma verileri, termal saçılma değerlendirme verileri gibi iyileştirilmiş kaynak olarak gelişmeye devam etmektedir. Artan bilgi işlem gücü, gerçek nükleer kuvvetlere dayanan daha temel teorik modelleri mümkün kılmaktadır. Bu tür ilerlemelerle verilerin hızlı toplanması, değerlendirilmesi ve yaygınlaştırılması yeni bilimsel gelişmelere ayrıca güvenilir veri tabanı geliştirilmesini sağlamaktadır.

Çalışmamızda APEX füzyon teknolojisi kullanılarak yeni bir APEX hibrit reaktörü tasarlanmıştır. MCNPX-2.7.0 kodu ile üç boyutlu nötronik hesaplamalar yapmak için tasarlanan reaktörde, plazmayı çevreleyen katı duvarın yerine hızlı akan sıvı duvar plazmaya yakın ve yavaş akan ikinci sıvı duvar ise hemen arka tabakada yer almaktadır. İlk sıvı duvarın amacı, reaktör içerisindeki yüklü parçacıkları soğurmaktır. Hemen arkasındaki ikinci sıvı duvarın amacı ise, nötronlardan dolayı açığa çıkan radyasyon enerjisini soğurmaktır. Sıvı duvar kavramı, bir enerji kaynağı olarak füzyon enerjisini en iyi şekilde geliştirme yeteneğine sahiptir. Bu çalışmada tasarlanan APEX hibrit reaktöründe ilk sıvı duvar 2 cm kalınlığında, ikinci sıvı duvar 50 cm kalınlığındadır ve ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve kalkan bölgelerinde %20 ThF₄ ve %0,1 AmO₂ ağır metalleri ile %79,9 Li₁₇Pb₈₃ sıvı metali karışımından oluşan akışkan kullanılmıştır. Yapılan çalışmada, nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanelerinin nötronik hesaplamalar üzerindeki etkisi incelenmiştir. Tasarımda ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.2 JENDL-4.0, ROSFOND-2010 ve CENDL-3.1 nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri için reaktörün bütün bölgelerinde nötron akısı, depolanan enerji, fisyon enerjisi ve fisyon reaksiyon sayısı, ilgili bölgelerde ve bu bölgelerdeki izotoplar için TBR, M, ısı enerjisi, (n,γ) reaksiyon sayısı ve 1 yıldaki fisil yakıt üretimi, yapısal malzeme olan çelik bölgesinde ve bu bölgedeki izotoplar için 30 tam güç yılında radyasyon hasar parametreleri olan proton üretimi, döteryum üretimi, trityum üretimi, He-3 üretimi, He üretimi ve DPA değerleri hesaplanmıştır.

Tasarlanan modelde akışkanın bulunduğu ilgili bölgelerde trityumun yeterlilik şartı TBR>1,1 ve termal gücün yeterlilik şartı M>1,2 kullanılan kütüphaneler için

sağlandığı görülmüştür. Nötron enerjisinin 1.10^8 -20 MeV enerji aralığında artması ile nötron akısı artar. Artan nötron akısından dolayı trityum üretiminde artış olur. Fakat plazmadan uzaklaştıkça nötron akısı azalır, bundan dolayı ilk sıvı duvardan reaktörün dış bölgesine doğru gidildikçe trityum üretiminin azaldığı görülmüştür.

Reaktör ömrünün azalması ve yapısal malzemenin bozulmasına neden olduğundan radyasyon hasarı en aza indirgenmek istenir. Hızlı nötronlar çelik duvar yüzeyine çarpması ile oluşan reaksiyonlar sonucu yapısal malzemenin kristal yapısı bozulur. (n,p), (n,d), (n,t), (n, ^3He), (n, α) ve DPA reaksiyonları sonucunda çıkan reaksiyon ürünlerinden; hızlı nötronlar, hidrojen izotopları ve He gazı, reaktörün yapısal malzemesi olan çelik duvarın yapısına zarar vermektedir. Hidrojenin izotopları olan H, D ve T yapı malzemesinden dışarı çıkarken, ^3He ve ^4He gazları yapı malzemesinin içerisinde kalır. Çalışmada, radyasyon hasarı parametreleri için %20 ThF_4 ve % 0,1 AmO_2 ağır metalleri, %79,9 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ sıvı metali karışımından oluşan akışkan ve Vanadium (V-4Cr-4Ti) alaşımlı yapısal malzeme kullanılmıştır. Proton üretiminde en küçük değer JENDL-4.0 kütüphanesinde, en yüksek değer ROSFOND-2010 kütüphanesinde gözlenmiştir. Aynı zamanda JENDL-4.0 kütüphanesi D,T ve ^3He izotop değerleri mevcut bulunmadığından hesaplamalara katkı sağlamamıştır. ENDF/B-VIII.0 tesir kesiti kütüphanesi T, ^3He , ^4He ve DPA üretiminde en düşük değeri göstermektedir. JEFF-3.2 kütüphanesi T, ^3He üretiminde en yüksek değeri göstermektedir.

Çalışmamızda fisil yakıt üretiminde görev alan ^{232}Th fertili ve ^{243}Am minör aktinidi kullanılmıştır. ^{232}Th ' in (n, γ) reaksiyonu ile fisyon reaktörünün yakıtı olan ^{233}U fisili üretilmektedir. Çalışmada kullanılan kütüphaneler için fisil yakıt üretiminin sağlandığı ve ^{232}Th fertilin bulduğu ilgili bölgelerde hesaplanan fisil yakıt üretimi sonuçları gösterilmektedir. Fisil yakıt üretiminin ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.2, JENDL-4.0, ROSFOND-2010 ve CENDL-3.1 kütüphanelerinin kullanımı ile 1 yılda hesaplanan 1300-1510 kg ^{233}U fisil yakıt üretimi sonuçları ile birbirlerine yakın çıktığı görülmüştür. JENDL-4.0 kütüphanesi 1510 kg değeri ile en büyük değeri gösterirken, ENDF/B-VIII.0 ve ROSFOND-2010 1480 kg değeri ile aynı değerleri göstermiştir. JEFF-3.2 diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve 1 yılda 1300 kg ^{233}U fisil yakıt üretimi sonucu ile en küçük değeri aldığı görülmüştür. Genel olarak değerlendirmeler ve sonuçlar doğrultusunda ENDF/B-

VIII.0 ve JEFF-3.2 deęerlendirilmiř tesir kesiti kütüphaneleri hesaplamalarda daha yakın ve kalbullenebilir sonuçlar vermiřtir.

Füzyon reaktörleri; kaynak sorunu olmaması, yüksek enerji veriminin sağlanması, CO₂ salınımının olmaması aynı zamanda radyoaktif atık üretmemesinden dolayı fisyon reaktörleriyle kıyaslanırsa çevreye karşı daha duyarlıdır. Fakat hibrit reaktörlerde, bu avantajların dışında füzyon-fisyon reaksiyonlarının gerçekleşmesinden dolayı yüksek enerji üretimi aynı zamanda fisil yakıtının üretiminde görev alması füzyon reaktörlerine göre daha büyük avantaj sağlamaktadır. Bu avantajlara bakarak, gelişen teknoloji ve yeni tasarımlarla gelecekte fisyon ve füzyon reaktörlerine göre hibrit reaktörler tercih edileceęi düşünülmektedir.

6. KAYNAKLAR

- [1] W. Yican, *Fusion Neutronics*, Springer Singapur Yayıncılık, e-kitap ISBN 978-981-10-5469-3, 1. Bölüm syf:1-25
- [2] B. David, *Nuclear Energy*, Springer-Verlag New York, 2005, e-kitap ISBN 978-0-387-26931-3, 1. Bölüm syf 1-23
- [3] World Energy Outlook 2017,IEA. (2017). www.iea.org/weo2017 (on- line access on Aug. 2017)
- [4] Ulusal enerji ajansı, international Energy Agency-iaea. (2018). <https://www.iea.org/2018> (on-line access on Sep. 2018)
- [5] <http://www.taek.gov.tr/component/content/article/194-nukleer-enerji-ve-nukleerreaktorler/322-nukleer-enerji-cevre-dostumu.html> (on- line access on Jan. 2017)
- [6] Anonymous. (2018). (www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx) - (on- line access on Sep. 2018)
- [7] Kururlu Nükleer güç reaktörleri.(2018). www.emo.org.tr, TMMOB, Türk Mühendis ve Mimar Odaları Birliği, (on- line access on Sep. 2018 2018)
- [8] IAEA PRIS, Uluslararası Enerji Ajansı. (2018). <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx> IAEA PRIS, Uluslararası Enerji Ajansı, (on- line access on Sep. 2018)
- [9] Dünyada kurulu güç reaktörleri ve tahminleri.(2019). <https://www.iaea.org/publications/13552/nuclear-power-reactors-in-the-world>, (on- line access on Sep. 2019)
- [10] T.C. TABİİ ENERJİ BAKANLIĞI, 2017. (2017). <http://www.enerji.gov.tr/tr-TR/Sayfalar/Ulkemizde-Nukleer-Santraller>, on- (line access on Aug. 2017)
- [11] H. Yapıcı, İ. Özceyhan, *Kullanılmış Nükleer Yakıt Çubuklarının Füzyon Fiyon Hibrit Reaktöründe Gençleştirilmesi*, **Erciyes Üni. Fen Bil. Ens. Der.i**, cilt.13, (1997), 146-161
- [12] S. Kenneth, *Nükleer Fizik II*, Çeviri Editörü B. Şarer, Palme Yayıncılık, Ankara, (2002)
- [13] M. Salvatores, *Nuclear Fuel Cycle Strategies Including Partitioning and Transmutation*, **Nuclear Engineering and Design**, 235, (2005), 805-816
- [14] Per Seltborg, *Source Efficiency and High-energy Neutronics in Accelerator-Driven Systems*, Doctora Thesis, Department of Nuclear and Reactor Physics Royal Institute of Technology, Stockholm (2005)
- [15] İnternational energy agency. (2018). <https://www.iea.org/newsroom/news/2018/> , (on- line access on Feb. 2018)

- [16] world nuclear Association. (2018).
<http://www.world-nuclear.org/information-library/non-power-nuclear-applications/radioisotopes-research/research-reactors.aspx>,
(on- line access on Feb. 2018)
- [17] Vasilij A.Glukhikh, *Chapter 1 - Engineering and Physical Principles of the Magnetic Fusion Reactor Operation*, <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-102470-6.00001-9>
- [18] S. Kenneth, *Nükleer Fizik I*, Çeviri Editörü B. Şarer, Palme Yayıncılık, Ankara, (2002)
- [19] S Şahin, M Übeyli, *Radiation damage studies on the first wall of a HYLIFE-II type fusion breeder*, **Energy Convers. Manage.** 46 (2005) 3185
<https://doi.org/10.1016/j.enconman.2005.03.007>
- [20] H M Şahin, *Monte Carlo calculation of radiation damage in first wall of an experimental hybrid reactor*, **Ann. of Nucl. Energy** , 34(2007) 861
<https://doi.org/10.1016/j.enconman.2005.03.007>
- [21] B Şarer, et al., *Three-Dimensional Neutronic Calculations for the Fusion Breeder APEX Reactor*, **Fusion Sci. Technol.** 52 (2007) 107
- [22] M Günay, et al., *Three-dimensional neutronic calculations for a fusion breeder APEX reactor using some libraries*, **Ann. of Nucl. Energy**, 38 (2011) 2757
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.08.007>
- [23] M Günay, et al., *Investigation of radiation damage in structural material of APEX reactor by using Monte Carlo method*, **Ann. of Nucl. Energy**, 55 (2013) 292
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2012.06.038>
- [24] Shijie C., Dalin Z., et al., *Conceptual design and comprehensive optimization analysis of a fusion-fission hybrid reactor water-cooled pressure tube blanket*, **Prog. in Nucl. Energy** , 103 (2018) 8–19
- [25] B.B. Kadomtsev, *Tokamak Plasma: A Complex Physical System*, Çeviri editörü: E.W. Laing, Institute of Physics Publishing, Bristol and Philadelphia (2000)
- [26] Mehtap Günay, *Monte Carlo Tekniği Kullanılarak Füzyon Tokamak Reaktörlerinde Nötronik Hesaplamalar*, Yüksek Lisans Tezi, İnönü Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Malatya (2004)
- [27] Mehtap Günay, *Monte Carlo Tekniği Kullanılarak Bir Füzyon-Fisyon Hibrit Reaktöründe Üç Boyutlu Nötronik Hesaplamalar*, Doktora Tezi, İnönü Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Malatya (2009)
- [28] Jacques B., Holger H., Eric N., Xiao S., *Automating the design of tokamak experiment scenarios*, 7 June 2019, <https://doi.org/10.1016/j.jcp.2019.05.046>
- [29] M.R.A. Pahlavani, [Impact of Dimensional Parameters and Depth of Penetration on Mutual Inductance and Electrical Resistance of ITCs Verify Analytical and Finite Element Methods](https://www.researchgate.net/publication/277078002),
<https://www.researchgate.net/publication/277078002>

- [30] Encyclopaedia Britannica. (2019). <https://www.britannica.com/technology/fusion-reactor>, (on-line access on Feb. 2019)
- [31] European Consortium for the Development of Fusion Energy. (2019). <https://www.inr.kit.edu/594.php> European Consortium for the Development of Fusion Energy, (on-line access on Feb. 2019)
- [32] Daniel clery, *Alternatives to tokamaks: a faster-better-cheaper route to fusion energy*, (04 February 2019) <https://doi.org/10.1098/rsta.2017.0431>
- [33] A.J. H. Donn , *The European roadmap towards fusion electricity*, (04 February 2019) <https://doi.org/10.1098/rsta.2017.0432>
- [34] F.F. Chen, *Introduction to Plasma Physics and Controlled Fusion*, 3rd edn. (Springer Publishing Company, Cham, 2015) [Google Scholar](#)
- [35] B. Zohuri, *Magnetic Confinement Fusion Driven Thermonuclear Energy*, 1st edn. (Springer Publishing Company, Cham, 2016) [Google Scholar](#)
- [36] L. H. Baetsle, *Application of Partitioning/ Transmutation of Radioactive Materials in Radioactive Waste Management, Lectures given at the Workshop on Hybrid Nuclear Systems for Energy Production, Utilisation of Actinides and Transmutation of Long-Lived Radioactive Waste Trieste*, 3-7 September, Belgium, (2001)
- [37] S. L. Itah, A.Fukiyama, *Steady-State Operation Regime of Tokamak Reactor Plasma Consistency Analysis*, *Fusion Technology*, 16, (1989) 343
- [38] S. Şahin, *Mainlin Fusion-Fission (Hybrid) Reactor Concepts*, Ecole Polytechnique Federale de Lausanne Institu de Genie Atomique PHBEcublens, 1015 Lausanne, Switzerland (11 Aug. 1983)
- [39] A. S zen, H. M. Şahin, M. beyli, N kleer Yakıt  retimi ve N kleer Yakıt D n ş m nde Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemle F zyon –Fisyon (Hibrit) Sistemlerin Karsılařtırılması, I. Ulusal Par acık hızlandırıcı ve Uygulamaları Kongresi, TAEK, Ankara (2001)
- [40] M. A. Abdou, The APEX Team, *Exploring Novel High Power Density Concepts for Attractive Fusion Systems*, **Fusi. Eng. and Des.**45 (1999)
- [41] M. A. Abdou, et al., *On The Exploration of Innovative Concepts for Fusion Chamber Technology*, **Fusi. Eng. and Des.**, 54, (2001) 181-247
- [42] B. Şarer, et al., *Three—Dimensional Neutronic Calculations For The Fusion Breeder Apex Reactor*, **Fusi. Sci.And Tec.**, 52, (2007) 107-115
- [43] M. A. Abdou, et al., *Overview of Fusion Blanket R&D in The US Over The Last Decade*, **Nucl. Eng. and Tec.**, 37: 5, (2005) 401-422

- [44] S. Şahin and M. Übeyli, *Modified APEX Reactor as A Fusion Breeder*, **Energy Con. and Man.**, 45, (2004) 1497-1512
- [45] B.Şarer, A. Hançerlioğulları, M. Übeyli, Füzyon Teknolojisinde ilk sıvı duvar yaklaşımı: APEX, 8. Ulusal Nükleer Bilimler ve teknolojiler Kongresi, Kayseri (2003)
- [46] M. A. Abdou, *Preface*, **Fusi. Eng. and Des**, 72, (2004) 1-2
- [47] S. Şahin, M. Übeyli, *Modified APEX Reactor as A Fusion Breeder*, **Con. and Man. Energy**, 45, (2004) 1497-1512
- [48] M. A. Abdou, *Research On Liquid Walls for Fusion Systems*, **Applied Electromagnetics and Mec.**, (2001)151-152
- [49] M. A. Abdou and The APEX Team, *Exploring Novel High Power Density Concepts For Attractive Fusion Systems*, **Fusi. Engi. and Desi.**, 45, (1999) 145- 167
- [50] M. Z. Youssef and M. A. Abdou, *Heat Deposition, Damage and Tritium Breeding Characteristics in Thick Liquid Wall Blanket Concepts*, **Fusi. Engi. and Des.**, 49-50, (2000) 719-725
- [51] M. A. Abdou, et al., *Chapter 1: Overview*, APEX Interim Report, (1999)1-17
- [52] M. A. Abdou, et al. *On The Exploration of Innovative Concepts for Fusion Chamber Technology*, **Fusi. Eng. and Des.**, 54: (2001) 181-247
- [53] M. A. Abdou, The APEX Team, A.Ying, N. Morley, K. Gulec, , S. Smolentsev, M. Kotshchenreuther, S. Malang, S. Zinkle, T. Rognlien, P.Fogarty, B.Nelson, R.Nygren, K.McCarthy, M.Z.Youssef, N.Ghoniem, D.Sze, C.Wong, M.Sawan, H.Khater, R.Woolley, R.Mattas, R.Moir, S.Sharafat, J.Brooks, A.Hasanein, D.Petti, M.Tillack, M.Ulrickson, T.Uchimoto, *On the exploration of innovative concepts for fusion chamber technology*, **Fus.Eng. and Des.**, 54: (2001) 181-247
- [54] B.Sarer, A.Hancerlioğulları, N.Savruk. *Apex fuzyon reaktör modelinin Monte Carlo yöntemi kullanılarak tasarlanması*, **G.Ü. Fen Bil. Der.**, 18(1): (2005) 201-210
- [55] M. E. Sawan and M. A. Abdou, *Physics and Technology Conditions for Attaining Tritium Self-Sufficiency for The DT Fuel Cycle*, **Fusi. Eng. and Des.**, 81, (2006) 1131-1144
- [56] M. A. Abdou, et al., *U.S. Plans and Strategy for ITER Blanket Testing*, **Fusi. Sci. and Tec.**, 47, (2005) 475-487
- [57] M. A. Abdou, et al., *Deuterium-Tritium Fuel Self-Sufficiency in Fusion Reactors*, **Fus.Sci. and Tec.** 9, (1986) 250-285
- [58] S. Şahin and H. Yapıcı, *Rejuvenation of Light Water Reactor Spent Fuel in Fusion Blankets*, **Ann. Nuc. Energy**, 25: 6, (1998) 1317-1339
- [59] S. Ünalın, *Rejuvenation of The LWR Spent Fuel in (D-T) Driven Hybrid Reactors*, **Fusi. Eng. and Des.**, 38, (1998) 393- 416

- [60] M. Günay, *Assessment of the neutronic performance of some alternative fluids in a fusion–fission hybrid reactor by using Monte Carlo method*, **Ann. of Nuc. Energy**, 60, (October 2013), Pages 93-97,
- [61] Seong HeeHong, Yun SeoPark, Myung HyunKim, *Neutronics performance analysis on neutron consumption in a Fusion-Fission Hybrid System for tritium breeding*, **Ann. of Nuc. Energy**, 125, (March 2019) 201-211, , <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.10.042>
- [62] N. B. Morley, et al., *Chapter 7: Thin Liquid Wall Concepts and The CLiFF Design*, APEX Interim Report (1999)
- [63] M. Günay, B. Şarer, Y. Çelik, *Three-Dimensional Neutronic Calculations for a Fusion Breeder APEX Reactor using some Libraries*, **Ann. of Nuc. Energy** 38, (2011) 2757–2761
- [64] M. Übeyli, *On The Tritium Breeding Capability of Flibe, Flinabe and $Li_{20}Sn_{80}$ in A Fusion-Fission (Hybrid) Reactor*, **J. of Fusi. Energy**, 22: 1, (2004) 51-57
- [65] C. P. C. Wong, et al., *Molten Salt Self-Cooled Solid First Wall and Blanket Design Based On Advanced Ferritic Steel*, **Fus. Engi. and Des.**, 72, (2004) 245-275
- [66] Mehtap Günay, Başar Şarer, Hızır Kasap, *The effect on radiation damage of structural material in a hybrid system by using a Monte Carlo radiation transport code*, **Ann. of Nuc. Energy**, 63, (January 2014) 157-161, , <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.07.038>
- [67] J. K. Shultis ve R. E. Faw, *An MCNP Primer*, Dept. Of Mechanical and Nuclear Engineering, Kansas State University, Manhattan, KS 66506 2004-2011.
- [68] F.J.Briesmeister, *RSIC Computer Code Collection MCNP4A, Monte Carlo N Particle Transport Code System*, Los Alamos National Laboratory, New Mexiko (1993)
- [69] F.J.Briesmeister, *MCNP–A General Monte Carlo N–Particle Transport Code Manual*, LA–13709–M (2000)
- [70] D. B. Pelowitz, *MCNPX User’s Manual, Version 2.7.0*, LA-UR-11-02295 (2011)
- [71] MCNP transport kod. (2018). <https://mcnp.lanl.gov>, (on-line access on Feb. 2018) MCNP transport kod, 2018
- [72] F.J.Briesmeister, *MCNP–A General Monte Carlo N–Particle Transport Code Manual*, LA–13708–M (1998)
- [73] D. B. Pelowitz, *MCNPX User’s Manual, Version 2.7.0*, LA-UR-11-02495 (2011)
- [74] Hançerlioğulları, A. *Monte Carlo Metodu ve MCNP Kod Sistemi*, **Kastamonu Eğit. Der.** (2006) 14.2, 545-556
- [75] Hançerlioğulları A., *Monte Carlo Simülasyon Metodu Ve MCNP Kod Sistemi*, **Kastamonu Eğit. Der.** 545-556, Ekim 2006, Cilt:14, No:2,

- [76] Nükleer modellemeler. (2018). <http://www.oecd-nea.org/dbprog/nucmod.htm> (line access on Aug. 2018)
- [77] Nükleer Modeller Bilgisayar Programları Dizini. (2018). <http://www.oecd-nea.org/dbprog/nucmod.htm> , (on-line access on Feb. 2018)
- [78] Michal Herman, *Evaluation of Neutron Reactions on Iron Isotopes for CIELO and ENDF/B-VIII.0, Nuclear Data Program*, National Nuclear Data Center Brookhaven National Laboratory, DOI: 10.1016/j.nds.2018.02.004
- [79] McFarlane, R.E., Muir, D.W., 1994. The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91. LA-12740-M (1994)., <http://t2.lanl.gov/codes/njoy99>, (on-line access on Jan. 2018)
- [80] McFarlane, R.E., 1998a. An Introduction to the ENDF Formats, UC-LANL LA-UR-98-1779.
- [81] G. McKinney, et al., *Review of Monte Carlo All-Particle Transport Codes and Overview of Recent MCNPX Features*, International Workshop on Fast Neutron Detectors University of Cape Town, South Africa, April 3 – 6 (2006)
- [82] R. E. MacFarlane and A. C Kahler, *Methods for Processing ENDF/B-VII With NJOY*, **Nuc. Data Sheets** 111 (2010) 2739-2890
- [83] E. A. Mccutchan, D. A. Brow, and A. A. Sonzogni National Nuclear Data Center, A New Look to Nuclear Data Brookhaven National Laboratory, Upton, NY, USA (on-line access on Jan. 2017)
- [84] Kahler, Albert Comstock, *Using NJOY to Create MCNP ACE Files and Visualize Nuclear Data*, NJOY Class (2016-10-14)
- [85] M.B. Chadwick, et al., *ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology*, **Nuc. Data Sheets**, 107, (2006) 2931– 3060
- [86] D. W. Muir, R. M Boicourt, A. C. Kahler, *The NJOY Nuclear Data Processing System*, Version 2012, LA-UR-12-27079 Rev
- [87] D. B. Pelowitz, *MCNPX User's Manual*, Version 2.7.0, (2011) LA-UR-11-02295
- [88] P. Steven Hamilton, T. Evans, *Continuous-energy Monte Carlo neutron transport on GPUs in the Shift code*, **Ann. of Nuc. Energy**, 128, (June 2019), 236-247
- [89] F.J.Briesmeister, *MCNP–A General Monte Carlo N–Particle Transport Code Manual*, LA–13709–M (2000)
- [90] Li Deng et al., *The coupledneutron transport calculation of Monte Carlo multi-group and continuous cross section*, **Ann. of Nuc. Energy**, (May.2019) 433-436 <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.12.032>

- [91] F.Espel, et. al., *New developments of the MCNP/CTF/NEM/NJOY code system – Monte Carlo based coupled code for high accuracy modeling*, **Annals of Nuclear Energy**, 51,(January 2013), 18-26
- [92] Njoy ara yüz için ACE dosyalarını düzenleme (2018). <https://www.nndc.bnl.gov/endl/b7.1/index.html>(on-line access on May. 2018)
- [93] M. Herman and A. Trkov, *Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data Files ENDF/B-VI and ENDF/B-VII*, National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory,Upton, NY 11973-5000 (2010)
- [94] Njoy ara yüz için ACE dosyalarının kullanımı. (2018). www.nndc.bnl.gov/endl/history.ht, (on-line access onMay 2018)
- [95] Nuclear Data Center, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) (2018). jendl@jaea.go.jp, (on-line access onMay 2018)
- [96] Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL), (2018). <http://www.nndc.jaea.go.jp/jendl/jendl.html>, (on-line access onMay 2018)
- [97] Japan Atomic Energy Agency, . (2018). <http://www.nndc.jaea.go.jp/ftpd/jendl/> (on-line access onMay 2018)
- [98] NEA, Nuclear Energy Agency,. (2018). https://www.oecd-nea.org/dbdata/data/nds_eval_libs.htm#JENDL40 (on-line access onMay 2018)
- [99] t2-Los Alamos National Laboratory,. (2018). <http://t2.lanl.gov/nis/data/jendl/neutronJ4.html> (on-line access on Jun. 2018)
- [100] Chinese Nuclear Data Center IAEA-NDS-61 (Rev. 3), International Atomic Energy Agency, 1996.
- [101] A New Look to Nuclear Data E. A. MccutchAn, D. A. Brown, AnD A. A. Sonzogni National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory, Upton, NY, USA 18 September 2017, 5-9
- [102] Nükleer Verinin Önemi. (2018). www.oec-nea.org, (on-line access on 25 September 2018)
- [103] J. D. Court, R. C. Brockho and J. S. Hendricks, LA-12885, Los Alamos National Laboratory, 1994.
- [104] R. E. MacFarlane and D. W. Muir, LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 2000.
- [105] K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa et al., *Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3* , **J. Nucl. Sci. Technol.** 11, (2002), 1125 <https://doi.org/10.1080/18811248.2002.9715303>
- [106] A. Koning, R. Forrest, M. Kellett et al., *The JEFF-3.1 Nuclear Data Library* JEFF Report 21, Nuclear Energy Agency, 2006. ISBN 92-64-02314-3

- [107] Blokhin A.I., Guy E.V., Ignatyuk A.V., Koba I.I., Manokhin V.N., Pronyaev V.G., Nötron Veri Kütüphanesi Brond-3.1'in Yeni Sürümü,. (2018). <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2016/2-5.pdf>, (on-line access on Jun 2018)
- [108] Rosfond, Rusya Ulusal Değerlendirilmiş Kütüphane Neutron Verileri (2018). <https://vant.ippe.ru/en/year2016/2/neutron-constants/1150-5.html>, (on-line access on Jun 2018)
- [109] Rosfond - Rusya Ulusal Değerlendirilmiş Kütüphane Neutron Verileri. S.V.Zabrodszkaya, A.V.Ignatyuk, V.N. Koshcheev, V.N. Manokhin, M.N. Nikolaev, V.G.Pronyaev Rusya Federasyonu Devlet Bilim Merkezi - Physico-Ener. (2018). <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2007/1.pdf> (on-line access on Jun 2018)
- [110] Brond-3.1 Problem of Atomic Science and Technology, Series: Nuclear and Reactor Constants. (2018). <https://vant.ippe.ru/en/year2017/2/neutron-constants/1347-11.html> (on-line access on Jun 2017)

ÖZGEÇMİŞ

KİŞİSEL BİLGİLER

Adı Soyadı: HİLAL BARDAKÇI
Doğum Tarihi: 28/11/1989
Doğum Yeri: MALATYA
E-posta: hilalbardakci44@hotmail.com

EĞİTİM BİLGİLERİ

2003-2006 Cumhuriyet Lisesi
2008-2012 Lisans İnönü Üniversitesi Fen-Edebiyat
Fakültesi Fizik Bölümü
(Not: Pedagojik Formasyon Belgesi
Eğitim Dönemi Alındı.)
2016-2019 Yüksek Lisans İnönü Üniversitesi Fen-Edebiyat
Fakültesi Fizik Bölümü/ Nükleer Fizik

İŞ DENEYİMİ

2012-2015 Zafer Dersanesi, Fizik Öğretmeni
(Malatya)
2017- ... Kültür Koleji (Malatya)

YAYIN LİSTESİ

- M. Günay, **H. Bardakçı**, “ Neutron Flux Calculation of The Certain Plutonium Mixed Fluids Using Monte Carlo Method” TURKISH PHYSICAL SOCIETY 33RD INTERNATIONAL PHYSICS CONGRESS, SEPTEMBER 6-10, 2017, BODRUM/TURKEY, pp. 709-709.
- M. Günay, **H. Bardakçı**, “ The Comparison 238-242 Pu(n, Γ) 239-243Pu of The Certain Plutonium Mixed Fluids İn A Hybrid Reactor”, TURKISH PHYSICAL

SOCIETY 33RD INTERNATIONAL PHYSICS CONGRESS, SEPTEMBER 6-10, 2017, BODRUM/TURKEY, pp. 714-714.

- M. Günay, **H. Bardakçı**, “The Investigation of Convert 238-242Pu(n, γ)239-243Pu in a Hybrid Reactor” 3rd International Conference on Theoretical and Experimental Studies in Nuclear Applications and Technology, 10-12 May 2017, ADANA/TURKEY, pp. 104-104.
- M. Günay, **H. Bardakçı**, “ The Calculation of Neutron Flux Using Monte Carlo Method”, EPJ Web of Conferences, Vol. 154 (2017), DOI:<https://doi.org/10.1051/epjconf/201715401025> (**EBSCO**).
- M. Düz, **H. Bardakçı**, “ The Calculation of Neutron Flux For Some Nuclear Libraries Using Monte Carlo Method”, 4rd International Conference on Theoretical and Experimental Studies in Nuclear Applications and Technology, 19-22 April 2018, ANTALYA/TURKEY, pp.148-148.
- M. Düz, **H. Bardakçı**, “ Three-dimensional Monte Carlo Calculation of the nuclear Parameters For Some Nuclear Libraries”, 4rd International Conference on Theoretical and Experimental Studies in Nuclear Applications and Technology, 19-22 April 2018, ANTALYA/TURKEY, pp.149-149.
- M. Düz, **H. Bardakçı**, “ Three-Dimensional Monte Carlo Comparison on the Nuclear Parameters of Each Isotope in the Some Nuclear Libraries and Am-Cm Additive Fluids”, PCFM'18 International Conference on Physical Chemistry and Functional Materials, 19-21 June 2018, ELAZIĞ/TURKEY, Oral Presentations, pp.202-202.
- **H. Bardakçı**, M. Düz “ The Comparison of Effect on Neutronic Calculations of ENDF/B-VIII.0 Nuclear Library and Am-Cm Additive Fluids in a Hybrid Reactor System”, PCFM'18 International Conference on Physical Chemistry and Functional Materials, 19-21 June 2018, ELAZIĞ/TURKEY, Oral Presentations, pp.191-191.
- M. Düz, **H. Bardakçı**, “ Neutron Flux Calculation of Am-Cm Additive Fluids for the Some Nuclear Libraries Using Monte Carlo Method”, PCFM'18 International Conference on Physical Chemistry and Functional Materials, 19-21 June 2018, ELAZIĞ/TURKEY, Poster Presentations, pp.132-132.

- M. Düz, **H. Bardakçı**, “Radiation Damage Effects in Each Isotope of Am-Cm Additive Fluids for the Some Nuclear Libraries in a Hybrid Reactor”, PCFM'18 International Conference on Physical Chemistry and Functional Materials, 19-21 June 2018, ELAZIĞ/TURKEY, Poster Presentations, pp.176-176.
- **H. Bardakçı**, M. Düz “The Effect of ENDF/B-VIII.0 Nuclear Library on Convert $^{232}\text{Th}(n,\gamma)^{233}\text{U}$ for Am-Cm Additive Fluids Using Monte Carlo Method”, PCFM'18 International Conference on Physical Chemistry and Functional Materials, 19-21 June 2018, ELAZIĞ/TURKEY, Poster Presentations, pp.225-225.
- **H. Bardakçı**, M. Düz “The Radiation Damage Calculations for ENDF/B-VIII.0 Nuclear Library and Am-Cm Additive Fluids Using Monte Carlo Method”, PCFM'18 International Conference on Physical Chemistry and Functional Materials, 19-21 June 2018, ELAZIĞ/TURKEY, Poster Presentations, pp.272-272.
- **H. Bardakçı**, M. Düz “Calculation Neutron Flux Of Curium-Added Fluids For Some Libraries In A Hybrid Reactor”, NSP18, 11. International Conference on Nuclear Structure Properties-NSP2018, 12-14 September 2018, TRABZON/TURKEY, Oral Presentations, pp.191-191.
- **H. Bardakçı**, M. Düz “INVESTIGATION OF NEUTRONIC CALCULATIONS IN CURIUM ADDED FLUID FOR SOME LIBRARIES OF A HYBRID REACTOR USING MONTE CARLO METHOD”, NSP18, 11. International Conference on Nuclear Structure Properties-NSP2018, 12-14 September 2018, TRABZON/TURKEY, Oral Presentations, pp.194-194.
- **H. Bardakçı**, **M. Düz** “CALCULATION OF RADIATION DAMAGE IN STRUCTURAL MATERIAL ISOTOPES FOR CURIUM ADDED FLUID AND SOME LIBRARIES USING MONTE CARLO METHOD”, NSP18, 11. International Conference on Nuclear Structure Properties-NSP2018, 12-14 September 2018, TRABZON/TURKEY, Oral Presentations, pp.196-196.
- **H. Bardakçı**, **M. Düz** “THE RADIAL INVESTIGATION OF RADIATION DAMAGE IN STRUCTURAL MATERIAL FOR CURIUM ADDED FLUID AND SOME LIBRARIES IN HYBRID REACTOR”, NSP18, 11. International Conference on Nuclear Structure Properties-NSP2018, 12-14 September 2018, TRABZON/TURKEY, Oral Presentations, pp.195-195.

- M. Düz, **H. Bardakçı**, “Calculation of Radiation Damage in Structural Material for Uranium and Minor Actinide Doped Fluids Using Monte Carlo Method”, 5rd International Conference on Theoretical and Experimental Studies in Nuclear Applications and Technology, 2-4 May 2019, AMASYA/TURKEY.
- M. Düz, **H. Bardakçı**, “The Effect of Uranium and Minor Actinide Doped Fluids on Convert $^{238}\text{U}(n,\gamma)^{239}\text{Pu}$ Using Monte Carlo Method ”, 5rd International Conference on Theoretical and Experimental Studies in Nuclear Applications and Technology, 2-4 May 2019, AMASYA/TURKEY.

