

T.C.
İNÖNÜ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

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

MEHTAP GÜNAY

DOKTORA TEZİ
FİZİK ANABİLİM DALI

MALATYA
ŞUBAT 2009

Tezin Bařlıđı: Monte Carlo Tekniđi Kullanılarak Bir Füzyon-Fisyon Hibrit Reaktöründe Üç Boyutlu Nötronik Hesaplamalar

Tezi Hazırlayan: Mehtap GÜNAY

Sınav Tarihi: 02.02.2009

Yukarıda adı geçen tez jürimizce değeriendirilerek Fizik Anabilim Dalında Doktora Tezi olarak kabul edilmiştir.

Sınav Jürisi Üyeleri

Prof. Dr. Mahmut DOĞRU Bitlis Eren Üniversitesi

Prof. Dr. Başar ŞARER Gazi Üniversitesi

Prof. Dr. Ali ŞAHİN İnönü Üniversitesi

Prof. Dr. H. İbrahim ADIGÜZEL İnönü Üniversitesi

Doç. Dr. Hüseyin GENCER İnönü Üniversitesi

İnönü İniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Onayı

Prof. Dr. İsmail Özdemir
Enstitü Müdürü

Onur Sözü

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

Mehtap GÜNAY

ÖZET

Doktora Tezi

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

Mehtap GÜNAY

İnönü Üniversitesi
Fen Bilimleri Enstitüsü
Fizik Anabilim Dalı

104 + xii sayfa

2009

Tez Danışmanı : Prof. Dr. Başar ŞARER

Bu çalışmada, ENDF kütüphanelerinin nötronik hesaplamalar üzerindeki etkisi incelenmiştir. Çalışmada, APEX füzyon teknolojisinden yararlanılarak bir APEX hibrit reaktörü tasarlanmıştır. Tasarlanan APEX hibrit reaktöründe ikinci sıvı duvar kalınlığı 50 cm ve ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, zırh bölgelerinde %10 UF₄ ağır metali ile %90 Flibe (Li₂BeF₄) eriyik tuz karışımından oluşan akışkan kullanılmıştır. Reaktörün ilk sıvı duvardaki nötron duvar yükü 10 MW/m² ve füzyon gücünün 4 GW değeri için tasarım yapılmıştır.

Tasarlanan reaktörün plazma bölgesinde D-T yakıtı kullanıldı. D-T füzyon reaksiyonu sonunda 14,1 MeV enerjili nötronlar açığa çıkmaktadır. 20 MeV'den düşük enerjilerde tesir kesiti için ENDF değerlendirilmiş nükleer veri dosyaları kullanıldığından, yapılan tasarımda tesir kesiti için ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3, BROND-2.2 ve CENDL-2 nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak reaktörün ilgili bölgelerindeki nötronik hesaplamalar incelenmiştir.

Reaktörün bütün bölgelerinde nötron akısı, depolanan enerji, fisyon enerjisi ve fisyon reaksiyon sayısı hesaplandı. Reaktörün ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, zırh bölgelerinde ve bu bölgelerdeki izotoplar için trityum üretim oranı (TBR), enerji çoğaltma faktörü (M), ısı enerjisi, (n,γ) reaksiyon sayısı ve bir yıldaki fisil yakıt üretimi hesaplandı. Reaktörün yapısal malzemesi olan çelik bölgesinde ve bu bölgedeki izotoplar için 30 tam güç yılında (FPY) radyasyon hasar parametreleri olan proton üretimi, döteryum üretimi, trityum üretimi, He-3 üretimi, He üretimi ve DPA değerleri hesaplandı.

Çalışmada, yapılan nötronik hesaplamaların kullanılan kütüphaneler için birbirine yakın değerler olduğu görüldü. Nötron akısı, depolanan enerji, fisyon enerjisi ve fisyon reaksiyon sayısı değerlerinin plazmadan reaktörün dış bölgesine doğru radyal olarak azaldığı, 1.10⁻¹⁰-20 MeV enerji aralığında değerlerin yüksek enerjilere doğru

arttığı görüldü. $TBR > 1,1$ ve $M > 1,2$ şartlarının kullanılan kütüphaneler için sağlandığı, ısı enerjisinin 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında yüksek enerjilere doğru arttığı, (n,γ) reaksiyonunun fisil yakıt üretimi üzerinde etkili olduğu ve ^{238}U fertil malzemesinden ^{239}Pu fisil yakıtının üretildiği görüldü. Yapısal malzemedeki nötronların (n,p) , (n,d) , (n,t) , $(n,^3\text{He})$, (n,He) reaksiyonları yaptığı ve radyasyon hasarı olan DPA oluşumuna neden olduğu görüldü. Üç boyutlu tasarım ve nükleonik hesaplamalar NJOY99 ve MCNPX-2.5.0 Monte Carlo kodu kullanılarak gerçekleştirildi.

ANAHTAR KELİMELELER: APEX, Sıvı Duvar, Tesir Kesiti, NJOY99, MCNPX-2.5.0

ABSTRACT

Ph. D. Thesis

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

Mehtap GÜNAY

İnönü University
Graduate School of Natural and Applied Sciences
Department of Physics

104 + xii pages

2009

Supervisor: Prof. Dr. Başar ŞARER

In this study, analyzed the effects of ENDF libraries on these neutronic calculations. The study, an APEX hybrid reactor was designed by using APEX fusion technology. The thickness of the liquid second wall of the designed APEX hybrid reactor was 50 cm and a liquid composed of 10% of UF_4 heavy metal and 90% of Flibe (Li_2BeF_4) salt solution mixture was used in the liquid first wall, liquid second wall, shield parts. The design was made by taking the neutron wall load on the liquid first wall of the reactor as 10 MW/m^2 and fusion power as 4 GW.

D-T fuel was used in the plasma part of the designed reactor. At the end of D-T fusion reaction, neutrons of 14.1 MeV energy were released. ENDF evaluated nuclear data files were used to cross sections at energies $<20 \text{ MeV}$; therefore, neutronic calculations related with the concerned parts of the reactor were analyzed by using ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3, BROND-2.2 and CENDL-2 nuclear reactions cross sections libraries so as to cross sections in the scope of the design.

Neutron flux, stored energy, fission energy and fission reaction numbers were calculated for each part of the reactor. Tritium breeding rate (TBR), energy multiplication factor (M), heating, (n,γ) reaction number and annual fissile fuel production was calculated at the liquid first wall, liquid second wall, shield parts of the reactor and for the isotopes in these parts. The values of the radiation damage parameters of proton production, deuterium production, tritium production, He-3 production, He production and DPA in 30 full power years (FPY) were calculated at the steel part constituting the structural material of the reactor and for the isotopes in this part.

The study showed that neutronic calculations made were similar values for the libraries used. It was found out that the values of neutral flux, stored energy, fission energy and fission reaction number decreased radially from the plasma towards the

outer part of the reactor and that these values tended to increase towards high energy levels in 1.10^{-10} -20 MeV energy range. It was also revealed that $TBR > 1.1$ and $M > 1.2$ conditions were met for the libraries concerned; that heating increased towards high energy levels in 1.10^{-10} -20 MeV energy range; that (n,γ) reaction was effective on fissile fuel production and that ^{238}U fertile material produced ^{239}Pu fissile fuel. Neutrons in structural material were detected to result in (n,p) , (n,d) , (n,t) , $(n,^3\text{He})$, (n,He) reactions and formation of DPA, which is a kind of radiation damage. Three-dimensional design and nucleonic calculations were made by using NJOY99 and MCNPX-2.5.0 Monte Carlo code.

KEYWORDS: APEX, Liquid Wall, Cross Sections, NJOY99, MCNPX-2.5.0

TEŞEKKÜR

Yüksek Lisans dönemimden, doktora tezimin hazırlanmasına kadar geçen süre içerisinde yardım, öneri ve desteğini esirgemedi beni yönlendiren danışman hocam Sayın Prof. Dr. Başar ŞARER'e,

Başta bölüm başkanımız Sayın Prof. Dr. Ali ŞAHİN olmak üzere bütün hocalarım ve mesai arkadaşlarıma,

Ayrıca tüm hayatım boyunca olduğu gibi tez çalışmalarım süresince de benden desteklerini esirgemeyen ve beni kalplerinde büyüten çok değerli AİLEM'e

sonsuz teşekkür ederim.

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT.....	iii
TEŞEKKÜR	v
İÇİNDEKİLER	vi
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	viii
ÇİZELGELER DİZİNİ.....	x
SİMGELER VE KISALTMALAR.....	xii
1. GİRİŞ	1
2. FÜZYON REAKSİYONU.....	7
2.1. Döteryum-Döteryum (D-D) Reaksiyonları.....	7
2.2. Döteryum-Trityum (D-T) Reaksiyonları.....	7
2.3. Füzyon Enerjisinin Hesaplanması.....	8
2.4. Füzyon Reaksiyonunun Gerçekleşebilme Koşulları.....	9
2.5. Füzyon Yakıtları.....	11
2.6. Füzyon Enerjisinde Karşılaşılan Sorunlar.....	12
3. HİBRİT (Füzyon-Fisyon) REAKTÖRLER.....	13
3.1. APEX Hibrit Reaktörü.....	16
3.1.1. Yakıt.....	21
3.1.2. Soğutucu.....	22
3.1.3. Yapısal Malzeme.....	26
4. TESİR KESİTİ KÜTÜPHANELERİ ve BİLGİSAYAR KODLARI.....	28
4.1. Tesir Kesiti Kütüphaneleri.....	28
4.1.1. ENDF/B Kütüphanesi.....	29
4.1.1.1. ENDF/B-VI Kütüphanesi.....	29
4.1.1.2. ENDF/B-VII Kütüphanesi.....	29
4.1.2. JENDL Kütüphanesi.....	30
4.1.3. JEFF Kütüphanesi.....	30
4.1.4. BROND Kütüphanesi.....	30
4.1.5. CENDL Kütüphanesi.....	31
4.2. Bilgisayar Kodları.....	31
4.2.1. Monte Carlo Yöntemi.....	31
4.2.1.1. MCNP (Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu)	32
4.2.1.2. MCNPX-2.5.0 (Monte Carlo N- Particle Extending Code)	33
4.2.2. NJOY99.....	38
5. HESAPLAMALAR.....	42
5.1. Akı Hesabı.....	46
5.2. Fisyon Enerjisi ve Fisyon Reaksiyon Sayısı.....	46
5.3. Trityum Üretim Oranı (Tritium Breeding Rate=TBR)	48
5.4. Enerji Çoğaltma Faktörü (Energy Multiplication Factor = M)	50
5.5. Isı Enerjisi (Heating)	52
5.6. Fisil Yakıt Üretimi.....	54
5.7. Radyasyon Hasarı.....	56
5.7.1. Proton Üretimi.....	57
5.7.2. Döteryum Üretimi.....	57

5.7.3. Tritiyum Üretimi.....	58
5.7.4. He-3 Üretimi.....	60
5.7.5. He Üretimi.....	61
5.7.6. DPA (Displacement Per Atom)	62
6. SONUÇLAR ve ÖNERİLER.....	93
7. KAYNAKLAR.....	97
ÖZGEÇMİŞ.....	104

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 3.1.	Bir hibrit reaktörünün gösterimi.....	13
Şekil 3.2.	APEX hibrit reaktörünün gösterimi.....	18
Şekil 3.3.	Yerçekimi momentum tahrikiyle (GMD) sıvı duvar teşkili	20
Şekil 3.4.	Elektromanyetik olarak tutma (EMR) sıvı duvar kavramı gösterimi....	21
Şekil 3.5.	Lityum için sıcaklık akış şeması.....	24
Şekil 3.6.	Flinabe için sıcaklık akış şeması.....	24
Şekil 3.7.	$Li_{20}Sn_{80}$ için sıcaklık akış şeması.....	25
Şekil 3.8.	Flibe için sıcaklık akış şeması.....	26
Şekil 4.1.	NJOY'dan MCNPX'e tesir kesiti üretiminin şematik gösterimi.....	39
Şekil 5.1.	Çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktörünün iki boyutlu gösterimi.	77
Şekil 5.2.	Çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktörünün bölge, yarıçap ve kalınlıkları.....	77
Şekil 5.3.	İkinci sıvı duvar kalınlığının ve seçilen ağır metal oranının artması ile ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve çelik bölgesinde ortalama nötron akı değişimi.....	78
Şekil 5.4.	İkinci sıvı duvar kalınlığının ve seçilen ağır metal oranının artması ile yapısal malzeme olan çelikteki DPA değişimi.....	78
Şekil 5.5.	Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerindeki nötron akı değişimi.....	79
Şekil 5.6.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama nötron akısının nötron enerjisine göre değişimi.....	80
Şekil 5.7.	Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerindeki fisyon enerjisi değişimi.....	81
Şekil 5.8.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama fisyon enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi.....	82
Şekil 5.9.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama fisyon reaksiyon sayısının nötron enerjisine göre değişimi....	82
Şekil 5.10.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde 6Li 'daki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi.....	83
Şekil 5.11.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde 7Li 'deki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi.....	83
Şekil 5.12.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde doğal Li 'deki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi.....	84
Şekil 5.13.	Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde depolanan nötron enerji değişimi.....	85
Şekil 5.14.	Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde depolanan foton enerji değişimi.....	86
Şekil 5.15.	Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde depolanan toplam enerji değişimi.....	87

Şekil 5.16.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama depolanan nötron enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi.....	88
Şekil 5.17.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama depolanan foton enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi.....	88
Şekil 5.18.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama depolanan toplam enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi.....	89
Şekil 5.19.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama (n, γ) reaksiyon sayısının nötron enerjisine göre değişimi.....	89
Şekil 5.20.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama proton üretiminin nötron enerjisine göre değişimi.....	90
Şekil 5.21.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama döteryum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi.....	90
Şekil 5.22.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi.....	91
Şekil 5.23.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama He-3 üretiminin nötron enerjisine göre değişimi.....	91
Şekil 5.24.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama He üretiminin nötron enerjisine göre değişimi.....	92
Şekil 5.25.	ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama DPA'nın nötron enerjisine göre değişimi.....	92

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.1.	Radioaktif elementler, atık yüzdeleri, yarılanma ömürleri ve etkin doz katsayısı miktarlarının gösterimi.....	3
Çizelge 3.1.	Trityum üreten enerji taşıyıcı sıvıların bazı özellikleri.....	23
Çizelge 4.1.	ENDF/B kütüphanesinin versiyonları.....	29
Çizelge 4.2.	Yüzey denklemleri.....	36
Çizelge 4.3.	Tally sembolleri ve açıklamaları	38
Çizelge 4.4.	Programı durdurma kartları.....	38
Çizelge 5.1.	Çalışmadaki APEX reaktör tasarımında kullanılan reaktörün bölgeleri, bölgelerde kullanılan malzemeler, bölgelerin içerdiği izotoplar ve izotopların bulunma oranları, bölgelerin kütle ve atomik yoğunlukları.....	64
Çizelge 5.2.	Çalışmada kullanılan APEX reaktör tasarımının iç kısmındaki bölgeler, malzemeler, hacim ve kütleler.....	65
Çizelge 5.3.	Çalışmada kullanılan APEX reaktör tasarımının dış kısmındaki bölgeler, malzemeler, hacim ve kütleler.....	65
Çizelge 5.4.	UF ₄ karışımli akışkanın ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde kullanılması ile elde edilen nötronik sonuçlar.....	66
Çizelge 5.5.	ThF ₄ karışımli akışkanın ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde kullanılması ile elde edilen nötronik sonuçlar.....	67
Çizelge 5.6.	UF ₄ ve ThF ₄ karışımli akışkanın ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde kullanılması ile çelik bölgesinde elde edilen DPA değeri.....	68
Çizelge 5.7.	Çalışmadaki APEX reaktör tasarımında kullanılan farklı kütüphaneler için hesaplanan nötronik sonuçlar.....	68
Çizelge 5.8.	Farklı kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinin ve bu bölgelerde kullanılan izotopların TBR sonuçları.....	69
Çizelge 5.9.	Farklı kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinin ve bu bölgelerde kullanılan izotopların M sonuçları..	70
Çizelge 5.10.	Farklı kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinin ve bu bölgelerde kullanılan izotopların ısı enerjisi sonuçları.....	71
Çizelge 5.11.	Farklı kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinin ve bu bölgelerde kullanılan izotopların (n,γ) reaksiyon sonuçları.....	72
Çizelge 5.12.	Farklı kütüphaneler için fertil ²³⁸ U izotopunun ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde a)(n,γ) reaksiyon sonuçları b) ²³⁹ Pu fisil yakıt üretim sonuçları.....	73
Çizelge 5.13.	Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların proton üretimi sonuçları.....	73
Çizelge 5.14.	Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların döteryum üretimi sonuçları.....	74

Çizelge 5.15.	Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların trityum üretimi sonuçları.....	74
Çizelge 5.16.	Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların He-3 üretimi sonuçları.....	75
Çizelge 5.17.	Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların He üretimi sonuçları.....	75
Çizelge 5.18.	Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların DPA sonuçları.....	76

SİMGELER VE KISALTMALAR

Q	Reaksiyon enerjisi
B	Manyetik alan
Bq	Aktiflik birimi
c	Işık hızı (MeV/akb)
DPA	Atomik yer değiştirme
E	Enerji (MeV)
°F	Fahrenheit
FPY	Tam güç yılı
g	Yerçekimi ivmesi (m/s ²)
$\vec{J}$	Poloidal akım yoğunluğu
°K	Kelvin
m	Kütle (akb)
M	Enerji çoğaltma faktörü
MCNP	Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu
NBI	Nötr ışın demeti enjeksiyonu
NJOY	Nükleer veri işlem sistemi
rf	Radyo frekansı
S _v	Doz eşdeğeri birimi
TBR	Trityum üretim oranı

1. GİRİŞ

20. yüzyılda özellikle 2. Dünya savaşıdan sonra teknolojik ilerlemeler ve nüfusun hızla artması ile dünyanın enerjiye olan ihtiyacı giderek artmıştır.

Fisyon ve füzyon reaksiyonlarının keşfinden sonra, bu reaksiyonlardan elde edilen yüksek enerjileri kullanarak, enerji ihtiyacını karşılayacak yollar aranmıştır. Fisyon ve füzyon reaksiyonlarıyla elde edilen enerjinin dışında, enerji üretimi için fosil yakıtlar (petrol, kömür,...vb.), hidroelektrik ve termik santraller kullanılmaktadır. Fosil yakıt rezervlerinin sınırlı olması, fosil yakıtların yaydığı CO₂ ile çevre kirliliğine, SO₂ ve NO₂ gazları ile asit yağmurlarına sebep olmasından dolayı fosil yakıt kullanımı sınırlı olarak yapılmaktadır. Hidroelektrik santrallerde akarsu kaynaklarının yetersiz oluşu ve termik santrallerde çevre kirliliğine neden olan CO₂ gazının yayılması ile hidroelektrik ve termik santrallerde de enerji üretimi sınırlıdır. Enerji kaynaklarının yetersiz oluşu, nüfusun hızla artması ile enerji tüketiminde meydana gelen hızlı artış ve mevcut enerji kaynaklarının kullanılması ile meydana gelen çevre sorunları, bilim insanlarını kaynak sorunu olmayan, yüksek enerji sağlayan, çevre sorununa neden olmayan temiz, ucuz ve sürekli enerji kaynakları bulmaya yöneltmiştir. Bu yüzden bilim insanları, fisyon ve füzyon reaksiyonlarından elde edilen yüksek enerjileri kullanarak enerji ihtiyacını karşılamak için nükleer reaktörler ve elektrik üretimi için de nükleer santraller kurma yoluna gitmişlerdir. Fisyon ve füzyon reaksiyonlarının gerçekleşmesinde kaynak sorununun olmaması, reaksiyonlar sonunda yüksek enerjinin sağlanması ile enerji ihtiyacının karşılanması, CO₂'nin yayınlanmaması ile çevre sorununa neden olmaması yüzünden geleceğin alternatif temiz enerji kaynağının nükleer reaktörler olacağı ve enerji ihtiyacının büyük ölçüde nükleer reaktörlerden sağlanacağı görülmektedir [1, 2]. Ayrıca, nükleer teknolojinin kullanılması yalnızca nükleer alanda değil aynı zamanda 21. yüzyılın toplumlarında bilim ve teknolojinin gelişimi için de yeni bir vizyon oluşturacaktır.

Nükleer reaktörler, içerisinde gerçekleşen reaksiyonlara göre fisyon, füzyon ve hibrit (füzyon-fisyon) reaktörleri olmak üzere 3 kısma ayrılırlar. 2007 yılı itibariyle dünya üzerinde 30 ülkede 439 adet fisyon reaktörü işletimdedir [3]. Füzyon ve hibrit reaktörler ise teknolojik ve ekonomik yetersizliklerden dolayı şimdilik araştırma ve laboratuvar aşamasındadırlar.

Nükleer enerji üretimi için kullanılan fisyon reaktörlerinde yakıt olarak %3-5 oranında zenginleştirilmiş ^{235}U kullanılır. Doğal uranyum %99,2742 oranında ^{238}U , %0,7204 oranında ^{235}U ve %0,0054 oranında da ^{234}U izotopundan oluşur [4]. ^{238}U izotopu sadece hızlı nötronlarla fisyon reaksiyonu verebilir. ^{238}U doğada çok bol bulunmasına rağmen yavaş (termal) nötronlarla tesir kesiti çok düşüktür, bu sebeple enerji üretiminde kullanılmamaktadır. ^{235}U izotopu ise hızlı ya da yavaş nötronlarla fisyon reaksiyonu verebilir ve reaktörlerde yakıt olarak kullanılır. Ancak ^{235}U 'in tesir kesiti yüksek olmasına rağmen doğada çok az miktarda bulunmaktadır. Bu sebeple mevcut reaktörler uranyum yakıtının ancak %1 kadarını değerlendirip %99 kadarını kullanılmayan yüksek derecede radyoaktif atık olarak geride bırakırlar. Reaktörlerde nükleer yakıtın bir kez kullanımı sonucunda “yüksek seviyeli atık” adı verilen uranyum-ötesi elementler (^{237}Np , ^{239}Pu , ^{241}Am , ^{245}Cm) ile uzun ömürlü fisyon ürünleri (^{93}Zr , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{129}I , ^{135}Cs) oluşmaktadır [5].

2007 itibariyle mevcut fisyon reaktörlerinde 1 yılda elde edilen toplam kurulu güç 372,21 MW'tır. Bu gücün elde edilebilmesi için yılda yaklaşık 8500 ton yakıt harcanıp, 23 ton/MW radyoaktif atık meydana gelmektedir [6, 7]. Bu radyoaktif atıkların yaklaşık %94,6'sını (21,76 ton/MW) uranyum, %4,2'sini (0,97 ton/MW) fisyon ürünleri, %1,2'sini (0,28 ton/MW) uranyum ötesi elementler oluşturmaktadır [8]. Radyoaktif atıkların çıkış miktarları, yarılanma ömürleri ve etkin doz katsayısı miktarları Çizelge 1.1'de gösterilmiştir. Radyoaktif atıkların çevre ve insan sağlığını etkilememesi, insanların ve çevrenin en etkin şekilde korunması için atıklar, jeolojik depolama bölgelerine gönderilmektedir [9, 10]. Ancak her yıl yaklaşık 8500 ton radyoaktif atığın jeolojik depolama bölgelerine gönderilerek depolanması, bu bölgelerin gelecekte giderek geniş bir alan kaplayıp insan yaşamını tehdit edeceğini göstermektedir.

2007 yılı itibariyle Amerika sahip olduğu 104 adet reaktörle kurulu gücün yaklaşık %27'sini, Fransa 59 adet reaktörle gücün %17'sini, Japonya 55 adet reaktörle gücün %13'ünü oluşturmaktadır. Amerika, Fransa ve Japonya sahip oldukları toplam 218 adet nükleer reaktör ile dünyadaki mevcut 439 adet nükleer reaktörlerden sağlanan elektrik üretiminin yaklaşık %57'sini sağlayan ülkelerdir. Ayrıca, bu üç ülke sahip oldukları toplam nükleer reaktör sayısı ile dünyadaki mevcut nükleer reaktör sayısının yaklaşık yarısına sahip ülkelerdir. 2007 yılı itibariyle Brezilya, Çin, Çek Cumhuriyeti, Fransa, Hindistan, Japonya, Kore, Pakistan, Romanya, Rusya ve Slovak Cumhuriyeti

nükleer reaktör sayılarını artıran ülkelerdir. Bunun yanısıra Bulgaristan, Kanada, Almanya, Litvanya, Hollanda, İspanya, İsveç, İngiltere ve A.B.D. nükleer reaktör sayılarını azaltan ülkelerdir [3]. Nükleer reaktör sayılarını azaltma kararı alan bu ülkelerin 1979 yılında A.B.D.’deki “TMI-2” kazası, 1986 yılında Rusya’daki “Çernobil” kazasının olması, nükleer reaktörlerin çevre sorunları oluşturması ve nükleer silahların yaygınlaşması endişesi ile bu kararı aldıkları düşünülmektedir. Ancak yapılan araştırmalar, reaktör kazalarının ihmal ve bilgisizlikten kaynaklandığını normal çalışma şartlarında nükleer reaktörlerin son derece güvenli olduğunu göstermiştir.

Çizelge 1.1. Radyoaktif elementler, atık yüzdeleri, yarılanma ömürleri ve etkin doz katsayısı miktarlarının gösterimi [8]

Radyoaktif Elementler	Atık Yüzdesi	Yarıömür (yıl)	Etkin Doz 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
Neptünyum	%0,06		
^{237}Np	%100	$2,14 \cdot 10^6$	11
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	$3,75 \cdot 10^5$	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	$4,76 \cdot 10^3$	21
Fisyon Ürünleri	%4,2		
^{93}Zr	%30,6	$1,53 \cdot 10^6$	0,11
^{99}Tc	%35,2	$2,11 \cdot 10^5$	0,078
^{107}Pd	%9,5	$6,5 \cdot 10^6$	0,004
^{126}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

Nükleer fisyon reaktörlerinden yüksek enerji sağlanması ve CO₂ gazı yayınlanmamasına rağmen, reaktör içerisinde meydana gelen reaksiyonlar sonucunda kararsız, uzun ve kısa yarı ömürlü radyoaktif atıklar meydana gelmektedir. Radyoaktif atıkların oluşması, bu atıkların taşınması, depolanması nükleer fisyon reaktörleri için sorun oluşturmaktadır. Ayrıca mevcut reaktörlerin yakıt olarak doğal uranyumun %1 gibi çok az bir yüzdesini kullanıp kalan kısmını atık olarak bırakması, gelecekte nükleer yakıt temininin zorlaşacağını göstermektedir. Yapılan bazı araştırma sonuçlarına göre, doğal uranyumdan karşılanmakta olan bölünebilir yakıt ihtiyacının, başka bir alternatif bulunmadıkça, 21. yüzyılın ilk çeyreğinin sonuna doğru karşılanamaz bir duruma geleceği belirtilmektedir.

Nükleer enerji üretimi için araştırma aşamasında olan füzyon reaktörlerinde yakıt olarak döteryum-döteryum ya da döteryum-trityum kullanılır. Döteryum ve trityum hidrojenin izotoplarıdır. Hidrojen %0,015 oranında döteryumdan oluşur. Trityum ise 12,3 yıl yarılanma ömrüne sahip radyoaktif bir izotop olup, yapay olarak üretilir. Füzyon reaktörlerinde döteryum-döteryum ya da döteryum-trityum yakıtlarının kullanılması ile fisyonla göre çok daha yüksek enerji elde edilebilmektedir. Ayrıca füzyon reaksiyonunun gerçekleşmesi ile fisyondaki kadar radyoaktif atık oluşmamaktadır.

Füzyon reaksiyonunun gerçekleşmesi için kullanılan hammaddelerin bol ve kolay bulunması, füzyon reaksiyonu sonunda çok yüksek enerjinin açığa çıkması ve füzyon reaksiyonu ile radyoaktif atıkların fisyondaki kadar çok meydana gelmemesi füzyon reaktörlerini fisyon reaktörlerine göre daha cazip hale getirmiştir. Ancak, yapılan denemelerde füzyon enerjisi çok kısa süreler için elde edilebilmiştir. Ayrıca füzyon reaksiyonu en az 100 milyon °C'de gerçekleşebildiğinden, bilimsel ve teknik yetersizlikten dolayı bu yüksek sıcaklıkta füzyonun kontrollü ve sürekli olarak sağlanması şimdilik mümkün olamamıştır [11]. Bu yüzden önümüzdeki yıllarda bilgi ve teknolojinin yeterli olgunluğa erişmesi ile füzyon reaktörlerindeki bu sorunların giderileceği ve gerek duyulan temiz, ucuz, sürekli enerji kaynağı olarak füzyon reaktörlerinin kullanılabileceği düşünülmektedir.

Füzyon reaktörlerinin şimdilik enerji kaynağı olarak kullanılamaması, fisyon reaktörlerinde uranyum yakıtının sadece %1'lik kısmının kullanılıp geri kalan kısmının atık olarak bırakılması yüzünden önümüzdeki yüzyılda nükleer yakıt temini konusunda

bir sıkıntıya düşülmemesi için bugünden yeni bir kaynak arayışına yönelmek artık bir zorunluluk olmuştur. Bu yüzden yüksek enerji ve nükleer yakıt elde edilmesi, depolama alanlarındaki atık miktarının azaltılması, harcanmış yakıtta bulunan uranyum ötesi elementleri kullanmak üzere tekrar işleyerek geri kazanılması ve uzun ömürlü fisyon ürünlerinin zararsız hale getirilmesi konularında birçok araştırmacı tarafından hibrit reaktör sistemi teklif edilmiştir. Bu reaktör sistemi; çekirdek birleşme ve bölünme (füzyon-fisyon) olaylarının birlikte gerçekleştirilebildiği bir sistemdir.

Diğer reaktörlerde olduğu gibi, hibrit reaktörlerin de amacı; kaynak sorunu olmayan, yüksek enerji sağlayan, CO₂ ve radyoaktif atık gibi çevre sorununa neden olmayan temiz, ucuz ve sürekli enerji kaynağı olmaktır.

Nükleer enerji üretimi için araştırma aşamasında olan hibrit reaktörlerinde yakıt olarak füzyon reaktörlerinde olduğu gibi, döteryum-döteryum ya da döteryum-trityum yakıtı kullanılır. Fisyon reaktörlerinde kullanılan yakıtlara göre (U, Th,...vb.), hibrit reaktörlerinde yakıt olarak kullanılan döteryum suda bol miktarda bulunur. Bir ton su yaklaşık 30 gr döteryum içerir. Ayrıca trityum yapay olarak kolayca elde edilebilmektedir. Bu yüzden döteryum ve trityumun reaktör yakıtı olarak kullanılması cazip görünmektedir.

Hibrit reaktörlerinde enerji üretimi çoğunlukla; füzyon reaksiyonunun gerçekleştiği plazma ile fisyon ve dönüşüm reaksiyonlarının gerçekleştiği duvardan (blanket) sağlanmaktadır. Buna göre, döteryum-trityum yakıtının füzyon reaksiyonu ile oluşan plazmadan 3,5 MeV'lik Helyum ve 14,1 MeV'lik füzyon nötronları açığa çıkmaktadır. Füzyon nötronları plazmanın etrafını saran ²³⁸U veya ²³²Th gibi fertil malzemelerin bulunduğu duvara çarpar. Böylece füzyon nötronları ²³⁸U veya ²³²Th fertilleri ile dönüşüm ve fisyon reaksiyonu yaparak ²³⁹Pu veya ²³³U fisilleri ve fisyon nötronları oluşturmaktadır. ²³⁹Pu ve ²³³U fisilleri fisyon reaktörlerinde kullanılan yakıt hammaddeleridir [12, 13]. Ayrıca fisyon reaktörlerinde yakıt olarak kullanılan doğal uranyumun sadece, ²³⁵U'in tesir kesitinin yüksek olmasından dolayı ²³⁵U'in bolluk oranı olan yaklaşık %1'lik kısmı kullanılıp, ²³⁸U'in tesir kesitinin az olmasından dolayı ²³⁸U'in bolluk oranı olan yaklaşık %99'luk kısmı kullanılmamakta idi. Hibrit reaktör sayesinde döteryum-trityum füzyon reaksiyonu ile açığa çıkan 14,1 MeV'lik füzyon nötronları plazmanın etrafını saran ²³⁸U ile nötron soğurulması (yakalaması) yaparak dönüşüm yolu ile ²³⁸U'den ²³⁹Pu yakıtı elde edilmektedir. Yani hibrit reaktörde fisyon ve ²³⁹Pu'a dönüşüm ile doğal uranyum %100 kullanılmış olmaktadır. Hibrit reaktörde

uranyumun %100 kullanılması ile uranyumun, 21. yüzyılın ilk çeyreğinin sonuna kadar değil çok daha uzun yıllar nükleer yakıt olarak kullanılabileceğini göstermektedir.

Hibrit reaktörde, bol ve kolay bulunan yakıtların (döteryum, trityum) füzyon reaksiyonu ile oluşan hızlı nötronların, fertil malzeme ile dönüşüm ve fisyon reaksiyonu sonucunda hem enerji, hem de fisyon reaktörleri için nükleer yakıt üretilmektedir. Ayrıca hibrit reaktörler, fisyon reaktörleri kadar radyoaktif atık oluşturmazlar. Aksine uzun ömürlü radyoaktif atıkların, plazmadan çıkan yüksek enerjili nötronlarla fisyon reaksiyonu yapması ile radyoaktif atıklar, kararlı ya da kısa ömürlü hale getirilmektedir.

Füzyon reaktörler; kaynak sorunu olmaması, yüksek enerji sağlaması, CO₂ ve radyoaktif atık gibi çevre sorununa neden olmaması bakımından fisyon reaktörlerine göre avantajlıdır. Hibrit reaktörler ise, bu avantajlara ilave olarak füzyon ve fisyon reaksiyonlarını bir arada gerçekleştirerek nükleer enerji ve fisil yakıt üretimi sağladığından füzyon reaktörlerine göre daha avantajlıdır.

Buna göre, gelecekte hibrit reaktörlerin fisyon ve füzyon reaktörlerine tercih edileceği ve gerek duyulan temiz, ucuz, sürekli enerji kaynağı olarak hibrit reaktörlerin kullanılacağı tahmin edilmektedir.

Nükleer reaksiyon tesir kesitleri deneysel ölçüm, teorik hesaplamalar ve değerlendirilmiş nükleer veri dosyaları (Evaluated Nuclear Data File, ENDF) olmak üzere üç farklı yolla elde edilir. Geniş aralıklardaki enerjiler için periyodik tabloda bulunan tüm izotoplar için tesir kesitlerini ölçmek hem fiziksel hem de ekonomik olarak imkansızdır. Bu yüzden model hesaplamaları, nükleer reaksiyon tesir kesitlerinin elde edilmesinde önemli rol oynar [14, 15].

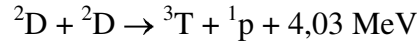
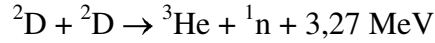
Bu çalışmada ENDF kütüphanelerinin nötronik hesaplamalar üzerindeki etkisi incelenmiştir. Çalışmada APEX füzyon teknolojisinden faydalanarak bir APEX hibrit reaktör modeli tasarlanmış ve farklı değerlendirilmiş nükleer veri dosyaları, ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3, BROND-2.2 ve CENDL-2 kullanılarak; reaktörün çeşitli bölgeleri için trityum üretim oranı (TBR), enerji çoğaltma faktörü (M), fisyon enerjisi, fisil yakıt üretimi, depolanan ısı enerjisi (heating), radyasyon hasarı gibi bir APEX hibrit reaktörünün önemli parametreleri hesaplanmıştır. Sonuçlar kıyaslanarak mevcut veri dosyalarının, hesaplamalar üzerindeki etkileri incelenmiştir. Hesaplamalarda MCNPX-2.5.0 Monte Carlo kodu kullanılmıştır.

2. FÜZYON REAKSİYONU

İki hafif çekirdeğin birleşerek daha ağır bir çekirdek oluşturması olayına **füzyon reaksiyonu** denir. Füzyon, güneş ve diğer yıldızların enerji kaynağıdır. En temel füzyon reaksiyonu, $p + p \rightarrow {}^2\text{He}$ 'dir. Ancak ${}^2\text{He}$ 'nin kararsız olması nedeni ile bu reaksiyon mümkün değildir. Gerçekleşmesi mümkün füzyon reaksiyonları döteryum-döteryum, döteryum-trityum reaksiyonlarıdır.

2.1. Döteryum-Döteryum (D-D) Reaksiyonları

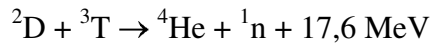
Bir proton ve bir nötrondan oluşan, ${}_1^2\text{H}$ sembolü ile gösterilen hidrojen çekirdeğinin izotopuna **döteryum** denir. Döteryum ${}^2\text{D}$ ile de gösterilebilir.



İki döteryum çekirdeğinin reaksiyona girmesiyle meydana gelen füzyon reaksiyonuna **döteryum-döteryum** veya **D-D reaksiyonları** denir.

2.2. Döteryum-Trityum (D-T) Reaksiyonları

Bir proton ve iki nötrondan oluşan, ${}_1^3\text{H}$ sembolü ile gösterilen hidrojen çekirdeğinin izotopuna **trityum** denir. Trityum ${}^3\text{T}$ ile de gösterilebilir.

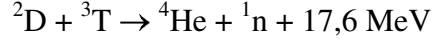


Bir döteryum, bir trityum çekirdeğinin reaksiyona girmesiyle meydana gelen füzyon reaksiyonuna **döteryum-trityum** veya **D-T reaksiyonları** denir.

Gelen parçacıkların kinetik enerjileri ihmal edilebilecek ölçüde küçük ise D-T reaksiyonu ile açığa çıkan 17,6 MeV'lik enerji ${}^4\text{He}$ ve ${}^1_0\text{n}$ arasında paylaşılır. Enerji paylaşımı sonucunda yaklaşık 14,1 MeV değerinde bir nötron ve 3,5 MeV değerinde bir ${}^4\text{He}$ yayınlanır. D-T reaksiyonu büyük bir enerji açığa çıkardığı için genellikle hızlı nötron kaynağı olarak kullanılır [9, 12, 13].

2.3. Füzyon Enerjisinin Hesaplanması

D-T reaksiyonu ile oluşan füzyon reaksiyonu sonunda açığa çıkan enerji şöyle hesaplanır:



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

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

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

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

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

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

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

Açığa çıkan bu enerji Helyum ve füzyon nötronları arasında paylaşılır. D-T için yukarıda yazılan füzyon reaksiyonu sonunda açığa çıkan füzyon enerjisi yaklaşık 17,6 MeV'dir. Bu enerji için;

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

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

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

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

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

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

Görüldüğü gibi, D-T füzyon reaksiyonu ile açığa çıkan füzyon nötronları, yaklaşık 14,1 MeV'lik çok yüksek enerji değerine yani enerjinin yaklaşık %80'ine sahiptir. Oysaki fisyon reaksiyonu ile elde edilen fisyon nötronlarının her biri sadece 2 MeV değerindedir. Ancak D-T füzyon reaksiyonu ile açığa çıkan 14,1 MeV değerindeki nötronlar yüksek enerjili olduklarından manyetik bir alan içinde durdurulamazlar ve manyetik alanda hapsedilemezler. Bu nedenle plazma hacmi nötronu tutan bir

madde ile sarılmalıdır. D-D reaksiyonunda ise açığa çıkan enerjinin yaklaşık %75'i proton ve nötronlara aittir.

Enerji kaynağı olarak füzyonun, fisyonu göre başlıca iki avantajı vardır. Bunlardan birincisi, hafif çekirdeklerin bol miktarda bulunmaları ve kolay elde edilebilmeleridir. Diğeri ise, füzyon ürünlerinin genellikle hafif çekirdekler olmaları ve radyoaktif ağır çekirdeklerden daha kararlı olmalarıdır. Füzyonun dikkate değer tek dezavantajı, hafif çekirdeklerin birleşmeden önce Coulomb engelini aşmak zorunda olmalarıdır [9, 11-13].

2.4. Füzyon Reaksiyonunun Gerçekleşebilme Koşulları

Laboratuvar ortamında füzyon enerjisinin elde edilebilmesi için sıcaklık, yoğunluk ve zaman parametrelerinin yeterli olarak sağlanması gereklidir.

1. Sıcaklık: Füzyon reaksiyonu, maddenin plazma halinde oluşabilen bir nükleer reaksiyon olduğundan, yüksek sıcaklık füzyon reaksiyonunun ilk şartıdır.

Füzyon reaksiyonu iki hafif çekirdeğin birleşmesi ile meydana gelir. Ancak bütün atomların çekirdekleri pozitif elektrik yüklü olduklarından, birbirlerini elektrostatik itme kuvveti ile iterler. İki çekirdeğin birleşip füzyon reaksiyonu verebilmeleri için ise bu elektrostatik itme engelini aşmaları gerekmektedir. Elektrostatik itme kuvvetini yenebilmenin tek yolu, atomları yüksek sıcaklıklara kadar ısıtmaktır. Atomlar yüksek sıcaklıklara kadar ısıtıldığında gaz (buhar) haline geçerler. Atomlar daha da ısıtılırsa iyonize hale geçerler yani atomlar sıcaklığın etkisi ile dış yörüngelerindeki elektronları kaybederek pozitif iyonlar ile negatif elektronların karışımına iyonlaşırlar. Maddenin bu dördüncü haline **plazma** denir. Plazma çok yüksek sıcaklıklarda pozitif iyon ve negatif elektronların karışımı ile oluşur. Elektrostatik itme kuvveti engelini aşp, iki çekirdeğin birleşip füzyon reaksiyonunun gerçekleşebilmesi için plazma sıcaklığı çok yüksek olmalıdır. Plazma fiziğinde, plazmada sıcaklık çok yüksek olduğundan sıcaklık, Kelvin (°K) ya da Fahrenheit (°F) ile ifade edilmeyip genellikle, elektron volt (eV) ya da kiloelektron volt (keV) olarak ifade edilir. Parçacıkların ortalama kinetik enerjileri 10 keV'dir. 1 keV değeri

$1,16.10^7$ °K değerine eşittir. Buna göre, D-T füzyon reaksiyonunun gerçekleşebilmesi için plazma sıcaklığı yaklaşık olarak $4,5.10^7$ °K ve D-D füzyon reaksiyonu için ise 4.10^8 °K'dir.

İki çekirdeğin birleşip füzyon reaksiyonu verebilmeleri için sıcaklığın yeterince yüksek olması gereklidir. Bu yüzden füzyon reaksiyonları, sıcaklığa dayalı nükleer reaksiyon anlamına gelen “termonükleer reaksiyon” olarak da ifade edilir.

2. Yoğunluk: Yoğunluk, birim hacimdeki iyon sayısıdır ve “n” ile gösterilir. Yoğunluk yüksek olmalıdır. Birim hacimde ne kadar çok iyon bulunursa, çarpışmaları o kadar fazla olur. Parçacıklar arasındaki çarpışma oranını arttırmak için, etkileşen çekirdeklerin yüksek bir yoğunluğa sahip olmaları gereklidir. Birim hacimdeki tanecik yoğunluğunun en az 10^{20} tanecik/m³ olması gereklidir.

3. Zaman: Füzyon reaksiyonunun devam edebilmesi için plazma sınırlama zamanının uzun olması gereklidir. Plazma sınırlama zamanı “t” ile gösterilip “saniye” cinsinden ifade edilir. Birim hacimde ne kadar çok iyon bulunursa, iyonların çarpışmaları o kadar fazla olur ve plazmanın tutuşması daha çabuk sağlanır. Ancak birim hacimdeki iyon sayısı az olursa, iyonların çarpışmaları daha az olacağından plazma tutuşması daha geç sağlanır. O halde plazmanın tutuşması için gerekli olan sıcak tutma süresi plazmanın yoğunluğu ile ters orantılıdır. Yani, yoğunluk yükselirse süre kısalır, yoğunluk düşerse süre uzar, ancak bunların çarpımları sabittir. İyon yoğunluğu ile sınırlama süresinin çarpımının minimum değerine **Lawson Ölçütü** denir. Bu ölçüt, farklı çalışma sıcaklıkları ve farklı yakıtlar için farklıdır. Buna göre, D-T reaksiyonunda 10 keV’lik bir çalışma sıcaklığında $nt > 10^{14}$ s/cm³, D-D reaksiyonunda ise 100 keV’lik bir çalışma sıcaklığında $nt > 10^{16}$ s/cm³’tür [11, 16].

Plazmanın tutuşması ve plazmanın sıcaklığını 10-100 keV mertebesine kadar yükseltmek için ek ısıtma yapılmalıdır. Ek ısıtma radyo frekansı (rf) ısıtması ve nötr ışın demeti enjeksiyonu (NBI) ile yapılır. Radyo frekansı ısıtması yönteminde, toroidal akımlar ile plazma ısıtması yapılır. Toroidal akım, radyo frekansı dalgalarının elektronları sürmesi ile meydana gelir ve bu akım sayesinde plazma ısıtılır. Nötr ışın demeti enjeksiyonu ile plazmayı ısıtma yönteminde, hidrojen veya döteryum iyonlarından oluşan ışın demeti 10-100 keV’lik enerjilere kadar hızlandırılır, sonra yük

değiş-tokuşu ile ışın demeti nötr hale getirilir. Işın demetindeki parçacıklar yüksüz olduklarından manyetik alanda sapmadan ilerleyebilirler. Yüksüz parçacıklar plazma içindeki pozitif iyonlar ve negatif elektronlarla Coulomb saçılması yaparak enerjilerini plazmaya aktararak kaybederler. Böylece plazma ısıtması NBI yöntemi ile sağlanmış olur.

Kullanılan ek ısıtma yöntemleri plazmanın tutuşturulması için gereklidir. D-T füzyon reaksiyonundan çıkan yaklaşık 3,5 MeV enerjili alfa parçacıkları reaksiyonları sürdürmek için gerekli ısıyı sağlamaktadır. Alfa parçacıkları manyetik alanlar yardımıyla plazma içine hapsedilir ve plazmada yaptığı çarpışmalarla sahip olduğu enerjiyi plazmaya aktararak plazmanın ısıtılmasını sağlamaktadır [11, 16].

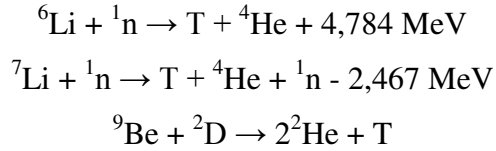
2.5. Füzyon Yakıtları

Nükleer enerji üretimi için araştırma aşamasında olan füzyon reaktörlerinde yakıt olarak döteryum-döteryum ya da döteryum-trityum kullanılır.

Döteryum; 1932'de amerikalı kimyacı Urey tarafından bulunan gaz halindeki bir elementtir. Çekirdeğinde bir proton ve bir nötron bulunan hidrojenin kararlı izotopudur. Atom çekirdeği yalnız bir protondan meydana gelen hidrojene oranla iki kat daha ağırdır. Bu nedenle döteryum, ağır hidrojen ismiyle de bilinir. Hidrojen nükleer mühendisliğin önemli bir elementidir. Tabiatta bulunan hidrojen elementi iki izotopun karışımı halindedir. Ancak bu karışım çok dengesizdir. Doğal hidrojen %99,985 ^1H ve %0,015 ^2H 'den oluşur. Bu orana göre bir ton su sadece yaklaşık olarak 30 gr döteryum içerir. Döteryum, kimyasal olarak hidrojen gibi davranır da, daha büyük atomik ağırlığa sahip olduğundan reaksiyonları daha yavaş yürür. ^1H ve ^2H izotopları, kütle spektroskopisi yöntemiyle birbirinden ayrılabilir. Döteryumun donma noktası 8 °C, kaynama noktası ise 101,4 °C'dir. Kırılma indisi suya göre daha küçüktür. Her ne kadar döteryum oranı az ise de dünyanın $\frac{3}{4}$ 'ünün sularla kaplı olduğu düşünülürse, döteryum rezervinin oldukça büyük miktarlarda olduğu görülebilir.

Trityum; 1934 yılında, çok hızlı döteryum çekirdeği ile döteryum bileşiklerinin bombardıman edilmesi sırasında nükleer dönüşüm ürünü olarak keşfedilmiştir. Hidrojenin ağır ve 12,3 yıl yarılanma ömrüne sahip radyoaktif bir izotopudur. Trityum izotopu bir proton ve iki nötrondan meydana gelir. Trityum izotopu tabiatta bulunmaz, yapay olarak üretilir. Trityumun erime noktası -252,5 °C, kaynama noktası ise

-248,12 °C'dir. Yeryüzünün mevcut trityum miktarı yaklaşık 1 kg olarak tahmin edilmektedir. Bu yüzden trityum izotopu genellikle lityumun nötronlarla reaksiyonu sonucunda üretilir. Ayrıca berilyumun hızlandırılmış döteryum ile bombardımanından da trityum elde edilir. Trityumun üretilme reaksiyonları şöyledir;



Fisyon reaktörlerinde olduğu gibi füzyon reaktörlerinde de nötron reaksiyonları ile yakıt üretimi sağlanmaktadır. Fisyon yakıtı olarak plutonyum, füzyon yakıtı olarak trityum yapay olarak üretilmektedir. Lityum, genellikle az bilinen bir alkali metaldir. Metallerin, hatta katıların en hafif olanıdır.

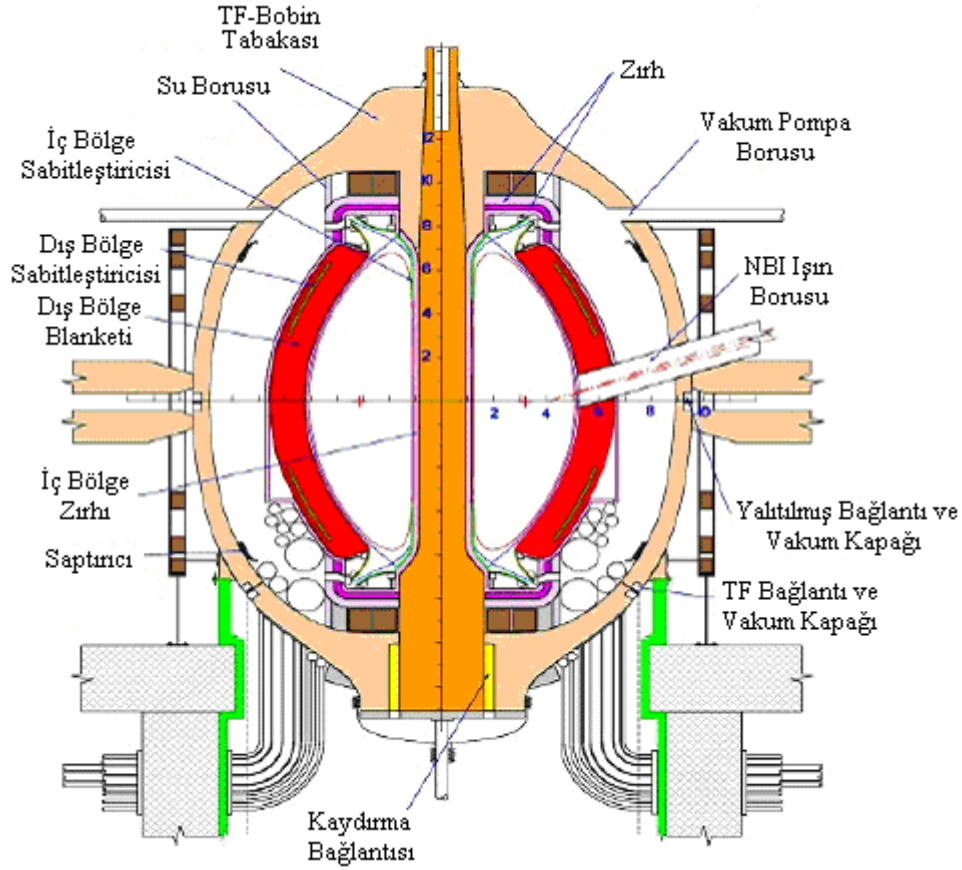
D-T reaksiyonunda açığa çıkan nötron, elde edilen enerjinin %80'ine sahiptir (14,1 MeV) ve plazmayı çevreleyen lityum örtüsü tarafından yakalanabilir. ${}^4\text{He}$ ve ${}^3\text{H}$ ise enerjilerini ısı olarak lityum içinde depo ederler. Daha sonra sıcak sıvı lityum, türbini çalıştırmak için kullanılan bir buhar jeneratörüne gönderilir. ${}^3\text{H}$ reaktöre yakıt temin etmek için ayrıştırılır.

2.6. Füzyon Enerjisinde Karşılaşılan Sorunlar

Füzyon reaksiyonunun gerçekleşmesi için kullanılan hammaddelerin bol ve kolay bulunması, füzyon reaksiyonu sonunda çok yüksek enerjinin açığa çıkması ve füzyon reaksiyonu ile radyoaktif atıkların meydana gelmemesi füzyon enerjisini cazip hale getirmiştir. Ancak, yapılan denemelerde füzyon enerjisi çok kısa süreler için elde edilebilmiştir. Ayrıca füzyon reaksiyonu en az 100 milyon °C'de gerçekleşebildiğinden, bilimsel ve teknik yetersizlikten dolayı bu yüksek sıcaklıkta füzyonun kontrollü ve sürekli olarak sağlanması bugüne kadar mümkün olamamıştır. Ayrıca füzyon reaksiyonu ile oluşan plazma yüksek sıcaklıkta olduğundan, füzyon reaktörlerinde kullanılan plazmanın reaktöre zarar vermemesi için hapsedilmesi başka bir sorundur. Bu yüzden önümüzdeki yıllarda bilgi ve teknolojinin yeterli olgunluğa erişmesi ile füzyondaki bu sorunların giderileceği ve gerek duyulan temiz, ucuz, sürekli enerji kaynağı olarak füzyon enerjisinin kullanılacağı düşünülmektedir [11-13, 16].

3. HİBRİT (Füzyon-Fisyon) REAKTÖRLER

Çekirdek birleşmesi (füzyon) ve bölünmesi (fisyon) reaksiyonlarının birlikte gerçekleştirilebildiği reaktörlere **hibrit reaktörler** denir (Şekil 3.1.).



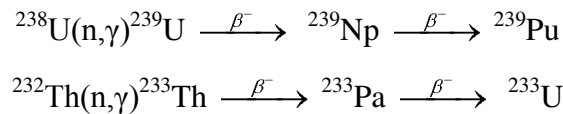
Şekil 3.1. Bir hibrit reaktörünün gösterimi

Hibrit reaktörlerin amacı; füzyon reaksiyonu ile yüksek enerji elde edip enerji ihtiyacını karşılamak, reaktörde ^{238}U , ^{232}Th gibi fertil malzemelere hızlı nötronlarla dönüşüm ve fisyon reaksiyonu yaptırarak, uzun ömürlü radyoaktif ürünlerden yararlı fisil malzemeler ve enerji üretmektir.

Hibrit reaktörlerde enerji elde edilebilmesi için, diğer fisyon ve füzyon reaktörlerinde olduğu gibi ilk adım yakıt seçimidir. Yakıt olarak fisyon reaktörlerinde genellikle uranyum, füzyon reaktörlerinde D-D ya da D-T yakıtları tercih edilmiştir. Hibrit reaktörlerinde ise yüksek enerjinin elde edilip diğer reaksiyonların yürütülebilmesi için yakıt olarak, füzyon reaksiyonunun meydana geldiği D-D ya da

D-T yakıtı kullanılır. Kullanılan D-D ya da D-T füzyon yakıtlarına, çekirdeklerin birleşmesi ve elektrostatik itme engelini aşmak için yüksek sıcaklıklarda ısıtılarak füzyon reaksiyonu yaptırılır. Füzyon reaksiyonu ile kullanılan yakıt plazma haline getirilir. Plazmanın dengede kalabilmesi ve reaktör malzemeleri ile etkileşmemesi için plazma, toroidal ve poloidal manyetik alanlar yardımı ile manyetik olarak sınırlandırılır.

Hibrit reaktörlerinde yakıt olarak, D-D yakıtına oranla daha fazla enerji elde edilen D-T yakıtı kullanılır. D-T yakıtının füzyon reaksiyonu yapması ile 14,1 MeV enerjili füzyon nötronu ve 3,5 MeV enerjili alfa parçacığı açığa çıkmaktadır. Alfa parçacığı, füzyon reaksiyonunun devam edebilmesi ve plazmanın soğumaması için sahip olduğu enerjiyi plazmaya aktarır. 14,1 MeV enerjili füzyon nötronlarının enerjisi çok yüksek olduğundan bu nötronların kontrol edilebilmesi oldukça güçtür [9, 12, 13, 16-18]. Bu sebeple yüksek enerjili füzyon nötronlarını yararlı şekilde kullanabilmek ve hibrit reaktörlerin amacına uygun hareket edebilmek için, plazmanın etrafı termal nötronlarla fisyon reaksiyonu yapamayan ancak 14,1 MeV gibi yüksek enerjili nötronlarla dönüşüm ve fisyon reaksiyonu yapabilen ^{238}U ya da ^{232}Th fertil malzemeleri ile oluşturulan bir duvarla çevrelenir. Böylece, plazmadan çıkan 14,1 MeV'lik yüksek enerjili füzyon nötronları, plazmanın etrafını çevreleyen ^{238}U ya da ^{232}Th fertilleri ile dönüşüm ve fisyon reaksiyonu yapar. Dönüşüm reaksiyonu sonunda, plazmanın etrafını çevreleyen duvarda ^{238}U fertili kullanılmışsa ^{239}Pu fisili, ^{232}Th fertili kullanılmışsa ^{233}U fisili elde edilmiş olur. Fisyon reaksiyonu sonunda, fisyon nötronları ve enerji de üretilmiş olur.



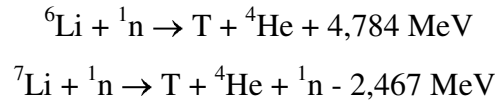
Hibrit reaktörlerde üretilen fisil yakıtın çok az bir kısmı reaktör içerisinde enerji üretimine katkıda bulunmak için kullanılırken, geriye kalan miktar uygun yöntemlerle reaktör dışına alınıp fisyon reaktörlerinde yakıt olarak kullanılmaktadır. Yani yüksek enerjili füzyon nötronları, fertil yakıtlara (^{238}U , ^{232}Th) dönüşüm ve fisyon yaptırarak aynı anda fisil yakıt (^{239}Pu , ^{233}U), fisyon nötronları ve enerji üretimi elde edilmiş olur. ^{239}Pu ve ^{233}U fisil malzemeleri, fisyon reaktörlerinde kullanılan yakıt hammaddeleri olduğundan bu fisil malzemelerin üretimi hibrit reaktörler için önemlidir.

Hibrit reaktörlerde yakıt olarak kullanılan D-T yakıtında, döteryum suda bol bulunduğundan temini kolaydır. Ancak trityum laboratuarda üretilen radyoaktif bir elementtir. Hibrit reaktörlerin çalışmasının devam edebilmesi için D-T füzyon reaksiyonunun da devam etmesi gereklidir. Ancak trityum, döteryum ile reaksiyona girdiğinden reaksiyonun devam edebilmesi için trityum takviyesinin yapılması gereklidir. Bunun için ya laboratuarda üretilen trityum reaktörde döteryum ile reaksiyon vermelidir ya da reaktörün kendi trityumunu kendisinin üretmesi gereklidir. Reaktörün ihtiyacı olan trityumu kendisinin üretmesi daha mantıklıdır. Trityum, lityumun nötronlarla reaksiyonu sonunda üretildiğinden, hibrit reaktörlerin ihtiyacı olan trityumu üretebilmesi için reaktörde lityum içeren bir duvarın olması gereklidir. Buna göre, plazmadan ve diğer nükleer reaksiyonlardan açığa çıkan nötronlar, lityum içeren duvarla reaksiyona girerek, hibrit reaktörlerin çalışması dolayısıyla füzyon reaksiyonunun devam edebilmesi için gerekli trityum üretimi sağlanmış olur.

Hibrit reaktörlerinde enerji, fisil yakıt ve trityum üretimi için füzyon, fisyon ve üretim (dönüşüm) reaksiyonları olmak üzere 3 tip nükleer reaksiyon meydana gelmiştir. Hibrit reaktörlerin füzyon reaksiyonu; D-D ya da D-T füzyon yakıtlarında yüksek enerji elde etmek için yapılır. D-D füzyon reaksiyonu sonunda 2,45 MeV enerjili füzyon nötronu, D-T füzyon reaksiyonu sonunda 14,1 MeV enerjili füzyon nötronu elde edilir. Fisyon reaksiyonu; fertil malzemelerin açığa çıkan yüksek enerjili nötronlarla reaksiyonu sonunda enerji ve fisyon nötronu elde etmek için yapılır. Böylece, D-T füzyon yakıtı kullanıldığında açığa çıkan 14,1 MeV enerjili füzyon nötronları, radyoaktif ^{238}U ya da ^{232}Th fertilleri ile fisyon reaksiyonu yaptırılarak enerji ve fisyon nötronları üretilmiş olur. Üretim (dönüşüm) reaksiyonu; fertil malzemelerin açığa çıkan hızlı nötronlarla nötron soğurulması yaparak fisil yakıt üretimini ve reaktör için gereken trityum üretimini elde etmek için yapılır. D-T füzyon reaksiyonu ile açığa çıkan 14,1 MeV enerjili füzyon nötronları, radyoaktif ^{238}U ya da ^{232}Th fertilleri ile nötron soğurulması yaparak dönüşüm yolu ile ^{239}Pu ya da ^{233}U fisil malzemeleri üretilmiş olur. Termal nötronlarla reaksiyon verme ihtimali az olan ve fisyon reaktörlerinde atık olarak bırakılan ^{238}U fertilinin, hibrit reaktörlerde hızlı nötronlarla reaksiyon verip ^{239}Pu fisilinin elde edilmesi ile, hibrit reaktörler doğal uranyumdan fisyon ve dönüşüm yoluyla %100 faydalanmış olur. Böylece radyoaktif ^{238}U izotopundan fisyon reaktörlerinde yakıt hammaddesi olan ^{239}Pu fisili elde edilmiş olur. Hibrit reaktörlerde D-T yakıtı kullanıldığında, döteryum bol bulunurken, trityum laboratuarda üretilen

radioaktif bir element olduğundan, hibrit reaktörlerin çalışması ve D-T füzyon reaksiyonunun devam edebilmesi için gerekli olan trityumun üretilmesi gereklidir. Bunun için plazmadan ve diğer nükleer reaksiyonlardan açığa çıkan nötronlar lityumlu tabaka ile reaksiyona girerek reaktör için gerekli olan trityum üretimi elde edilmiş olur [9, 12, 13, 16-18].

Doğal lityum %7,56 oranında ${}^6\text{Li}$ ve %92,44 oranında ${}^7\text{Li}$ izotopundan oluşur. ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ reaksiyonu termal nötronlarla, ${}^7\text{Li}(n,\alpha n')\text{T}$ reaksiyonu hızlı nötronlarla reaksiyon verir. Buna göre, plazmadan ve diğer nükleer reaksiyonlardan açığa çıkan nötronlar lityumlu bölgede önce ${}^7\text{Li}$ izotopu ile reaksiyon verir. ${}^7\text{Li}$ ile reaksiyon sonunda trityum, ${}^4\text{He}$ ve termal nötronlar üretilir. Açığa çıkan termal nötronlar ${}^6\text{Li}$ ile reaksiyon verip trityum ve ${}^4\text{He}$ üretimi sağlanır.



Plazmadan ve diğer nükleer reaksiyonlardan açığa çıkan nötronların lityumlu tabakada reaksiyonu ile hibrit reaktörlerin çalışması ve D-T füzyon reaksiyonunun devam edebilmesi için gerekli olan trityum üretimi ${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ 'den sağlanmış olur.

Hibrit reaktörlerde, reaktör korunun erimesine engel olmak için ve açığa çıkan ısı enerjisini elektrik enerjisine dönüştürmek için ısı iletimini sağlayan soğutucular kullanılır. Soğutucu olarak sıvı ve gaz soğutucular kullanılır. Hibrit reaktörlerde ısı enerjisi, sıvı ve gaz soğutucular ile alınıp elektrik enerjisi elde edilecek jeneratörlere aktarılır. Sıvı soğutucular ısı iletim ve nükleer özellikleri nedeni ile genellikle sıvı lityum, sıvı sodyum gibi sıvı metaller olmalıdır. Gaz soğutucu olarak Helyum kullanılır.

Hibrit reaktörlerde, kaçan nötronların yakalanması ve nötron ekonomisinin sağlanabilmesi için reaktör çevresi reflektör (yansıtıcı) ile çevrelenir. Reflektör olarak genellikle grafit, Be, Fe malzemeleri kullanılır [9, 12, 13, 16-19].

3.1. APEX Hibrit Reaktörü

Geleneksel füzyon reaktörlerinde, reaktörün kor bölgesinde yapılan füzyon reaksiyonu ile kullanılan yakıt plazma haline dönüşüp plazmadan yüksek enerjili füzyon nötronları, gamma ışını ve yüklü parçacıklar açığa çıkmaktadır.

Plazmayı çevreleyen ilk duvar, plazmadan çıkan yüksek enerjili füzyon nötronları, gamma ışını ve yüklü parçacık akılarına maruz kalır. Bir yapısal malzemeye (katı) yüksek enerjili nötronların uygulanması, yapısal malzemedeki atomların yer değiştirerek malzemenin örgü yapısının bozulmasına yani radyasyon hasarına neden olur. İlk duvar yapısal malzeme olursa, en çok hasar bu bölgede olduğundan yapısal malzemenin bozulmasına ve reaktör ömrünün azalmasına neden olur [20-27]. Bu olumsuzlukları azaltmak için plazmayı çevreleyen ilk duvarın katı duvar olması yerine sıvı duvar olması fikri ilk kez 1971’de Christofilos tarafından önerilmiştir [28, 29].

APEX (Advanced Power Extraction) hibrit reaktörü, A.B.D.’de 1998’in başlarında füzyon enerjisi teknolojisinin incelenmesi için geliştirilmiştir. Christofilos tarafından önerilen sıvı duvar kavramı APEX’te kullanılmıştır. Böylece APEX’te plazmayı çevreleyen geleneksel ilk katı duvarın yerini akıcı sıvı duvar tabakası almıştır. Akıcı sıvı duvar, APEX hibrit reaktörünün performansının düzenlenmesi, enerji transferi ve trityum üretimi için kullanılmıştır. APEX hibrit reaktöründe nötron duvar yükü ve yüzey akısı için en verimli elde etme yöntemleri geliştirilmiştir [20, 30-37]. Şekil 3.2’de APEX hibrit reaktörü gösterilmiştir.

APEX hibrit reaktörünün amacı; fisyon ve füzyon reaksiyonu yaparak, füzyon reaksiyonu ile yüksek enerji elde edip enerji ihtiyacını karşılamak ve füzyon enerjisini cazip hale getirmek, hibrit reaktörlerde olduğu gibi APEX’te de fertil malzemelere dönüşüm ve fisyon yaptırarak radyoaktif ürünlerden fisyon reaktörlerinde yakıt ham maddesi olarak kullanılan fisil malzemeler üretmek ve fisyon nötronları ile de reaktör için gerekli olan enerji üretimini sağlayarak rekabet edilen enerji kaynağı olmaktır. Diğer reaktörlerden farklı olarak APEX hibrit reaktöründe ilk katı duvar yerine akıcı sıvı duvar kullanılmıştır.

APEX’te geleneksel ilk katı duvar yerine akıcı sıvı duvar kullanılmasının üstünlükleri şunlardır;

- a. Plazmanın, denge ve sınırlamasında düzenliliğin sağlanması,
- b. Yenilenebilen duvar özelliği ile yüksek güç yoğunluğuna sahip olması,

$$\text{Nötron duvar yükü (yüzeye düşen nötron gücü)} > 10 \text{ MW/m}^2$$

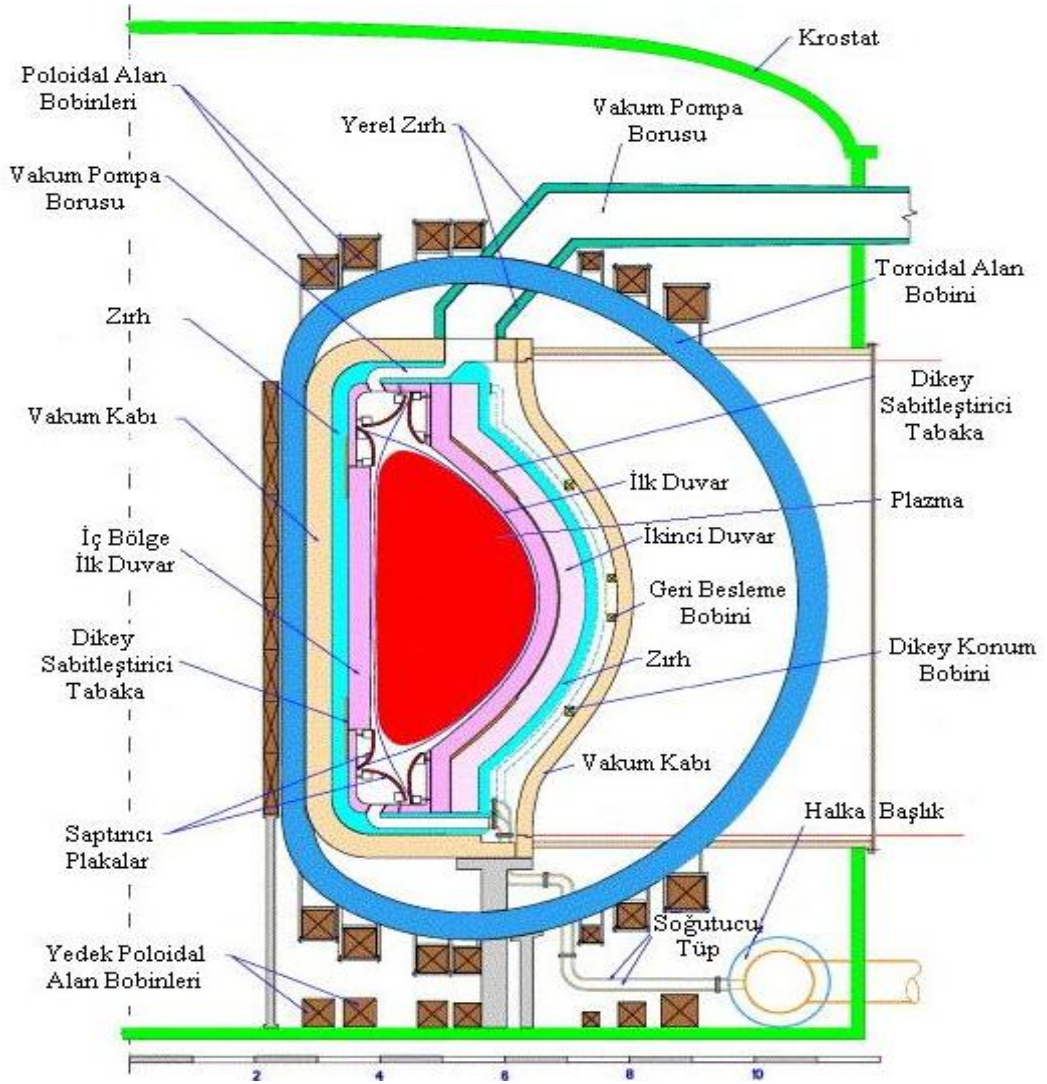
$$\text{Yüzey ısı akısı} > 2 \text{ MW/ m}^2$$

- c. Yapısal malzemelerdeki radyasyon hasarı ve aktivasyonu önemli ölçüde azaltması ve bu malzemelerin ömrünü artırması,
- d. Reaktör kabı içerisindeki malzemelerin bakımının kolaylaşması,

e. Yüksek termodinamik verim ($> \% 40$) sağlaması,

$$\text{Termodinamik verim} = (\text{Yüksek sıcaklık} - \text{Düşük sıcaklık}) / \text{Yüksek sıcaklık}$$

f. Tritiyum üretiminin daha iyi elde edilmesidir [30, 33-35].



Şekil 3.2. APEX hibrit reaktörünün gösterimi

APEX'te ilk (ince) sıvı duvar ve ikinci (kalın) sıvı duvar olmak üzere iki sıvı duvar kullanılır. İlk sıvı duvar plazmadan sonra, ikinci sıvı duvar ilk sıvı duvardan sonra yer alır. Hem ince hem de kalın sıvı duvarlar, yüksek yüzey ısı akışını ortadan kaldırmaya elverişlidir. Reaktör içerisindeki ilk ince sıvı duvar 2 cm kalınlığında ve 20 m/s hızında olup yüklü parçacıkları hapseder. Hemen arkasında biraz daha yavaş akan kalın sıvı duvar ise 40 cm kalınlığında ve 8 m/s hızında olup yapısal malzemede

radasyon hasarını önemli ölçüde azaltır ve nötronlardan dolayı açığa çıkan radyasyon enerjisini hapsederek ısıya çevirir [20, 30, 31, 33-36, 38, 39].

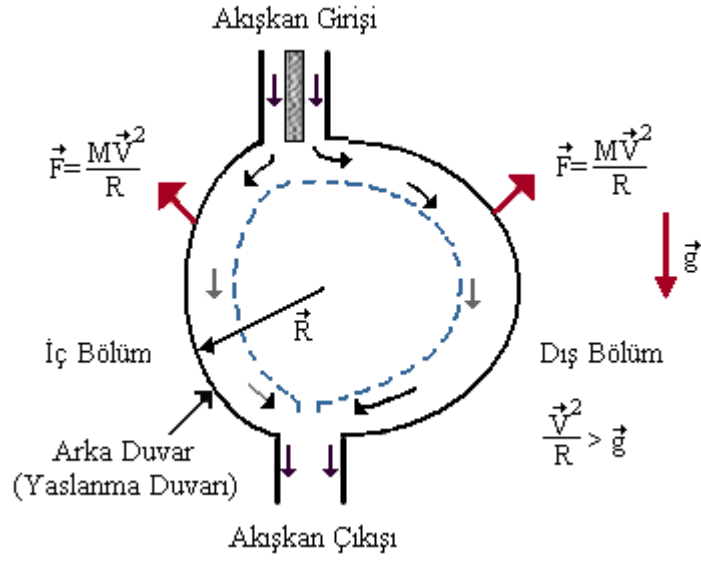
APEX hibrit reaktöründe, diğer reaktörlerden farklı olarak sıvı duvar kavramı kullanılmıştır. Kullanılan sıvı duvar plazmadan sonra yer alıp, yüksek yüzey ısı akışını ortadan kaldırmaya, yüklü parçacıkları hapsederek yapısal malzemede radyasyon hasarını önemli ölçüde azaltmaya ve radyasyon enerjisini ısı enerjisine çevirmeye elverişlidir. Ancak sıvı duvarın plazmaya ve diğer tabakalara zarar vermemesi için reaktör içerisinde belli bir kararlılıkta akması gereklidir. Bu sebeple, sıvı duvarın sıvı akışını tahrikleyen ve sıvı duvarı bir arka katı duvara tutturmak için çeşitli kuvvetlerin uygulanması ile bazı farklı sıvı duvar kavramları geliştirilmiştir [20, 35]. Bu sıvı duvar kavramları;

- a. Yerçekimi-Momentum Tahrikli (GMD),
- b. Girdap Akışı ile GMD,
- c. Elektromanyetik Olarak Tutma (EMR),
- d. Manyetik İtme sıvı duvar kavramlarıdır.

Geliştirilen sıvı duvar kavramlarından sadece manyetik itme sıvı duvar kavramı, henüz APEX hibrit reaktörü için araştırılmamıştır. Diğer sıvı duvar kavramları APEX ile birlikte tokamaklar, küresel torus ve manyetik alan sınırlamalı konfigürasyonlar için incelenmiştir.

Yerçekimi-Momentum Tahrikli (Gravity-Momentum Driven (GMD)) sıvı duvar kavramında; sıvı duvarı oluşturan akışkan, tabakanın üstünden arka katı duvara doğru teğet bir açıyla enjekte edilir. Bu şekilde akışkan Şekil 3.3'ten de görüldüğü gibi, merkezkaç kuvvetiyle arka katı duvara yapışarak tabakanın altına doğru akmaktadır. APEX'te reaktörün verimli çalışabilmesi için sıvı duvarın sürekli olması gereklidir. Sıvı duvarın sürekli ve kararlı olması için, akışkanı arka katı duvara iten merkezci kuvvetin yerçekimi kuvvetinden büyük olması gereklidir.

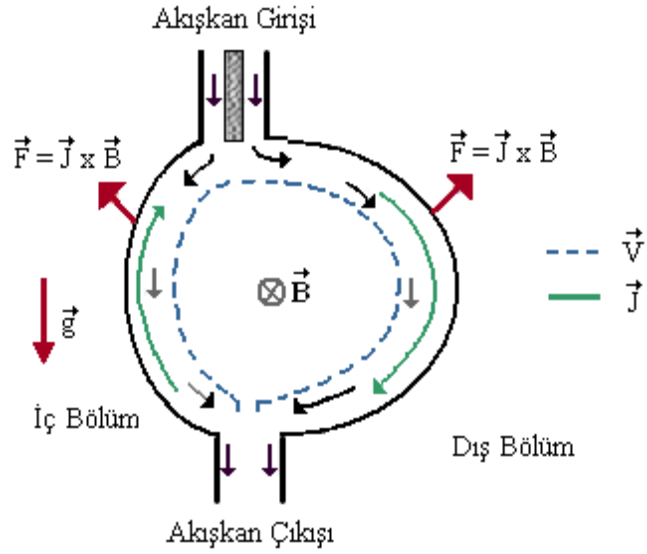
Girdap Akışı ile GMD sıvı duvar kavramında; sıvı duvarı oluşturan akışkana dönme hareketi sağlamak için açısal hız verilir. Açısal hız ile dönme yapan akışkan, girdap akışı şeklinde arka katı duvara doğru tutunmaktadır. Girdap akışı merkezkaç ivmelendirilmesini artırıp, akışkanın duvara daha iyi tutunmasını sağlamaktadır.



Şekil 3.3. Yerçekimi momentum tahrikiyle (GMD) sıvı duvar teşkili ($\vec{R}$ = Eğrinin yarıçapı, $\vec{v}$ = Akışkan hızı, $\vec{g}$ = Yerçekimi ivmesi, $\vec{F}$ = Merkezci kuvvet)

Elektromanyetik olarak tutma (Electromagnetically Restrained (EMR)) sıvı duvar kavramında; sıvı duvarı oluşturan akışkan, tabakanın üstünden arka katı duvara doğru poloidal yönde enjekte edilir. Akışkanın poloidal yönde enjekte edilmesi ile bir poloidal akım ($\vec{J}$) üretilir. Şekil 3.4'ten de görüldüğü gibi, üretilen poloidal akım, akışkanın arka duvara tutunmasını sağlayacak elektriksel kuvveti ($\vec{F} = \vec{J} \times \vec{B}$) üretmek için toroidal manyetik alan ($\vec{B}$) ile etkileşir.

Manyetik itme (Magnetic Propulsion) sıvı duvar kavramında; sıvı duvarı oluşturan akışkan, bir elektrik akımı ile birlikte tabakanın üstünden arka katı duvara doğru enjekte edilir. Toroidal manyetik alan, uygulanan elektrik akımı etkileşimi ile bir basınç tahrik kuvveti oluşturur. Oluşan basınç değişimi, akışın manyetik alan kuvvetinin olduğu iç bölgeden dış bölgeye doğru ivmelenmesini sağlar. Ayrıca toroidal manyetik alanın düzensizliği ile düzensiz bir Lorentz kuvveti oluşur. Oluşan Lorentz kuvveti ise akışkanı katı duvara yapışık tutarken akışı kararlı hale getirmek için aktif bir geri besleme mekanizması sağlar. L. Zakhorov tarafından önerilen bu sıvı duvar kavramı henüz APEX için incelenmemiştir [20, 30, 32-35].



Şekil 3.4. Elektromanyetik olarak tutma (EMR) sıvı duvar kavramı gösterimi ($\vec{B}$ = Toroidal manyetik alan, $\vec{J}$ = Poloidal akım yoğunluğu, $\vec{v}$ = Akışkan hızı, $\vec{F}$ = Elektromanyetik kuvvet) [20, 35].

APEX hibrit reaktöründe yeterli enerji, fisil yakıt, trityum üretimi için yakıt, soğutucu ve yapısal malzeme seçiminin doğru yapılması gereklidir.

3.1.1. Yakıt

Yüksek enerjinin elde edilip diğer reaksiyonların yürütülebilmesi için yakıt olarak, füzyon reaksiyonunu meydana getiren D-D ya da D-T füzyon yakıtları kullanılır. D-T yakıtı ile elde edilen enerji D-D yakıtına oranla daha fazla olduğundan APEX hibrit reaktöründe yakıt olarak genellikle D-T füzyon yakıtı tercih edilmiştir. Yüksek sıcaklıkta D-T füzyon reaksiyonunun gerçekleşmesi için bir araya gelen döteryum ve trityum çekirdeklerinin füzyonu ile plazma oluşur. Plazmadan 14,1 MeV enerjili füzyon nötronları ve 3,5 MeV enerjili alfa parçacığı açığa çıkmaktadır. Alfa parçacığı, füzyon reaksiyonunun devam edebilmesi ve plazmanın ısıtılması için sahip olduğu enerjiyi plazmaya aktarır. 14,1 MeV enerjili füzyon nötronları ise fertil yakıtlara dönüşüm ve fisyon reaksiyonu yaptırarak fisil yakıt, enerji ve fisyon nötronları üretimini sağlamak için kullanılır. D-T füzyon reaksiyonu ile plazmadan çıkan ve diğer nükleer reaksiyonlar ile elde edilen nötronlar, lityumlu tabaka ile reaksiyonu ile D-T füzyonunun devam edebilmesi için gerekli olan trityum üretimi sağlanır.

APEX hibrit reaktöründe; D-T yakıtının kullanılması ile ihtiyaç duyulan yüksek enerji, fisyon reaktörlerinde yakıt hammaddesi olan fisil yakıt üretimi, reaktörün çalışması ve D-T füzyon reaksiyonunun devam edebilmesi için gerekli olan trityum üretimi sağlanmaktadır [21-23, 40-43].

3.1.2. Soğutucu

Reaktör korunun erimesine engel olmak ve açığa çıkan ısı enerjisini elektrik enerjisine dönüştürmek için ısı iletimini sağlayan enerji taşıyıcı malzemelere **soğutucu** denir. Soğutucu olarak sıvı ve gaz soğutucular kullanılır. APEX hibrit reaktöründe soğutucu olarak genellikle, ısı iletiminde etkili olan sıvı soğutucular kullanılmaktadır. İyi bir soğutucu seçiminde dikkat edilmesi gereken özellikler şunlardır;

1. Düşük yoğunluk,
2. Yüksek termal iletim,
3. Düşük buhar basıncı,
4. Trityum üretimi için yüksek lityum atomik yoğunluğu,
5. Yüksek kimyasal kararlılık,
6. Düşük trityum çözünürlüğü,
7. Düşük erime noktası,
8. Düşük maliyet özelliklerinin sağlanması gereklidir.

D-T füzyon yakıtı kullanan APEX hibrit reaktöründe, reaktörün ve D-T füzyon reaksiyonunun çalışabilmesi için gerekli trityumun karşılanması gereklidir. Lityum ile reaksiyon sonucunda trityum üretildiğinden enerji taşıyıcı sıvı (soğutucu), yeterli trityum üretimini sağlamak için lityum içeren bir sıvı olmalıdır. Buna göre, APEX hibrit reaktöründe D-T füzyon reaksiyonu ile plazmadan çıkan ve diğer nükleer reaksiyonlar ile elde edilen nötronlar, lityumlu tabaka ile reaksiyona girip reaktör için gerekli olan trityum üretimini sağlamış olacaktır.

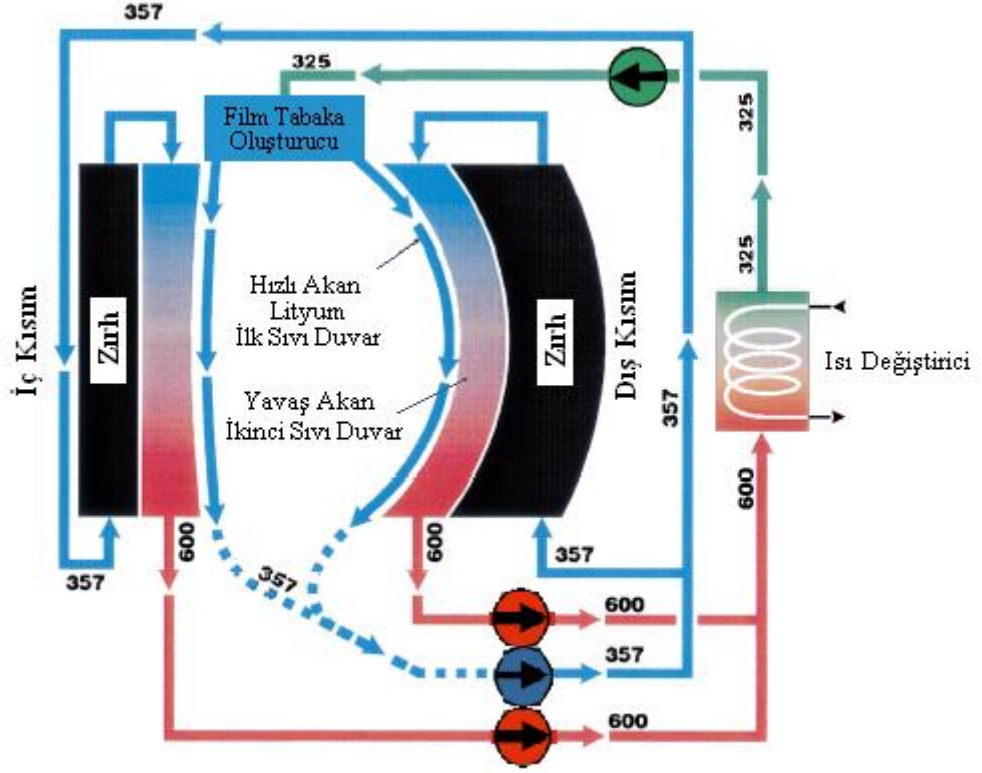
APEX hibrit reaktöründe soğutucu olarak Flibe (Li_2BeF_4), Flinabe eriyik tuzları ile $\text{Li}_{20}\text{Sn}_{80}$, Li, $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ sıvı metalleri kullanılır [13, 20, 22, 29-31, 33-39, 44-51]. Çizelge 3.1’de trityum üreticisi olan enerji taşıyıcı sıvıların bazı özellikleri gösterilmiştir.

Çizelge 3.1. Trityum üreten enerji taşıyıcı sıvıların bazı özellikleri [49-51]

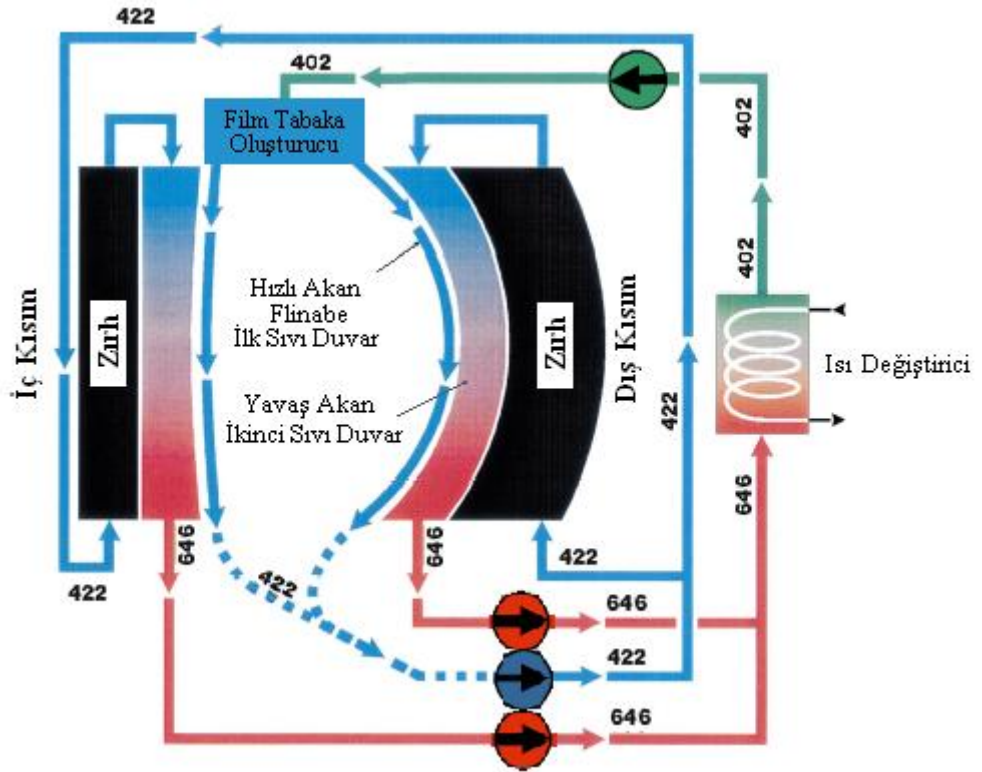
	Flibe	Flinabe	Li₂₀Sn₈₀	Li	Li₁₇Pb₈₃
Erime Noktası (°C)	459	240	330	180	235
Yoğunluk (g/cm³)	2	2	6,2	0,48	8,98
Li Yoğunluğu (g/cm³)	0,28	0,12	0,09	0,48	0,062
Trityum Üretimi	İyi	İyi	İyi	İyi	Çok iyi
Kimyasal Kararlılık	~Kararlı	~Kararlı	~Kararlı	Aktif	Orta
Trityum Çözünürlüğü	Çok düşük	-	-	Yüksek	Çok düşük

Lityum alkali metal olup, yüksek trityum üretiminden dolayı soğutucu olarak tercih edilen sıvı metaldir. Doğal lityumun, lityum atom yoğunluğu ve nötron yakalaması diğer soğutucu adaylarından daha yüksektir. Bu yüzden trityum üretimi iyidir. Ancak ısı iletimi o kadar iyi değildir. Ayrıca lityumun su ve hava ile reaksiyon verme ihtimali yüksektir. Bu sebeple soğutucu olarak lityum dışındaki başka malzemelerin trityum üretimi ve kimyasal özellikleri araştırılmıştır [29-31, 33-39, 44-51]. APEX hibrit reaktöründe soğutucu olarak kullanılan Li sıvı metalinin Şekil 3.5'te reaktörün ilgili bölgeleri için derece cinsinden sıcaklıkları gösterilmiştir.

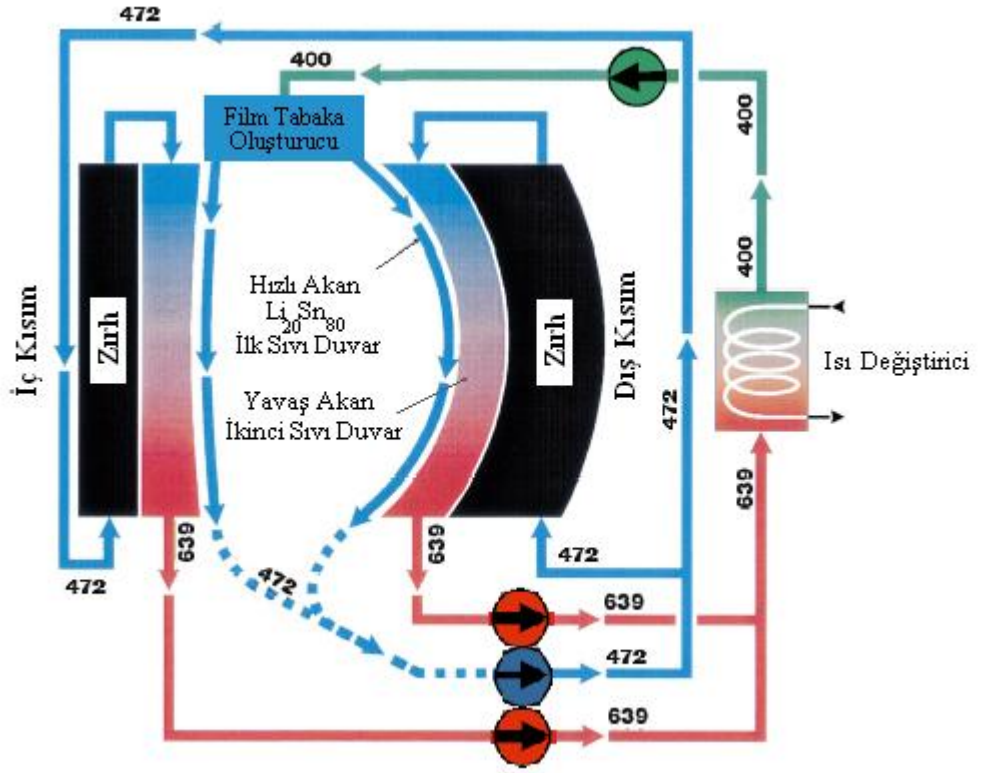
Son yıllarda Flinabe eriyik tuzu ve Li₂₀Sn₈₀ sıvı metali soğutucularının trityum üretimi araştırılmıştır. Bu soğutucu adayları erime noktaları ve buhar basınçları düşük olduğundan dolayı tercih edilmişlerdir. Çizelge 3.1'den de görüldüğü gibi, Flinabe'nin lityum yoğunluğu Li₂₀Sn₈₀ sıvı metalinden yüksektir. Ancak Flinabe'de bulunan Flor (F) elementinin nötron yakalama tesir kesiti yüksek olduğundan dolayı, Flinabe ile reaksiyondan çıkan nötronlar azalır. Flinabe ile nötronlar azaldığı için daha az sayıda nötron, lityum ile trityum üretimi için reaksiyona gireceğinden Flinabe'nin trityum üretimi Li₂₀Sn₈₀ sıvı metalinden daha düşüktür [13, 20, 22, 29-31, 33-39, 44-51]. APEX hibrit reaktöründe soğutucu olarak kullanılan Flinabe eriyik tuzunun Şekil 3.6'da, Li₂₀Sn₈₀ sıvı metalinin ise Şekil 3.7'de reaktörün ilgili bölgeleri için derece cinsinden sıcaklıkları gösterilmiştir.



Şekil 3.5. Lityum için sıcaklık akış şeması [48]

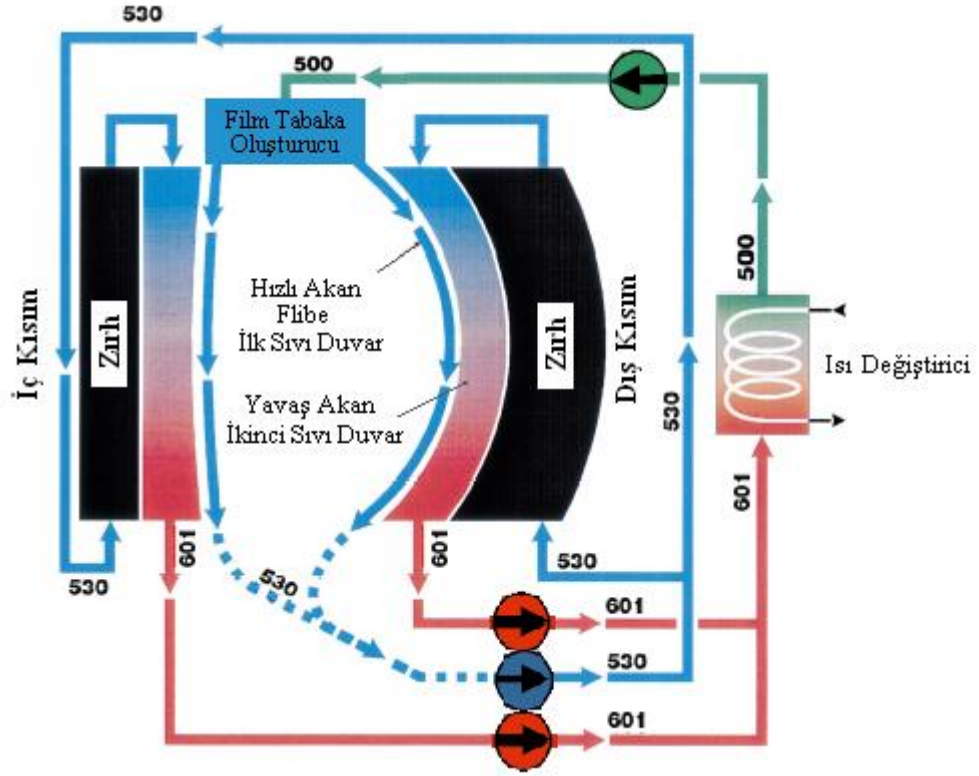


Şekil 3.6. Flinabe için sıcaklık akış şeması [48]



Şekil 3.7. Li₂₀Sn₈₀ için sıcaklık akış şeması [48]

Li₂₀Sn₈₀ sıvı metalinin buhar basıncı, Li₁₇Pb₈₃ sıvı metalinden daha düşüktür. Plazmanın kararlılığı, enerji taşıyıcı sıvının elektriksel iletkenliğine bağlı olarak değişmektedir. Flibe, düşük aktivasyon ve düşük elektriksel iletkenliğine sahip olması ile soğutucu olarak tercih edilir [13, 20, 22, 29-31, 33-39, 44-51]. APEX hibrit reaktöründe soğutucu olarak kullanılan Flibe eriyik tuzunun Şekil 3.8’de reaktörün ilgili bölgeleri için derece cinsinden sıcaklıkları gösterilmiştir.



Şekil 3.8. Flibe için sıcaklık akış şeması [48]

3.1.3. Yapısal Malzeme

Reaktörlerin nötronik performanslarını geliştirmek için yüksek nötron duvar yükü kullanarak hibrit reaktörün güç yoğunluğunun artırılması gereklidir. Yüksek nötron duvar yüküne ulaşmak için reaktörde yapısal malzeme kullanılmalıdır. İyi bir yapısal malzeme seçiminde dikkat edilmesi gereken özellikler şunlardır;

1. Yüksek sıcaklık,
2. Yüksek enerjili nötronlara karşı düşük radyasyon zararı,
3. Nükleer reaksiyonlar ile düşük hidrojen ve helyum üretimi,
4. Yüksek termal iletim,
5. Düşük aktivasyon özelliklerinin sağlanması gereklidir.

Yapısal malzeme olarak alaşımlar ve yansıtıcı metaller kullanılır. Alaşım olarak; Niobium (Nb), Tantalum (Ta), Krom (Cr), Molibden (Mo) ve Tungsten(W) kullanılır.

Yansıtıcı metal olarak; Ferritic steel (9Cr-2WVTa), vanadium alaşımları (V-4Cr-4Ti) ve SiC kullanılır.

Önerilen yapısal malzemeler yüksek sıcaklığa, yüksek nötron duvar yüküne ve düşük aktivasyon özelliklerine sahiptirler. Yansıtıcı metaller sahip olduğu yüksek sıcaklık, iyi ısı iletimi, düşük aktivasyon özelliklerinden dolayı füzyon reaktörlerinde soğutucu olarak da kullanılabilirler [34-38, 47, 48, 50-52].

4. TESİR KESİTİ KÜTÜPHANELERİ ve BİLGİSAYAR KODLARI

Bu bölüm, bu çalışmada kullanılan nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri ve bilgisayar kodları olmak üzere iki alt bölümde incelenecektir.

4.1. Tesir Kesiti Kütüphaneleri

Fisyon ve füzyon reaktörlerinin, hızlandırıcı güdümlü sistemlerin ve diğer nükleer teknoloji alanlarının tüm parametrelerinin hesaplamaları tesir kesitine bağlıdır.

Geniş aralıklardaki enerjiler için periyodik tabloda bulunan tüm izotoplar için gereken nükleer reaksiyon tesir kesitlerini ölçmek hem fiziksel hem de ekonomik olarak imkansızdır. Bu yüzden model hesaplamaları, nükleer reaksiyon tesir kesitlerinin elde edilmesinde önemli rol oynar. Nükleer teknolojinin birçok uygulamaları için 20 MeV üzerindeki enerjilerde nötron reaksiyon tesir kesitleri gereklidir. Nükleer reaksiyon tesir kesiti verileri deneysel ölçüm, teorik hesaplamalar ve değerlendirilmiş nükleer veri dosyaları “Evaluated Nuclear Data File (ENDF)” olmak üzere 3 farklı yolla elde edilir [53, 54].

Dünyada uluslararası bir nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesi bulunmamaktadır. Ancak bazı ülkelerin geliştirdiği ENDF/B, JENDL, JEFF, BROND, CENDL gibi nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri bulunmaktadır.

Nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri, birincil nötronların 10^{-10} eV’tan 150 MeV’e kadar olan enerji bölgelerinde atom numarası 1’den 98’e kadar sınırlanmış 98 çekirdek ve bu çekirdeklerin izotopları için taşınma, ısınma (heating) ve güvenlik uygulamalarını içerir. 20 MeV altındaki tesir kesiti verileri, nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanelerinden alınır. 20 MeV üzerindeki enerjilerde yayınlanan parçacıkların enerji ve açısal dağılımlarının değerlendirilmesi, mevcut deneysel verilerin analizi ve kodların yardımı ile biçimlendirilir [53].

Bir nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesi yalnızca temel fizik verilerinin doğruluğunu sağlamak için değil aynı zamanda daha iyi performans, genel etki ve uygulanan simülasyonlar için geliştirilir. Bu özellikle nükleer kritiklik uygulamaları için önemlidir. Nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanelerinin seçimi her nükleer modelleme çalışması için önemlidir.

4.1.1. ENDF/B Kütüphanesi

Temel nükleer bilim ve uygulamalarında kullanmak için değerlendirilmiş nükleer veri dosyası “Evaluated Nuclear Data File (ENDF/B)” A.B.D.’de geliştirilmiştir. ENDF/B nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesinin geliştirilmesi için tesir kesiti değerlendirme çalışma grubu “Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG)” 1966 yılında kurulmuştur. CSEWG sanayi, üniversite ve ulusal laboratuarlarda üyelerin katılımı ile oluşturulmuştur. CSEWG; uluslararası atom enerjisi ajansı “International Atomic Energy Agency (IAEA, Vienna)” ve OECD nükleer enerji ajansı “OECD Nuclear Energy Agency (NEA, Paris)” ile diğer ulusal tesir kesiti değerlendirme projelerinin ortak işbirliğinden faydalanmıştır.

Çizelge 4.1’de ENDF/B kütüphanesinin versiyonları özetlenmiştir. 1966’dan iki yıl sonra ilk ENDF/B versiyonu yayımlanmıştır. Geniş çaplı araştırmalar ve ilaveler sonunda belli zaman aralıkları ile yeni versiyonlar yayımlanmıştır [54]. ENDF/B kütüphanesi genellikle MCNP ile kullanılır.

Çizelge 4.1. ENDF/B kütüphanesinin versiyonları

ENDF/B	I	II	III	IV	V	VI	VII
Yıl	1968	1970	1972	1974	1978	1990	2006

4.1.1.1. ENDF/B-VI Kütüphanesi

Nötron, proton, döteron, triton, He-3 ve atomik veriler olmak üzere 6 alt kütüphaneden oluşur.

4.1.1.2. ENDF/B-VII Kütüphanesi

Nötron, termal saçılma, proton ve fotonükleer verilerinden oluşur. ENDF/B-VII kütüphanesi; fotonükleer, fotoatomik, bozunma verisi, kendiliğinden fisyon ürünleri, atomik reaksiyon, nötron reaksiyon, nötron fisyon ürünleri, termal nötron saçılması, nötron tesir kesiti standartları, elektroatomik, proton etkileşim reaksiyonları, döteron

etkileşim reaksiyonları, triton etkileşim reaksiyonları, He-3 etkileşim reaksiyonları olmak üzere 14 alt kütüphaneden oluşmuştur [54].

4.1.2. JENDL Kütüphanesi

Diğer kaynaklardan alınan değerlendirmelerin çoğunu sağlayan Japonya’da geliştirilen “Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL)” nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesidir [54].

Mevcut versiyonları JENDL-3.1, JENDL-3.2 ve JENDL-3.3’tür. JENDL nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesi 1997’de NEA veri bankasından indirilmiş olup “T-2 Nuclear Information Service” için mevcuttur. JENDL-3.2’de 16 çekirdek için değerlendirme verileri yenilenmiş olup yaklaşık 340 çekirdeğin verilerini içerir.

JENDL kütüphanesi, füzyon, aktinit ve dozimetri dosyaları olmak üzere 3 alt kütüphaneden oluşmuştur.

4.1.3. JEFF Kütüphanesi

Avrupa’da geliştirilen “Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF)” nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesidir [54].

Mevcut versiyonları JEFF-2.2, JEFF-3.0 ve JEFF-3.1’dir. JEFF nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesi 1997’de NEA veri bankasından indirilmiş olup “T-2 Nuclear Information Service” için mevcuttur. JEFF-3.0 nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesi genellikle 10^{-5} eV’tan 20 MeV’e kadar nötron enerji aralığında 313 element ya da ^1H ’den ^{99}Es ’a kadar izotoplar için nükleer reaksiyon tesir kesiti verilerini içerir.

4.1.4. BROND Kütüphanesi

Rusya’da geliştirilen nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesidir. ENDF/B-VI’da Zn için bilgiler ihmal edildiğinden Doğal Zn için değerlendirme bilgileri BROND-2.2’den temin edilir [54].

Mevcut versiyonu BROND-2.2’dir. BROND-2.2 nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesi 1997’de NEA veri bankasından indirilmiş olup “T-2 Nuclear Information Service” için mevcuttur.

4.1.5. CENDL Kütüphanesi

Çin’de geliştirilen “Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL)” nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanesidir.

Mevcut versiyonu CENDL-2’dir. Bu kütüphane “Chinese Nuclear Data Center” tarafından yapılmıştır.

4.2. Bilgisayar Kodları

Yapılan çalışmada MCNPX-2.5.0 ve NJOY99 bilgisayar kodları kullanıldığından bu bölüm iki alt bölümde incelenmiştir.

4.2.1. Monte Carlo Yöntemi

Monte Carlo Yöntemi, Los Alamos laboratuvarında nükleer silah geliştirmesi projesinde çalışan bilim adamları tarafından ortaya atılmış bir yöntem olup, 1930’lardan sonra hızla gelişmeye başlamıştır. Yöntemin oluşmasını sağlayan bilim adamları Von Neumann, Fermi, Ulam ve Metropolis’tir. **Monte Carlo** kelimesi, Von Neumann ve Ulam’ın kullandıkları matematiksel tekniğe koydukları şifreli ad olduğu söylenmektedir.

Monte Carlo Yöntemi, istatistik metodlar kullanarak bir deneyi veya olayı sayısal olarak taklit etme yöntemidir. Bu metodlar olasılık teorisine tabidir. Metodun bir probleme uygulanması, problemin tesadüfi sayıları kullanılarak defalarca simule (simulation) edilip, hesap edilmek istenen parametrenin bu simulasyonların sonuçlarına bakılarak yaklaşık olarak hesaplanması fikrine dayanmaktadır. Günümüzde Monte Carlo metodları; nümerik integrasyon, stokastik optimizasyon sistem analizi, kısmî diferansiyel denklemler, integral denklemler, ekonomik modelleme, matematiksel finans, kuantum mekaniği, istatistiksel fizik, nükleer ve katıhal fiziği, sosyal bilimler dallarında kullanılmaktadır [55].

4.2.1.1. MCNP (Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu)

Taşınım kodlarının çoğu nükleer mühendislikte kullanılmak için A.B.D.’de “U.S. National Laboratory”da geliştirilmiştir. Taşınım kodları için U.S. National Laboratory’dan Oak Ridge National Laboratory (ORNL) ve Los Alamos National Laboratory (LANL) iki önemli katılımcıdır. Düşük enerjilerde (<20 MeV) radyasyon taşınımı LANL’de Monte Carlo Neutral Particle (MCNP) kodu geliştirilmiştir.

MCNP’den elde edilen sonuçlar deneysel verilerle doğrulanmıştır. MCNP, sürekli enerjiye sahip nükleer ve atomik veri kütüphanelerini kullanır. Fiziksel ölçümlere ve matematiksel hesaplamalara dayanan bu nükleer verilerin birincil kaynakları Livermore’dan ve Los Alamos’taki Nuclear Physics (T-16) Group tarafından derlenen bilgiler Evaluated Nuclear Data File (ENDF) sistemi, Advanced Computational Technology Initiative (ACTI), Evaluated Nuclear Data Library (ENDL), Evaluated Photon Data Library (EPDL) ve Activation Library (ACTL) değerlendirmeleri ile elde edilmiştir. [10, 56].

MCNP kodu; Monte Carlo Simülasyonunu ve bir takım modelleri içeren, nükleer özellikleri olan fizik ve matematik konularını içermektedir. Ayrıca MCNP; 20 MeV’le sınırlanan nötron enerji aralığındaki nötron, elektron ve fotonların taşınımı kapasitesine sahiptir. Bu özellik klasik reaktör simülasyonu için ve diğer nötron taşınım problemleri için yeterlidir. Ancak 20 MeV sınırı hem yüksek enerjili nötron ve protonların taşınımı için hem de yüksek enerjili etkileşimler (spallation) ile ilgili hızlandırıcı güdümlü sistemlerin (HGS) simülasyonu için bir sorun oluşturmaktadır [8].

MCNP hesaplamalarında kullanılan nötron enerjisi aralığı 10^{-11} MeV’den 20 MeV’e kadar ve foton ile elektron enerjisi bölgesi 1 keV’den 1000 keV’e kadardır.

Mevcut MCNP gelişimi; kalite kontrol, dökümantasyon ve araştırma üzerindeki güçlü vurgu ile karakterize edilir. Yeni özellikler, bilgisayar sistemlerindeki yeni ilerlemeleri, Monte Carlo metodundaki gelişmeleri ve daha iyi fizik modellerini yansıtmak için MCNP’ye eklenmektedir [55] .

MCNP’nin kullanıldığı uygulama alanlarından bazıları şöyledir; nükleer güvenlik, radyasyon koruması, dedektör analiz ve dizaynı, sağlık fiziği, hedef hızlandırıcı dizaynı, radyoterapi, fisyon ve füzyon reaktör tasarımıdır.

4.2.1.2. MCNPX-2.5.0 (Monte Carlo N- Particle Extending Code)

Radyasyonun yüksek enerjili taşınımını simüle etmek için ORNL’de yüksek enerji kodu geliştirilmiştir. Bu kod, yüksek enerji taşınım kodu olan HETC’dir. HETC kodu, çevre ve geometri simülasyonu boyunca yüksek enerjili radyasyon taşınımında kullanılmıştır. Daha sonra, HETC kodu LANL’de kullanılarak geliştirilmiştir. Geliştirilen bu yeni kod “Los Alamos High Energy Transport (LAHET)” kodu olarak adlandırılmıştır. Düşük enerjilerde başarılı olan MCNP kodu, LAHET ile birleştirildiğinde parçacıklar hemen hemen tüm enerjilerde tam olarak taşınabilmiştir. MCNP ve LAHET kodlarının birleştirilmesi ile geliştirilen yeni kod MCNPX olarak adlandırılmıştır. İki kodun birleşimi olan MCNPX nükleer mühendislikte yüksek enerji uygulamalarında tam olarak radyasyon taşınımına imkan sağlamıştır. MCNPX yeni kodu oluşturulduğundan beri, kodda sürekli doğrulama ve geliştirme yapılmaktadır [8].

MCNPX yüksek enerjili taşınım kodu, MCNP-4B ve LAHET-2.8’in birleşmiş kodu olarak 1994’te kullanılmaya başlanmıştır. İlk olarak 1999’da MCNPX-2.1.5 versiyonu yayımlanmıştır. MCNP-4C ve Fortran 90 ile 12 yeni özellik geliştirilerek 2002’de MCNPX-2.4.0 versiyonu yayımlanmıştır. 2002’den beri MCNPX; 300 kuruluş ve 1400 üzerinde kullanıcıya ulaşmıştır. MCNPX dünyada radyasyon taşıma kodlarının en yaygın kullanılanlarından biridir. Yeni özelliklerin ilave edilmesi ile 2005’te MCNPX-2.5.0 versiyonu yayımlanmıştır.

MCNPX kod gelişiminin 3 önemli yönü vardır. Bunlar önem sırasına göre kalite, değer ve özelliktir [8, 15, 53].

MCNPX kodu, proton ve nükleer etkileşmeler için 1-150 MeV ve nötronlar için 20-150 MeV arasındaki enerjilerde kullanılan yeni nükleer bilgileri kapsamaktadır.

MCNP kodunun yeteneklerinin geliştirilerek oluşturulan MCNPX’in çalışma prensibi, bütün enerjiler için programda bulunan fizik simülasyon modelleri kullanılarak etkileşme olasılıklarının hesaplanmasına dayanmaktadır. MCNPX programının kullanıldığı alanları şöyle sıralayabiliriz.

- a) Nötron saçılma deneyleri için hızlandırıcı ile parçalanma hedeflerinin tasarım araştırmalarında,
- b) Hızlandırıcı kullanılarak nükleer atıkların dönüşümünü kapsayan izotop üretim ve yok etme programları araştırmalarında,

- c) Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerin enerji kaynakları araştırmasında,
- d) Proton, nötron terapi ve görüntüleme yöntemlerini kullanan tıbbi fizik dallarında,
- e) Yüksek uçuş seviyesinde bulunan uçaklar ve uzay araçlarının kozmik geri plan ışımasından korunması için yapılan araştırmalarda,
- f) Plazmada yüklü parçacıkların izlenmesinde,
- g) Nötrino deneyleri konusunda yapılan araştırmalarda,
- h) Yüklü parçacıklar kullanılarak tanımlama teknolojileri konusunda,
- i) Nükleer kritiklik güvenliği ve radyasyon koruması konularında,
- j) Filyon ve füzyon reaktör tasarımında MCNPX bilgisayar programı kullanılmaktadır.

MCNPX kodu 3 fiziksel modelden oluşmuştur. Bu modeller; LAHET'ten alınan BERTINI, ISABEL ve CEM modelleridir.

MCNPX-2.5.0 kodu MCNPX'in bir üst versiyonudur. MCNPX-2.5.0 yaklaşık 40 000 satır FORTRAN ve yorumlar içeren 1000 satır C kaynak kodlayıcı ve programı uygulayan genel bir bloğa sahiptir. FORTRAN 77 ile uyum içindedir.

MCNPX-2.5.0'da nötronlar için özel bir tesir kesiti hesaplamasında ENDF/B-VI gibi bir kütüphanede verilen tüm reaksiyonlar göz önünde bulundurulur. MCNPX-2.5.0'da kullanılan temel sabitler şöyledir;

1. Uzunluklar (cm) cinsinden
2. Enerjiler (MeV) cinsinden
3. Zaman saniye (10^{-8} s) cinsinden
4. Sıcaklık (kT) cinsinden
5. Atomik yoğunluklar (atom/barn.cm) cinsinden
6. Kütleli yoğunluklar (g/cm^3) cinsinden
7. Tesir kesiti (barn) cinsinden, 1 barn= 10^{-24} cm²
8. Isıtma sayısı (MeV/çarpışma) cinsinden
9. Avagadro sayısı= $6,025 \times 10^{23}$

Bir giriş dosyası şu formlara sahiptir:

Mesaj Bloğu

Boşluk

Tek Satır Problem Başlığı Kartı

Hücre Kartları

Boşluk

Yüzey Kartları

Boşluk

Bilgi Kartları

Boşluk

Tüm giriş satırları 80 sütunla sınırlandırılmıştır. Alfabetik karakterler büyük, küçük ya da karışık durumda olabilir. Dolar işareti (\$), bilgi girişini yok eder. Dolar işaretini takip eden herhangi bir şey yorum olarak anlaşılmalıdır. Bilgi girişleri bir ya da daha fazla boşlukla birbirlerinden ayrılırlar.

Hücre, yüzey ve bilgi kartları ilk 5 sütun içinde başlamalıdır. Girişler bir ya da daha fazla boşlukla ayrılırlar. Sayılar tamsayı ya da değişken olabilir.

İlk 5 sütunu dolduran boşluklar son isimlendirilen karttaki bilginin sürekliliğini gösterir. Bir satırın sonundaki "&" işareti bilginin bu kartı takip eden kartta devam edeceğini gösterir. Bu karttaki bilgi 1-80 sütun arasında olabilir.

Hücre numarası ilk giriştir ve ilk 5 sütunda başlamalıdır. Sonraki giriş, hücre materyal numarasıdır ve bu giriş kullanıcı tarafından keyfi olarak seçilir. Materyal, aynı materyal numarasına sahip bir materyal kartta (Mn) açıklanır. Eğer hücre boş ise materyal numarası için sıfır (0) verilir. Hücre ve materyal numaraları 5 karakteri aşmamalıdır. Sonrasında hücre materyal yoğunluğu girilir. Pozitif bir giriş atom yoğunluğunu (atom/cm^3), negatif bir giriş ise kütleli yoğunluğu (gr/cm^3) verir. Boş bir hücre için yoğunluk girilmez. C örnek problemi için hücre kartları aşağıda gösterilmiştir.

1	1	- 0,0014	-7
2	2	- 7,86	-8
3	3	- 1,60	1 -2 -3 4 -5 6 7 8
4	0		-1 : 2 : 3 : -4 : 5 : -6

Yüzey numarası ilk giriştir. 1-5 sütunları arasında başlamalıdır ve 5 karakteri aşmamalıdır. Sonra yüzey türünü gösteren alfabetik bir simge girilir. Yüzey simgesinin takibinde, uygun yüzey denkleminin sayısal katsayısı girilir.

Problemlerde x, y, z eksenlerine normal düzlemler ve iki genel küre kullanılır. PX, PY, PZ ve S'de, yüzey kartları için gereken girişler ve hücre kartları için yüzey tayin edecek denklemler Çizelge 4.2'de gösterilmiştir.

Çizelge 4.2.Yüzey denklemleri [57, 58]

Konum	Denklem	Kart Girişi
PX	$x - D = 0$	D
PY	$y - D = 0$	D
PZ	$z - D = 0$	D
S	$(x-x')^2 + (y-y')^2 + (z-z')^2 + R^2 = 0$	x' y' z' R

Denklemler için D, eksenle düzlemin kesiştiği bir noktadır. Eğer başlangıç noktası olarak bir kenarı 10 cm olan küp seçilirse düzlemler $x = -5$, $x = 5$ olacaktır. Merkez noktası (x, y, z) olan başlangıçta odaklanmamış oksijen ve demir küreleri için yüzey kart girişi aşağıda verilmiştir.

C küp yüzeylerinin başlangıcı

- 1 PZ -5
- 2 PZ 5
- 3 PY 5
- 4 PY -5
- 5 PX 5
- 6 PX -5

C küp yüzeylerinin sonu

- 7 S 0 -4 -2,5 0,5 \$ Oksijen Küre
- 8 S 0 4 4 0,5 \$ Demir Küre

MCNPX-2.5.0, birçok farklı modda çalışabilir.

MODE N - Sadece nötron transportu

- N P - Nötron ve nötron kaynaklı foton transportu
P - Sadece foton transportu
H - Sadece proton transportu
E - Sadece elektron transportu
P E - Foton ve elektron transportu
N P E H - Nötron, nötron kaynaklı foton, elektron ve proton transportu

Bir MODE kartı, bu simgelerden herhangi birini takip eden simgesel MODE'den oluşur. Eğer MODE kartı yoksa, MODE nötron kabul edilir. MODE N P, fotonötronların hesabını yapmaz sadece nötron ve nötronlardan kaynaklanan fotonları hesaplar.

Her MCNPX-2.5.0 problemi dört kaynaktan birine sahiptir. Bu kaynaklar;

1. Genel Kaynak (SDEF Kartı)
2. Yüzey Kaynak (SSR Kartı)
3. Kritik Kaynak (KCODE Kartı)
4. Kullanıcı Destekli Kaynak'tır.

Kaynak belirtme kartlarından biri olan SDEF kart, parçacıkları tanımlamada kullanılan 4 metoddan birisidir. SDEF kart, temel kaynak parametrelerini belirtir. Bunlardan bazıları şöyledir;

CEL = Başlangıçtaki hücre sayısı

ERG = Başlangıçtaki enerji

TME = Zaman

POS = X Y Z

WGT = Başlangıç ağırlığı

PAR = Kaynak başlangıç türü (N = 1 ise N, NP, NPE , P = 2 ise P, PE , E = 3 ise E)

Örnek problem için tanımlanmış kaynak kartı şöyledir;

SDEF POS = 0 -4 -2,5 CEL = 1 ERG = 14 WGT = 1 TME = 0 PAR = N

MCNPX-2.5.0, 6 standart nötron, 6 standart foton ve 4 standart elektronun uzantılarını sağlar. MCNPX-2.5.0'da kullanılan tally sembolleri ve açıklamaları Çizelge 4.3'te gösterilmektedir.

Çizelge 4.3. Tally sembolleri ve açıklamaları [57, 58]

Uzantı Sembolleri	Açıklaması
F1: N veya F1: P veya F1: E	Yüzey akımı
F2: N veya F2: P veya F2: E	Yüzey akısı
F4: N veya F4: P veya F4: E	Hücre akısının tahmini yol uzunluğu
F5a:N veya F5a: P	Bir noktadaki akı
F6: N veya F6: N, P veya F6: P	Hücre üzerindeki ortalama enerji yığılımı
F7: N	Hücre üzerindeki ortalama fisyon enerji yığılımı

İstenilen element ya da çekirdeği belirtmek için kullanılır.

ZZZAAA.nnX

ZZZ = Element ya da çekirdeğin atom numarası

AAA = Element ya da çekirdeğin kütle numarası

nn = Tesir kesiti değerlendirme simgesi

X = Bilginin sınıfıdır. Yani X; eğer C ise sürekli enerji, T ise termal, P ise foton, E ise elektron'dur. Örneğin, $^{182}_{74}\text{W}$ izotopu için ZAIID = 74182 dir.

Programı durdurma kartları MCNPX-2.5.0'ın uygulamasının çalışmasını engelleyen bir karttır. MCNPX-2.5.0'da programı durdurmak için kullanılan kartlar Çizelge 4.4'te gösterilmektedir [57, 58].

Çizelge 4.4. Programı durdurma kartları

Kart	Açıklama
CUT	Durdurma
ELPT	Hücre tarafından hücre enerjisini durdurma
NPS	Parçacık hikayesini durdurma
CTME	Bilgisayar zamanını durdurma

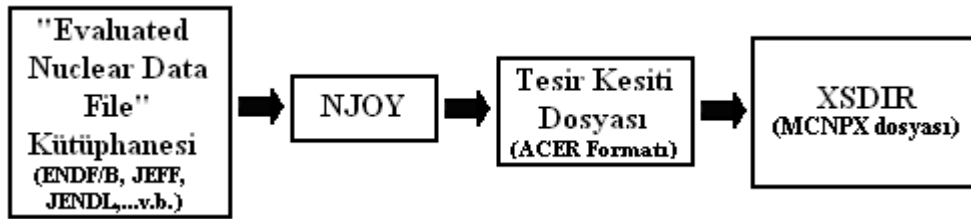
4.2.2. NJOY99

ENDF formatı dünyada yaygın olarak kullanılmaktadır. ENDF/B, JEFF, JENDL, BROND, CENDL kütüphaneleri nükleer reaksiyon tesir kesiti verilerine

sahiptir ancak hesaplamalarda parçacık taşınım kodları için özel sistemler gerekir. Bunun için NJOY nükleer veri işleme sistemi kullanılır. NJOY, nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanelerinden nükleer verileri almak ve verileri uygulamalar için gereken biçime dönüştürmek için kullanılır.

Monte Carlo yöntemi ile parçacık etkileşimlerini simüle etmek, ilgili izotoplar ve işlemler için tesir kesiti bilgilerini içeren ENDF/B, JEFF, JENDL, BROND, CENDL gibi nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri ve MCNPX kodu kullanılır [8].

Tesir kesiti verileri ilgili kütüphanelerden alınarak, NJOY kodu tarafından MCNPX için uygun bir formatta düzenlenir. NJOY kodu ile düzenlenen dosya NJOY’da çalıştırıldığında yeni tesir kesit dosyası (ACER) üretir. MCNPX’te kütüphanelerin tesir kesitleri “XSDIR” dosyasında mevcuttur. NJOY tarafından üretilen yeni veri dosyası MCNPX’te işlenmek üzere, MCNPX’teki XSDIR dosyasına transfer edilir. Tesir kesiti üretimi için yapılan işlemlerin şematik gösterimi Şekil 4.1’de gösterilmiştir.



Şekil 4.1. NJOY’dan MCNPX’e tesir kesiti üretiminin şematik gösterimi

NJOY nükleer veri işleme sistemi ile doppler genişlemesi, ısı enerjisi (heating), radyasyon hasarı, termal saçılma, gaz üretimi, nötron ve yüklü parçacıklar, fotoatomik etkileşimler, fotonükleer reaksiyonlar, foton üretimi, yüksek enerji etkileşimleri (150 MeV) gibi nükleer etkileşimlerin geniş bir türünü ele almaktadır.

NJOY99 kodu; NJOY nükleer veri işlem sistemi için LANL’de geliştirilmiş en son versiyondur. NJOY99 versiyonu, Fortran 90 ile yapılandırılarak NJOY97’nin üst versiyonudur [10]. NJOY99’da üretilen tesir kesitleri “barn” cinsinden bulunur. Kullanılan enerjilerse “eV” cinsindendir [59-61].

NJOY99 kodu ile tesir kesiti üretimi için bazı modüller kullanılır. Bu modüller;

1. **RECONR:** ENDF'den alınan rezonans parametreleri ve diğer bilgileri NJOY'a ilave edip enerjiye bağlı tesir kesitlerini yeniden yapılandırır.
2. **BROADR:** Belli sıcaklıklarda doppler genişlemesi tesir kesitlerini kullanır.
3. **UNRESR:** Çözölemeyen enerji bölgelerinde etkili hesaplama için kendi tesir kesitlerini kullanır.
4. **HEATR:** Genellikle ısı üretim tesir kesitlerini ve radyasyon zarar tesir kesitlerini kullanır.
5. **THERMR:** Termal enerji bölgesinde tesir kesitleri üretiminde kullanılır.
6. **GROUPE:** Yüklü parçacık tesir kesitlerini ve çoklu grup tesir kesitlerini üretmede kullanılır.
7. **GAMINR:** Çoklu grup fotoatomik tesir kesitlerini hesaplar.
8. **ERRORR:** ENDF'den alınan bilgilerde çelişkili çoklu grup matrislerini hesaplar.
9. **COVR:** ERRORR'un sonuçlarını okur ve output ile grafiklerde oluşan çelişkileri biçimlendirir.
10. **MODER:** NJOY ikili modlarını (BCD, EBCDIG, ASCII, ...vb.), ENDF, PENDF ve GENDF modlarına dönüştürmek için kullanılır.
11. **DTFR:** Taşınım kodları için çoklu grup veri formatlarıdır.
12. **CCCCR:** CCCC için standart ISOTXS, BRKOXS ve DLAYXS arayüz dosyaları için çoklu grup veri formatlarıdır.
13. **MATXS:** Çoğu parçacık taşınım kodları için kullanılan TRANSX kodu ile materyal tesir kesiti ara yüz dosyası olan MATXS için çoklu grup veri formatlarıdır.
14. **RESXS:** Termal akı hesaplamaları için CCCC formunda tesir kesiti hazırlamak için kullanılır.
15. **ACER:** Yüklü parçacık, yüksek enerjili tesir kesitleri, fotonükleer verileri sağlamak gibi değişimlerin çoğunluğu bu modülde yapılır. NJOY'da işlenen dosyaların tümünü alıp sonuçları MCNPX'te kolayca okunabilecek ACE formatına dönüştürür.
16. **POWR:** EPRI-CELL ve EPRI-CPM kodları için kütüphaneler hazırlamak için kullanılır.
17. **WIMSR:** WIMS-D ve WIMS-E termal reaktör kodları için kütüphaneler hazırlamak için kullanılır.
18. **PLOTR:** ENDF format dosyasını okuyup tesir kesitlerini grafik çizimi için kullanır.
19. **VIEWR:** Grafik çizimi için PLOTR'un outputunu okur.

20. MIXR: Grafik çizimi için element yada karışımların tesir kesitlerini birleştirmek için kullanılır.

21. GASPR: ENDF'teki reaksiyon verilerinden gaz üretimi tesir kesitini üretmek için kullanılır.

NJOY99'da tesir kesiti üretimi için genellikle BROADR, HEATR ve ACER modülleri kullanılır [10].

5. HESAPLAMALAR

Bu çalışmada, APEX füzyon reaktör teknolojisinden faydalanan yeni bir APEX hibrit reaktör modeli tasarlanmıştır. Şekil 5.1'den de görüldüğü gibi tasarlanan APEX hibrit modeli torus şeklindedir. Torusun büyük yarıçapı 552 cm'dir.

Şekil 5.2'de çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktör tasarımında bölge, yarıçap ve kalınlıklar gösterilmiştir. Şekil 5.2'de gösterildiği gibi ilk kesit torusun merkezinden plazmaya kadarki iç kısımdır. İkinci kesit ise plazmanın merkezinden reaktörün dış bölgesine kadar olan dış kısımdır. Bu tasarımda kullanılan yapı malzemeleri bölgelere göre şöyle sıralanır;

- Torusun merkezinde manyetik alanla veya eylemsiz olarak sınırlandırılmış plazma bulunur. Plazma, D-T yakıtının kullanılarak füzyon reaksiyonunun meydana geldiği bölgedir. Plazma çapı 230 cm'dir.
- 1. Bölge: Boşluk bölgesidir. Plazma ile ilk sıvı duvar arasında bulunur. İç ve dış kısımlarda boşluk çapı 28 cm'dir. Bu boşluk, hem plazmanın ilk sıvı duvarla temasını önleyerek plazmanın kirlenmesini önler hem de ilk duvarın yüksek plazma sıcaklığından çok daha az etkilenmesini sağlar.
- 2. Bölge: İlk Sıvı Duvar bölgesidir. Boşluk ile ikinci sıvı duvar arasında bulunur. İç ve dış kısımlarda çapı 2 cm olan hızlı akan sıvı duvardır. Plazmanın etrafında füzyon reaksiyonu sonucunda oluşan yüksek enerjili nötronlara (14,1 MeV) maruz kalan ve en çok hasarın meydana geldiği bölgedir. Ancak bölgenin sıvı duvar olması ile oluşan hasar çok daha azdır. Bu bölgenin amacı, plazmadan açığa çıkan yüklü parçacıkları hapsedmektir. Ayrıca sürekli tekrarlanabilir olması her an yeni bir duvara imkan sağlamaktadır.
- 3. Bölge: İkinci Sıvı Duvar bölgesidir. İlk sıvı duvarın hemen arkasında yer alan yavaş akan sıvı duvardır. İç ve dış kısımlarda çapı bu çalışma için 50 cm olarak kullanılmıştır. Bu duvarın amacı, plazmadan açığa çıkan yüksek enerjili nötronları soğurarak yapısal malzemede radyasyon hasarını önemli ölçüde azaltmak ve nötronlardan dolayı açığa çıkan radyasyon enerjisini hapsederek ısıya çevirmektir.
- 4. Bölge: Çelik bölgesidir. İkinci sıvı duvarın yaslandığı yapısal malzemedir. İç ve dış kısımlarda çapı 4 cm'dir. Bölge %100 çelik olup içerisinde farklı

yüzdelere sahip C, V, Cr, Fe, ^{181}Ta , W elementleri bulunur. Bu bölge, ikinci sıvı duvardan geçen nötronlara maruz kalır. Zırhla ikinci sıvı duvar arasında bir köprü oluşturur.

- 5. Bölge: Zırh (koruyucu) bölgesidir. Çelik duvarın arkasında iç kısımda 49 cm ve dış kısımda 50 cm çapında olan koruyucu bölgedir. Bölgenin %60 yapısal malzeme ve %40 üretici/soğutucu akışkan içerdiği kabul edilmiştir. Bu yapı malzemesi içerisinde farklı yüzdelere sahip ^6Li , ^7Li , ^{19}F , ^9Be , C, V, Cr, Fe, ^{181}Ta , W elementleri bulunur. Zırh, ikinci sıvı duvarı geçen enerjik nötronların reaktörün daha da dışına ilerlemelerini ve reaktöre zarar vermelerini engeller.
- 6. Bölge: Boşluk bölgesidir. Zırh bölgesinin hemen arkasında iç kısımda 5 cm ve dış kısımda 34 cm çapında olan bölgedir. Bu bölge, zırhta biriken füzyon enerjisinin konveksiyonla reaktörün dış kısımlarına geçmesini önleyerek yalıtım görevi yapmaktadır.
- 7. Bölge: Çelik (SS316LN) bölgesidir. Boşluktan sonra, iç ve dış kısımlarda 2 cm çapında olan bölgedir. Bölge %100 SS316LN olup içerisinde farklı yüzdelere sahip Fe, Cr, ^{55}Mn , Si, Ni, Mo, ^{93}Nb , ^{59}Co , Cu elementleri bulunur. Bu bölge füzyon için gerekli olan düşük basıncı sağlar.
- 8. Bölge: Vakum Odası (Vakum Vessel) bölgesidir. SS316LN bölgesinden sonra, iç kısımda 16 cm ve dış kısımda 26 cm olan bölgedir. Bölgenin %80 SS316LN ve %20 H_2O içerdiği kabul edilmiştir. Bu bölge içerisinde farklı yüzdelere sahip Fe, Cr, ^{55}Mn , Si, Ni, Mo, ^{93}Nb , ^{59}Co , Cu, H, O elementleri bulunur.
- 9. Bölge: Çelik (SS316LN) bölgesidir. Vakum odasından sonra, iç ve dış kısımlarda 2 cm çapında olan bölgedir. Bölgede kullanılan malzeme ve malzeme içerikleri 7. bölgede olduğu gibidir.

Tasarlanan APEX hibrit reaktör modelinin bölgelerinde yer alan malzemeler, bölgelerin içerdiği izotoplar ve izotopların bulunma oranları, bölgelerin kütle ve atomik yoğunlukları Çizelge 5.1’de gösterilmiştir. Çalışmada kullanılan APEX reaktör tasarımının iç ve dış kısmındaki bölgeler, malzemeler, hacim ve kütleleri sırasıyla Çizelge 5.2 ve Çizelge 5.3’te gösterilmiştir.

Çalışmada enerji taşıyıcı sıvı olarak Flibe (Li_2BeF_4) kullanıldı. Flibe; LiF ve BeF_2 tuzudur. Bu, sıvı tabakasının yapı malzemelerinin hasar oranını (radyasyon ve

aktivasyon gibi) önemli ölçüde azaltır. Şekil 3.8’de Flibe eriyik tuzu için sıcaklık akış şeması verilmiştir.

Daha önce yaptığımız çalışmada [26], ikinci sıvı duvar kalınlığı ile ThF_4 ve UF_4 ağır metallerinin APEX üzerindeki etkisi araştırıldı. Bunun için ikinci sıvı duvarı 20 cm, 30 cm, 40 cm, 50 cm kalınlıkları için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, zırh bölgelerinde %2-%10 oranları arasında ThF_4 ve UF_4 ağır metalleri ile Flibe eriyik tuz karışımından oluşan akışkan kullanılarak APEX hibrit reaktörü tasarımı yapıp nötronik sonuçları incelendi. Çalışmada [26], ThF_4 ve UF_4 ağır metalleri için hesaplanan nötronik sonuçlar tablo halinde Çizelge 5.4-5.6’da gösterilmiştir. Çizelge 5.4-5.6’dan da görüldüğü gibi nötronik sonuçların UF_4 karışımlı akışkanın ThF_4 karışımlı akışkana göre daha iyi olduğu hesaplandı. Hesaplamalardan ikinci sıvı duvar kalınlığının ve seçilen ağır metal oranının artması ile M (Multiplication Factor = Enerji Çoğaltma Faktörü), fisil yakıt üretimi, depolanan ısı enerjisinin arttığı, trityum üretimi için $\text{TBR} > 1,1$ değerinin sağlandığı ve yapısal malzemede radyasyon hasarının azaldığı görüldü.

Konuyla ilgili olarak yaptığımız başka bir çalışmada [62], yine ikinci sıvı duvar kalınlığı ile ThF_4 ve UF_4 eriyik tuzlarının APEX üzerindeki etkisi araştırıldı. Bu çalışmada [62], ikinci sıvı duvar 20 cm, 30 cm, 40 cm, 50 cm kalınlıkları için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, zırh bölgelerinde %2 ve %10 oranlarında ThF_4 ve UF_4 ağır metalleri ile Flibe eriyik tuz karışımından oluşan dört farklı akışkan kullanılarak APEX hibrit reaktörü tasarımı yapıp nötronik sonuçları inceledik. Çalışmada sıvı duvar kalınlığının ve ağır metallerin artan oranlarına göre ikinci sıvı duvar ve yapısal malzeme olan çelikteki ortalama nötron akı değişimleri ile yapısal malzemede DPA oranları incelendi. Nötronik sonuçların UF_4 karışımlı akışkanın ThF_4 karışımlı akışkana göre daha iyi olduğu hesaplandı. Hesaplamalardan nötron akısının ikinci sıvı duvar kalınlığının artması ile akının azaldığı ancak seçilen ağır metal oranının artması ile akının arttığı (Şekil 5.3), ikinci sıvı duvar kalınlığının ve seçilen ağır metal oranının artması ile DPA’nın azaldığı yani istenen düzeyde olduğu (Şekil 5.4) görüldü.

APEX için yapılan çalışmalarda, ikinci sıvı duvar kalınlığı 40 cm ve >40 cm olarak önerilmiştir [20, 27, 30, 31, 33, 35, 36, 38, 39, 63]. Ancak yaptığımız çalışmalardan [26, 62] sonra APEX hibrit reaktör tasarımı için ikinci sıvı duvar kalınlığının 50 cm ve ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, zırh bölgelerinde Flibe

eriyik tuzu ile birlikte %10 oranında UF₄ ağır metalinin APEX üzerinde etkili olduğunu gördük ve bu sonuçları bu çalışmada kullandık.

Bu çalışmada ilk sıvı duvar kalınlığı 2 cm, ikinci sıvı duvar kalınlığı 50 cm ve ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, zırh bölgelerinde %10 UF₄ ağır metali ile %90 Flibe eriyik tuz karışımından oluşan akışkan kullanılarak APEX hibrit reaktörü tasarımı yapılmıştır. Çalışmanın amacı, tasarlanan APEX hibrit reaktörü modelinde 6 farklı kütüphanenin kullanılması ile hesaplanan nötronik sonuçların nasıl değiştiğini incelemektir. Tasarımda ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3, BROND-2.2 ve CENDL-2 nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri için reaktörün ilgili bölgelerinde ve bu bölgelerdeki elementler için nötron akısı, fisyon enerjisi, fisyon reaksiyon sayısı, trityum üretim oranı (TBR), enerji çoğaltma faktörü (M), ısı enerjisi (heating), (n,γ) reaksiyon sayısı, fisil yakıt üretimi, proton üretimi, döteryum üretimi, trityum üretimi, He-3 üretimi, He üretimi ve DPA hesaplanmıştır.

Çalışmada ilk sıvı duvardaki nötron duvar yükünün 10 MW/m² ve reaktör füzyon gücünün 4 GW olduğu kabul edilmiştir.

Üç boyutlu tasarım ve nükleonik hesaplamalar NJOY99 ve MCNPX-2.5.0 Monte Carlo kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir.

Yapılan tasarımda, reaktörün bütün bölgelerinde toplam 21 element kullanılmıştır. Bu elementlerin nükleer reaksiyon tesir kesitleri ilgili kütüphaneler için <http://t2.lanl.gov> adresinden indirilmiştir. Kullanılan bazı elementlerin doğal hallerinin tesir kesitleri ilgili kütüphanede bulunmadığında, elementlerin doğal halini oluşturan izotoplarının tesir kesitleri kullanılmıştır. Bu durumda ENDF/B-VI ve CENDL-2 için 21 element; ENDF/B-VII, JEFF-3.0 ve JENDL-3.3 için 43 element; BROND-2.2 için 34 element için 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-2.5.0’a aktarılmıştır. MCNPX-2.5.0’da ilgili kütüphanedeki elementlere göre hazırlanan input kullanılmıştır. NJOY99 ve MCNPX-2.5.0’da yapılan hesaplamalar 2,5852.10⁻⁸ MeV’de yani 300 °K’deki sıcaklık için yapılmıştır. Hesaplamalarda Monte Carlo metodunda sonuçların hata payının kabul edilebilir mertebelerde olabilmesi için 6 farklı kütüphane için hazırlanan 6 input için bilgisayarda hesaplama süresi 180 dakika olarak tutulmuştur. MCNPX-2.5.0’da bu süre içinde izlenen parçacık sayısı

ENDF/B-VI'da 855621, ENDF/B-VII'de 819721, JEFF-3.0'da 954432, JENDL-3.3'te 868880, BROND-2.2'de 1252888, CENDL-2'de 1009011'dir.

5.1. Akı Hesabı

Akı; birim zamanda birim yüzeyden geçen parçacık sayısıdır. D-T füzyon reaksiyonu sonucu çıkan 14,1 MeV'lik yüksek enerjili nötronlar önce plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvara temas ederler. Plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinde soğrulma, inelastik saçılma, (n,2n) ve fisyon reaksiyonlarının etkisi ile nötron akısı en yoğun haldedir.

Şekil 5.5'te, yapılan çalışmada kullanılan kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde radyal olarak nötron akı değişimi gösterilmiştir. Şekil 5.5'ten, nötron akısının plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı görülmüştür. Şekil 5.5'te reaktörün iç ve dış kısımlarında nötron akı değişiminin kullanılan kütüphaneler için hemen hemen birbirlerine yakın olduğu gösterilmiştir.

Şekil 5.6'da, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama nötron akısının nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında yapılan çalışmada nötron akısının ilk ve ikinci sıvı duvarlarda, çelik bölgesinde yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında, zırh bölgesinde 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında, reaktörün diğer bölgelerinde ise 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Şekil 5.6'dan nötron akısının, reaktörün ilk dört bölgesinde yüksek olduğu ancak, plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı görülmüştür.

5.2. Fisyon Enerjisi ve Fisyon Reaksiyon Sayısı

D-T füzyon reaksiyonu sonucu çıkan 14,1 MeV'lik yüksek enerjili nötronlar önce plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvara temas ederler. Bu bölgede Flibe eriyik tuzu ile akışkan oluşturan, UF₄ ağır metalindeki uranyum plazmadan çıkan hızlı nötronlarla fisyon reaksiyonu verir. UF₄ ağır metali ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde bulunduğundan bu bölgelerde fisyon reaksiyonu oluşmaktadır.

Şekil 5.7’de, yapılan çalışmada kullanılan 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 enerjisi değişimi gösterilmiştir. Nötron akısı plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için uranyumun bulunduğu bölgelerde fisyon enerjisi değeri de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir. Uranyumun bulunmadığı çelik bölgesinde fisyon reaksiyonu gerçekleşmediği için fisyon enerjisinin olmadığı görülmüştür. Şekil 5.7’de reaktörün iç ve dış kısımlarında fisyon enerji değişiminin kullanılan kütüphaneler için hemen hemen birbirlerine yakın olduğu gösterilmiştir.

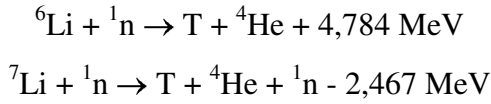
Şekil 5.8’de, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimdeki ortalama fisyon enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi incelenmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında yapılan çalışmada fisyon enerjisinin uranyumun bulunduğu ilk ve ikinci sıvı duvarlarda yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında, zırh bölgesinde 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında olduğu, reaktörün diğer bölgelerinde ise uranyum bulunmadığı için fisyon enerjisinin olmadığı görülmüştür. Uranyumun bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde fisyon reaksiyonu sonunda fisyon enerjisinin olduğu görülmüştür. Nötron akısı plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için fisyon enerjisi değeri de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir.

Şekil 5.9’da, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimdeki ortalama fisyon reaksiyon sayısının nötron enerjisine göre değişimi incelenmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında yapılan çalışmada fisyon reaksiyon sayısının uranyumun 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 uranyum bulunmadığı için fisyon reaksiyonunun olmadığı görülmüştür. Uranyumun bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde fisyon reaksiyonunun gerçekleştiği görülmüştür. Nötron akısı plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için fisyon reaksiyon sayısı da ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir.

5.3. Tritiyum Üretim Oranı (Tritium Breeding Rate=TBR)

Tritiyum üretim oranı, TBR, sistemdeki tritiyumun üretim oranının plazmadaki tritiyumun yanma miktarına oranı olarak tanımlanır. D-T yakıtı kullanan bir reaktörde, bir döteryum ve bir tritiyum füzyon reaksiyonu ile harcanmaktadır. Ancak D-T yakıtı kullanan reaktör kendi tritiyumunu üretmek zorundadır. Dolayısıyla böyle bir reaktörde tritiyumun kendi kendine yetebilmesi için tritiyumun TBR değerine eşit ya da daha büyük olması gereklidir. Bu sebeple D-T yakıtı kullanan bir reaktörde TBR>1,1 olmalıdır [30, 37-40, 42 ,46, 64].

Tritiyum, reaktörde lityum içeren bölgelerden üretilir. Doğal lityum ${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ izotoplarından oluşur. Tritiyum üretimi için nükleer reaksiyonlar şöyledir;



${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ 'nin nötronlarla reaksiyonu sonucu tritiyum elde edilir [13, 22, 26]. Bu sebeple bu çalışmada tritiyum üretiminin sağlanabilmesi için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde lityum içeren Flibe eriyik tuzu kullanılmıştır.

Doğal lityum %7,56 oranında ${}^6\text{Li}$ ve %92,44 oranında ${}^7\text{Li}$ izotopundan oluşur. Daha önce yapılan çalışmada [65], Flibedeki ${}^6\text{Li}$ zenginliğinin değişimine bağlı olarak ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde kaynak nötron başına üretilen toplam TBR değeri hesaplanmıştır. Mevcut çalışmalarda [13, 20, 21, 36-39, 48, 66] olduğu gibi, yaptığımız çalışmadaki [65] hesaplamalardan ${}^6\text{Li}$ 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 olur. Plazmadan çıkan yüksek enerjili nötronlar önce, lityum içeren ilk sıvı duvar ile temasa geçer. ${}^6\text{Li}$ termal nötronlarla, ${}^7\text{Li}$ hızlı nötronlarla reaksiyon verdiğinden plazmadan çıkan yüksek enerjili nötronlar lityumlu bölgede ${}^7\text{Li}$ ile reaksiyon verir. Ancak ${}^6\text{Li}$ zenginliğinin artması ile ${}^7\text{Li}$ oranı azaldığı için ${}^7\text{Li}$ ile oluşan nötron akısı azalır dolayısıyla tritiyum üretimi de azalır. Bu sonuçlardan, ${}^6\text{Li}$ zenginliği ile TBR'nin azaldığı görülmüştür.

Flibedeki lityum için yapılan bu çalışmalardan sonra, D-T yakıtı kullanan yaptığımız APEX hibrit reaktörü tasarımında, trityumun kendi kendine yetebilmesi ve $TBR > 1,1$ olabilmesi için Flibede yer alan lityumu doğal lityum olarak kullandık.

Çalışmada, doğal lityum içeren Flibe eriyik tuzunun bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde TBR değeri hesaplandı.

Çizelge 5.7’de çalışmada kullanılan kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde hesaplanan toplam TBR değeri gösterilmiştir. Buna göre, tasarlanan modelin, reaktörün ilgili bölgelerinde hesaplanan trityumun kendi kendine yetebilmesi için gerekli olan $TBR > 1,1$ şartının kullanılan kütüphaneler için sağlandığı görülmüştür. TBR değerinin, ENDF/B-VI, ENDF/B-VII ve JENDL-3.3 kütüphanelerinin kullanımı ile hesaplanan 2,12-2,16 sonuçları ile birbirlerine yakın çıktığı, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2 kütüphanelerinin diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve küçük çıktığı, özellikle CENDL-2’nin 1,15 değeriyle en küçük TBR değerini aldığı görülmüştür.

Çizelge 5.8’de TBR’nin bölgelere göre ve bu bölgelerde kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.8’den de görüldüğü gibi, TBR için en büyük katkı ikinci sıvı duvardan 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-2 kütüphanesi hariç, ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3, BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile reaktörde trityumun kendi kendine yetebilmesi şartı olan $TBR > 1,1$ değeri sağlanmıştır. Yani bu bölge, tasarlanan APEX hibrit reaktör modelinin trityum ihtiyacını karşılamaktadır. TBR değerine en çok Flibedeki ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$, F, Be elementlerinden katkı sağlanmıştır. Trityum ${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ ’den elde edildiğinden TBR için en büyük katkı ${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ izotoplarından gelmiştir. F elementinin inelastik saçılma yapısı nötronun sahip olduğu enerjiyi değiştirmesi, Be elementinin (n,2n) reaksiyonu veren iyi bir nötron çoğaltıcısı olması TBR üzerinde etkili olmuştur. Lityum içeren ve TBR için dikkate alınan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerindeki toplam TBR değeri

kullanılan 6 kütüphane için de $TBR > 1,1$ şartını sağlamıştır. İlk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde uranyum izotoplarının 6 kütüphanenin kullanımı ile, zırh bölgesinde karbon, wolfram ve wolfram izotoplarının 6 kütüphanenin kullanımı ile, krom izotoplarının ENDF/B-VI, ENDF/B-VII ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile, demir izotoplarının JENDL-3.3 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile, tantalumun ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile TBR'ye katkı sağlamadıkları görülmüştür.

Şekil 5.10-5.12, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimdeki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi verilmiştir. Şekil 5.10, ${}^6\text{Li}$ 'den üretilen ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimidir. Şekil 5.11, ${}^7\text{Li}$ 'den üretilen ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimidir. ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ reaksiyonu termal nötronlarla, ${}^7\text{Li}(n,\alpha n')\text{T}$ reaksiyonu hızlı nötronlarla reaksiyon verir. Plazmadan çıkan yüksek enerjili nötronlar önce ilk sıvı duvarla temasa geçtiğinden, bu bölgedeki trityum üretimi ${}^7\text{Li}$ izotopu ile sağlanır (Şekil 5.11.). İlk sıvı duvar bölgesinde ${}^6\text{Li}$ ile sağlanan trityum üretiminin (Şekil 5.10.), ${}^7\text{Li}$ ile sağlanan trityum üretiminden (Şekil 5.11.) az olduğu Şekil 5.10 ve Şekil 5.11'de görülmektedir. Şekil 5.12, doğal lityumdan üretilen trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimidir. Yani lityumu oluşturan ${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ izotoplarından üretilen TBR'nin toplamıdır. 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında yapılan çalışmada ortalama trityum üretiminin 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 5-20 MeV enerji aralığında olduğu Şekil 5.10-5.12'de görülmüştür. Lityumun bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde trityum üretiminin diğer bölgelere göre fazla olduğu ve bu bölgelerde trityum üretiminin düşük enerjilerde de elde edildiği görülmüştür. Nötron akısı plazmadan uzaklaştıkça azaldığından Şekil 5.10-5.12'de reaktörün dışına doğru sıralanan bölgelerde trityum üretiminin de azaldığı görülmüştür.

5.4. Enerji Çoğaltma Faktörü (Energy Multiplication Factor = M)

Enerji çoğaltma faktörü, M, sistemdeki toplam depolanma enerjisinin, nötron kinetik enerjisine oranı olarak tanımlanır. D-T yakıtı kullanan bir reaktörde üretilen

enerji, plazma tarafından üretilen enerjiden yüksek olmalıdır. Yüksek termal güç elde etmek için M değeri yüksek olmalıdır. Bu sebeple D-T yakıtı kullanan bir reaktörde $M > 1,2$ olmalıdır [32, 38, 67]. M için hesaplama şöyledir;

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

Çalışmada, UF₄ ağır metali ile Flibe eriyik tuz karışımının bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde M değeri hesaplandı.

Çizelge 5.7’de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde hesaplanan toplam M değeri gösterilmiştir. Buna göre, tasarlanan modelin, reaktörün ilgili bölgelerinde hesaplanan yüksek termal güç için gerekli olan $M > 1,2$ şartının kullanılan kütüphaneler için sağlandığı görülmüştür. M değerinin ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile hesaplanan 2,51-2,68 sonuçları ile birbirlerine yakın çıktığı ancak BROND-2.2 kütüphanesinin diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve 1,81 değeriyle en küçük M değerini aldığı görülmüştür.

Çizelge 5.9’da M’nin bölgelere göre ve bu bölgelerde kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.9’dan da görüldüğü gibi, M için en büyük katkı ikinci sıvı duvardan gelmiştir. Nötron akısının plazmadan sonra gelen ilk sıvı duvarda fazla olmasından dolayı, yine bu bölgede M değerinin en büyük olması beklendi. Ancak ikinci sıvı duvarın 50 cm kalınlığında olması ile M değeri, 2 cm kalınlığındaki ilk sıvı duvarda oluşan M değerinden yaklaşık 6 kat daha büyük olmasını sağlamıştır. Plazmadan çok daha uzakta bulunan zırh bölgesinde nötron akısı daha az olduğundan bu bölgedeki M değeri diğer bölgelere göre çok daha küçük çıkmıştır. Özellikle ikinci sıvı duvar bölgesine göre zırh bölgesindeki M değeri yaklaşık 100 kat daha küçük çıkmıştır. Sadece ikinci sıvı duvarda, BROND-2.2 kütüphanesi hariç, ENDF/B-VI, ENDF/V-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3, CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile reaktörde termal güç için gerekli olan $M > 1,2$ şartı sağlanmıştır. Yani bu bölge, tasarlanan APEX hibrit reaktör modelinin enerji ihtiyacını karşılamaktadır. Akışkanın bulunduğu ve M için dikkate alınan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerindeki toplam M değeri kullanılan 6 kütüphane için de $M > 1,2$ şartını sağlamıştır.

5.5. Isı Enerjisi (Heating)

Isı enerjisi M'ye benzer. Çalışmada, UF₄ ağır metali ile Flibe eriyik tuz karışımının bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde ısı enerjisi hesaplandı. Plazmadan çıkan nötronların bu bölgelerde nükleer reaksiyon ve fisyon reaksiyonu yapması, bu bölgelerde ısı enerjisinin oluşmasında etkili olmuştur. Çalışmada, ısı enerjisi W/cm³ birimi cinsinden hesaplandı.

Çizelge 5.7'de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde hesaplanan toplam ısı enerjisi değeri gösterilmiştir. Isı enerjisinin ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile hesaplanan 206,05-235,29 sonuçları ile birbirlerine yakın çıktığı ancak BROND-2.2 kütüphanesinin diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve 148,5 değeriyle en küçük ısı enerjisi değerini aldığı görülmüştür.

Çizelge 5.10'da, ısı enerjisinin bölgelere göre ve bu bölgelerde kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.10'dan da görüldüğü gibi, ısı enerjisi için en büyük katkı ilk sıvı duvardan gelmiştir. İlk sıvı duvarda bulunan Flibe eriyik tuzu ile UF₄ ağır metalinden oluşan akışkan ile ısı enerjisi değerine katkı sağlanmıştır. Flibe eriyik tuzundaki ⁶Li'nin nötron soğurması, ⁷Li ve F elementinin inelastik saçılma yapıp nötronun sahip olduğu enerjiyi değiştirmesi, Be elementinin (n,2n) reaksiyonu veren iyi bir nötron çoğaltıcısı olması ve UF₄ ağır metalindeki ²³⁸U ve ²³⁵U'nin fisyon reaksiyonu yapması ısı enerjisi üzerinde etkili olmuştur. 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 almıştır. Plazmadan çok daha uzakta bulunan zırh bölgesinde nötron akısı daha az olduğundan bu bölgedeki ısı enerjisi değeri diğer bölgelere göre çok daha küçük çıkmıştır. İlk sıvı duvar bölgesi ikinci sıvı duvar bölgesinden yaklaşık 5,5 kat, zırh bölgesinden yaklaşık 600 kat fazla ısı enerjisine sahiptir. Çizelge 5.10'dan da görüldüğü gibi ısı enerjisine en büyük katkı ²³⁸U izotopundan gelmiştir. ²³⁸U'nin fisyon reaksiyonu yapması ve reaksiyon sonunda açığa çıkan fisyon enerjisi ısı enerjisini arttırmıştır. Özellikle nötron akısının en yoğun olduğu ilk sıvı duvarda ²³⁸U'nin fisyon reaksiyonu yapması ile ısı enerjisine en büyük katkı bu izotoptan sağlanmıştır.

Şekil 5.13-5.15'te, yapılan çalışmada kullanılan kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde radyal olarak kaynak nötronu başına birim kütlede hesaplanan depolanan enerji değişimi gösterilmiştir. Şekil 5.13-5.15'te 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 5.13-5.15'te depolanan nötron, foton ve toplam enerji değişimleri de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir. Şekil 5.13-5.15'te reaktörün iç ve dış kısımlarında depolanan enerji değişimlerinin kullanılan kütüphaneler için hemen hemen birbirlerine yakın olduğu görülmektedir.

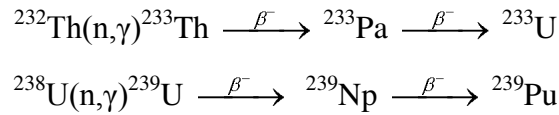
Şekil 5.16-5.18'de, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim kütledeki ortalama depolanan enerjinin nötron enerjisine göre değişimi verilmiştir. Şekil 5.16-5.18'de depolanan enerji değişimi sırasıyla depolanan nötron enerji değişimi, depolanan foton enerji değişimi ve depolanan toplam enerji değişimidir. 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında yapılan çalışmada Şekil 5.16'dan ortalama depolanan nötron enerjisinin ilk ve ikinci sıvı duvarlarda, çelik bölgesinde yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında olduğu, zırh bölgesinde 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında olduğu, reaktörün diğer bölgelerinde ise 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Şekil 5.17'den ortalama depolanan foton enerjisinin reaktörün bütün bölgelerinde yaklaşık 1.10^{-3} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Şekil 5.18'den depolanan nötron ve foton enerjilerinin toplamı olan ortalama depolanan toplam enerjisinin ilk ve ikinci sıvı duvarlarda, çelik bölgesinde yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında olduğu, zırh bölgesinde 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında olduğu, reaktörün diğer bölgelerinde ise 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Nötron akısı plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için Şekil 5.16-5.18'de, ortalama depolanan nötron, foton ve toplam enerjilerinin de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı görülmüştür .

Şekil 5.16 ve Şekil 5.18'de akışkanın bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde 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 görülmüştür. Ancak nötron

akısı plazmadan uzaklaştıkça azaldığından Şekil 5.16-5.18’de reaktörün dışına doğru sıralanan bölgelerde depolanan enerji değerinin de azaldığı görülmüştür.

5.6. Fisil Yakıt Üretimi

Hibrit reaktörde fisil yakıt üretimi, enerji üretimi kadar önemlidir. Düşük enerjili nötronlar ile fisyon reaksiyonu veren ağır çekirdeklere genel olarak **fisil çekirdekler** denir. Düşük enerjili nötronlar ile fisyon reaksiyonu veren maddelere dönüşebilen çekirdeklere **fertil çekirdekler** denir. Günümüz nükleer reaktörleri açısından nükleer yakıt malzemesi sadece fisil yakıtlar olabilir. Bunlar ^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu ’dur. 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 kullanılabilir. Ancak ^{232}Th ve ^{238}U elementlerinin termal nötronlarla fisyon tesir kesitleri çok küçük olduğundan, bu izotoplar termal nükleer reaktörlerde kullanılamamaktadır. Bütün enerjilerdeki nötronlarla fisyon yapabilen ^{235}U , ^{233}U ve ^{239}Pu izotopları, ^{232}Th ve ^{238}U ’dan üretilmektedir. Uranyum nükleer reaktörlere yüklendiği zaman ^{235}U izotopu, termal nötronlarla yüksek oranda fisyon yaparak enerji ve yeni nötronlar verir. Bu, reaktörü çalıştıran yakıttır. Ancak bu yakıt doğada çok az bir oranda bulunmaktadır. Buna göre, mevcut fisyon reaktörleri şu anda uranyumun sadece küçük bir bölümünü kullanmaktadırlar. Doğada bol bulunan ^{238}U izotopu (n,γ) reaksiyonu ile çok düşük bir verimle, ^{239}Pu ’a dönüşür. Oluşan plutonyum kısmen yanar ve kısmen de birikir. Ne kadarının yanacağı ve birikeceği reaktörün tipine ve çalışma biçimine bağlı olarak değişir. ^{233}U ve ^{239}Pu izotoplarının üretimi şöyledir.



Yukarıdaki reaksiyonlar sonucunda ^{232}Th ve ^{238}U , 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 uranyumdur [52, 68, 69].

Çalışmada fisil yakıt üretimi için ^{238}U fertili kullanılmıştır. ^{238}U fertilinden fisil yakıt üretimi için (n, γ) reaksiyonu gereklidir. Yukarıda da görüldüğü gibi, ^{238}U 'in (n, γ) reaksiyonu ile fisyon reaktörlerinde yakıt hammaddesi olan ^{239}Pu fisil yakıtı üretilir.

Çizelge 5.7'de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için fisil yakıt üretiminin sağlandığı ve ^{238}U fertilinin bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde hesaplanan fisil yakıt üretimi sonuçları gösterilmiştir. Fisil yakıt üretiminin ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile 1 yılda hesaplanan 3650-4280 kg ^{239}Pu fisil yakıt üretimi sonuçları ile birbirlerine yakın çıktığı ancak BROND-2.2 kütüphanesinin diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve 1 yılda 88,6 kg ^{239}Pu fisil yakıt üretimi sonucu ile en küçük değeri aldığı görülmüştür.

Çizelge 5.11'de, ^{238}U fertilinin bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde ve bu bölgelerdeki elementlere göre kullanılan kütüphanelerdeki (n, γ) reaksiyon sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.11'den de görüldüğü gibi, (n, γ) reaksiyonuna en büyük katkı ^{238}U izotopundan gelmiştir. ^{238}U 'in (n, γ) reaksiyonunda en yoğun olduğu bölge ikinci sıvı duvar bölgesidir. Bu bölgede nötron akısı ilk sıvı duvara göre daha küçüktür. Ancak ilk sıvı duvarın 2 cm, ikinci sıvı duvarın 50 cm olması yüzünden ^{238}U 'in ikinci sıvı duvarda oluşturduğu (n, γ) reaksiyonu sayısı diğer bölgelere göre daha yüksektir. Buna göre ikinci sıvı duvar bölgesindeki (n, γ) reaksiyon sayısı ilk sıvı duvar bölgesinden yaklaşık 14 kat, zırh bölgesinden yaklaşık 20 kat daha fazladır.

Çizelge 5.12.a'da kullanılan kütüphanelere göre (n, γ) reaksiyon sayısının hesaplandığı bölgelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.12.a'dan da Çizelge 5.11'de olduğu gibi (n, γ) reaksiyonunun en yoğun olduğu bölgenin ikinci sıvı duvar bölgesi olduğu görülmektedir. ^{238}U 'in (n, γ) reaksiyonu ile ^{239}Pu fisil yakıtı üretilir. Çizelge 5.12.b'de oluşan fisil yakıt üretimi sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.12.b'de kullanılan kütüphanelere göre 1 yılda oluşan ^{239}Pu fisil yakıtının ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerindeki üretim sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.12.b'den, (n, γ) reaksiyon sayısının en yoğun olduğu ikinci sıvı duvar bölgesinde fisil yakıt miktarının fazla olduğu görülmektedir. Yani fisil yakıt üretimine en büyük katkı ikinci sıvı duvar bölgesinden gelmiştir. Buna göre ikinci sıvı duvar ilk sıvı duvardan yaklaşık 14 kat, zırh bölgesinden yaklaşık 40 kat daha fazla fisil yakıt üretimine katkı sağlamıştır.

Şekil 5.19’da, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimdeki ortalama (n,γ) reaksiyon sayısının nötron enerjisine göre değişimi verilmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında yapılan çalışmada Şekil 5.19’da ortalama (n,γ) reaksiyon sayısının ilk ve ikinci sıvı duvarlarda, çelik bölgesinde yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında olduğu, zırh bölgesinde 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında olduğu, reaktörün diğer bölgelerinde ise 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Nötron akısı plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için ortalama (n,γ) reaksiyon sayısının da ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı görülmektedir .

5.7. Radyasyon Hasarı

Katiya yüksek enerjinin uygulanması katının örgü yapısının bozulmasına yani radyasyon hasarına neden olur. Plazmada D-T reaksiyonu sonucunda oluşan 14,1 MeV’lik yüksek enerjili nötronlar, özellikle plazmaya yakın duvarlarda radyasyon hasarına neden olup, bu durum reaktörün ömrünün azalmasına neden olmaktadır. Bu sebeple, radyasyon hasarını en aza indirmek için APEX reaktöründe, plazmaya yakın duvar olarak sıvı duvarlar tercih edilmiştir. İlk sıvı duvar yüklü parçacıkları hapsedir. Hemen arkasındaki ikinci sıvı duvar ise, yapısal malzemede radyasyon hasarını azaltıp nötronlardan dolayı açığa çıkan radyasyon enerjisini hapsederek ısıya çevirir. Yapısal malzemelerde radyasyon hasarını ve aktivasyonu azaltmak, sıvı duvarın özellikle kalın sıvı duvarın önemli avantajları arasındadır.

Yapısal malzemede oluşan proton, döteryum, trityum, He-3, He üretim oranları ve DPA değeri radyasyon hasarı parametreleridir. Hidrojen izotopları olan proton, döteryum ve trityum yapısal malzeme dışına yayılırken, He-3 ve He gazları yapısal malzeme içinde biriktirilir [12, 20, 21, 27, 29, 32, 34-36, 38, 48, 52].

Çalışmada radyasyon hasarı parametreleri 30 tam güç yılı (Full Power Year = FPY) üzerinden hesaplanmıştır.

5.7.1. Proton Üretimi

Çizelge 5.7’de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan proton üretimi oranı gösterilmiştir. Yapısal malzemedeki proton üretimi değerinin ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0 ve JENDL-3.3 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 294,65-407,48 sonuçlarıyla birbirlerine yakın çıktığı, BROND-2.2 ve CENDL-2 kütüphanelerinin diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve küçük çıktığı, özellikle BROND-2.2 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 109,27 sonucuyla en küçük proton üretimi değerini aldığı görülmüştür. Çizelge 5.7’den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan proton üretiminde en büyük değerin JENDL-3.3 kütüphanesinin kullanımı ile sağlandığı görülmektedir.

Çizelge 5.13’te, proton üretiminin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.13’ten, yapısal malzemede proton üretiminde en büyük değerin doğal demir ve izotoplarından geldiği, en küçük değerin doğal karbondan geldiği görülmüştür. Buna göre yapısal malzemede proton üretiminde demir karbondan yaklaşık 1.10^6 kat, vanadyumdan 1.10^3 kat, kromdan 15 kat, tantalyumdan 1.10^5 kat, wolframdan 5.10^3 kat fazladır.

Şekil 5.20’de, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde 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. 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.

5.7.2. Döteryum Üretimi

Çizelge 5.7’de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan döteryum üretimi oranı gösterilmiştir. Yapısal

malzemedeki döteryum üretimi değerinin ENDF/B-VI, ENDF/B-VII ve CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 4,56-4,92 sonuçlarıyla birbirlerine yakın çıktığı, JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve küçük çıktığı, özellikle BROND-2.2 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan $6,11.10^{-3}$ sonucuyla en küçük döteryum üretimi değerini aldığı görülmüştür. Çizelge 5.7'den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan döteryum üretiminde en büyük değerin ENDF/B-VII kütüphanesinin kullanımı ile sağlandığı görülmektedir.

Çizelge 5.14'te, döteryum üretiminin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.14'ten, yapısal malzemede döteryum üretiminde en büyük değerin doğal demir ve izotoplarından geldiği, en küçük değerin doğal karbondan geldiği görülmüştür. Buna göre yapısal malzemede döteryum üretiminde demir karbondan yaklaşık 1.10^4 kat, vanadyum ve kromdan 1.10^2 kat, tantalumdan 1.10^4 kat, wolframdan 1.10^2 kat fazladır. Çizelge 5.14'ten, yapısal malzemede krom izotoplarının BROND-2.2 kütüphanesinin kullanımı ile, demir izotoplarının JENDL-3.3 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile, tantalumun ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile, wolframın CENDL-2 kütüphanesinin kullanımı ile, wolfram izotoplarının ENDF/B-VII ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile döteryum üretimine katkı sağlamadıkları görülmüştür.

Şekil 5.21'de, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama döteryum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV nötron enerji aralığında yapılan çalışmada döteryum üretiminin, reaktörün vakum odası dışında kalan bölgelerinde yaklaşık 1-20 MeV enerji aralığında, vakum odasında ise yaklaşık 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Nötron akısı, plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için döteryum üretimi de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir.

5.7.3. Tritiyum Üretimi

Çizelge 5.7'de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan tritiyum üretimi oranı gösterilmiştir. Yapısal malzemedeki

trityum üretimi değerinin ENDF/B-VI, JEFF-3.0 ve CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan $1,27.10^{-2}$ - $4,8.10^{-2}$ sonuçlarıyla üstel olarak birbirlerine yakın çıktığı, ENDF/B-VII ve JENDL-3.3 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan $3,51.10^{-3}$ - $8,26.10^{-3}$ sonuçlarıyla üstel olarak birbirlerine yakın ve biraz daha küçük çıktığı, BROND-2.2 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan $1,53.10^{-5}$ sonucuyla en küçük trityum üretimi değerini aldığı görülmüştür. Çizelge 5.7'den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan trityum üretiminde en büyük değer ENDF/B-VI kütüphanesinin kullanımı ile sağlandığı görülmektedir.

Çizelge 5.15'te, trityum üretiminin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.15'ten, yapısal malzemede trityum üretiminde en büyük değerin doğal demir ve izotoplarından geldiği, en küçük değerin tantalyumdan geldiği görülmüştür. Buna göre yapısal malzemede trityum üretiminde demir vanadyumdan yaklaşık 40 kat, kromdan 3 kat, tantalyumdan 1.10^4 kat fazladır. Çizelge 5.15'ten, yapısal malzemede karbon, wolfram ve wolfram izotoplarının ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3, BROND-2.2 ve CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile, krom izotoplarının ENDF/B-VII ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile, demir izotoplarının JENDL-3.3 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile, tantalyumun ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile trityum üretimine katkı sağlamadıkları görülmüştür.

Şekil 5.22'de, ENDF/B-VI kütüphanesi 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 ilk ve ikinci sıvı duvarlarda yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında, zırh bölgesinde yaklaşık 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında, reaktörün diğer bölgelerinde ise yaklaşık 5-20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Lityumun bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde ortalama trityum üretiminin 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.

5.7.4. He-3 Üretimi

Çizelge 5.7’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 kullanılan kütüphanelere göre birbirlerinden farklı değerler çıktığı, özellikle BROND-2.2 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan $1,83.10^{-9}$ sonucuyla en küçük He-3 üretimi değerini aldığı görülmüştür. Çizelge 5.7’den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan He-3 üretiminde en büyük değer ENDF/B-VI kütüphanesinin kullanımı ile sağlandığı, JEFF-3.0 kütüphanesinin kullanımı ile He-3 üretiminin olmadığı görülmüştür.

Çizelge 5.16’da, He-3 üretiminin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.16’dan, yapısal malzemede He-3 üretiminde en büyük değer doğal demir ve demir-56 (^{56}Fe) izotopundan geldiği, en küçük değer tantalyumdan geldiği görülmüştür. Buna göre yapısal malzemede He-3 üretiminde demir vanadyumdan yaklaşık 2.10^5 kat, kromdan 10 kat, tantalyumdan 2.10^9 kat fazladır. Çizelge 5.16’dan, yapısal malzemede karbon, wolfram ve wolfram izotoplarının ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3, BROND-2.2 ve CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile, krom izotoplarının ENDF/B-VII, JEFF-3.0 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile, demir izotoplarının JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile, tantalyumun ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile He-3 üretimine katkı sağlamadıkları görülmüştür.

Şekil 5.23’te, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama He-3 üretiminin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV nötron enerji aralığında yapılan çalışmada He-3 üretiminin ilk ve ikinci sıvı duvarlarda olmadığı, reaktörün diğer bölgelerinde ise yaklaşık 10-20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Nötron akısı, plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için He-3 üretimi de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir.

5.7.5. He Üretimi

Çizelge 5.7’de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan He üretimi oranı gösterilmiştir. Yapısal malzemedeki He üretimi değerinin ENDF/B-VII, JEFF-3.0 ve JENDL-3.3 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 76,47- 83,95 sonuçlarıyla birbirlerine yakın çıktığı, ENDF/B-VI ve CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 58,21-64,47 sonuçlarıyla birbirlerine yakın ve biraz daha küçük çıktığı, BROND-2.2 kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan 21,84 sonucuyla en küçük He üretimi değerini aldığı görülmüştür. Çizelge 5.7’den yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan He üretiminde en büyük değerin JENDL-3.3 kütüphanesinin kullanımı ile sağlandığı görülmüştür.

Çizelge 5.17’de, He üretiminin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.17’den, yapısal malzemede He üretiminde en büyük değerin doğal demir ve izotoplarından geldiği, en küçük değerin wolfram izotoplarından geldiği görülmüştür. Buna göre yapısal malzemede He üretiminde demir karbondan yaklaşık 70 kat, vanadyumdan 1.10^3 kat, kromdan 15 kat, tantalyumdan 5 kat, wolframdan 2.10^3 kat fazladır. Çizelge 5.17’den, yapısal malzemede tantalyumun ENDF/B-VII ve BROND-2.2 kütüphanelerinin kullanımı ile, wolframın CENDL-2 kütüphanesinin kullanımı ile He üretimine katkı sağlamadıkları görülmüştür.

Şekil 5.24’te, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama He üretiminin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV nötron enerji aralığında yapılan çalışmada He üretiminin ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve çelik bölgesinde yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında, zırh bölgesinde 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında, reaktörün diğer bölgelerinde ise 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Akışkanın bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde ortalama He üretiminin diğer bölgelere göre fazla olduğu görülmüştür. Nötron akısı, plazmaya en yakın olan ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azaldığı için He üretimi de ilk sıvı duvar bölgesinden reaktörün dış bölgesine doğru azalma göstermiştir.

5.7.6. DPA (Displacement Per Atom)

DPA; yapısal malzemeye yüksek enerjili nötronların çarpması sonucunda, malzemenin örgü yapısındaki atomların yer değiştirmesidir. Yapısal malzemeler için DPA'nın oluşması önemli bir radyasyon hasarıdır. Reaktör ömrünün azalması, yapısal malzemenin bozulması gibi istenmeyen durumların sebebi olan DPA'nın en az olması istenir.

Yapısal malzemede DPA'nın etkisini azaltmak için sıvı duvarlardaki yüksek enerjili nötronlar yavaşlatılır ve nükleer reaksiyonlarla soğurulur. Sıvı duvarlardaki Flibe'yi oluşturan; Be elementi (n,2n) reaksiyonu veren iyi bir nötron çoğaltıcısıdır. (n,2n) reaksiyonu ile nötronlar çoğalırken aynı zamanda enerjileri yavaşlatılır. F elementi inelastik saçılma yapar yani nötronun sahip olduğu enerjiyi değiştirir, Li elementi ${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ 'den oluşup ${}^6\text{Li}$ soğurulma, ${}^7\text{Li}$ inelastik saçılma yapıp hem yüksek hem de düşük enerjili nötronlar için iyi bir yavaşlatıcıdır. Ağır metal olan ${}^{238}\text{U}$ fertili plazmadan çıkan yüksek enerjili nötronlarla reaksiyona girerek fisyon yapabilen fisile dönüşür. Meydana gelen bu reaksiyonlar reaktör ömrünün azalmasına ve yapısal malzemenin bozulmasına neden olur. Bu yüzden sıvı duvarlardaki yüksek enerjili nötronların yavaşlatılması ve soğurulması DPA'nın etkisini azaltacaktır [12, 20, 21, 29, 32, 34, 36, 38, 43, 52].

Çizelge 5.7'de, çalışmada kullanılan kütüphaneler için yapısal malzemede yani çelik bölgesinde hesaplanan DPA değeri gösterilmiştir. Yapısal malzemede DPA değerinin ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3 ve CENDL-2 kütüphanelerinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan $1,42.10^{-3}$ - $1,92.10^{-3}$ sonuçlarıyla birbirlerine yakın çıktığı, ENDF/B-VI ve BROND-2.2 kütüphanelerinin diğer kütüphanelerin kullanımı ile hesaplanan sonuçlardan farklı ve küçük çıktığı, özellikle ENDF/B-VI kütüphanesinin kullanımı ile 30 yılda hesaplanan $7,12.10^{-6}$ sonucuyla en küçük DPA değerini aldığı görülmüştür. Çizelge 5.7'den, radyasyon hasarı olan DPA'nın en az olması istendiğinden dolayı, yapısal malzemede 30 yılda hesaplanan DPA'ya en küçük katkının ENDF/B-VI kütüphanesinin kullanımı ile sağlandığı ve bu kütüphanenin kullanımı ile daha az radyasyon hasarının olduğu görülmüştür.

Çizelge 5.18'de, DPA değerinin yapısal malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan elementlere göre kütüphanelerdeki sonuçları gösterilmiştir. Çizelge 5.18'den, yapısal malzemede DPA'ya en büyük katkının doğal demir ve

izotoplarından geldiği, en küçük katkının tantalyumdan geldiği görülmüştür. Buna göre yapısal malzemede DPA değerine demir karbondan yaklaşık 900 kat, vanadyumdan 200 kat, kromdan 8 kat, tantalyumdan 1.10^3 kat, wolframdan 65 kat fazla katkı sağlamıştır. Çizelge 5.18'den, tantalyum elementinin radyasyon hasarına demirden 1.10^3 kat daha az katkı sağladığı görülmektedir.

Şekil 5.25'te, ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde kaynak nötronu başına birim hacimde 30 yıldaki ortalama DPA değerinin nötron enerjisine göre değişimi gösterilmiştir. 1.10^{-10} -20 MeV nötron enerji aralığında yapılan çalışmada DPA değerinin ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve çelik bölgesinde yaklaşık 1.10^{-7} -20 MeV enerji aralığında, zırh bölgesinde 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında, reaktörün diğer bölgelerinde ise 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında olduğu görülmüştür. Akışkanın bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde meydana gelen reaksiyonların etkisi ile radyasyon hasarı olan ortalama DPA'nın diğer bölgelere göre fazla olduğu görülmüştür. 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.

Çizelge 5.1. 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	% İzotop	KütleliYoğunluk (g/cm ³)	AtomikYoğunluk (atom/barn.cm)
1. Bölge	Boşluk				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar (%90 Flibe + %10 UF ₄)	Li-6 Li-7 F-19 Be-9 U-235 U-238	0,135360 1,664640 4,000000 0,900000 0,000725 0,099275	2,42609	8,25145.10 ⁻²
4-44. Bölge	Çelik Duvar (%100 F.S)	C V Cr Fe Ta-181 W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03125	8,32554.10 ⁻²
5-55. Bölge	Zırh (%60 F.S. + %40 (%90 Flibe + %10 UF ₄))	Li-6 Li-7 F-19 Be-9 U-235 U-238 C V Cr Fe Ta-181 W	0,054144 0,665856 1,600000 0,360000 0,000290 0,039710 0,000600 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,012000	3,44461	8,29591.10 ⁻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	8,54357.10 ⁻²
8-88. Bölge	Vakum Odası (%80 SS316LN + %20 H ₂ O)	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	9,12296.10 ⁻²

Çizelge 5.2. Çalışmada kullanılan APEX reaktör tasarımının iç kısmındaki bölgeler, malzemeler, hacim ve kütleler

Reaktörün İç Kısmı	Malzeme	Hacim (cm ³)	Kütle (g)
11. Bölge	Boşluk		
22. Bölge	İlk Sıvı Duvar (%90 Flibe + %10 UF ₄)	1,83646.10 ⁺⁵	4,45542.10 ⁺⁵
33. Bölge	İkinci Sıvı Duvar (%90 Flibe + %10 UF ₄)	2,48524.10 ⁺⁷	6,02941.10 ⁺⁷
44. Bölge	Çelik Duvar (%100 F.S.)	5,47554.10 ⁺⁵	4,39754.10 ⁺⁶
55. Bölge	Zırh (%60 F.S. + %40 (%90 Flibe + %10 UF ₄))	2,39145.10 ⁺⁷	8,23763.10 ⁺⁷
77. Bölge	Çelik (%100 SS316LN)	1,02244.10 ⁺⁶	8,19768.10 ⁺⁶
88. Bölge	Vakum Odası (%80 SS316LN + %20 H ₂ O)	9,97961.10 ⁺⁶	5,27127.10 ⁺⁷
99. Bölge	Çelik (%100 SS316LN)	1,12814.10 ⁺⁶	9,04510.10 ⁺⁶

Çizelge 5.3. Çalışmada kullanılan APEX reaktör tasarımının dış kısmındaki bölgeler, malzemeler, hacim ve kütleler

Reaktörün Dış Kısmı	Malzeme	Hacim (cm ³)	Kütle (g)
1. Bölge	Boşluk		
2. Bölge	İlk Sıvı Duvar (%90 Flibe + %10 UF ₄)	6,46294.10 ⁺⁶	1,56797.10 ⁺⁷
3. Bölge	İkinci Sıvı Duvar (%90 Flibe + %10 UF ₄)	1,93014.10 ⁺⁸	4,68269.10 ⁺⁸
4. Bölge	Çelik Duvar (%100 F.S.)	2,43499.10 ⁺⁷	1,95560.10 ⁺⁸
5. Bölge	Zırh (%60 F.S. + %40 (%90 Flibe + %10 UF ₄))	2,36982.10 ⁺⁸	8,16311.10 ⁺⁸
7. Bölge	Çelik (%100 SS316LN)	1,17405.10 ⁺⁷	9,41323.10 ⁺⁷
8. Bölge	Vakum Odası (%80 SS316LN + %20 H ₂ O)	1,41973.10 ⁺⁸	7,49908.10 ⁺⁸
9. Bölge	Çelik (%100 SS316LN)	1,27731.10 ⁺⁷	1,02411.10 ⁺⁸

Çizelge 5.4. UF₄ karışımı akışkanın ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde

kullanılması ile elde edilen nötronik sonuçlar [26]

	Kalınlık (cm)	% UF ₄				
TBR		2	4	6	8	10
	20	1,08494	1,06606	1,04982	1,03598	1,02011
	30	1,14737	1,12676	1,11024	1,09587	1,08154
	40	1,18724	1,16537	1,14886	1,13401	1,11997
	50	1,20783	1,18549	1,16802	1,15194	1,13888
M						
	20	1,78334	1,89360	1,99848	2,10776	2,21661
	30	1,82386	1,93798	2,05005	2,16504	2,28016
	40	1,84652	1,96184	2,07795	2,19571	2,31383
	50	1,85707	1,97321	2,09042	2,20859	2,32848
Fisil Yakıt Üretimi (kg/yıl)						
	20	1141,71	1918,48	2617,41	3279,58	3901,79
	30	1198,64	2007,11	2733,40	3426,65	4079,05
	40	1234,18	2064,30	2815,11	3517,42	4194,86
	50	1253,63	2094,86	2846,89	3560,93	4249,18
Hidrojen Üretim Oranı (appm/30 FPY)						
	20	7172,87	7101,01	7017,19	6929,48	6854,31
	30	2737,58	2701,09	2655,32	2607,82	2563,07
	40	972,904	960,963	942,519	932,255	913,079
	50	344,722	338,845	329,797	321,438	315,304
Döteryum Üretim Oranı (appm/30 FPY)						
	20	123,86	122,89	121,74	120,37	119,22
	30	43,07	42,69	42,16	41,51	40,76
	40	14,12	14,04	13,78	13,71	13,43
	50	4,64	4,57	4,46	4,37	4,32
Trityum Üretim Oranı (appm/30 FPY)						
	20	1,63476	1,62690	1,61824	1,60089	1,59511
	30	0,52315	0,52110	0,51836	0,50882	0,50231
	40	0,15792	0,15891	0,15592	0,15673	0,15401
	50	0,04860	0,04818	0,04726	0,04686	0,04630
Helyum Üretim Oranı (appm/30 FPY)						
	20	1376,38	1361,49	1345,03	1327,36	1312,31
	30	526,08	519	509,44	499,53	490,93
	40	187,29	184,87	181,21	179,37	175,33
	50	66,33	64,22	63,41	61,68	60,52
Isı Enerjisi (W/cm ³)						
	20	133,055	154,286	175,942	197,553	219,611
	30	121,458	141,013	160,707	180,841	200,843
	40	113,365	131,970	150,644	169,375	188,183
	50	108,002	125,798	143,724	161,865	180,056

Çizelge 5.5. ThF₄ karışımlı akışkanın ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh

bölgelerinde kullanılması ile elde edilen nötronik sonuçlar [26]

	Kalınlık (cm)	% ThF ₄				
TBR		2	4	6	8	10
	20	1,06916	1,03385	1,00226	0,98381	0,95146
	30	1,12971	1,09183	1,05929	1,03082	1,00493
	40	1,16925	1,12879	1,09474	1,06516	1,03832
	50	1,18830	1,14729	1,11288	1,08269	1,05489
M						
	20	1,68624	1,69538	1,70497	1,71789	1,72995
	30	1,72108	1,73048	1,74137	1,75349	1,76629
	40	1,74117	1,75004	1,76079	1,77288	1,78581
	50	1,75012	1,75901	1,76978	1,78188	1,79454
Fisil Yakıt Üretimi (kg/yıl)						
	20	1174,14	2011,44	2721,23	3383,39	3998,47
	30	1231,47	2092,83	2835,52	3505,99	4136,82
	40	1267,78	2147,72	2902,35	3593,09	4232,06
	50	1285,48	2176,81	2938,72	3633,27	4281,41
Hidrojen Üretim Oranı (appm/30 FPY)						
	20	7211,79	7154	7106,57	7064,83	7005,48
	30	2751,71	2730,29	2701,57	2676,53	2649,32
	40	979,72	971,69	961,04	953,27	943,34
	50	347,72	342,21	336,59	334,94	330,52
Döteryum Üretim Oranı (appm/30 FPY)						
	20	124,77	124,02	123,63	123,29	122,71
	30	43,36	43,18	42,93	42,72	42,46
	40	14,17	14,11	14,06	14,05	13,96
	50	4,69	4,63	4,58	4,59	4,55
Trityum Üretim Oranı (appm/30 FPY)						
	20	1,64740	1,64234	1,64365	1,63977	1,64165
	30	0,52735	0,52653	0,52603	0,52501	0,52352
	40	0,15832	0,15834	0,15835	0,15919	0,15938
	50	0,04904	0,04853	0,04810	0,04851	0,04843
Helyum Üretim Oranı (appm/30 FPY)						
	20	1384,49	1372,94	1363,13	1355,09	1343,29
	30	528,99	524,97	519,22	514,33	509,03
	40	188,64	187,04	185,06	183,45	181,42
	50	66,95	65,95	64,84	64,49	63,68
Isı Enerjisi (W/cm ³)						
	20	114,990	118,156	121,371	124,728	128,005
	30	104,895	107,844	110,869	113,954	117,056
	40	97,787	100,551	103,510	106,463	109,418
	50	93,028	95,854	98,779	101,651	104,509

Çizelge 5.6. UF₄ ve ThF₄ karışımı akışkanın ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde kullanılması ile çelik bölgesinde elde edilen DPA değeri [26]

DPA (30 FPY)		% UF ₄		% ThF ₄	
	Kalınlık (cm)	2	10	2	10
	20	663,487	684,602	657,019	656,098
	30	301,461	310,859	299,339	295,869
	40	132,489	135,589	131,248	128,431
	50	56,822	57,908	56,137	54,614

Çizelge 5.7. Çalışmadaki APEX reaktör tasarımında kullanılan farklı kütüphaneler için hesaplanan nötronik sonuçlar

	Kütüphaneler					
	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
TBR	2,12	2,12	1,85	2,16	1,31	1,15
M	2,52	2,51	2,56	2,51	1,81	2,68
Isı Enerjisi (W/cm ³)	214,16	212,66	222,26	206,05	148,50	235,29
Fisil Yakıt Üretimi (kg/yıl)	4220	4230	3650	4280	88,6	4200
Proton Üretimi (appm/30 FPY)	335,74	294,65	328,29	407,48	109,27	192,37
Döteryum Üretimi (appm/30 FPY)	4,56	4,92	1,95	4,12.10 ⁻¹	6,11.10 ⁻³	4,59
Trityum Üretimi (appm/30 FPY)	4,80.10 ⁻²	8,26.10 ⁻³	2,32.10 ⁻²	3,51.10 ⁻³	1,53.10 ⁻⁵	1,27.10 ⁻²
He-3 Üretimi (appm/30 FPY)	1,09.10 ⁻³	8,63.10 ⁻⁴	0	1,69.10 ⁻⁵	1,83.10 ⁻⁹	3,56.10 ⁻⁴
He Üretimi (appm/30 FPY)	64,47	77,13	76,47	83,95	21,84	58,21
DPA (30 FPY)	7,12.10 ⁻⁶	1,59.10 ⁻³	1,42.10 ⁻³	1,92.10 ⁻³	6,56.10 ⁻⁴	1,43.10 ⁻³

Çizelge 5.8. Farklı kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinin

ve bu bölgelerde kullanılan izotopların TBR sonuçları

İlk Sıvı Duvar	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	$1,23.10^{-1}$	$1,20.10^{-1}$	$1,05.10^{-1}$	$1,21.10^{-1}$	$7,39.10^{-2}$	$6,22.10^{-2}$
Li-7	$2,71.10^{-2}$	$2,72.10^{-2}$	$2,68.10^{-2}$	$2,71.10^{-2}$	$3,02.10^{-2}$	$2,66.10^{-2}$
F-19	$4,31.10^{-3}$	$4,31.10^{-3}$	$4,30.10^{-3}$	$5,55.10^{-3}$	$3,86.10^{-3}$	$4,31.10^{-3}$
Be-9	$1,51.10^{-3}$	$1,51.10^{-3}$	$1,32.10^{-3}$	$6,68.10^{-4}$	$1,40.10^{-3}$	$1,16.10^{-3}$
U-235	0	0	0	0	0	0
U-238	0	0	0	0	0	0
TOPLAM	$1,56.10^{-1}$	$1,53.10^{-1}$	$1,38.10^{-1}$	$1,55.10^{-1}$	$1,09.10^{-1}$	$9,43.10^{-2}$

İkinci Sıvı Duvar	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	1,77	1,77	1,52	1,79	1,05	$8,92.10^{-1}$
Li-7	$1,35.10^{-1}$	$1,35.10^{-1}$	$1,30.10^{-1}$	$1,44.10^{-1}$	$1,06.10^{-1}$	$1,28.10^{-1}$
F-19	$1,65.10^{-2}$	$1,65.10^{-2}$	$1,63.10^{-2}$	$2,47.10^{-2}$	$1,19.10^{-2}$	$1,60.10^{-2}$
Be-9	$5,42.10^{-3}$	$5,42.10^{-3}$	$4,76.10^{-3}$	$2,43.10^{-3}$	$4,17.10^{-3}$	$4,05.10^{-3}$
U-235	0	0	0	0	0	0
U-238	0	0	0	0	0	0
TOPLAM	1,93	1,92	1,67	1,96	1,18	1,04

Zırh	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	$3,68.10^{-2}$	$4,07.10^{-2}$	$3,41.10^{-2}$	$4,54.10^{-2}$	$1,87.10^{-2}$	$1,93.10^{-2}$
Li-7	$3,55.10^{-4}$	$3,58.10^{-4}$	$3,24.10^{-4}$	$4,75.10^{-4}$	$1,15.10^{-4}$	$2,72.10^{-4}$
F-19	$2,68.10^{-5}$	$2,67.10^{-5}$	$2,50.10^{-5}$	$6,09.10^{-5}$	$9,45.10^{-6}$	$2,08.10^{-5}$
Be-9	$7,17.10^{-6}$	$7,15.10^{-6}$	$6,09.10^{-6}$	$3,52.10^{-6}$	$2,91.10^{-6}$	$4,35.10^{-6}$
U-235	0	0	0	0	0	0
U-238	0	0	0	0	0	0
C	-	0	0	0	0	0
C-12	0	-	-	-	-	-
V	$2,05.10^{-11}$	$1,55.10^{-10}$	$1,28.10^{-8}$	$2,21.10^{-9}$	$9,69.10^{-12}$	$1,16.10^{-10}$
Cr	-	-	-	-	-	$2,09.10^{-9}$
Cr-50	0	0	0	$6,35.10^{-13}$	0	-
Cr-52	0	0	$1,03.10^{-9}$	$4,11.10^{-12}$	0	-
Cr-53	0	0	0	$2,32.10^{-10}$	0	-
Cr-54	0	0	0	$9,85.10^{-13}$	0	-
Fe	-	-	-	-	-	$6,87.10^{-9}$
Fe-54	0	0	0	0	0	-
Fe-56	$5,55.10^{-9}$	$6,00.10^{-9}$	$8,55.10^{-10}$	0	0	-
Fe-57	0	0	$9,92.10^{-10}$	0	0	-
Fe-58	0	0	$3,67.10^{-12}$	0	0	-
Ta-181	0	0	0	0	0	$5,15.10^{-13}$
W	-	-	-	-	-	0
W-182	0	0	0	0	0	-
W-183	0	0	0	0	0	-
W-184	0	0	0	0	0	-
W-186	0	0	0	0	0	-
TOPLAM	$3,72.10^{-2}$	$4,10.10^{-2}$	$3,45.10^{-2}$	$4,59.10^{-2}$	$1,88.10^{-2}$	$1,96.10^{-2}$

Çizelge 5.9. Farklı kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinin

ve bu bölgelerde kullanılan izotopların M sonuçları

İlk Sıvı Duvar	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	$2,36.10^{-2}$	$2,31.10^{-2}$	$2,06.10^{-2}$	$2,32.10^{-2}$	0	$2,39.10^{-2}$
Li-7	$2,32.10^{-2}$	$2,32.10^{-2}$	$2,25.10^{-2}$	$2,32.10^{-2}$	$2,41.10^{-2}$	$2,50.10^{-2}$
F-19	$5,44.10^{-2}$	$5,45.10^{-2}$	$5,34.10^{-2}$	$5,08.10^{-2}$	$1,04.10^{-1}$	$5,50.10^{-2}$
Be-9	$1,20.10^{-2}$	$1,20.10^{-2}$	$1,21.10^{-2}$	0	$1,10.10^{-2}$	$1,18.10^{-2}$
U-235	$8,30.10^{-3}$	$8,14.10^{-3}$	$7,20.10^{-3}$	$8,77.10^{-3}$	$1,04.10^{-2}$	$8,91.10^{-3}$
U-238	$8,05.10^{-2}$	$7,93.10^{-2}$	$9,46.10^{-2}$	$8,67.10^{-2}$	0	$9,67.10^{-2}$
TOPLAM	$2,02.10^{-1}$	$2,00.10^{-1}$	$2,10.10^{-1}$	$1,93.10^{-1}$	$1,50.10^{-1}$	$2,21.10^{-1}$

İkinci Sıvı Duvar	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	$3,16.10^{-1}$	$3,15.10^{-1}$	$2,72.10^{-1}$	$3,19.10^{-1}$	0	$3,18.10^{-1}$
Li-7	$1,22.10^{-1}$	$1,22.10^{-1}$	$1,16.10^{-1}$	$1,29.10^{-1}$	$9,75.10^{-2}$	$1,29.10^{-1}$
F-19	$2,71.10^{-1}$	$2,72.10^{-1}$	$2,60.10^{-1}$	$2,62.10^{-1}$	$3,70.10^{-1}$	$2,68.10^{-1}$
Be-9	$6,47.10^{-2}$	$6,52.10^{-2}$	$6,18.10^{-2}$	0	$4,86.10^{-2}$	$6,24.10^{-2}$
U-235	$1,09.10^{-1}$	$1,09.10^{-1}$	$9,45.10^{-2}$	$1,18.10^{-1}$	$1,35.10^{-1}$	$1,17.10^{-1}$
U-238	$4,20.10^{-1}$	$4,16.10^{-1}$	$5,27.10^{-1}$	$4,77.10^{-1}$	0	$5,47.10^{-1}$
TOPLAM	1,30	1,30	1,33	1,31	$6,51.10^{-1}$	1,44

Zırh	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	$6,30.10^{-3}$	$6,96.10^{-3}$	$5,84.10^{-3}$	$7,77.10^{-3}$	0	$6,61.10^{-3}$
Li-7	$4,22.10^{-4}$	$4,29.10^{-4}$	$3,78.10^{-4}$	$5,44.10^{-4}$	$1,62.10^{-4}$	$3,70.10^{-4}$
F-19	$9,15.10^{-4}$	$9,40.10^{-4}$	$8,22.10^{-4}$	$1,05.10^{-3}$	$5,11.10^{-4}$	$7,59.10^{-4}$
Be-9	$2,62.10^{-4}$	$2,71.10^{-4}$	$2,28.10^{-4}$	0	$1,06.10^{-4}$	$2,16.10^{-4}$
U-235	$2,16.10^{-3}$	$2,38.10^{-3}$	$1,99.10^{-3}$	$2,84.10^{-3}$	$2,19.10^{-3}$	$2,42.10^{-3}$
U-238	$1,35.10^{-3}$	$1,36.10^{-3}$	$3,04.10^{-3}$	$1,88.10^{-3}$	0	$3,11.10^{-3}$
C	-	$3,10.10^{-7}$	$2,65.10^{-7}$	$3,73.10^{-7}$	$1,22.10^{-7}$	$2,52.10^{-7}$
C-12	$2,99.10^{-7}$	-	-	-	-	-
V	$3,94.10^{-7}$	$5,47.10^{-7}$	$7,85.10^{-7}$	$6,16.10^{-7}$	$1,77.10^{-7}$	$6,03.10^{-6}$
Cr	-	-	-	-	-	$1,48.10^{-4}$
Cr-50	$1,29.10^{-6}$	$1,32.10^{-6}$	$1,18.10^{-6}$	$1,32.10^{-6}$	$1,30.10^{-5}$	-
Cr-52	$8,21.10^{-6}$	$8,48.10^{-6}$	$9,03.10^{-6}$	$1,40.10^{-5}$	$4,68.10^{-5}$	-
Cr-53	$1,06.10^{-6}$	$1,10.10^{-6}$	$9,38.10^{-7}$	$1,47.10^{-6}$	$3,36.10^{-5}$	-
Cr-54	$1,82.10^{-7}$	$1,91.10^{-7}$	$1,62.10^{-7}$	$2,63.10^{-7}$	$5,66.10^{-7}$	-
Fe	-	-	-	-	-	$1,17.10^{-3}$
Fe-54	$1,77.10^{-5}$	$1,80.10^{-5}$	$1,61.10^{-5}$	$2,33.10^{-5}$	$6,09.10^{-5}$	-
Fe-56	$9,40.10^{-5}$	$9,60.10^{-5}$	$1,18.10^{-4}$	$1,20.10^{-4}$	$6,82.10^{-4}$	-
Fe-57	$2,10.10^{-6}$	$2,22.10^{-6}$	$2,19.10^{-6}$	$2,20.10^{-6}$	$3,27.10^{-5}$	-
Fe-58	$2,13.10^{-7}$	$2,25.10^{-7}$	$2,53.10^{-7}$	$2,80.10^{-7}$	$5,82.10^{-6}$	-
Ta-181	$3,01.10^{-7}$	$3,09.10^{-7}$	$3,12.10^{-6}$	$4,82.10^{-8}$	$1,25.10^{-7}$	$1,50.10^{-4}$
W	-	-	-	-	-	$1,78.10^{-3}$
W-182	$2,70.10^{-7}$	$2,82.10^{-7}$	$2,78.10^{-4}$	$1,11.10^{-6}$	$2,32.10^{-7}$	-
W-183	$1,61.10^{-7}$	$1,67.10^{-7}$	$4,88.10^{-4}$	$3,98.10^{-7}$	$1,16.10^{-7}$	-
W-184	$5,06.10^{-7}$	$5,24.10^{-7}$	$1,45.10^{-4}$	$2,75.10^{-6}$	$1,75.10^{-7}$	-
W-186	$3,03.10^{-7}$	$3,19.10^{-7}$	$2,06.10^{-4}$	$4,81.10^{-7}$	$1,39.10^{-7}$	-
TOPLAM	$1,15.10^{-2}$	$1,25.10^{-2}$	$1,36.10^{-2}$	$1,43.10^{-2}$	$3,85.10^{-3}$	$1,67.10^{-2}$

Çizelge 5.10. Farklı kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh

bölgelerinin ve bu bölgelerde kullanılan izotopların ısı enerjisi sonuçları

İlk Sıvı Duvar	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	22,33	21,89	19,45	22,05	0	22,66
Li-7	20,57	20,57	19,88	20,53	21,26	22,09
F-19	48,08	48,16	47,17	44,83	91,57	48,54
Be-9	10,66	10,69	10,71	0	9,75	10,49
U-235	7,85	7,71	6,80	8,29	9,91	8,41
U-238	71,28	70,26	84,09	76,62	0	86,03
TOPLAM (W/cm ³)	180,77	179,27	188,11	172,34	132,50	198,23

İkinci Sıvı Duvar	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	8,63	8,62	7,45	8,75	0	8,67
Li-7	2,99	3,00	2,83	3,19	2,33	3,15
F-19	6,61	6,65	6,34	6,42	8,71	6,51
Be-9	1,59	1,61	1,51	0	1,17	1,53
U-235	2,99	2,99	2,58	3,24	3,69	3,19
U-238	10,29	10,20	13,09	11,76	0	13,58
TOPLAM (W/cm ³)	33,10	33,08	33,81	33,36	15,90	36,64

Zırh	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	$1,55 \cdot 10^{-1}$	$1,73 \cdot 10^{-1}$	$1,47 \cdot 10^{-1}$	$1,91 \cdot 10^{-1}$	0	$1,65 \cdot 10^{-1}$
Li-7	$9,93 \cdot 10^{-3}$	$1,03 \cdot 10^{-2}$	$9,19 \cdot 10^{-3}$	$1,33 \cdot 10^{-2}$	$3,99 \cdot 10^{-3}$	$9,23 \cdot 10^{-3}$
F-19	$2,15 \cdot 10^{-2}$	$2,26 \cdot 10^{-2}$	$1,98 \cdot 10^{-2}$	$2,56 \cdot 10^{-2}$	$1,29 \cdot 10^{-2}$	$1,89 \cdot 10^{-2}$
Be-9	$6,15 \cdot 10^{-3}$	$6,53 \cdot 10^{-3}$	$5,47 \cdot 10^{-3}$	0	$2,62 \cdot 10^{-3}$	$5,34 \cdot 10^{-3}$
U-235	$5,33 \cdot 10^{-2}$	$5,89 \cdot 10^{-2}$	$4,96 \cdot 10^{-2}$	$7,03 \cdot 10^{-2}$	$5,51 \cdot 10^{-2}$	$6,03 \cdot 10^{-2}$
U-238	$3,18 \cdot 10^{-2}$	$3,25 \cdot 10^{-2}$	$7,47 \cdot 10^{-2}$	$4,65 \cdot 10^{-2}$	0	$7,76 \cdot 10^{-2}$
C	-	$7,43 \cdot 10^{-6}$	$6,35 \cdot 10^{-6}$	$9,09 \cdot 10^{-6}$	$3,01 \cdot 10^{-6}$	$6,27 \cdot 10^{-6}$
C-12	$7,02 \cdot 10^{-6}$	-	-	-	-	-
V	$9,30 \cdot 10^{-6}$	$1,33 \cdot 10^{-5}$	$1,91 \cdot 10^{-5}$	$1,51 \cdot 10^{-5}$	$4,42 \cdot 10^{-6}$	$1,49 \cdot 10^{-4}$
Cr	-	-	-	-	-	$3,74 \cdot 10^{-3}$
Cr-50	$3,06 \cdot 10^{-5}$	$3,22 \cdot 10^{-5}$	$2,86 \cdot 10^{-5}$	$3,26 \cdot 10^{-5}$	$3,30 \cdot 10^{-4}$	-
Cr-52	$1,93 \cdot 10^{-4}$	$2,04 \cdot 10^{-4}$	$2,16 \cdot 10^{-4}$	$3,44 \cdot 10^{-4}$	$1,14 \cdot 10^{-3}$	-
Cr-53	$2,51 \cdot 10^{-5}$	$2,68 \cdot 10^{-5}$	$2,27 \cdot 10^{-5}$	$3,59 \cdot 10^{-5}$	$8,46 \cdot 10^{-4}$	-
Cr-54	$4,28 \cdot 10^{-6}$	$4,57 \cdot 10^{-6}$	$3,91 \cdot 10^{-6}$	$6,42 \cdot 10^{-6}$	$1,38 \cdot 10^{-5}$	-
Fe	-	-	-	-	-	$2,93 \cdot 10^{-2}$
Fe-54	$4,17 \cdot 10^{-4}$	$4,38 \cdot 10^{-4}$	$3,91 \cdot 10^{-4}$	$5,75 \cdot 10^{-4}$	$1,53 \cdot 10^{-3}$	-
Fe-56	$2,21 \cdot 10^{-3}$	$2,32 \cdot 10^{-3}$	$2,83 \cdot 10^{-3}$	$2,96 \cdot 10^{-3}$	$1,74 \cdot 10^{-2}$	-
Fe-57	$4,95 \cdot 10^{-5}$	$5,37 \cdot 10^{-5}$	$5,24 \cdot 10^{-5}$	$5,35 \cdot 10^{-5}$	$8,17 \cdot 10^{-4}$	-
Fe-58	$5,01 \cdot 10^{-6}$	$5,41 \cdot 10^{-6}$	$6,04 \cdot 10^{-6}$	$6,80 \cdot 10^{-6}$	$1,43 \cdot 10^{-4}$	-
Ta-181	$7,14 \cdot 10^{-6}$	$7,37 \cdot 10^{-6}$	$7,56 \cdot 10^{-5}$	$1,18 \cdot 10^{-6}$	$3,04 \cdot 10^{-6}$	$3,76 \cdot 10^{-3}$
W	-	-	-	-	-	$4,44 \cdot 10^{-2}$
W-182	$6,43 \cdot 10^{-6}$	$6,84 \cdot 10^{-6}$	$7,02 \cdot 10^{-3}$	$2,75 \cdot 10^{-5}$	$5,62 \cdot 10^{-6}$	-
W-183	$3,78 \cdot 10^{-6}$	$4,00 \cdot 10^{-6}$	$1,25 \cdot 10^{-2}$	$9,88 \cdot 10^{-6}$	$2,79 \cdot 10^{-6}$	-
W-184	$1,20 \cdot 10^{-5}$	$1,27 \cdot 10^{-5}$	$3,57 \cdot 10^{-3}$	$6,75 \cdot 10^{-5}$	$4,27 \cdot 10^{-6}$	-
W-186	$7,22 \cdot 10^{-6}$	$7,71 \cdot 10^{-6}$	$5,29 \cdot 10^{-3}$	$1,17 \cdot 10^{-5}$	$3,37 \cdot 10^{-6}$	-
TOPLAM (W/cm ³)	$2,81 \cdot 10^{-1}$	$3,07 \cdot 10^{-1}$	$3,37 \cdot 10^{-1}$	$3,51 \cdot 10^{-1}$	$9,69 \cdot 10^{-2}$	$4,18 \cdot 10^{-1}$

Çizelge 5.11. Farklı kütüphaneler için ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh

bölgelerinin ve bu bölgelerde kullanılan izotopların (n,γ) reaksiyon sonuçları

İlk Sıvı Duvar	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	2,49.10 ⁻⁶	2,43.10 ⁻⁶	2,14.10 ⁻⁶	3,03.10 ⁻⁶	2,92.10 ⁻⁶	0
Li-7	3,58.10 ⁻⁵	3,50.10 ⁻⁵	2,90.10 ⁻⁵	3,42.10 ⁻⁵	3,79.10 ⁻⁵	4,57.10 ⁻⁵
F-19	5,41.10 ⁻⁴	4,02.10 ⁻⁴	4,64.10 ⁻⁴	4,82.10 ⁻⁴	6,50.10 ⁻⁴	5,42.10 ⁻⁴
Be-9	2,22.10 ⁻⁵	2,26.10 ⁻⁵	1,97.10 ⁻⁵	3,09.10 ⁻⁶	2,38.10 ⁻⁵	2,25.10 ⁻⁵
U-235	2,64.10 ⁻⁴	2,57.10 ⁻⁴	2,24.10 ⁻⁴	2,60.10 ⁻⁴	2,61.10 ⁻⁴	2,36.10 ⁻⁴
U-238	1,52.10 ⁻²	1,48.10 ⁻²	1,30.10 ⁻²	1,49.10 ⁻²	5,81.10 ⁻⁴	1,51.10 ⁻²
TOPLAM	1,60.10 ⁻²	1,55.10 ⁻²	1,38.10 ⁻²	1,57.10 ⁻²	1,56.10 ⁻³	1,59.10 ⁻²

İkinci Sıvı Duvar	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	3,57.10 ⁻⁵	3,56.10 ⁻⁵	3,07.10 ⁻⁵	3,92.10 ⁻⁵	4,20.10 ⁻⁵	0
Li-7	5,19.10 ⁻⁴	5,18.10 ⁻⁴	4,12.10 ⁻⁴	5,14.10 ⁻⁴	5,44.10 ⁻⁴	6,71.10 ⁻⁴
F-19	5,94.10 ⁻³	4,44.10 ⁻³	5,12.10 ⁻³	5,34.10 ⁻³	6,55.10 ⁻³	5,97.10 ⁻³
Be-9	2,28.10 ⁻⁴	2,36.10 ⁻⁴	1,98.10 ⁻⁴	4,65.10 ⁻⁵	2,30.10 ⁻⁴	2,29.10 ⁻⁴
U-235	3,92.10 ⁻³	3,90.10 ⁻³	3,36.10 ⁻³	3,95.10 ⁻³	3,83.10 ⁻³	3,49.10 ⁻³
U-238	2,17.10 ⁻¹	2,18.10 ⁻¹	1,88.10 ⁻¹	2,20.10 ⁻¹	4,39.10 ⁻³	2,16.10 ⁻¹
TOPLAM	2,28.10 ⁻¹	2,27.10 ⁻¹	1,97.10 ⁻¹	2,29.10 ⁻¹	1,56.10 ⁻²	2,26.10 ⁻¹

Zırh	Kütüphaneler					
İZOTOP	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
Li-6	7,44.10 ⁻⁷	8,23.10 ⁻⁷	6,90.10 ⁻⁷	9,29.10 ⁻⁷	7,57.10 ⁻⁷	0
Li-7	1,08.10 ⁻⁵	1,20.10 ⁻⁵	9,04.10 ⁻⁶	1,33.10 ⁻⁵	9,47.10 ⁻⁶	1,49.10 ⁻⁵
F-19	8,93.10 ⁻⁵	6,76.10 ⁻⁵	7,81.10 ⁻⁵	9,17.10 ⁻⁵	5,53.10 ⁻⁵	8,30.10 ⁻⁵
Be-9	3,27.10 ⁻⁶	3,60.10 ⁻⁶	2,85.10 ⁻⁶	1,20.10 ⁻⁶	2,40.10 ⁻⁶	3,29.10 ⁻⁶
U-235	8,41.10 ⁻⁵	9,30.10 ⁻⁵	7,79.10 ⁻⁵	1,03.10 ⁻⁴	6,87.10 ⁻⁵	7,76.10 ⁻⁵
U-238	5,22.10 ⁻³	5,70.10 ⁻³	4,78.10 ⁻³	6,35.10 ⁻³	1,93.10 ⁻⁵	5,36.10 ⁻³
C	-	8,90.10 ⁻¹⁰	7,55.10 ⁻¹⁰	1,40.10 ⁻⁹	6,62.10 ⁻¹⁰	8,29.10 ⁻¹⁰
C-12	8,14.10 ⁻¹⁰	-	-	-	-	-
V	8,42.10 ⁻⁶	9,10.10 ⁻⁶	5,59.10 ⁻⁶	1,10.10 ⁻⁵	6,52.10 ⁻⁶	8,71.10 ⁻⁶
Cr	-	-	-	-	-	1,49.10 ⁻⁴
Cr-50	2,32.10 ⁻⁵	2,50.10 ⁻⁵	2,07.10 ⁻⁵	2,76.10 ⁻⁵	1,84.10 ⁻⁵	-
Cr-52	5,94.10 ⁻⁵	6,52.10 ⁻⁵	6,28.10 ⁻⁵	7,57.10 ⁻⁵	5,09.10 ⁻⁵	-
Cr-53	5,29.10 ⁻⁵	5,71.10 ⁻⁵	4,74.10 ⁻⁵	7,17.10 ⁻⁵	4,60.10 ⁻⁵	-
Cr-54	6,41.10 ⁻⁷	6,53.10 ⁻⁷	5,41.10 ⁻⁷	5,35.10 ⁻⁷	3,72.10 ⁻⁷	-
Fe	-	-	-	-	-	9,31.10 ⁻⁴
Fe-54	8,23.10 ⁻⁵	8,46.10 ⁻⁵	6,83.10 ⁻⁵	9,47.10 ⁻⁵	6,80.10 ⁻⁵	-
Fe-56	1,03.10 ⁻³	9,24.10 ⁻⁴	7,70.10 ⁻⁴	1,05.10 ⁻³	6,95.10 ⁻⁴	-
Fe-57	5,59.10 ⁻⁵	6,03.10 ⁻⁵	9,09.10 ⁻⁵	5,71.10 ⁻⁵	3,88.10 ⁻⁵	-
Fe-58	1,32.10 ⁻⁵	1,36.10 ⁻⁵	1,03.10 ⁻⁵	1,28.10 ⁻⁵	1,11.10 ⁻⁵	-
Ta-181	3,30.10 ⁻⁴	3,65.10 ⁻⁴	3,03.10 ⁻⁴	4,03.10 ⁻⁴	2,92.10 ⁻⁴	3,39.10 ⁻⁴
W	-	-	-	-	-	3,30.10 ⁻³
W-182	6,49.10 ⁻⁴	7,11.10 ⁻⁴	6,19.10 ⁻⁴	8,22.10 ⁻⁴	6,34.10 ⁻⁴	-
W-183	1,11.10 ⁻³	1,22.10 ⁻³	9,21.10 ⁻⁴	1,18.10 ⁻³	1,01.10 ⁻³	-
W-184	3,72.10 ⁻⁴	4,05.10 ⁻⁴	3,38.10 ⁻⁴	4,54.10 ⁻⁴	3,10.10 ⁻⁴	-
W-186	7,09.10 ⁻⁴	7,70.10 ⁻⁴	5,14.10 ⁻⁴	7,78.10 ⁻⁴	6,52.10 ⁻⁴	-
TOPLAM	9,90.10 ⁻³	1,06.10 ⁻²	8,72.10 ⁻³	1,16.10 ⁻²	3,99.10 ⁻³	1,03.10 ⁻²

Çizelge 5.12. Farklı kütüphaneler için fertil ^{238}U izotopunun ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde a) (n,γ) reaksiyon sonuçları b) ^{239}Pu fisil yakıt üretim sonuçları

a)

	Kütüphaneler					
	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
İlk Sıvı Duvar	$1,52 \cdot 10^{-2}$	$1,48 \cdot 10^{-2}$	$1,30 \cdot 10^{-2}$	$1,49 \cdot 10^{-2}$	$5,81 \cdot 10^{-4}$	$1,51 \cdot 10^{-2}$
İkinci Sıvı Duvar	$2,17 \cdot 10^{-1}$	$2,18 \cdot 10^{-1}$	$1,88 \cdot 10^{-1}$	$2,20 \cdot 10^{-1}$	$4,39 \cdot 10^{-3}$	$2,16 \cdot 10^{-1}$
Zırh	$5,22 \cdot 10^{-3}$	$5,70 \cdot 10^{-3}$	$4,78 \cdot 10^{-3}$	$6,35 \cdot 10^{-3}$	$1,93 \cdot 10^{-5}$	$5,36 \cdot 10^{-3}$
TOPLAM	$2,38 \cdot 10^{-1}$	$2,38 \cdot 10^{-1}$	$2,05 \cdot 10^{-1}$	$2,41 \cdot 10^{-1}$	$4,99 \cdot 10^{-3}$	$2,36 \cdot 10^{-1}$

b)

	Kütüphaneler					
	ENDF/B-VI	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
İlk Sıvı Duvar	$2,69 \cdot 10^2$	$2,62 \cdot 10^2$	$2,31 \cdot 10^2$	$2,65 \cdot 10^2$	$1,03 \cdot 10^1$	$2,68 \cdot 10^2$
İkinci Sıvı Duvar	$3,86 \cdot 10^3$	$3,87 \cdot 10^3$	$3,33 \cdot 10^3$	$3,90 \cdot 10^3$	$7,80 \cdot 10^1$	$3,84 \cdot 10^3$
Zırh	$9,27 \cdot 10^1$	$1,01 \cdot 10^2$	$8,49 \cdot 10^1$	$1,13 \cdot 10^2$	$3,42 \cdot 10^{-1}$	$9,53 \cdot 10^1$
TOPLAM (kg/yıl)	$4,22 \cdot 10^3$	$4,23 \cdot 10^3$	$3,65 \cdot 10^3$	$4,28 \cdot 10^3$	$8,86 \cdot 10^1$	$4,20 \cdot 10^3$

Çizelge 5.13. Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların proton üretimi sonuçları

Çelik Duvar	Kütüphaneler				
İZOTOP	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
C	$2,21 \cdot 10^{-4}$	$2,06 \cdot 10^{-4}$	$3,06 \cdot 10^{-4}$	$1,15 \cdot 10^{-4}$	$1,78 \cdot 10^{-4}$
V	$2,69 \cdot 10^{-1}$	$2,11 \cdot 10^{-1}$	$3,33 \cdot 10^{-1}$	$4,47 \cdot 10^{-1}$	$5,88 \cdot 10^{-1}$
Cr	-	-	-	-	15,96
Cr-50	6,02	5,57	4,72	$9,74 \cdot 10^{-1}$	-
Cr-52	13,82	15,83	16,16	4,81	-
Cr-53	$5,38 \cdot 10^{-1}$	$5,08 \cdot 10^{-1}$	$7,13 \cdot 10^{-1}$	$1,99 \cdot 10^{-1}$	-
Cr-54	$2,70 \cdot 10^{-2}$	$2,59 \cdot 10^{-2}$	$3,31 \cdot 10^{-2}$	$1,09 \cdot 10^{-2}$	-
Fe	-	-	-	-	175,79
Fe-54	95,87	88,44	128,05	31,02	-
Fe-56	176,24	215,29	256,18	71,09	-
Fe-57	1,78	2,32	1,16	$6,79 \cdot 10^{-1}$	-
Fe-58	$2,94 \cdot 10^{-2}$	$4,51 \cdot 10^{-2}$	$4,63 \cdot 10^{-2}$	$1,41 \cdot 10^{-2}$	-
Ta-181	$2,95 \cdot 10^{-3}$	$2,58 \cdot 10^{-3}$	$3,42 \cdot 10^{-3}$	$1,21 \cdot 10^{-3}$	$1,81 \cdot 10^{-3}$
W	-	-	-	-	$3,44 \cdot 10^{-2}$
W-182	$1,79 \cdot 10^{-2}$	$2,35 \cdot 10^{-2}$	$3,11 \cdot 10^{-2}$	$7,44 \cdot 10^{-3}$	-
W-183	$8,91 \cdot 10^{-3}$	$8,94 \cdot 10^{-3}$	$1,35 \cdot 10^{-2}$	$4,79 \cdot 10^{-3}$	-
W-184	$1,21 \cdot 10^{-2}$	$1,09 \cdot 10^{-2}$	$1,43 \cdot 10^{-2}$	$6,56 \cdot 10^{-3}$	-
W-186	$4,31 \cdot 10^{-3}$	$1,49 \cdot 10^{-2}$	$1,95 \cdot 10^{-2}$	$3,17 \cdot 10^{-3}$	-
TOPLAM (appm/30 FPY)	294,65	328,29	407,48	109,27	192,37

Çizelge 5.14. Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların döteryum üretimi sonuçları

Çelik Duvar	Kütüphaneler				
İZOTOP	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
C	$2,27.10^{-4}$	$2,00.10^{-4}$	$1,43.10^{-4}$	$1,03.10^{-4}$	$1,71.10^{-4}$
V	$1,52.10^{-2}$	$9,16.10^{-2}$	$1,48.10^{-2}$	$6,00.10^{-3}$	$6,44.10^{-3}$
Cr	-	-	-	-	$4,29.10^{-1}$
Cr-50	$4,52.10^{-2}$	$4,35.10^{-2}$	$6,68.10^{-2}$	0	-
Cr-52	0	$4,56.10^{-1}$	$2,96.10^{-1}$	0	-
Cr-53	0	0	$2,49.10^{-2}$	0	-
Cr-54	0	0	$5,97.10^{-4}$	0	-
Fe	-	-	-	-	4,16
Fe-54	$6,93.10^{-1}$	$6,59.10^{-1}$	0	0	-
Fe-56	4,17	$6,75.10^{-1}$	0	0	-
Fe-57	0	$1,86.10^{-2}$	0	0	-
Fe-58	0	$3,04.10^{-4}$	0	0	-
Ta-181	0	0	0	0	$1,42.10^{-4}$
W	-	-	-	-	0
W-182	0	$3,82.10^{-3}$	$4,97.10^{-3}$	0	-
W-183	0	$1,61.10^{-3}$	$2,10.10^{-3}$	0	-
W-184	0	$1,25.10^{-3}$	$1,62.10^{-3}$	0	-
W-186	0	$5,73.10^{-4}$	$7,41.10^{-4}$	0	-
TOPLAM (appm/30 FPY)	4,92	1,95	$4,12.10^{-1}$	$6,11.10^{-3}$	4,59

Çizelge 5.15. Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların trityum üretimi sonuçları

Çelik Duvar	Kütüphaneler				
İZOTOP	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
C	0	0	0	0	0
V	$2,22.10^{-4}$	$1,90.10^{-2}$	$3,16.10^{-3}$	$1,53.10^{-5}$	$1,77.10^{-4}$
Cr	-	-	-	-	$2,79.10^{-3}$
Cr-50	0	0	$9,01.10^{-7}$	0	-
Cr-52	0	$1,41.10^{-3}$	$5,67.10^{-6}$	0	-
Cr-53	0	0	$3,43.10^{-4}$	0	-
Cr-54	0	0	$1,44.10^{-6}$	0	-
Fe	-	-	-	-	$9,71.10^{-3}$
Fe-54	0	0	0	0	-
Fe-56	$8,04.10^{-3}$	$1,24.10^{-3}$	0	0	-
Fe-57	0	$1,47.10^{-3}$	0	0	-
Fe-58	0	$5,25.10^{-6}$	0	0	-
Ta-181	0	0	0	0	$7,68.10^{-7}$
W	-	-	-	-	0
W-182	0	0	0	0	-
W-183	0	0	0	0	-
W-184	0	0	0	0	-
W-186	0	0	0	0	-
TOPLAM (appm/30 FPY)	$8,26.10^{-3}$	$2,32.10^{-2}$	$3,51.10^{-3}$	$1,53.10^{-5}$	$1,27.10^{-2}$

Çizelge 5.16. Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların He-3 üretimi sonuçları

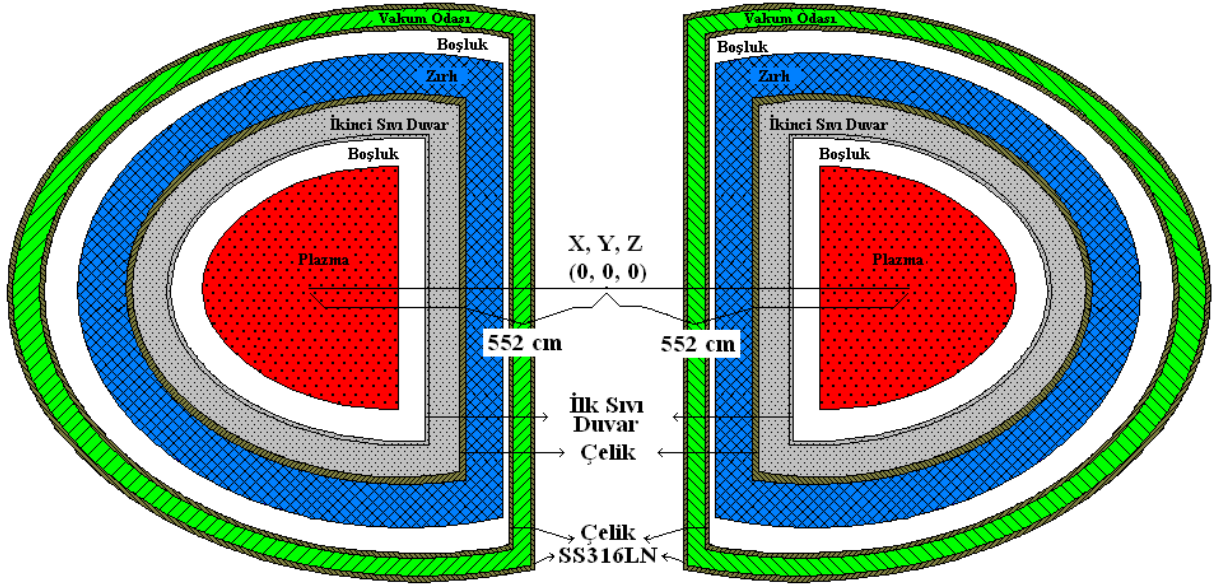
Çelik Duvar	Kütüphaneler				
İZOTOP	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
C	0	0	0	0	0
V	$3,73.10^{-9}$	0	0	$1,83.10^{-9}$	0
Cr	-	-	-	-	$3,97.10^{-5}$
Cr-50	0	0	$1,56.10^{-5}$	0	-
Cr-52	0	0	$1,29.10^{-6}$	0	-
Cr-53	0	0	$2,30.10^{-9}$	0	-
Cr-54	0	0	$1,83.10^{-14}$	0	-
Fe	-	-	-	-	$3,16.10^{-4}$
Fe-54	0	0	0	0	-
Fe-56	$8,63.10^{-4}$	0	0	0	-
Fe-57	0	0	0	0	-
Fe-58	0	0	0	0	-
Ta-181	0	0	0	0	$1,12.10^{-13}$
W	-	-	-	-	0
W-182	0	0	0	0	-
W-183	0	0	0	0	-
W-184	0	0	0	0	-
W-186	0	0	0	0	-
TOPLAM (appm/30 FPY)	$8,63.10^{-4}$	0	$1,69.10^{-5}$	$1,83.10^{-9}$	$3,56.10^{-4}$

Çizelge 5.17. Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların He üretimi sonuçları

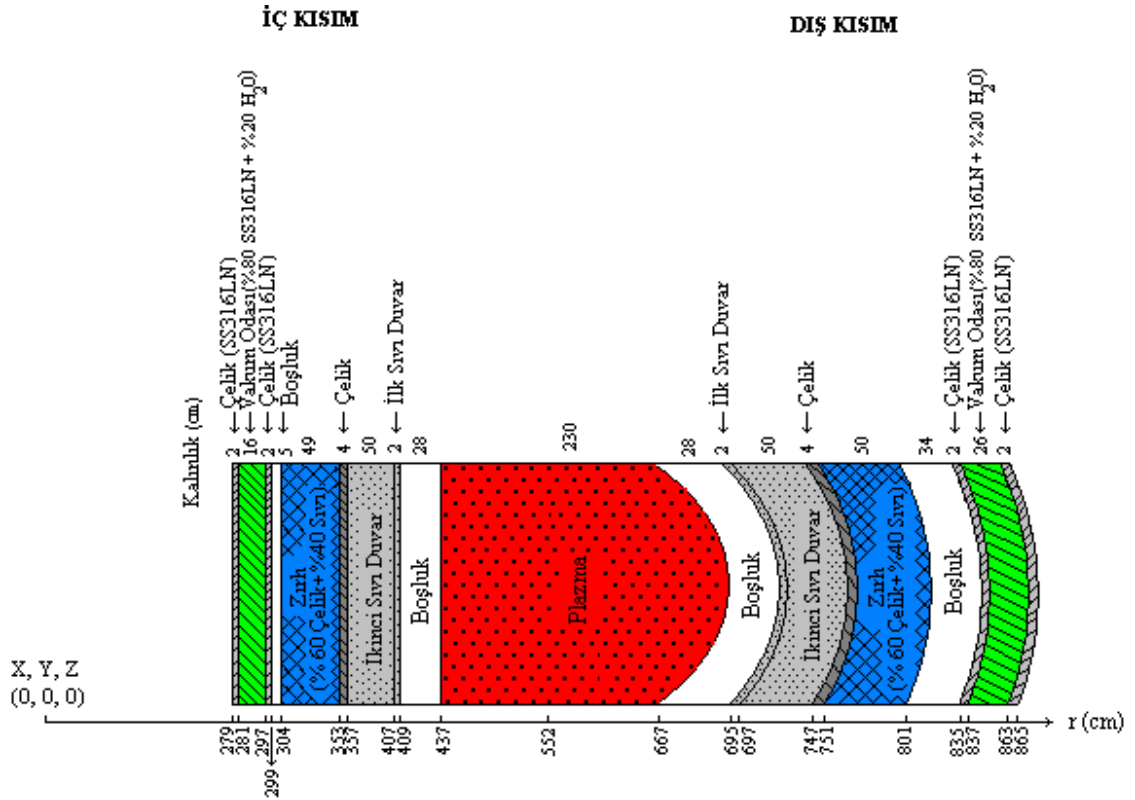
Çelik Duvar	Kütüphaneler				
İZOTOP	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
C	$9,15.10^{-1}$	$8,70.10^{-1}$	1,32	$3,36.10^{-1}$	$7,46.10^{-1}$
V	$4,47.10^{-2}$	$5,09.10^{-2}$	$6,07.10^{-2}$	$1,70.10^{-2}$	$3,68.10^{-2}$
Cr	-	-	-	-	4,39
Cr-50	$7,69.10^{-1}$	$7,10.10^{-1}$	$5,89.10^{-1}$	$2,87.10^{-1}$	-
Cr-52	3,40	2,98	3,65	1,28	-
Cr-53	$3,96.10^{-1}$	$3,69.10^{-1}$	$8,24.10^{-1}$	$1,91.10^{-1}$	-
Cr-54	$3,37.10^{-2}$	$3,19.10^{-2}$	$4,58.10^{-2}$	$7,88.10^{-3}$	-
Fe	-	-	-	-	40,61
Fe-54	7,11	6,67	9,06	2,17	-
Fe-56	63,25	52,93	67,79	17,21	-
Fe-57	1,13	$9,68.10^{-1}$	$5,10.10^{-1}$	$3,15.10^{-1}$	-
Fe-58	$7,52.10^{-2}$	$5,64.10^{-2}$	$4,95.10^{-2}$	$2,08.10^{-2}$	-
Ta-181	0	10,79	$9,52.10^{-5}$	0	12,43
W	-	-	-	-	0
W-182	$4,73.10^{-3}$	$1,15.10^{-2}$	$1,53.10^{-2}$	$2,24.10^{-3}$	-
W-183	$2,57.10^{-3}$	$6,36.10^{-3}$	$8,58.10^{-3}$	$1,26.10^{-3}$	-
W-184	$3,17.10^{-3}$	$4,34.10^{-3}$	$5,75.10^{-3}$	$2,62.10^{-3}$	-
W-186	$1,70.10^{-3}$	$7,12.10^{-3}$	$9,36.10^{-3}$	$2,44.10^{-3}$	-
TOPLAM (appm/30 FPY)	77,13	76,47	83,95	21,84	58,21

Çizelge 5.18. Farklı kütüphaneler için yapı malzemesi olan çelik duvar bölgesinde ve bu bölgede kullanılan izotopların DPA sonuçları

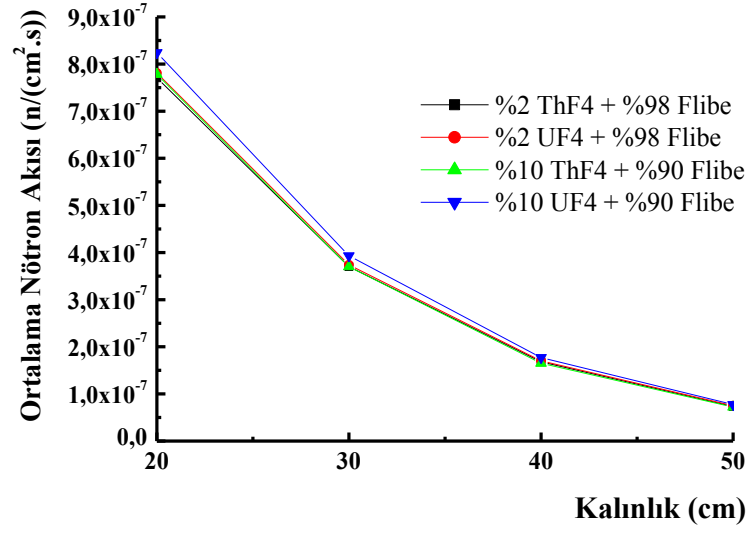
Çelik Duvar	Kütüphaneler				
İZOTOP	ENDF/B-VII	JEFF-3.0	JENDL-3.3	BROND-2.2	CENDL-2
C	$1,59.10^{-6}$	$1,32.10^{-6}$	$1,72.10^{-6}$	$8,37.10^{-7}$	$1,41.10^{-6}$
V	$6,64.10^{-6}$	$5,08.10^{-6}$	$7,72.10^{-6}$	$3,42.10^{-6}$	$5,99.10^{-6}$
Cr	-	-	-	-	$1,50.10^{-4}$
Cr-50	$9,63.10^{-6}$	$8,26.10^{-6}$	$1,08.10^{-5}$	$4,20.10^{-6}$	-
Cr-52	$1,34.10^{-4}$	$1,25.10^{-4}$	$1,52.10^{-4}$	$5,12.10^{-5}$	-
Cr-53	$2,05.10^{-5}$	$1,75.10^{-5}$	$2,38.10^{-5}$	$9,40.10^{-6}$	-
Cr-54	$4,05.10^{-6}$	$3,50.10^{-6}$	$4,53.10^{-6}$	$1,51.10^{-6}$	-
Fe	-	-	-	-	$1,25.10^{-3}$
Fe-54	$1,03.10^{-4}$	$8,99.10^{-5}$	$1,24.10^{-4}$	$4,47.10^{-5}$	-
Fe-56	$1,24.10^{-3}$	$1,11.10^{-3}$	$1,51.10^{-3}$	$5,11.10^{-4}$	-
Fe-57	$3,76.10^{-5}$	$3,65.10^{-5}$	$4,69.10^{-5}$	$1,77.10^{-5}$	-
Fe-58	$4,58.10^{-6}$	$4,47.10^{-6}$	$5,89.10^{-6}$	$2,07.10^{-6}$	-
Ta-181	$7,93.10^{-7}$	$1,94.10^{-6}$	$9,34.10^{-7}$	$3,49.10^{-7}$	$2,17.10^{-6}$
W	-	-	-	-	$1,98.10^{-5}$
W-182	$5,81.10^{-6}$	$5,00.10^{-6}$	$7,07.10^{-6}$	$2,42.10^{-6}$	-
W-183	$3,13.10^{-6}$	$2,82.10^{-6}$	$3,71.10^{-6}$	$1,27.10^{-6}$	-
W-184	$6,79.10^{-6}$	$5,67.10^{-6}$	$8,05.10^{-6}$	$2,77.10^{-6}$	-
W-186	$6,29.10^{-6}$	$5,31.10^{-6}$	$7,41.10^{-6}$	$2,51.10^{-6}$	-
TOPLAM (30 FPY)	$1,59.10^{-3}$	$1,42.10^{-3}$	$1,92.10^{-3}$	$6,56.10^{-4}$	$1,43.10^{-3}$



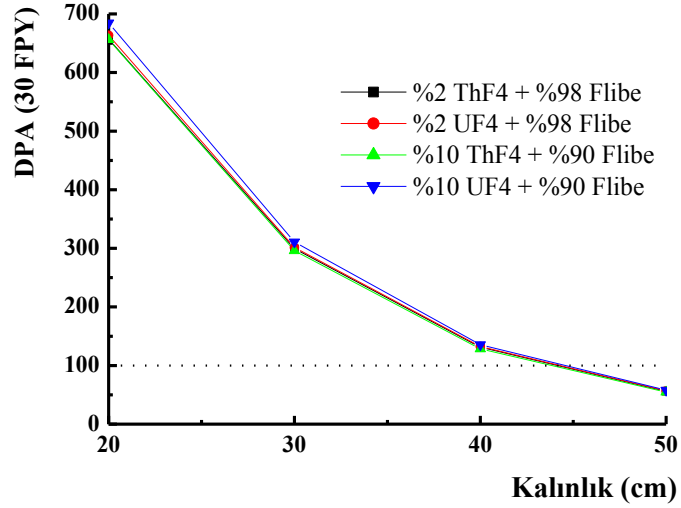
Şekil 5.1. Çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktörünün iki boyutlu gösterimi



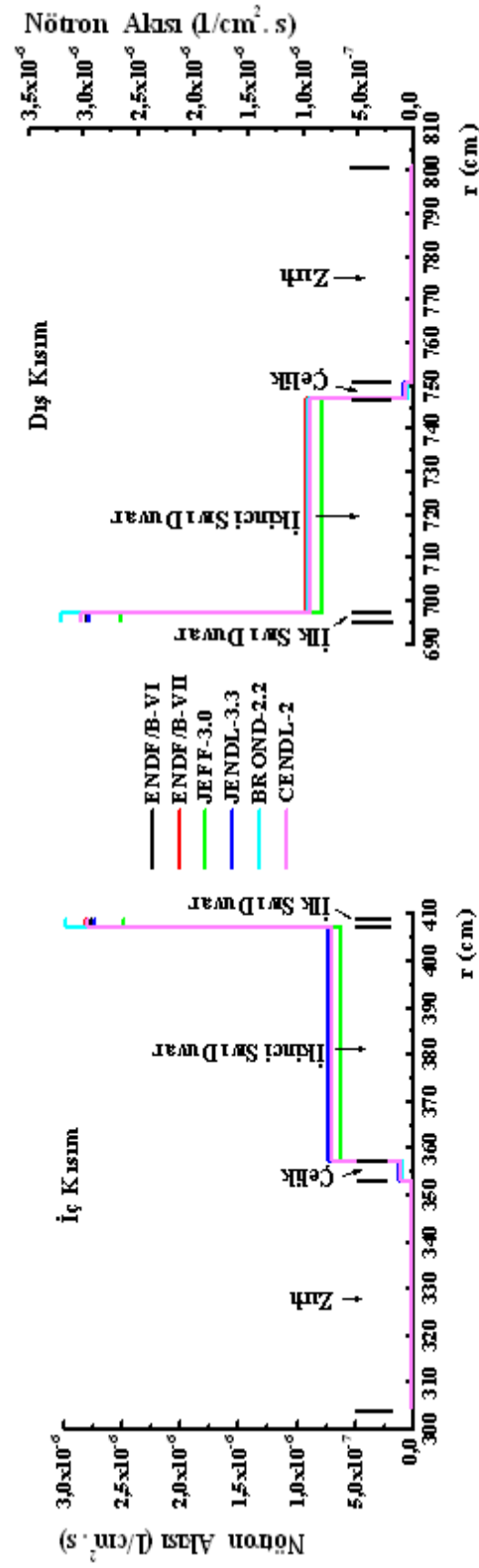
Şekil 5.2. Çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktörünün bölge, yarıçap ve kalınlıkları



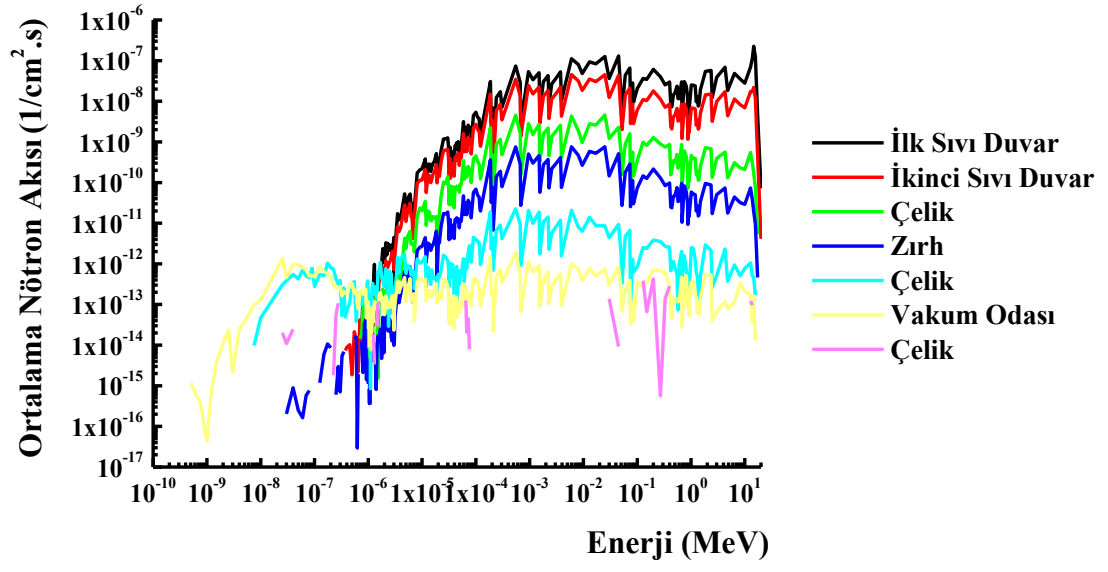
Şekil 5.3. İkinci sıvı duvar kalınlığının ve seçilen ağır metal oranının artması ile ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve çelik bölgesinde ortalama nötron akı değişimi [62]



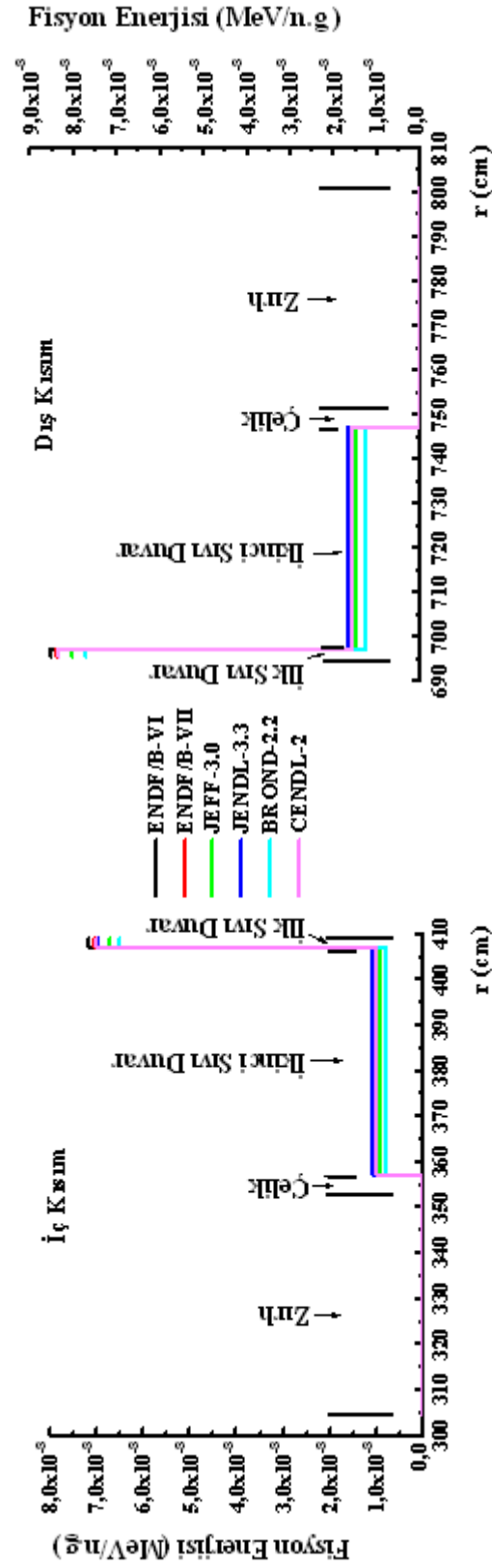
Şekil 5.4. İkinci sıvı duvar kalınlığının ve seçilen ağır metal oranının artması ile yapısal malzeme olan çelikteki DPA değişimi [62]



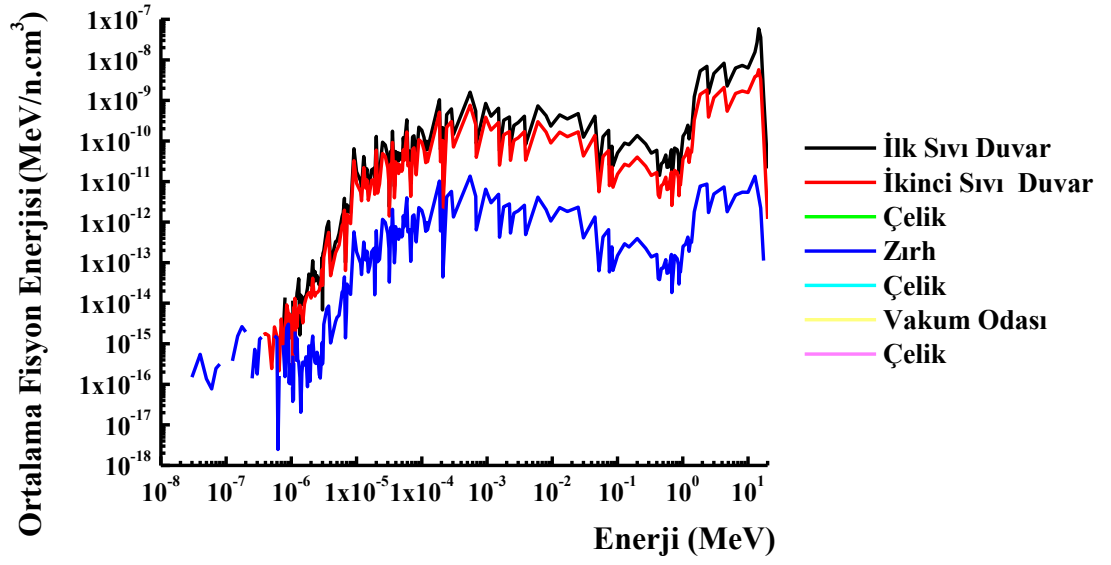
Şekil 5.5. Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerindeki nötron akı değişimi



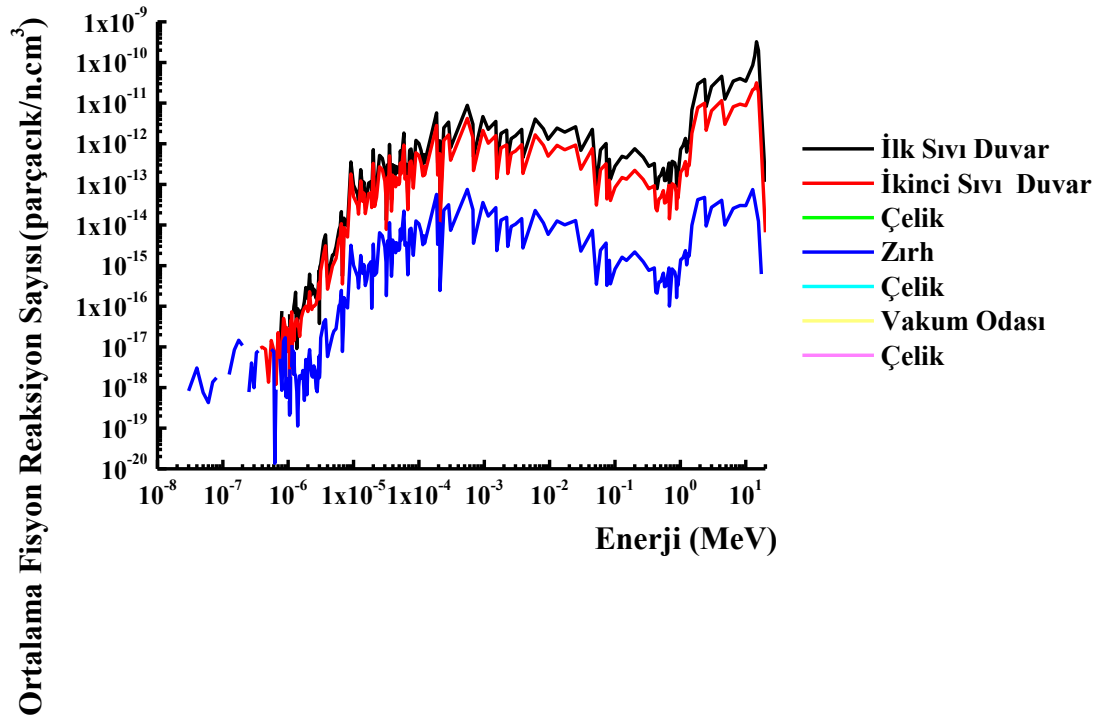
Şekil 5.6. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama nötron akısının nötron enerjisine göre değişimi



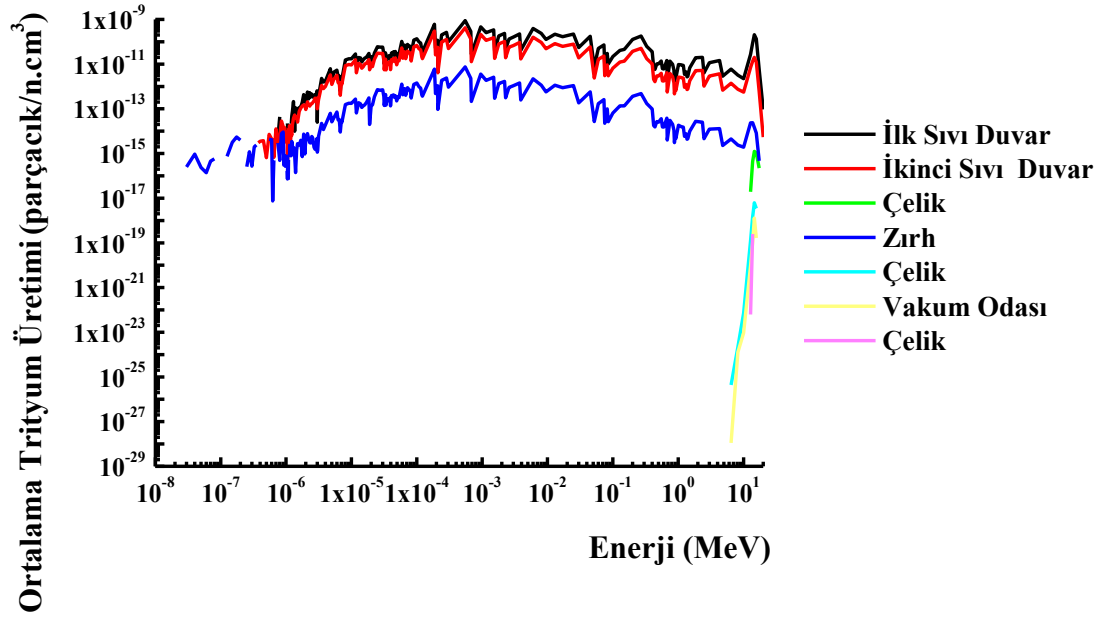
Şekil 5.7. Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerindeki fisyon enerjisi değişimi



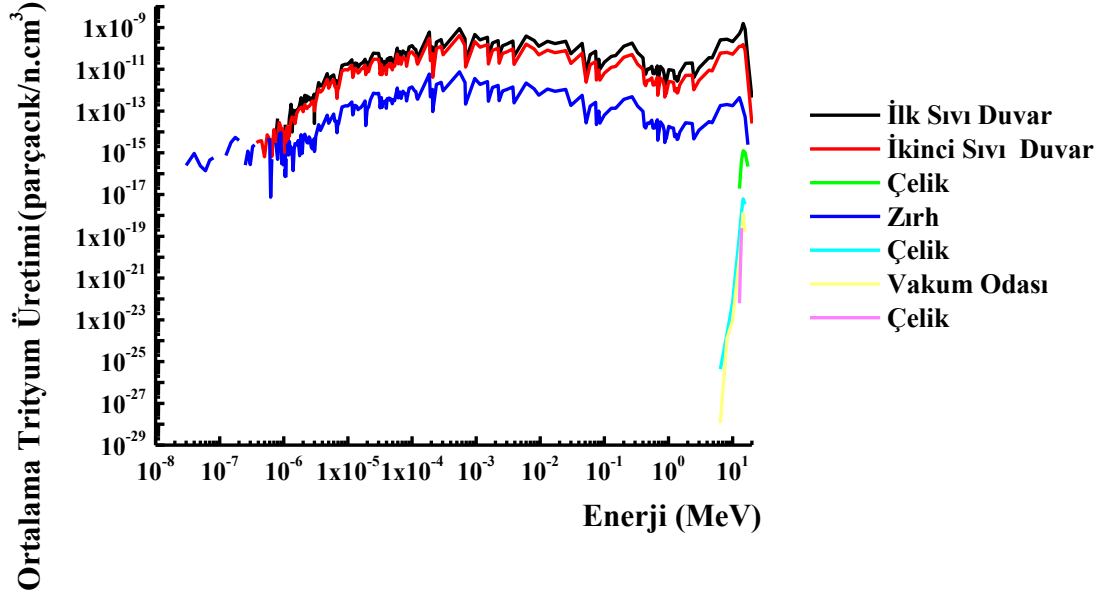
Şekil 5.8. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama fisyon enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi



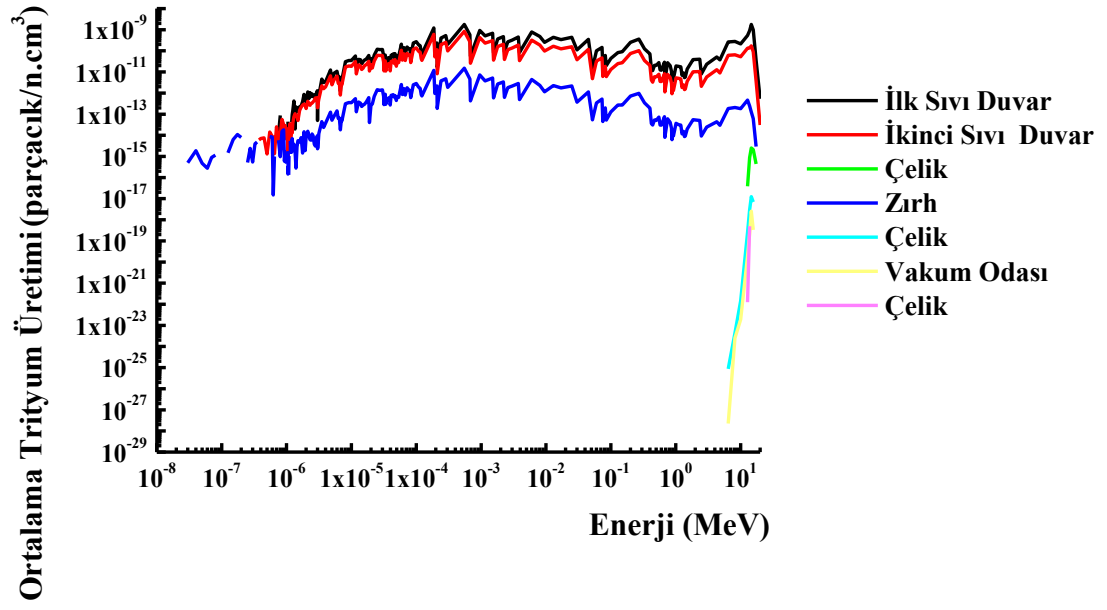
Şekil 5.9. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama fisyon reaksiyon sayısının nötron enerjisine göre değişimi



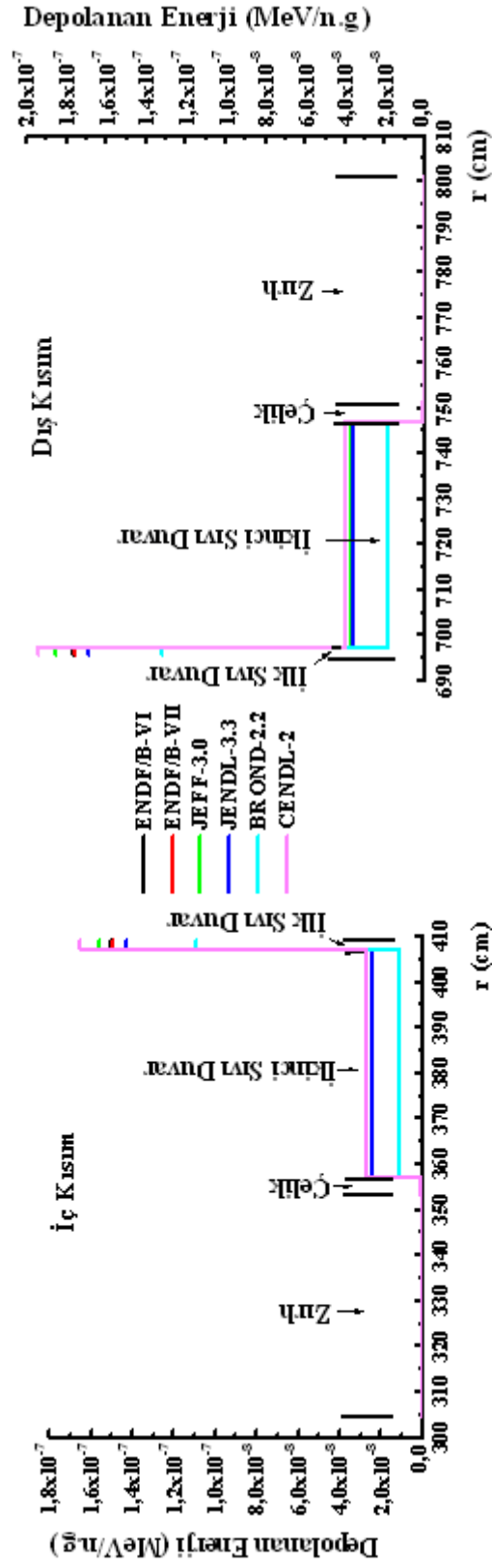
Şekil 5.10. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ${}^6\text{Li}$ 'daki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



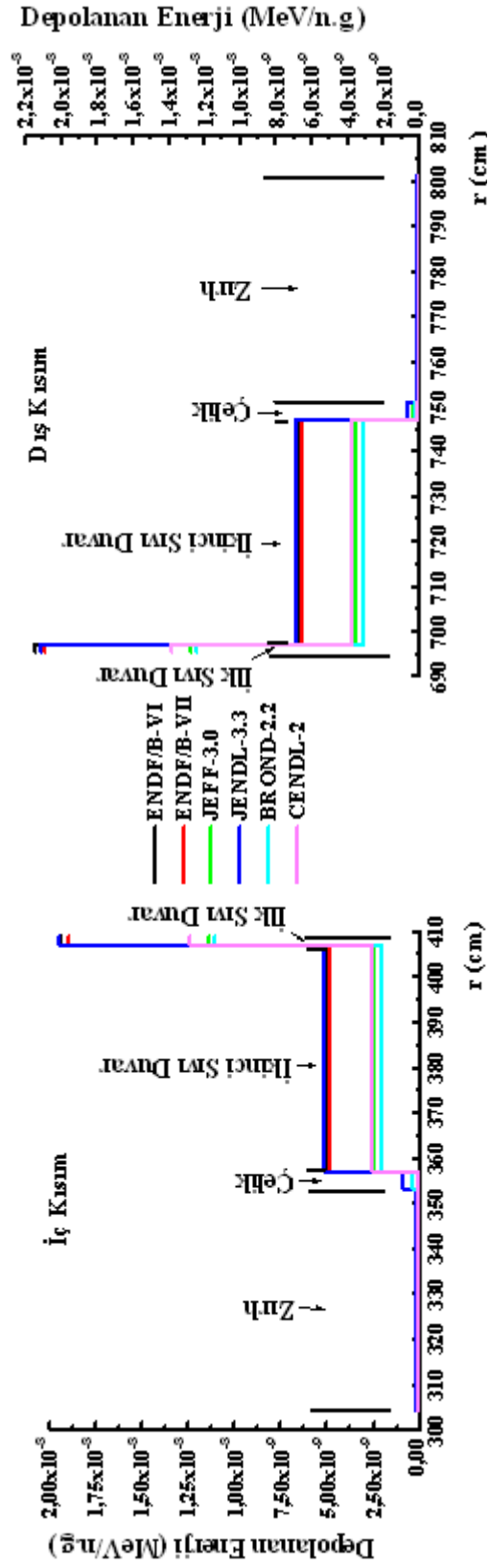
Şekil 5.11. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ${}^7\text{Li}$ 'deki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



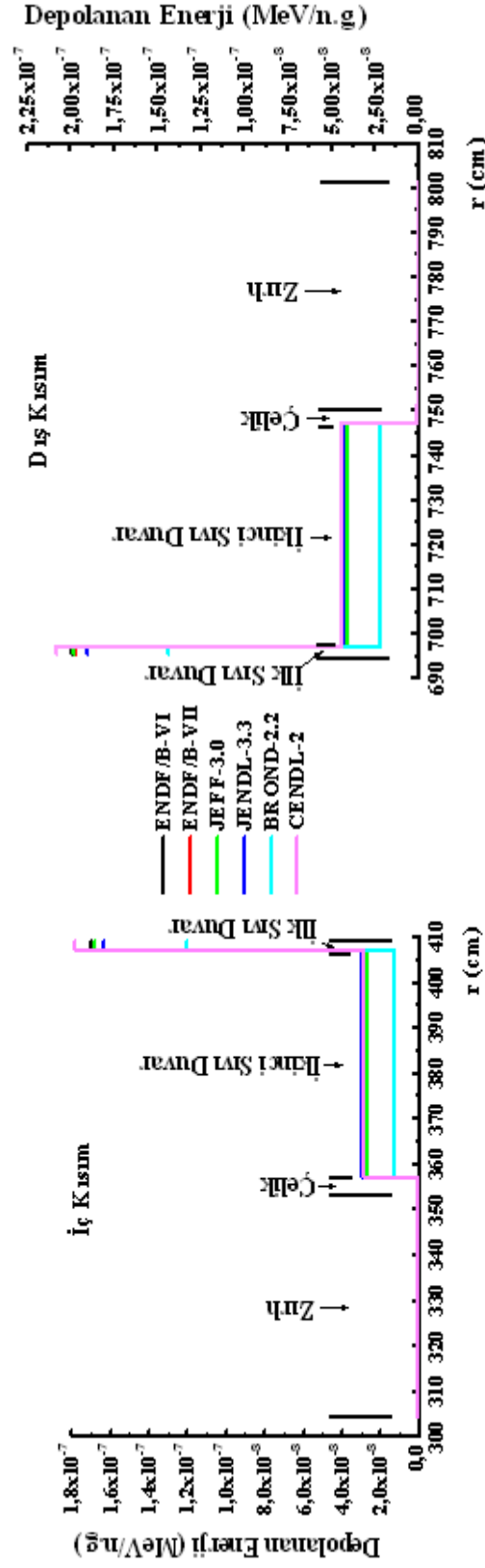
Şekil 5.12. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde doğal Li'deki ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



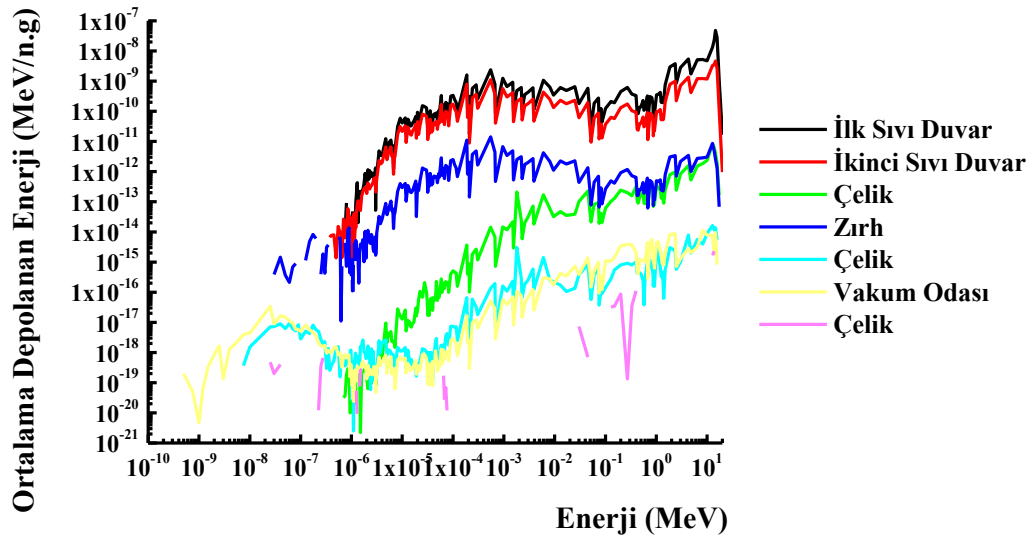
Şekil 5.13. Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde depolanan nötron enerji değişimi



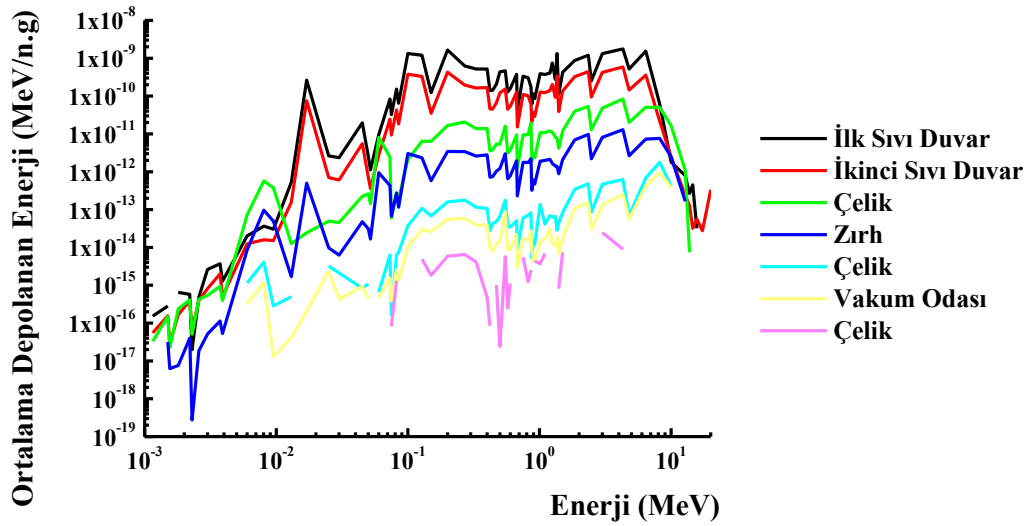
Şekil 5.14. Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde depolanan foton enerji değişimi



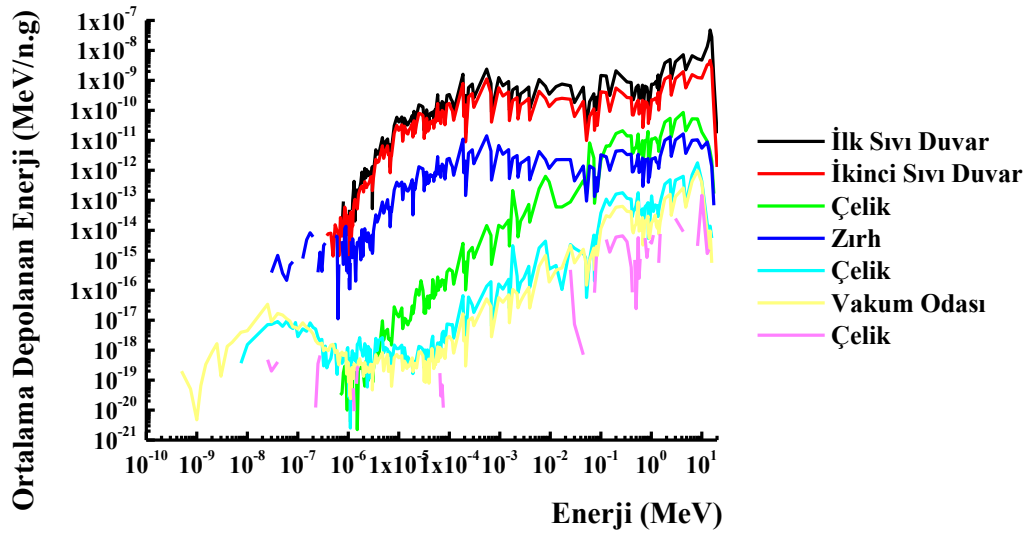
Şekil 5.15. Farklı kütüphaneler için reaktörün iç ve dış kısımlarında bulunan ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar, çelik ve zırh bölgelerinde depolanan toplam enerji değişimi



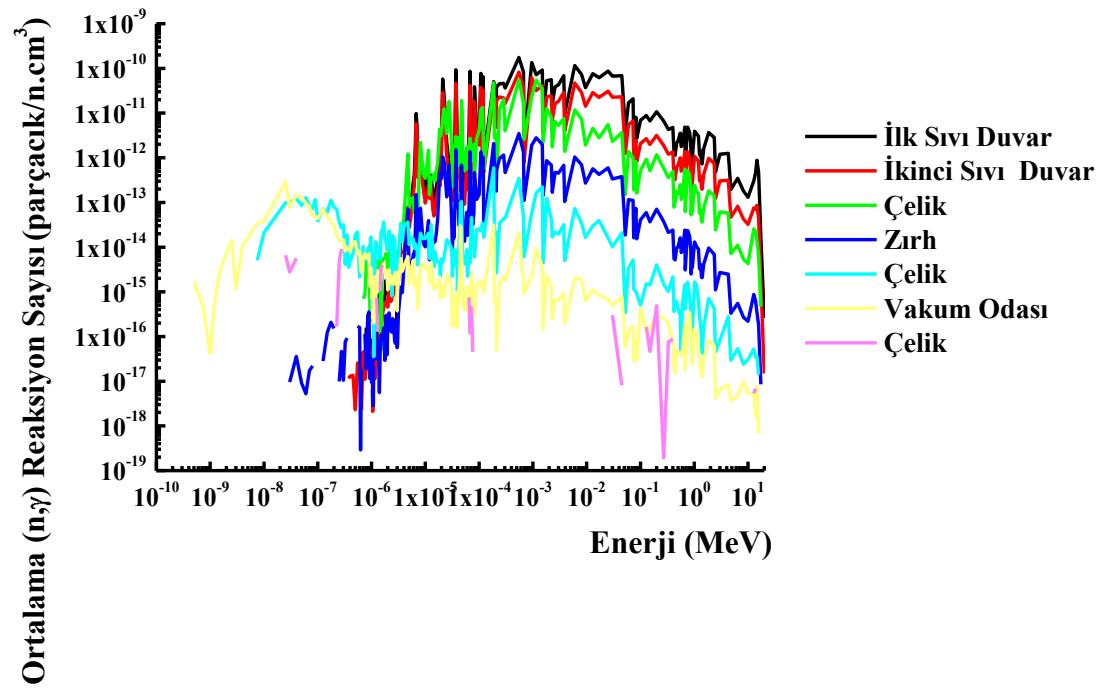
Şekil 5.16. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama depolanan nötron enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi



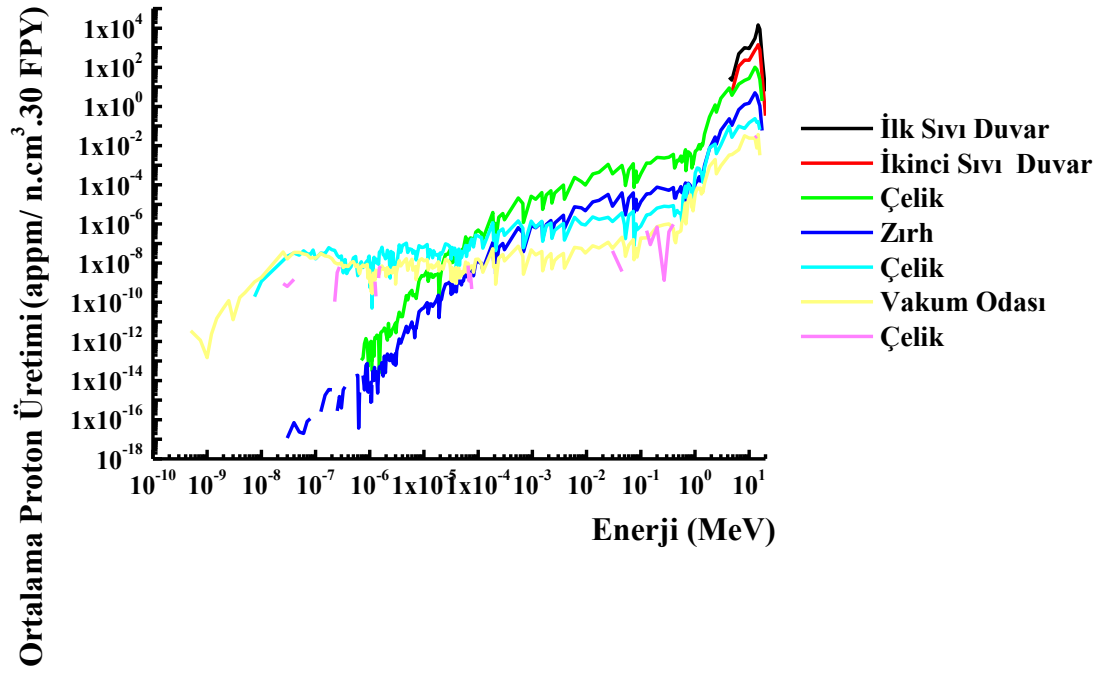
Şekil 5.17. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama depolanan foton enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi



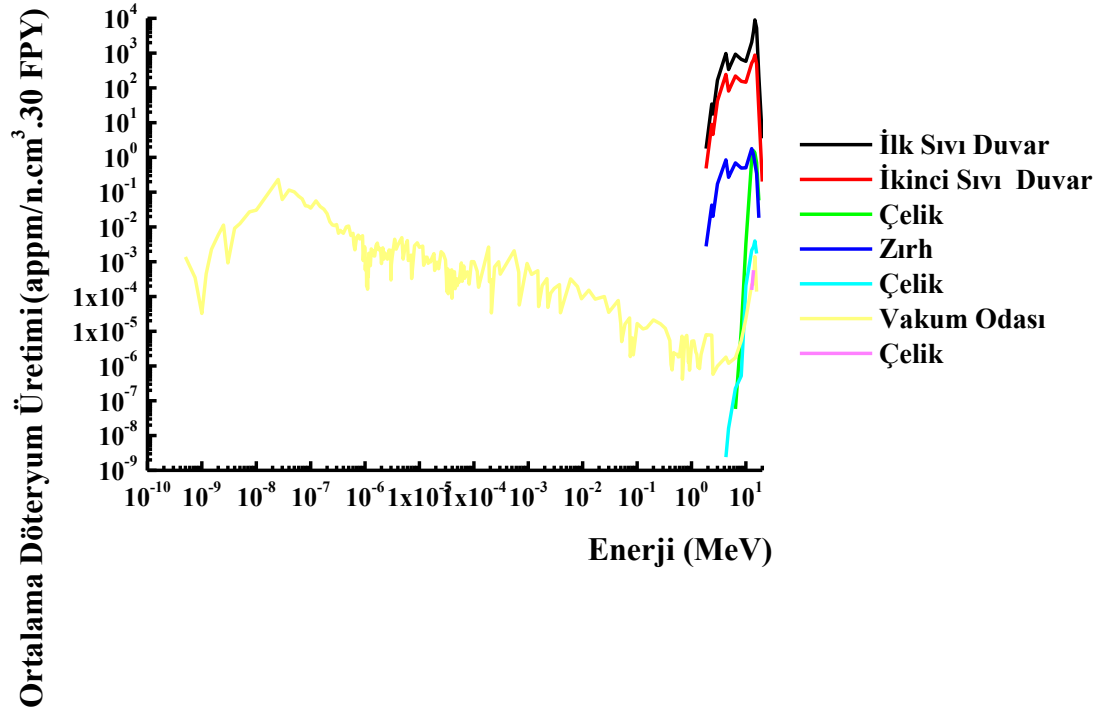
Şekil 5.18. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama depolanan toplam enerjisinin nötron enerjisine göre değişimi



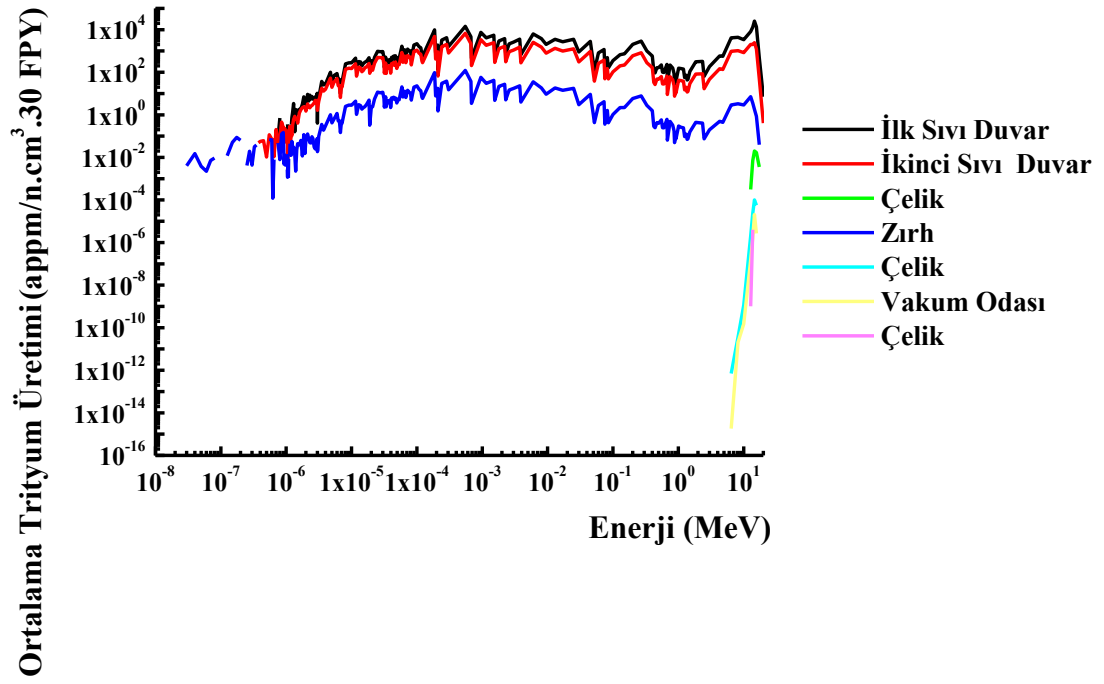
Şekil 5.19. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama (n,γ) reaksiyon sayısının nötron enerjisine göre değişimi



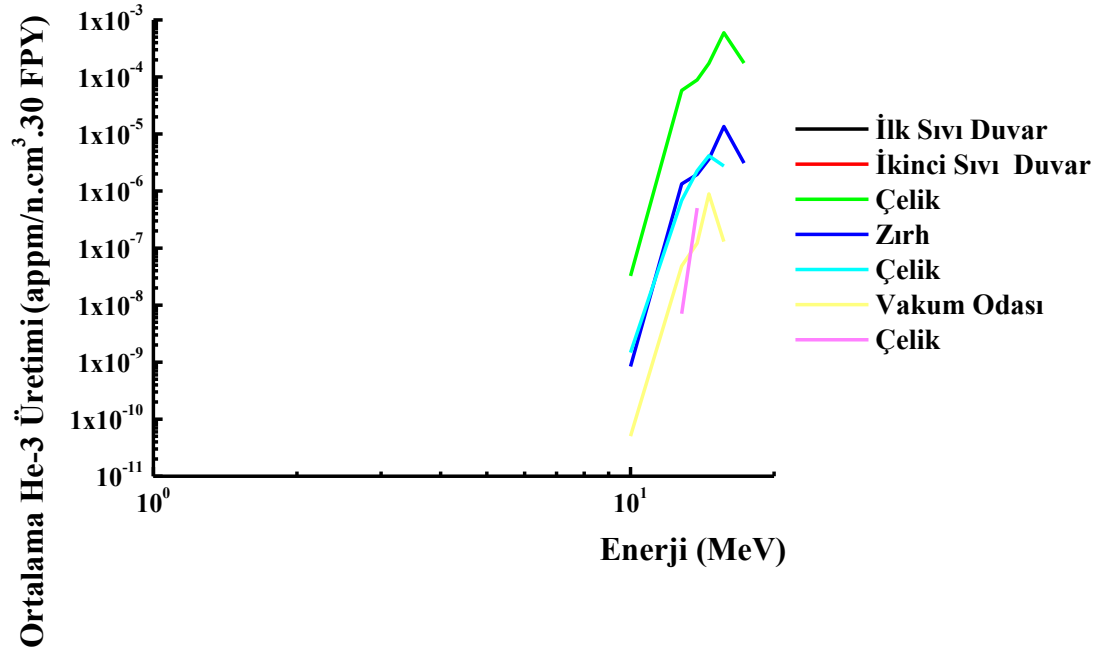
Şekil 5.20. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama proton üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



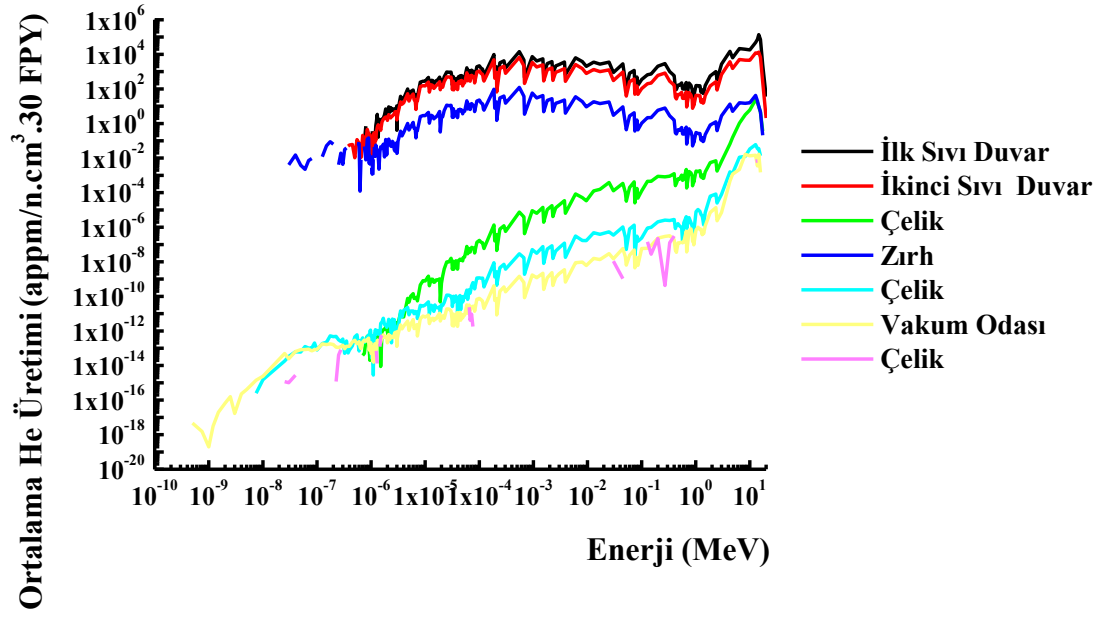
Şekil 5.21. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama döteryum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



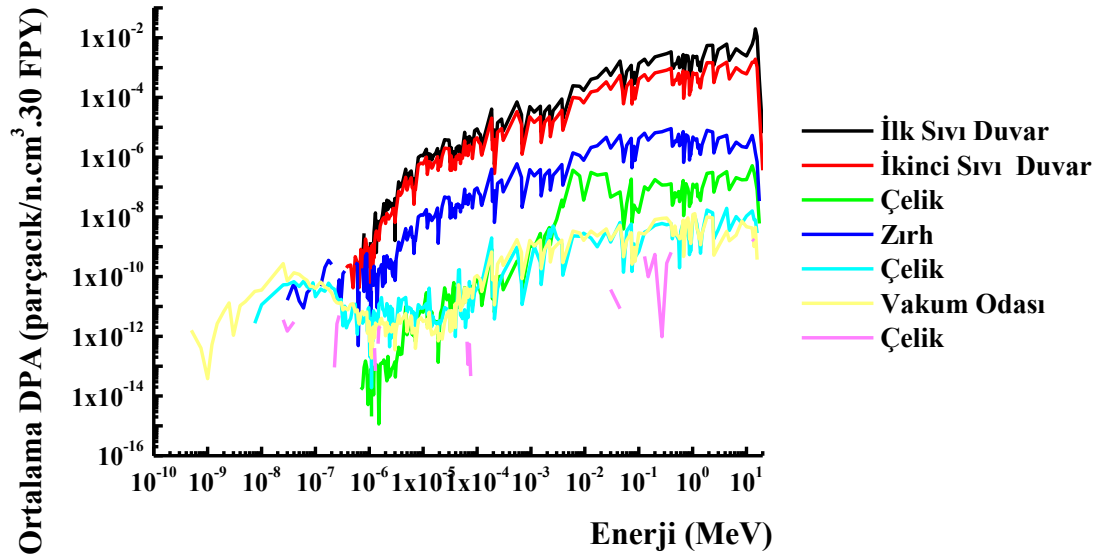
Şekil 5.22. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama trityum üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



Şekil 5.23. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama He-3 üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



Şekil 5.24. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama He üretiminin nötron enerjisine göre değişimi



Şekil 5.25. ENDF/B-VI kütüphanesi için reaktörün ilgili bölgelerinde ortalama DPA'nın nötron enerjisine göre değişimi

6. SONUÇLAR ve ÖNERİLER

Enerji üretimi için kullanılan petrol, kömür, doğalgaz gibi fosil enerji kaynakları sınırlı miktarda bulunurken, bu kaynakların hızla tüketilmeleri ve çevre sorunlarına sebep olmaları ülkeleri daha temiz ve sürekli enerji kaynakları bulmaya yöneltmiştir. Filyon ve füzyon reaksiyonlarının keşfinden sonra, bu reaksiyonlardan elde edilen yüksek enerjileri kullanarak enerji ihtiyacını karşılamak için nükleer reaktörler kurma yoluna gidilmiştir. Filyon ve füzyon reaksiyonlarının gerçekleşmesinde kaynak sorununun olmaması, reaksiyonlar sonunda yüksek enerjinin sağlanması ile enerji ihtiyacının karşılanması, çevre sorununa neden olmaması yüzünden geleceğin alternatif temiz enerji kaynağının nükleer reaktörler olacağı ve enerji ihtiyacının büyük ölçüde nükleer reaktörlerden sağlanacağı görülmektedir. Bu sebeple, nükleer enerji ekonomiklik, çevre, güvenlik, dışa bağımlılık ve yeterli yakıt miktarı açılarından ele alındığında, insanlık ihtiyaçlarına en çok kaynak ve çabuk cevap verebilecek enerji olarak görülmektedir. Ayrıca nükleer teknolojinin kullanılması yalnızca nükleer alanda değil aynı zamanda 21. yüzyılın toplumlarında bilim ve teknolojinin gelişimi için de yeni bir vizyon oluşturacaktır.

2007 yılı itibariyle dünya üzerinde 439 adet filyon reaktörü işletimdedir. Günümüzde sadece filyon reaktörleri uygulanmıştır. Filyon ve hibrit reaktörler ise teknolojik ve ekonomik yetersizliklerden dolayı şimdilik araştırma ve laboratuvar aşamasındadırlar. Füzyon reaksiyonunun gerçekleşmesi için kullanılan hammaddelerin bol ve kolay bulunması, füzyon reaksiyonu sonunda çok yüksek enerjinin açığa çıkması ve füzyon reaksiyonu ile radyoaktif atıkların meydana gelmemesi füzyon reaktörlerini filyon reaktörlerine göre daha cazip hale getirmiştir. Füzyon reaksiyonunun keşfedilmesinden sonra bilimsel ve teknik zorluklar sebebiyle füzyon reaksiyonunun kontrollü olarak gerçekleştirilememesi, füzyon reaktörlerinin gerçekleştirilmesinde yavaş bir gelişme göstermiştir. Bu sebeple ileride, bilgi ve teknolojinin yeterli olgunluğa erişmesi ile füzyon reaktörlerindeki bu sorunların giderileceği ve gerek duyulan temiz, ucuz, sürekli enerji kaynağı olarak 21. yüzyılda kullanacağımız enerji kaynağının füzyon enerjisi olacağı düşünülmektedir.

Önümüzdeki yüzyılda nükleer yakıt temini konusunda bir sıkıntıya düşülmemesi için bugünden yeni bir kaynak arayışına yönelmek artık bir zorunluluk olmuştur. Bu yüzden nükleer yakıt temini konusunda ve depolama alanlarındaki atık miktarının

azaltılması, harcanmış yakıtta bulunan uranyum ötesi elementleri kullanmak üzere tekrar işleyerek geri kazanılması ve uzun ömürlü fisyon ürünlerinin zararsız hale getirilmesi konularında birçok araştırmacı tarafından hibrit reaktör sistemi teklif edilmiştir.

Bu çalışmada APEX füzyon teknolojisinden faydalanarak yeni bir APEX hibrit reaktör modeli tasarlanmıştır. Tasarımda, plazmayı çevreleyen ilk katı duvarın yerini hızlı akan ilk sıvı duvar ve yavaş akan ikinci sıvı duvar tabakaları almıştır. İlk sıvı duvarın hedefi, reaktör içerisindeki yüklü parçacıkları, hemen arkasındaki ikinci sıvı duvarın hedefi ise, nötronlardan dolayı açığa çıkan radyasyon enerjisini soğurmaktır. Sıvı duvar, bir enerji kaynağı olarak füzyonun cazibesini en iyi şekilde geliştirme yeteneğine sahiptir.

Bu çalışmada ilk sıvı duvar kalınlığı 2 cm, ikinci sıvı duvar kalınlığı 50 cm ve ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde %10 UF₄ ağır metali ile %90 Flibe eriyik tuz karışımından oluşan akışkan kullanılarak APEX hibrit reaktör tasarımı yapılmıştır. Yapılan çalışmada, nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphanelerinin nötronik hesaplamalar üzerindeki etkisi incelenmiştir. Tasarımda ENDF/B-VI, ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JENDL-3.3, BROND-2.2 ve CENDL-2 nükleer reaksiyon tesir kesiti kütüphaneleri için reaktörün bütün bölgelerinde nötron akısı, depolanan enerji, fisyon enerjisi ve fisyon reaksiyon sayısı, ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde 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.

Birim zamanda birim yüzeyden geçen parçacık sayısı olan akı; depolanan enerji, fisyon enerjisi, fisyon reaksiyon sayısı, TBR, M, ısı enerjisi, (n,γ) reaksiyon sayısı, fisil yakıt üretimi, proton üretimi, döteryum üretimi, trityum üretimi, He-3 üretimi, He üretimi ve DPA değerleri için önemli bir parametredir. Reaktörün ilgili bölgelerinde ve kullanılan 6 farklı kütüphanede nötron akısı için yapılan hesaplamada 1.10⁻¹⁰-20 MeV enerji aralığında nötron enerjisinin artması ile nötron akısının arttığı ancak plazmada nötron akısı en yoğun olduğundan plazma yakınında nötron akısının yüksek, plazmadan uzaklaştıkça nötron akısının azaldığı görülmüştür.

Uranyumun olduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde fisyon reaksiyonunun dolayısıyla fisyon enerjisinin olduğu görülmüştür. Reaktörün ilgili

bölgelerinde ve kullanılan 6 farklı kütüphanede fisyon reaksiyon sayısı ve fisyon enerjisi için yapılan hesaplamada, nötron enerjisinin artması ile nötron akısının artmasından dolayı 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında fisyon reaksiyon sayısı ve fisyon enerjisinin arttığı ancak plazmadan uzaklaştıkça nötron akısının azalmasından dolayı bu bölgelerde fisyon reaksiyon sayısı ve fisyon enerjisinin azaldığı görülmüştür.

Tasarlanan modelde akışkanın bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde trityumun kendi kendine yetebilmesi için gerekli olan $TBR > 1,1$ ve termal güç için gerekli olan $M > 1,2$ şartlarının kullanılan kütüphaneler için sağlandığı görülmüştür. Kullanılan kütüphanelerle bu şartların gerçekleşmesinde en büyük katkı ikinci sıvı duvardan gelmiştir. Sadece ikinci sıvı duvar tek başına, TBR ve M için gereken şartları sağlayan bölge olmuştur. Bölgenin 50 cm olması ve nötron akısının yüksek olması bu şartların sağlanmasında etkili olmuştur. 1.10^{-8} -20 MeV enerji aralığında nötron enerjisinin artması ile nötron akısının artmasından dolayı trityum üretiminin de arttığı ancak plazmadan uzaklaştıkça nötron akısının azalmasından dolayı ilk sıvı duvardan reaktörün dış bölgesine doğru trityum üretiminin azaldığı görülmüştür.

Farklı kütüphaneler için akışkanın bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde yapılan ısı enerjisi hesabında, plazmadan çıkan yüksek enerjili nötronların öncelikle ilk sıvı duvarla temasa geçip burada fisyon ve diğer nükleer reaksiyonları yapması ile özellikle bu bölgede ısı enerjisi değerinin arttığı görülmüştür. Nötron enerjisinin artması ile nötron akısının artmasından dolayı 1.10^{-10} -20 MeV enerji aralığında ısı enerjisinin de arttığı ancak plazmadan uzaklaştıkça nötron akısının azalmasından dolayı ilk sıvı duvardan reaktörün dış bölgesine doğru ısı enerjisinin azaldığı görülmüştür.

Yapılan çalışmada, farklı kütüphaneler için ^{238}U fertilinin bulunduğu ilk sıvı duvar, ikinci sıvı duvar ve zırh bölgelerinde ^{239}Pu fisil yakıtı elde edilmiştir. Hibrit reaktörde üretilen fisil yakıtın çok az bir kısmı reaktör içerisinde enerji üretimine katkıda bulunacak şekilde kullanılırken, fisil yakıtın geriye kalan kısmı uygun yöntemlerle reaktör dışına alınıp, fisyon reaktörlerine yakıt olarak aktarılabilmektedir. $^{238}\text{U}(n,\gamma)^{239}\text{Pu}$ reaksiyonu olduğundan fisil yakıt üretimi için (n,γ) reaksiyonu önemlidir. (n,γ) reaksiyonunda ve fisil yakıt üretiminde en büyük katkının ikinci sıvı duvardan geldiği görülmüştür. BROND-2.2 kütüphanesinin kullanımı ile 1 yılda elde edilen fisil

yakıt miktarının diğer kütüphanelerin kullanımı ile 1 yılda elde edilen fisil yakıt miktarından yaklaşık 45 kat küçük olduğu görülmüştür.

Son olarak, tasarlanan modelin yapısal malzemesinde kullanılan kütüphaneler için 30 yıldaki ortalama proton, döteryum, trityum, He-3 ve He üretimleri ile DPA değerleri incelenmiştir. Radyasyon hasarı, reaktör ömrünün azalması ve yapısal malzemenin bozulması gibi istenmeyen durumlara neden olduğundan radyasyon hasarı olan DPA'nın en az olması istenir. (n,p), (n,d), (n,t), (n,³He), (n, α) reaksiyonları sonucunda çıkan reaksiyon ürünlerinden α -parçacıkları, He gaz kabarcıkları, hidrojen izotopları, hızlı nötronlar, γ -ışınları reaktörün yapısal malzemesi olan çelik duvarın yapısını bozacaktır. Hızlı nötronlar çelik duvar yüzeyine çarparak çelik duvarla reaksiyon meydana getirir. Reaksiyon sonucu yapısal malzeme olan çelikte gaz oluşur. Bu gazlardan hidrojen izotopları olan proton, döteryum ve trityum metal dışına çıkarken, He-3 ve He gazları metal içinde kalarak yapıda boşluklar oluştururlar. Bu boşluklar yapısal malzemenin kristal yapısını bozar ve yapısal malzeme özelliğini kaybeder. Sonuç olarak (n,p), (n,d), (n,t), (n,³He) ve (n, α) reaksiyonları yapısal malzemeye zarar vermektedir. Kullanılan kütüphanelerden BROND-2.2 kütüphanesi ile elde edilen gaz üretimi ve ENDF/B-VI kütüphanesi ile elde edilen DPA değeri sonuçlarının, diğer kütüphanelerin kullanımı ile elde edilen sonuçlardan daha küçük olduğu görülmüştür. Nötron enerjisinin artması ile nötron akısının artmasından dolayı 1.10⁻¹⁰-20 MeV enerji aralığında radyasyon hasarı parametreleri olan proton, döteryum, trityum, He-3, He üretiminin ve DPA değerinin arttığı ancak plazmadan uzaklaştıkça nötron akısının azalmasından dolayı ilk sıvı duvardan reaktörün dış bölgesine doğru radyasyon hasarı parametrelerinin de azaldığı görülmüştür.

Füzyon reaktörler; kaynak sorunu olmaması, yüksek enerji sağlaması, CO₂ ve radyoaktif atık gibi çevre sorununa neden olmaması bakımından fisyon reaktörlerine göre avantajlıdır. Ancak hibrit reaktörler ise, bu avantajlara ilave olarak füzyon ve fisyon reaksiyonlarını bir arada gerçekleştirerek nükleer enerji ve fisil yakıt üretimi sağladığından füzyon reaktörlerine göre daha avantajlıdır.

Buna göre, gelecekte hibrit reaktörlerin fisyon ve füzyon reaktörlerine tercih edileceği ve gerek duyulan temiz, ucuz, sürekli enerji kaynağı olarak hibrit reaktörlerin kullanılacağı tahmin edilmektedir.

7. KAYNAKLAR

- [1] I. Hore, *Nuclear Energy*, The Australian Academy of Technological Sciences and Engineering, (1997)
- [2] IAEA, *Comparative Assessment of Nuclear Power and other Energy Sources*, Annual Report, (1994)
- [3] IAEA, *Nuclear Power Reactors in The World*, VIENNA, 2008, IAEA-RDS-2/28, ISBN 978-92-0-107708-0 ISSN 1011-2642, Printed by the IAEA in Austria, (2008)
- [4] S. Kennth, *Nükleer Fizik I*, Çeviri Editörü B. Şarer, Palme Yayıncılık, Ankara (2001)
- [5] M. Salvatores, *Nuclear Fuel Cycle Strategies Including Partitioning and Transmutation*, Nuclear Engineering and Design, 235, 805–816 (2005)
- [6] K. Fukuda, et al., *IAEA Overview of global spent fuel storage*, IAEA-CN-102/60, Int. Conf. on Storage of Spent Fuel from Power reactors, Vienna, 2-6 June (2003)
- [7] IAEA, *A European Roadmap for Developing Accelerator Driven Systems (ADS) for Nuclear Waste Incineration*, ISBN 88-8286-008-6 (2001)
- [8] P. Seltborg, *Source Efficiency and High-energy Neutronics in Accelerator-Driven Systems*, Doctoral Thesis, Department of Nuclear and Reactor Physics Royal Institute of Technology, Stockholm (2005)
- [9] 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)
- [10] M.W. Gregson, *Full Core Analysis of ATW Prototype for Development of Nuclear Cross Section Data for Critical Core Components*, Masters of

Science in Engineering, The University of Texas at Austin, May (2003)

- [11] S. Kennth, *Nükleer Fizik II*, Çeviri Editörü B. Şarer, Palme Yayıncılık, Ankara (2001)
- [12] H. M. Şahin, *Monte Carlo Calculation of Radiation Damage in First Wall of An Experimental Hybrid Reactor*, Annals of Nuclear Energy, 34, 861-870 (2007)
- [13] R. E. Nygren, et al., *A Fusion Reactor Design With A Liquid First Wall and Divertor*, Fusion Engineering and Design, 72, 181-221 (2004)
- [14] J. S. Hendricks, et al., *MCNPX, Version 26E*, LA-UR-07-6632 (2007)
- [15] L. S. Waters, et al., *MCNPX User's Manual, Version 2.3.0*, LA-UR-02-2607 (2002)
- [16] B.B. Kadomtsev, *Tokamak Plasma: A Complex Physical System*, Çeviri editörü: E.W. Laing, Institute of Physics Publishing, Bristol and Philadelphia (1992)
- [17] S. Şahin, et al., *Neutronic Performance of Proliferation Hardened Thorium Fusion Breeders*, Fusion Engineering and Design, 54, 63-77 (2001)
- [18] S. Şahin, *Mainlin Fusion-Fission (Hybrid) Reactor Concepts*, Ecole Polytechnique Federale de Lausanne Institu de Genie Atomique PHB-Ecublens, 1015 Lausanne, Switzerland
- [19] J. Canada, et al., *The Role of NIF in Developing Inertial Fusion Energy*, Energy and Technology Review, 38 (1994)
- [20] M. A. Abdou, et al., *On The Exploration of Innovative Concepts for Fusion Chamber Technology*, Fusion Engineering and Design, 54, 181-247 (2001)
- [21] S. Ünalın, *Rejuvenation of The LWR Spent Fuel in (D-T) Driven Hybrid Reactors*, Fusion Engineering and Design, 38, 393- 416 (1998)
- [22] M. Z. Youssef, et al., *X-rays Surface And Volumetric Heat Deposition and*

- Tritium Breeding Issues In Liquid-Protected FW In High Power Density Devices*, Draft copy paper presented at the 13th Topical Meeting on the Technology of Fusion Power, Nashville, Tennessee, June 7-11 (1998)
- [23] A. Blink, et al., In: K. L. Essary, K. L. Lewis, editors, *High-Yield Lithium-Injection Fusion Energy (HYLIFE) Reactor*, UCRL-53559, Lawrence Livermore National Laboratory (1985)
- [24] M. Perlado, et al., *Radiation Damage in Structural Materials. Energy from Inertial Fusion*, International Atomic Energy, 272, Vienna (1995)
- [25] J.J. Duderstadt and G. A. Moses, *Inertial Confinement Fusion*, New York: John Wiley & Sons (1982)
- [26] B. Şarer, et al., *Three—Dimensional Neutronic Calculations For The Fusion Breeder Apex Reactor*, Fusion Science And Technology, 52, 107-115 (2007)
- [27] M. Z. Youssef and M. E. Sawan, *Radwaste Volume in Lithium and Flibe Thick Liquid Wall and Comparison to Conventional SW Concepts*, Fusion Engineering and Design, 63-64, 263-269 (2002)
- [28] N. C. Christofilos, *Design for A High Power-Density Astron Reactor*, Journal of Fusion Energy, 8, 97-105 (1989)
- [29] R. W. Moir, *Liquid First Walls For Magnetic Fusion Energy Configurations*, Nuclear Fusion, 37, 557-566 (1997)
- [30] M. A. Abdou, et al., *Overview of Fusion Blanket R&D in The US Over The Last Decade*, Nuclear Engineering and Technology, 37: 5, 401-422 (2005)
- [31] M. A. Abdou, *Preface*, Fusion Engineering and Design, 72, 1-2 (2004)
- [32] S. Şahin and M. Übeyli, *Modified APEX Reactor as A Fusion Breeder*, Energy Conversion and Management, 45, 1497-1512 (2004)
- [33] M. A. Abdou, *Research On Liquid Walls for Fusion Systems*, Applied

Electromagnetics and Mechanics, 151-152 (2001)

- [34] M. A. Abdou and The APEX Team, *Exploring Novel High Power Density Concepts For Attractive Fusion Systems*, Fusion Engineering and Design, 45, 145-167 (1999)
- [35] M. A. Abdou, et al., *Chapter 1: Overview*, APEX Interim Report, 1-17 (1999)
- [36] M. Z. Youssef and M. A. Abdou, *Heat Deposition, Damage and Tritium Breeding Characteristics in Thick Liquid Wall Blanket Concepts*, Fusion Engineering and Design, 49-50, 719-725 (2000)
- [37] C. P. C. Wong, et al., *Molten Salt Self-Cooled Solid First Wall and Blanket Design Based On Advanced Ferritic Steel*, Fusion Engineering and Design, 72, 245-275 (2004)
- [38] A. Ying, et al., *Chapter 5: Thick Liquid Blanket Concept*, APEX Interim Report, 1-172, (1999)
- [39] M. Z. Youssef, et al., *The Breeding Potential of “Flinabe” and Comparison to “Flibe” in “CLiFF” High Power Density Concept*, Fusion Engineering and Design, 61-62, 497-503 (2002)
- [40] M. E. Sawan and M. A. Abdou, *Physics and Technology Conditions for Attaining Tritium Self-Sufficiency for The DT Fuel Cycle*, Fusion Engineering and Design, 81, 1131-1144 (2006)
- [41] M. A. Abdou, et al., *U.S. Plans and Strategy for ITER Blanket Testing*, Fusion Science and Technology, 47, 475-487 (2005)
- [42] M. A. Abdou, et al., *Deuterium-Tritium Fuel Self-Sufficiency in Fusion Reactors*, 9, 250-285 (1986)
- [43] S. Şahin and H. Yapıcı, *Rejuvenation of Light Water Reactor Spent Fuel in Fusion Blankets*, Annals Nuclear Energy, 25: 6, 1317-1339 (1998)

- [44] T. Yokomine, et al., *Experimental Investigation of Turbulent Heat Transfer of High Prandtl Number Fluid Flow Under Strong Magnetic Field*, Fusion Science and Technology, 52, 625-629 (2007)
- [45] J. Takeuchi, et al., *Study of Heat Transfer Enhancement / Suppression for Molten Salt Flows in A Large Diameter Circular Pipe Part I: Benchmarking*, Fusion Engineering and Design, 81, 601-606 (2006)
- [46] J. Jung and M. Abdou, *Assessments of Tritium Breeding Requirements and Breeding Potential for The Starfire / Demo Design*, Nuclear Technology / Fusion, 4, 361-366 (1983)
- [47] R. E. Nygren, et al., *A Fusion Chamber Design With A Liquid First Wall and Divertor*, 20th Symposium on Fusion Engineering, San Diego, CA, United States, 14-17 October (2003)
- [48] N. B. Morley, et al., *Chapter 7: Thin Liquid Wall Concepts and The CLiFF Design*, APEX Interim Report (1999)
- [49] M. Übeyli, *On The Tritium Breeding Capability of Flibe, Flinabe and $Li_{20}Sn_{80}$ in A Fusion-Fission (Hybrid) Reactor*, Journal of Fusion Energy, 22: 1, 51-57 (2004)
- [50] M. Übeyli and A. Acir, *Utilization of Thorium in A High Power Density Hybrid Reactor With Innovative Coolants*, Energy Conversion and Management, 48, 576-582 (2007)
- [51] M. Übeyli, *Neutronic Performance of New Coolants in A Fusion-Fission (Hybrid) Reactor*, Fusion Engineering and Design, 70, 319-328 (2004)
- [52] S. Şahin and M. Übeyli, *Radiation Damage Studies on The First Wall of a HYLIFE-II Type Fusion Breeder*, Energy Conversion and Management, 46, 3185-3201 (2005)
- [53] 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)

- [54] M.B. Chadwick, et al., *ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology*, Nuclear Data Sheets, 107, 2931–3060 (2006)
- [55] J. Briesmeister, *RSIC Computer Code Collection MCNP4A, Monte Carlo N-Particle Transport Code System*, Los Alamos National Laboratory, New Mexico (1993)
- [56] MCNP Team, *MCNP 5.1.40 RSICC Release Notes*, LA-UR-05-8617 (2005)
- [57] D. B. Pelowitz, *MCNPX User's Manual, Version 2.5.0*, LA-CP-05-0369 (2005)
- [58] J. S. Hendricks, et al., *MCNPX Extensions, Version 2.5.0*, LA-UR-05-2675 (2005)
- [59] R. E. MacFarlane and D. W. Muir, *The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91*, LA-12740-M (1994)
- [60] R. E. MacFarlane, *How to NJOY ENDF-6*, The International Workshop on NJOY, Saclay, France (1992)
- [61] Oak Ridge National Laboratory, *RSICC Peripheral Shielding Routine Collection NJOY99.0*, Radiation Safety Information Computational Center (2000)
- [62] M. Günay, et al., *Monte Carlo Tekniği Kullanılarak APEX Hibrit Reaktöründe Akı ve Dpa'nın İncelenmesi*, Turkish Physical Society 25th International Physics Conference, Bodrum, Turkey, 25-29 August (2008)
- [63] M. Z. Youssef, et al., *Comparison of Radwaste Volume and Hazard in Liquid Wall and Conventional Solid Wall Concepts*, Presented at the 19th IEEE/NPSS Symposium on Fusion Engineering (SOFE), Atlantic City NJ, 22-25 January (2002)
- [64] M. Z. Youssef and M. A. Abdou, *Uncertainties in Prediction of Tritium Breeding in Candidate Blanket Designs Due to Present Uncertainties in Nuclear Data Base*, Fusion Technology, 9, 286-307 (1986)

- [65] M. Günay, *Monte Carlo Tekniği Kullanılarak Füzyon Tokamak Reaktörlerinde Nötronik Hesaplamalar*, Yüksek Lisans Tezi, İnönü Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Malatya (2004)
- [66] M. E. Sawan, *Tritium Breeding Potential of Flibe*, APEX Project Meeting, UCLA, 2-4 November (1998)
- [67] A. H. Dhaba'an and T. D. Beynon, *Three-Dimensional Analyses of Candidate Blanket Designs for The Compact Tokamak Reactor Concept*, Progress in Nuclear Energy, 29: 2, 1-22 (1995)
- [68] S. Ünalın, *Power Stabilization and Temporal Performance of a Peaceful Nuclear Explosion Reactor With a Mixture of 90% Flibe + 10% UF₄ (or ThF₄)*, Fusion Engineering and Design, 70, 233-246 (2004)
- [69] S. Ünalın, *Economical and Neutronic Performance of HYLIFE-II With Mixture of 90% Flibe + 10% UF₄ (or ThF₄)*, Energy Conversion and Management, 45, 2059-2074 (2004)

ÖZGEÇMİŞ

1978 yılında Almanya’da doğdu. İlk, orta ve lise öğrenimini Malatya’da tamamladı. 1997 yılında İnönü Üniversitesi, Fen-Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümüne girmeye hak kazandı. 2001 yılında aynı bölümden bölüm birincisi olarak mezun oldu. 2002 yılı Eylül ayında İnönü Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Nükleer Fizik Anabilim Dalında Yüksek Lisans yapmaya hak kazandı. 2004 yılında İnönü Üniversitesi, Fen-Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümünde Araştırma Görevlisi olarak göreve başladı. Prof. Dr. Başar ŞARER’in danışmanlığında hazırlanan “Monte Carlo Tekniği Kullanılarak Füzyon Tokamak Reaktörlerinde Nötronik Hesaplamalar” başlıklı Yüksek Lisans Tezini 2004 yılı Haziran ayında tamamladı. 2004 yılı Eylül ayında İnönü Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Nükleer Fizik Anabilim Dalında Doktora yapmaya hak kazandı. Halen aynı kuruluştaki araştırma görevlisi olarak çalışmalarına devam etmektedir.

Sürekli Adres: İnönü Üniversitesi, Fen-Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümü