

**DEMO FÜZYON REAKTÖRLERİNDE ÜRETİM
BATTANİYESİ TASARIMI**

**BREEDING BLANKET DESIGN OF DEMO FUSION
REACTORS**

İSMET ACAR

TEZ DANIŞMANI

PROF. DR. AYHAN YILMAZER

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin

Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı için Öngördüğü

YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak hazırlanmıştır.

ÖZET

DEMO FÜZYON REAKTÖRLERİNDE ÜRETİM BATTANİYESİ TASARIMI

İsmet ACAR

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Prof. Dr. Ayhan YILMAZER

Haziran 2024, 50 sayfa

DEMO tipi nükleer füzyon reaktörlerinde yakıt olarak kullanılan trityum doğada eser miktarda bulunmaktadır. Bu çalışmanın amacı Serpent-2 Monte Carlo kodu kullanılarak demo tipi füzyon reaktörlerinde üretim battaniyesindeki trityum üretim oranını incelemek ve trityum üretim oranını artıracak battaniye tasarımını yapmaktır. Bunun için öncelikle DEMO füzyon reaktörlerinin üretim verileri ENEA ve EUROfusion tarafından gerçekleştirilen benzeşim verilerden yararlanılarak elde edilmiştir. Bu veriler çalışmanın ileri kısımlarındaki yeni benzeşim için girdi olarak kullanılmıştır.

Reaktörün 3 boyutlu tasarımı için, Python programlama dilinde yazılmış ve füzyon reaktörü tasarımı için kullanılan, Paramak 0.8.8. BDT (Bilgisayar Destekli Tasarım) programı kullanılarak DEMO reaktörü tasarlanmıştır. Tasarlanan füzyon reaktörü Serpent-2'ye aktarılmış ve ENEA'nın benzeşim sonuçları ile aynı değerlerin alındığı görülmüştür.

Daha sonra farklı trityum üretim oranları elde edinilmesi için üretim battaniyesi yapısı girdilerde değiştirilmiştir. Bu değişiklikler sonucunda ortaya çıkan yeni trityum üretim oranları kaydedilmiştir. Kaydedilen veriler ve yeni üretim battaniyesi konfigürasyonları

trityum üretim oranının artırılması için makine öğrenimi yardımıyla işlenilmiştir. Böylece trityum üretim oranının daha yüksek seviyelere çıkarılması için EUROfusion'un taban değeri olarak belirlediği 1.15'i geçmek için yeni battaniye tasarımları geliştirilmiştir.

Anahtar Kelimeler: DEMO Füzyon Reaktörü, Trityum Üretim Oranı, Lityum, Derin Öğrenme

ABSTRACT

BREEDING BLANKET DESIGN ON DEMO FUSION REACTORS

İsmet ACAR

Master of Science, Department of Nuclear Energy Engineering

Supervisor: Prof. Dr. Ayhan YILMAZER

June 2024, 50 pages

Tritium, which serves as fuel in DEMO-type nuclear fusion reactors, is known to occur in trace amounts in nature. The aim of this study is to investigate the tritium production rate in the breeding blanket of DEMO-type fusion reactors, using the Serpent-2 Monte Carlo code, and to design the blanket enhancing this rate. For this purpose, production data for DEMO fusion reactor were obtained through simulation data from ENEA and EUROfusion. This data was then used as input for further simulations in the study.

For the three-dimensional design of the reactor, Paramak 0.8.8 CAD (Computer-Aided Design) software, written in Python and used for fusion reactor design, was employed to design the DEMO reactor. The designed fusion reactor was subsequently transferred to Serpent-2, and it was confirmed that the same values were obtained through simulations using ENEA data.

Subsequently, to achieve different tritium production rates, modifications were made to the breeding blanket structure in the input data. The resulting new tritium production rates were recorded. The recorded data and new breeding blanket configurations were processed using machine learning to increase the tritium production rate.

As a result, new blanket designs were developed to surpass the baseline value of 1.15 set by EUROfusion for higher tritium production rates.

Keywords: DEMO Fusion Reactor, Tritium Production Ratio, Lithium, Deep Learning

TEŐEKKÜR

Beni n¼kleer enerji konusunda eęiten ve yetiŐtiren, baŐta tez danıŐmanım Sayın Prof. Dr. Ayhan Yılmaz ve beni f¼zyon teknolojisi ile tanıştıran Sayın Dr. Öğr. üyesi Erol Çubukçu olmak üzere tüm öğretmenlerime;

Bu tezi yazmam konusunda bana yardımcı esirgemeyen, sevgili meslektaŐım ve yol göstericim Sayın Gökhan Pediz'e ve dostluklarıyla akademik yolda yürüme Őevkimi pekiŐtiren tüm araştırma görevlisi meslektaŐlarıma;

Bana yardımlarını esirgemeyen baŐta Arçın Ülkü Ergüzen, Kutay TaŐcı, Nilay Bulur, Gün Kaynar, Ergün S¼mer, Yaęız Turhan ve Mert Saraçoęlu olmak üzere tüm sevgili arkadaşlarıma;

Beni bu günlere getiren AyŐeg¼l Acar, Levent Acar, Levay İnal, Can İnal ve dięer bütün aile üyelerime;

TeŐekkür ederim.

İÇİNDEKİLER

ÖZET	ii
ABSTRACT	iv
TEŞEKKÜR.....	vi
İÇİNDEKİLER.....	vii
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	ix
ÇİZELGELER DİZİNİ	x
SİMGELER VE KISALTMALAR	xi
1. GİRİŞ	1
2. GENEL BİLGİLER.....	4
2.1 Nükleer Füzyon	4
2.2 Füzyon Tesir Kesiti	5
2.2.1 Ortalama Serbest Yol.....	5
2.2.2 Çarpışma Sıklığı.....	7
2.3 TEPKİME HIZI	8
2.3.1 Sert-Küre Tepkime Modeli	8
2.3.2 Sert-Küre Modelinde Tesir Kesiti	9
2.3.3 Klasik Tesir Kesiti.....	9
2.3.4 Nükleer Kuantum Mekanik Etkileri	11
2.4 D-T Füzyonu.....	13
2.5 FÜZYON REAKTÖRÜ BATTANİYESİ.....	14
2.5.1 Güncel Battaniye Tasarımlarının Karşılaştırılması	15
2.5.2 Battaniyenin İçindeki Üretici	16
2.5.3 Battaniyenin İçindeki Nötron Üretici	17
2.6 SERPENT-2 KODU	18
2.7 DEMO FÜZYON REAKTÖRÜ	19
3. VERİ SETLERİNİN OLUŞTURULMASI VE MODELİN HAZIRLANMASI	21

3.1 Paramak ile Battaniye Tasarımı	21
3.2 Oluşturulan Modellerin Serpent-2'ye Aktarımı.....	22
3.2.1 Malzeme Bilgilerinin Atanması	23
3.2.2 Kritik Kaynak Benzeşimi ve Detektörlerin Kurulumu.....	25
3.3 Battaniye Tasarımı Önerileri	26
3.3.1. Su Oranlarının Değiştirilmesi	26
3.3.2. Parametre Değişeni Suyun Hazırlanması.....	27
3.4 Makine Öğrenmesi	29
3.4.1 Verileri İşleme ve Normalizasyon	30
3.4.2 Sinir Ağı Modelin Geliştirilmesi	30
3.4.3 Eğitim ve Değerlendirme	31
4. SONUÇLAR.....	32
4.1 Kurşun-Nötron Tepkimesi	33
4.2 Korelasyon Matrisi.....	34
4.3 Regresyon Modelleri	35
4.3.1 Regresyon Modeli 1	35
4.3.2 Regresyon Modeli 2.....	36
4.3.3 Regresyon Modeli 3.....	36
4.3.4 Regresyon Modeli 4.....	36
4.4 Regresyon Modeli Sonuçları ve Serpent-2 ile Kıyaslanması.....	37
4.5 Rastgele Arama ile Bulunan Sonuçlar.....	37
4.6 Sonuç Parametreleri	38
4.6.1 Derin Öğrenme.....	38
4.6.2. Rastgele Arama.....	39
5. YORUM	40
6. KAYNAKLAR	42
EKLER.....	46
EK 1 – Kodlara Ait Akış Şematikleri	46
EK 2 - Tez Çalışması Orjinallik Raporu.....	49
ÖZGEÇMİŞ	50

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1 Füzyon reaksiyonu gösterimi	4
Şekil 2.2 Gelen parçacıklarının $vdtA$ hacminden dxA hacmindeki hedef parçacıklarına olan akısı ¹	6
Şekil 2.3 Füzyon gelen parçacıklarının hedef parçacığın tesir kesitine olan akısı	9
Şekil 2.4 Şekil a: X1 ve X2 parçacığının laboratuvar gözlem çerçevesine göre çarpışması; şekil b: X1 ve X2 parçacıklarının kütle merkezi gözlem çerçevesine göre çarpışması. Küresel şekil modeline göre füzyon tesir kesiti bir adım grafiği şeklinde aşağıdaki gibi gösterilir:	10
Şekil 2.5 Füzyon tesir kesitinin küresel şekil modelinde değerinin Döteryum-Tritiyum tepkimesi için kesitinin sıcaklığa (gelen parçacığının kinetik enerjisine) bağlı grafiği.	10
Şekil 2.6 D-T, D-He ³ ve D-D reaksiyonları için deneysel olarak ölçülen füzyon reaksiyonu tesir kesitlerinin döteron enerjisi $KD = mDvD^2$ ile değişimi.	12
Şekil 2.7 Hız-ortalama tesir kesitinin ($\sigma v = R_{ij}/n_{inj}$) D-T, D-He ³ ve D-D tepkimeleri için sıcaklığa (kinetik enerjiye) bağlı değişimi.	13
Şekil 2.8 Geçmişten günümüze üretim battaniyesi olarak düşünülen tasarımlar	16
Şekil 2.9 Nötron enerjisine bağlı olarak değişen tesir kesitleri alanı grafiği	18
Şekil 2.10 Reaktörü oluşturan temel kısımlar: ilk duvar, battaniye ve zırhlama	20
Şekil 2.11 Sıvı lityum su soğutmalı battaniye tasarımının kesiti	20
Şekil 3.1 Demo füzyon reaktörünün 3 boyutlu şeması: aksel	22
Şekil 3.2 Demo füzyon reaktörünün 3 boyutlu şeması: radyal	22
Şekil 3.3 Demo füzyon reaktörünün Tritiyum üretimi yoğunluğu: aksel	25
Şekil 3.4 Demo füzyon reaktörünün Tritiyum üretimi yoğunluğu: radyal	26
Şekil 4.1 Veri seti TÛO dağılımı	32
Şekil 4.2 Benzeşimden elde edilen Pb(n,2n) tesir kesiti alanı grafiği	33
Şekil 4.3 Nötron enerjisine bağlı tepkimeye giren nötron popülasyonu grafiği	34
Şekil 4.4 Tritiyum Üretim Oranına bağlı korelasyon grafiğinin çubuk grafiği hali	35

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 3.1 Reaktör materyal kompozisyonları	24
Çizelge 3.2 Reaktör battaniye hacimleri	27
Çizelge 3.3 Reaktör materyal hacimleri.....	28
Çizelge 4.1 Derin Öğrenme sonucu elde edilen reaktör materyal parametreleri	38
Çizelge 4.2 Rastgele Arama sonucu elde edilen reaktör materyal parametreleri.....	39
Çizelge 6.1 Yeni battaniye modeli oluşum akış şeması	47
Çizelge 6.2 Makine öğrenmesi akış şeması.....	48

SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler

B	Binding Energy (Bağlanma Enerjisi)
K	Boltzmann Sabiti
v	Hız
σ	Mikroskobik Tesir Kesiti
Σ	Makroskobik Tesir Kesiti
eV	Elektron-volt
KeV	Kilo Elektron-volt
MeV	Mega Elektron-volt
M	Kütle
Z	Atom numarası
A	Atomik kütle numarası
E	Enerji
K	Kinetik Enerji
e	Temel Yük
ϵ_0	Vakum geçirgenliği
d	uzaklık/mesafe

Kısaltmalar

TBR (TÜO)	Tritium Breeding Ratio (Tritiyum Üretim Oranı)
D-T	Döteryum-Tritiyum
DEMO	DEMONstration

ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor (Uluslararası Termonükleer Deneysel Reaktör)
CAD (BDT)	Computer-Aided Desing (Bilgisayar Destekli Tasarım)
D-T	Döteryum-Trityum
WCLL (SSKL)	Water-Cooled Lead-Lithium (Su Soğutmalı Kurşun-Lityum)
HCPB (HŞÇY)	Helium-Cooled Pebble Bed (Helyum Soğutmalı Çakıl Yataklı)
CANDU	CANadian Deuterium-Uranium Reactor (KANadalı Döteryum-Uranyum Reaktörü)
MCNP	Monte Carlo N-Parçacık
MÖ	Makine Öğrenmesi
ÜB	Üretim Battaniyesi
İB	İç Battaniye
DB	Dış Battaniye
Li-Pb Kol.	Lityum-Kurşun Kolektörü
H ₂ O Kol.	Su Kolektörü
ADY	Arka Dayanak Yapısı
Mev.	Mevcut
D. Seti	Doğrulama Seti
DTFR	Döteryum-Trityum Füzyon Reaktörü

1. GİRİŞ

Nükleer enerji santralleri, fisyon kaynaklı enerji üretimini esas alır. Fisyon tepkimesi, uygun bir çekirdeğin (Uranyum-235, Plütonyum-239 gibi) nötron ile etkileşime girerek parçalanmasıdır. Bu tepkime sonucunda ısı enerjisi elde edilir. Fisyon tepkimeleri sonucunda ortaya çıkan yan ürünler yüksek radyoaktiviteye sahiptir. ^[1]

Isı üretilebilen nükleer etkileşimler fisyon ile sınırlı değildir. Füzyon tepkimeleri sonucunda da ısı üretilebilir. Füzyon tepkimelerinde, fisyon tepkimelerinin tersine, hafif çekirdeklerinin birbiri ile etkileşime girmesi sonucunda daha ağır çekirdekler oluşur. ^[2]

Füzyon ile enerji üretiminin fisyonla kıyasla avantajları; elde edilen spesifik enerjinin daha fazla olması ve uranyum ötesi elementlerle fisyon ürünlerinin ortaya çıkmayacak olmasıdır. ^[3]

Füzyon reaktörlerinin, günümüz enerji sektörüne yapacağı katkılar şöyle sıralanabilir;

- Karbon emisyonu olmayan enerji üretimi, iklim değişikliği felaketinin önüne geçmekte önemli bir anahtar görevi görecektir.
- Fosil yakıtlara dayalı enerji üretimi sürdürülebilir değildir. Füzyon reaktörleri devamlı ve kesintisiz enerji üretimine olanak sağlayacaktır.
- Sanayi, sağlık, bilim sektörlerinde artan enerji ihtiyacını karşılayabilir ve gelecekte enerji krizi meydana gelmesini önleyebilir.
- Füzyon reaktörlerinin fisyon reaktörlerinin yerini almasıyla, radyoaktif atık sorunu meydana gelmeyecektir.
- Füzyon reaktörlerinin yaygınlaşmasıyla, nükleer reaktörlerde plütonyum üretimi duracaktır ve bu nükleer silahsızlanma açısından yarar sağlayacaktır.

Füzyon reaksiyonlarının ateşlenme sıcaklığı (ignition temperature), çekirdeklerin elektrik yüklerinin pozitif olması nedeniyle Coulomb itme kuvvetinin aşılması gerektiği için oldukça yüksektir. Tritiyum-Döteryum (D-T) yakıt füzyon reaksiyonları için verimliliği en çok kabul gören yakıt tipidir. D-T füzyon tepkimesinin tesir kesitinin diğer füzyon yakıt tiplerine göre daha büyük olması, füzyonun başlaması için gerekli olan sıcaklık

değerinin nispeten düşük bir değerde olması ve tepkime sonucunda 17.6 MeV gibi yüksek bir enerjinin açığa çıkması, bu yakıt tipini tercih edilir yapmaktadır. ^[4,5]

Bu yakıt tipinde ortaya çıkan sorun, trityumun doğada bulunabilirlik oranının 10^{-18} gibi ^[6] olağanüstü düzeyde düşük olmasıdır. Bunun için Demonstration (DEMO) füzyon reaktörünün tasarımında ortaya atılan fikir, füzyondan açığa çıkan yüksek enerjili nötronların lityum ile etkileşimini kullanarak trityum açığa çıkarmaktır^[2]. Bu etkileşimlerdeki hedef, üretilen her bir nötron başına bir trityum atomu üretmektir ^[7]. Bu tepkimelerin gerçekleşmesi için ‘Üretim Battaniyesi’ isimli ayrı bir katman, DEMO füzyon reaktörünün tasarımında yer alır. Bu katmanın tasarım parametrelerinin optimize edilmesi, füzyon reaktörleri açısından önemlidir.

Füzyon reaktörlerinde üretilen enerjinin kaynağı toroid (simit) şeklindeki plazmadır. Bu plazmada yer alan trityum ve döteryum çekirdeklerinin yüksek sıcaklık altında etkileşime girmesi sonucunda tepkime başına 17.59 MeV’lik bir enerji ve ek olarak helyum çekirdekleri ve nötronlar açığa çıkar. DEMO füzyon reaktöründe saniye başına 7.095×10^{20} nötron üretilir ^[8]. Üretilen nötronlar mono-enerjik olup, üretilen enerjinin 14.10 MeV’lik kısmını taşırlar ve bu nötronların battaniye kısmında trityum üretimi için kullanılması önemlidir. DEMO füzyon reaktörü, battaniye kısmında trityum üretimi için lityum çekirdeği ile nötron etkileşimini kullanmaktadır. Kullanılan lityum malzemesi, %90 oranında Lityum-6 ile zenginleştirilir. Lityum-6’nın kullanılma nedeni lityum izotopları arasında (Li-6 & Li-7) en yüksek nötron yakalama tesir kesitine sahip olmasıdır ^[7]. Tasarımda kullanılan lityum katmanlarının doğru tasarımı trityum üretimi için önemli bir parametredir.

Teknik olarak trityum Üretim Oranının (TÜO) 1.0 olması yeterli olsa dahi nükleer verilerdeki birtakım belirsizlikler, lityumun yanıp tükenmesi ve yakıt döngüsünde kaybolan trityum çekirdekleri sebebiyle daha muhafazakâr hesaplamalar TÜO’nunun 1.15’ten fazla olması gerektiğini göstermektedir ^{[8] [9]}.

DEMO füzyon reaktörü battaniye tasarımı için 1990’lardan bu yana farklı tasarım önerileri ortaya konulmuştur. Bu tasarımlar, trityum üretimini en iyi hale getirmeyi amaçlamaktadır. Bu projede ele alınacak problemler:

- Battaniyede yer alan lityum ve diğer katmanların farklı konfigürasyonları için TÜO değerlerinin hesaplanması,

- TÛO'nı yüksek ve maliyeti az bir battaniye tasarımı için makine öğrenmesi kullanılarak en iyi tasarım parametrelerinin tahmin edilmesidir.

TÛO'nun artırılması amacıyla yapılan bazı çalışmalar, lityum (üretici), kurşun (çoğaltıcı), su (soğutucu) ve EUROFER (yapı malzemesi) oranlarının değiştirilmesine odaklanmıştır. Bu oranları değiştirerek TÛO'yu artırmak mümkündür^[10]. Daha önce yapılan çalışmalar, bu oranlardaki değişimlerin TÛO'ya etkisini incelemeyi amaçlamıştır. Bu parametrelerin etkileri şu şekilde özetlenebilir:

Lityum üreticinin oranının artırılması: Başlangıçta TÛO'yu olumlu etkiler, ancak bu oran arttıkça çoğaltıcı miktarı azalır ve reaktörün nötron çoğaltma etkisi bir süre sonra düşmeye başlar.

Nötron çoğaltıcıyı artırmak: Üreticiyi artırmakla benzer bir etki gösterir, fakat bir süre sonra üretici miktarının azalması nedeniyle TÛO yine düşecektir.

Su oranı: Lityum ile etkileşime girecek nötronları yavaşlatmak için kullanılabilir, ancak belli bir noktadan sonra nötron yutulması artar ve nötron ekonomisine zarar verir.

EUROFER oranlarının değiştirilmesi: Mümkündür, ancak yapı malzemesinin hacimsel oranının değiştirilmesi mekanik stresi artırabilir.

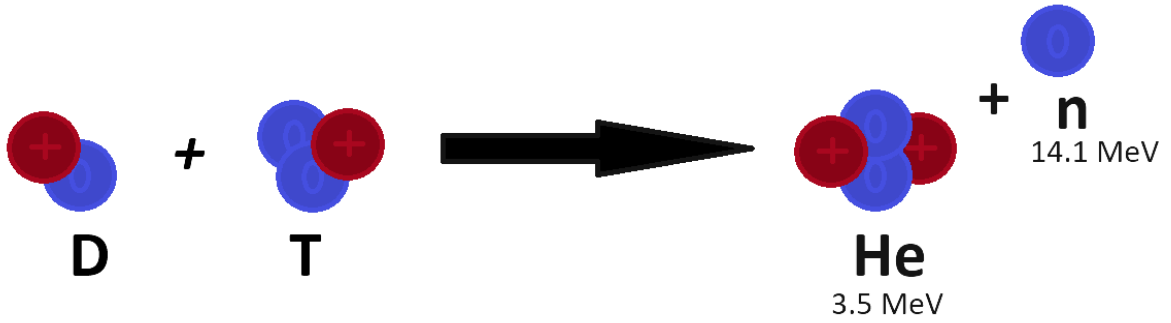
Bu parametreler göz önüne alındığında, basit bir trityum üretim battaniyesi modeli oluşturmak mümkündür^{[11][12][13]}. Ancak, bu parametrelerin daha önceki çalışmalarda olduğu gibi değiştirilmesi gerçekçi sonuçlar vermemektedir. Bunun başlıca sebepleri; değişen su hacmiyle termodinamik dengenin bozulması, değişen sıvı kurşun hacmiyle ortaya çıkan manyetik hidrodinamik etkiler, değişen lityum hacmiyle artan maliyetler ve değişen EUROFER hacmiyle ortaya çıkan mekanik strestir.

Bu nedenle, bu çalışmada toplam parametre hacimlerini değiştirmeden, sadece bölgesel olarak hacimlerde değişiklik yaparak daha yüksek TÛO elde edilmeye çalışılacaktır.

2. GENEL BİLGİLER

2.1 Nükleer Füzyon

Enerji üretiminde kullanılan başlıca nükleer reaksiyonlar fisyon ve füzyon reaksiyonlarıdır. Nükleer fisyon büyük bir çekirdeğin parçalanıp daha küçük çekirdeklere ayrılması, nükleer füzyon ise küçük çekirdeklerin birleşerek daha büyük çekirdekler oluşturması olarak tanımlanır. Şekil 2.1 şematik olarak döteryum ve trityum çekirdeklerinin füzyon reaksiyonunu göstermektedir. ^[1]



Şekil 2.1 Füzyon reaksiyonu gösterimi

Nükleer füzyon plazma fazında gerçekleşir. Maddenin bu hali katı sıvı ve gaz formundan farklı olarak serbest halde hareket eden elektronları içermektedir. Plazma oluşumlarına verilebilecek en iyi örnek ise Güneş ve diğer yıldızlardır.

Plazma içerisinde serbest halde dolaşan atom çekirdekleri birbirlerine aynı yüklü oldukları için bir itme kuvveti uygulamaktadır, bu itme kuvvetine Coulomb kuvveti denir. Yüksek sıcaklık, çekirdekler arasındaki elektrikselsel itme kuvvetini aşmaları için yeterli enerji sağlamaktadır ve çekirdekler birbirlerine çok yakın bir mesafeye geldiğinde, aralarındaki çekici nükleer kuvvet, elektrikselsel itme kuvvetini aşar ve ortaya nükleer füzyon tepkimesi çıkar. Bunun yaşanabilmesi için iki çekirdek arasındaki mesafe son derece küçük olmalıdır, bunu da sağlayacak etki yüksek basınç değerleridir. Ayrıca nükleer füzyon ortaya ilave enerji ve daha ağır bir elementi ortaya çıkarır. ^[1]

Aşılması gereken Coulomb potansiyel enerjisi aşağıdaki ifade ile hesaplanır ^[14]:

$$E_c = \frac{(1.2MeV)Z_a Z_x}{A_a^{\frac{1}{3}} + A_b^{\frac{1}{3}}} \quad (2.1)$$

Buradaki Z hedef ve gelen çekirdeklerinin atom numaralarını, A ise atomik kütlelerini ifade eder.

Aşılması gereken Coulomb kuvveti ise:

$$F_c = \frac{Z_{x1} e \cdot Z_{x2} e}{4\pi\epsilon_0 d^2} \quad (2.2)$$

şeklindedir. Burada: e : elektron yükü ($1.602 \cdot 10^{-19}$ C),

ϵ_0 : vakum geçirgenliği ($55.26 \text{ e}^2 \text{ eV}^{-1} \mu\text{m}^{-1}$),

d : iki parçacığın merkezleri arasındaki mesafe (m)'dir.

Ayrıca $Z \cdot e$ parçacığın yükünü temsil edeceği için q olarak da yazılabilir.

Füzyon tepkimesi sonrası ortaya çıkan enerji, herhangi bir çekirdeğin kütlelerinin, bileşen proton ve nötronlarının kütlelerinin toplamından daha az olması gerçeğinden kaynaklanır. Bunun sebebi proton ve nötronların güçlü nükleer kuvvetlerce birbirlerine bağlanmalarıdır. Bu enerji **bağlanma enerjisi** (B) olarak tanımlanır aşağıdaki ifade ile hesaplanır:

$$M c^2 + B = \sum_{k=1}^n m_k c^2 \quad (2.3)$$

Burada; M çekirdeğin kütlelerini, m_k çekirdeği oluşturan proton ve nötronların kütleleridir.

2.2 Füzyon Tesir Kesiti

Füzyon tesir kesiti, iki çekirdeğin füzyon yapabilme olasılığı ile ilişkilidir. Hafif kütleli X_1 çekirdeği v hızı ile durağan X_2 çekirdeği ile füzyon reaksiyonuna gerçekleştireceğinde kütle merkezinde enerji korunumu kanuna uymalıdır. Başlangıçta iki çekirdeğin sahip olması gereken enerji Coulomb potansiyelinden fazla olmalıdır ^[15].

2.2.1 Ortalama Serbest Yol

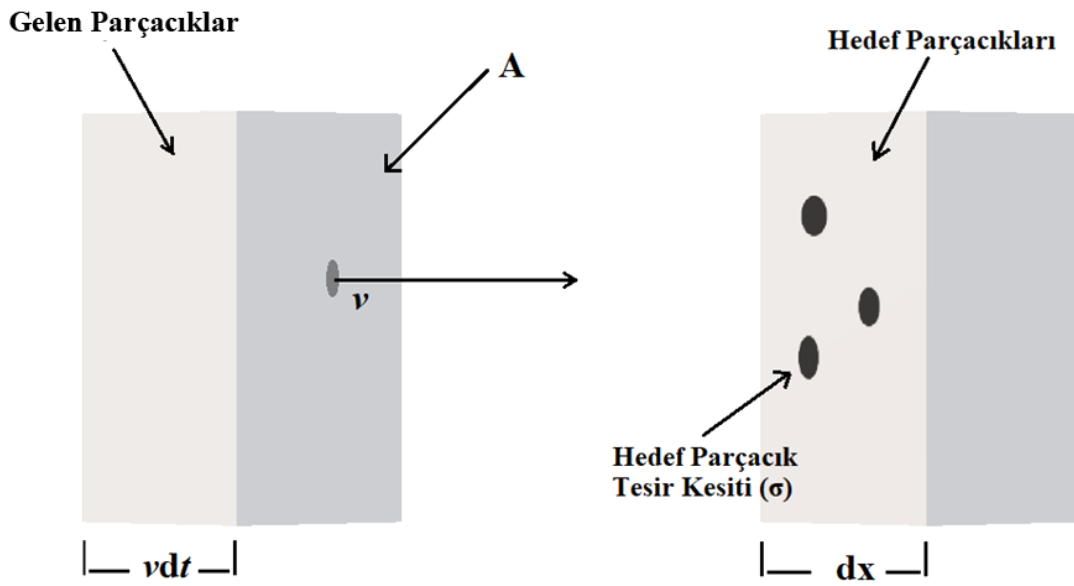
Tesir kesiti “ortalama serbest yol” ile doğrudan bağlantılıdır. Bu kavramı anlayabilmek için Şekil 2.2’de gösterildiği gibi kalınlığı dx ve kesit alanı A olan $V=Adx$ hacmini göz

önüne alalım. Bu hacim içerisindeki parçacık yoğunluğu n_1 olarak tanımlanırsa, hacim içerisindeki parçacık sayısı da $N_1=Vn_1$ veya $N_1=Adxn_1$ olur.

Plazma içerisinde parçacık yoğunluğu son derece düşüktür. Her bir parçacığın sahip olduğu tesir kesiti “ σ ” şeklinde gösterilebilir. Bu durumda hedef parçacıkların oransal olarak blokladığı alan ^[15]:

$$dF = \frac{\sigma N_1}{A} = \frac{\sigma n_1 A dx}{A} = \sigma n_1 dx \quad (2.4)$$

şeklinde olacaktır.



Şekil 2.2 Gelen parçacıklarının $vdtA$ hacminden dxA hacmindeki hedef parçacıklarına olan akısı ^[15]

dF büyüklüğü gelen parçacığının dx mesafesini katederken nükleer bir çarpışma yapma olasılığı olarak yorumlanabilir. Benzer şekilde

$$\frac{dF}{dx} = \sigma n_1 \quad (2.5)$$

ifadesi birim uzunluktaki nükleer olasılığdır. Bu olasılık faydalı bir büyüklük olan ortalama serbest yolu (λ_m) tanımlamak için kullanılabilir. Şekil 2.2’de gösterildiği gibi bir hedefe v hızı ile yaklaşan ve yoğunlukları n_2 olan parçacıkları düşünelim. Gelen parçacıkların akısı (Γ) A alanını birim saniyede geçen parçacık sayısı olarak tanımlanır:

$$\Gamma = \frac{N_2}{Adt} = \frac{n_2 Avdt}{Adt} = n_2 v \quad (2.6)$$

Bu akının parçacıklar $dx = vdt$ mesafesini katederken bir nükleer çarpışma yapan kısmı, $d\gamma$, aşağıdaki gibidir:

$$d\gamma = dF\Gamma = \sigma n_1 \Gamma dx \quad (2.7)$$

Bu $-d\gamma$ akısı, dx kadar mesafe katetip çarpışmamış parçacıkların akısına eşittir: $-d\gamma = \Gamma(x + dx) - \Gamma(x) = d\Gamma$. Buradan, çarpışmamış parçacık akısı aşağıdaki gibi elde edilir:

$$d\Gamma = -\sigma n_1 \Gamma dx \quad (2.8)$$

Bu diferansiyel denklem gelen parçacıkların akısının konuma bağlı değişimini bulmak için kullanılır. Söz konusu uzunluk ölçeklerinde σ ve n_1 'in sabit olduğu varsayımıyla Eşitlik (2.8) kolaylıkla entegre edilebilir:

$$\Gamma = \Gamma_0 e^{-x(n_1\sigma)} \quad (2.9)$$

Ortalama serbest yol

$$(\lambda_m) = \frac{1}{n_1\sigma} \quad (2.10)$$

şeklinde tanımlanır. Bu durumda Eşitlik (2.9) aşağıdaki şekilde yazılabilir:

$$\Gamma = \Gamma_0 e^{-\frac{x}{\lambda_m}} \quad (2.11)$$

Ortalama serbest yol böylece iki şekilde tanımlanabilir. İlk olarak, çarpışma yapmamış gelen parçacık akısının e 'de birine düştüğü karakteristik uzunluğu gösterir. İkinciler bir parçacığın çarpışma yapmadan önce kat edebileceği ortalama mesafe olarak da yorumlanabilir.

2.2.2 Çarpışma Sıklığı

Çarpışma sıklığı (ν_m) çarpışmalar arasında geçen ortalama zamanının tersini belirtir. Denklem (2.10)'da belirtildiği üzere bir parçacığın çarpışma gerçekleşmeden önce kat edebileceği mesafe λ_m şeklinde belirtilir. Buna göre v hızıyla hareket eden bir parçacığın çarpışmadan önce kat edeceği süre (t_m):^[15]

$$t_m = \frac{\lambda_m}{v} = \frac{1}{n_1\sigma v} \quad (2.12)$$

Çarpışma sıklığı, bu sürenin tersi olacağı için:

$$v_m = \frac{1}{t_m} = n_1 \sigma v \quad (2.13)$$

şeklinde yazılabilir.

Fiziksel olarak parçacıklar saniyede ortalama v_m nükleer çarpışma gerçekleştirecektir. Bir parçacığın bir çarpışma sonrası başlangıçtaki formunda olmadığı nükleer etkileşimlerin yanısıra yüklü parçacıklar arasındaki Coulomb çarpışması gibi parçacığın birçok çarpışma sonrasında bile kimliğini koruduğu çeşitli çarpışma çeşitleri vardır. Böyle bir durumda v_m bir parçacığın saniyede yaptığı çarpışma sayısını belirtmek için de kullanılır.

2.3 TEPKİME HIZI

2.3.1 Sert-Küre Tepkime Modeli

Bir füzyon reaktöründe üretilen gücü hesaplamanın yolu, mikro dünyayı makro dünyaya dönüştürmektir. Bunun için tepkime hızı R_{12} tanımlanır. Tepkime hızı saniye ve hacim başına gerçekleşen tepkime sayısını belirtmek için kullanılır. Tepkime hızı sayesinde hacim başına üretilen enerji bulunabilir.

Gelen parçacıklarının hedef hacimden geçme süresi $dt = dx/v$ ve hedef hacminden geçen parçacık sayısı $n_2 A dx$ kadardır. Böylelikle, çarpışmaya uğrayan parçacık sayısı $dF(n_2 A dx)$ olur. Hacim ve zaman başına çarpışmaya uğrayan parçacık sayısı, R_{12} aşağıdaki gibi elde edilir:

$$R_{12} = \frac{dF n_2 A dx}{A dx dt} = \sigma n_1 n_2 \frac{dx}{dt} = n_1 n_2 \sigma v \quad (2.14)$$

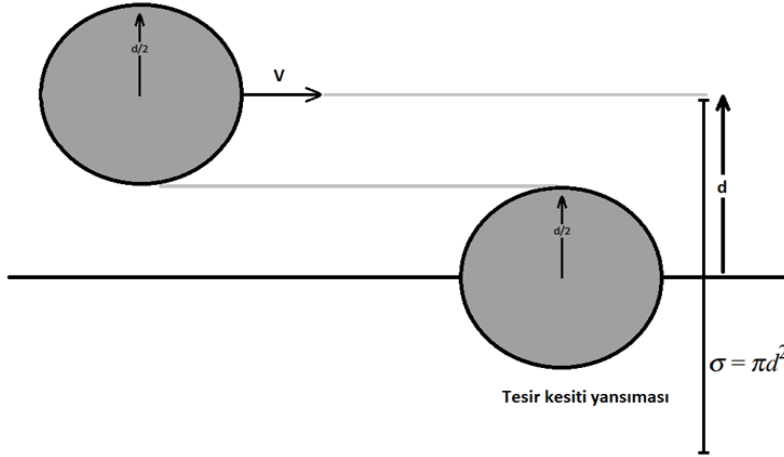
Reaksiyon başına açığa çıkan füzyon enerjisi E_f olarak tanımlanmaktadır. Buna göre saniyede ve birim hacimde üretilen toplam füzyon enerjisi $E_f R_{12}$ olur. Eşitlik (2.14) kullanılarak füzyon güç yoğunluğu aşağıdaki gibi elde edilir:

$$S_f = E_f n_1 n_2 \sigma v \frac{W}{m^3} \quad (2.15)$$

2.3.2 Sert-Küre Modelinde Tesir Kesiti

İsminden de anlaşılacağı gibi sert-küre tesir kesiti Şekil 2.3'den görüleceği üzere çarpışan herbir parçacığın bir bilardo topu gibi davrandığını varsayar. Buna göre d çapına sahip bir parçacığın tesir kesitini sert-küre modeli şu şekilde tahmin eder:

$$\sigma = \pi d^2 \quad (2.16)$$



Şekil 2.3 Füzyon gelen parçacıklarının hedef parçacığın tesir kesitine olan akısı

2.3.3 Klasik Tesir Kesiti

Klasik model σ 'nın hıza bağımlılığını itici Columb kuvveti ve çekici nükleer kuvvet arasındaki rekabeti göz önüne alarak belirlemeye çalışır. küresel şekilli tesir kesiti yaklaşımıyla klasik tesir kesiti modeli anlaşılabilir. V hızıyla hareket eden X_1 parçacığının durağan X_2 parçacığı ile çarpışması şekil 2.4'te temsili olarak gösterilmiştir. Şekil 2.4.a laboratuvar gözlem çerçevesinde ve şekil 2.4.b kütle merkezi gözlem çerçevesindeki çarpışmaları temsil etmektedir. Buna göre küre şekilli çarpışmanın yaşanabilmesi için, kütle merkezi gözlem çerçevesinde enerji korunumu X_1 ve X_2 parçacıklarının birbirlerinden uzaktayken kinetik enerjileri toplamı parçacıklar birbirleri ile temas ettiğiindeki Coulomb kuvvetlerini geçmesini gerektirir. Aksi takdirde çekirdeklerin birbirini itmesi sonucunda füzyon tepkimesi gerçekleşmeyecektir. Matematiksel olarak bir etkileşme aşağıdaki koşulda gerçekleşir:

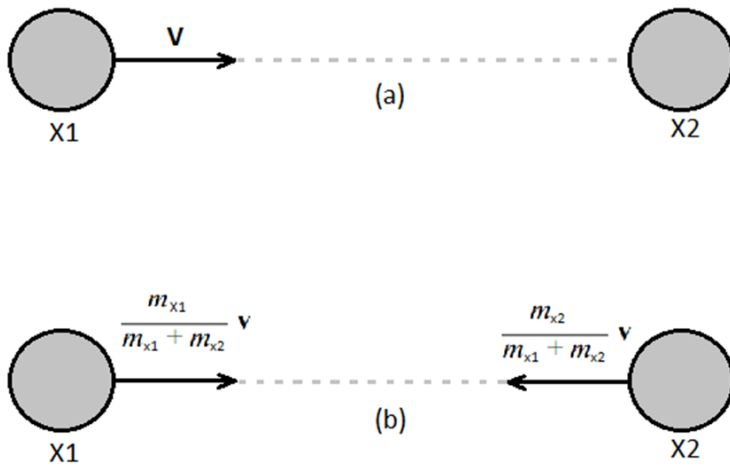
$$\frac{m_{X_1}}{2} \left(\frac{m_{X_2}}{m_{X_1} + m_{X_2}} v \right)^2 + \frac{m_{X_2}}{2} \left(\frac{m_{X_1}}{m_{X_1} + m_{X_2}} v \right)^2 \geq \frac{q_{X_1} q_{X_2}}{4\pi\epsilon_0 d^2} \quad (2.17)$$

Denklem 2.17'yi döteryum-trityum füzyonu için aşağıdaki gibi düzenlenebilir:

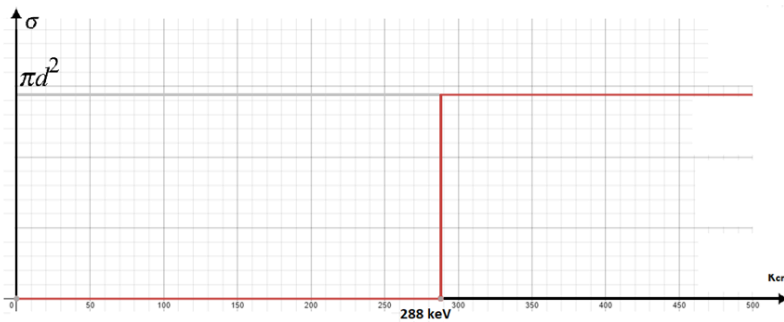
$$m_r = m_D m_T / (m_D + m_T) \text{ (D-T'nin indirgenmiş kütlesi)} \quad (2.18)$$

$$K_{cm} = \frac{1}{2} m_r v^2 \geq \frac{q_D q_T}{4\pi\epsilon_0 d^2} \quad (2.19)$$

Döteryum-Trityum füzyon reaksiyonunun sahip olduğu potansiyel itme enerjisi mesafesi (d) 5×10^{-15} m olarak alınırsa reaksiyonun gerçekleşmesi için gereken kinetik enerjinin minimum değeri D-T yakıtı için $K_{cm} > 288$ KeV olarak bulunur.



Şekil 2.4 Şekil a: X1 ve X2 parçacığının laboratuvar gözlem çerçevesine göre çarpışması; şekil b: X1 ve X2 parçacıklarının kütle merkezi gözlem çerçevesine göre çarpışması.^[15] Küresel şekil modeline göre füzyon tesir kesiti bir adım grafiği şeklinde aşağıdaki gibi gösterilir:



Şekil 2.5 Füzyon tesir kesitinin küresel şekil modelinde değerinin Döteryum-Trityum tepkimesi için kesitin sıcaklığa (gelen parçacığının kinetik enerjisine) bağlı grafiği.

2.3.4 Nükleer Kuantum Mekanik Etkileri

Nükleer kuantum mekanikleri, füzyon tesir kesitini doğrudan etkilemektedir. Atom çekirdeği kadar küçük ölçeklerden bahsedilirken nükleer kuantum etkileri de denkleme dahil olmaktadır.

Böyle bir durumda çekirdek hem bir parçacık hem de bir dalga gibi davranmaktadır ve klasik küresel modeline üç adet etki eklenir.

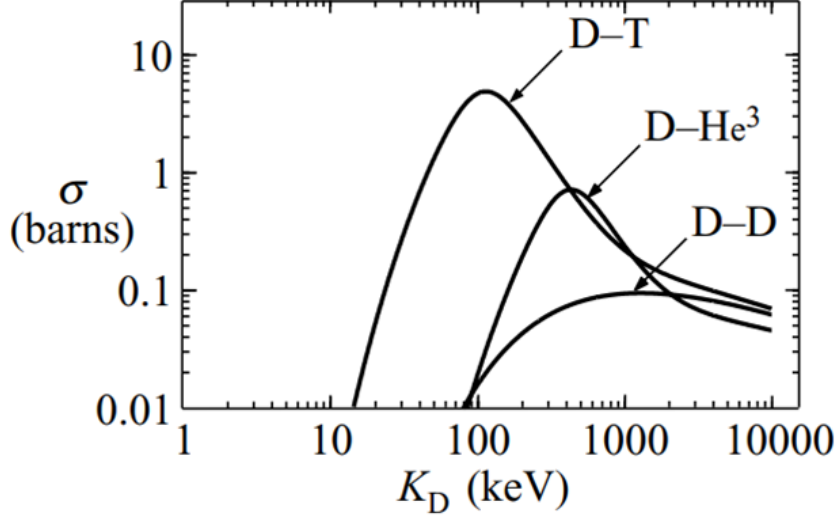
Bunlardan ilki “**kuantum tünellemesi**” olarak adlandırılan olaydır. Bu durum tesir kesiti açısından bariyer aşımına karşılık gelir. Bu yüzden, parçacıkların toplam kinetik enerjisi Coulomb kuvvetlerinin altında olsa da füzyon reaksiyonu yapabilme ihtimalleri vardır.

Parçacıkların dalga gibi hareket etmelerinin tesir kesitine bir diğer etkisi de hızlarından kaynaklanır. Eğer parçacıkların (dalgaların) hızları çok büyükse ($K_{cm} \gg \frac{q_D q_T}{4\pi\epsilon_0 d^2}$) bu parçacıkların bir etkileşime girmesi için sahip olacakları süre çok küçük olacaktır. Bu sebepten füzyon tesir kesiti yüksek hızlarda giderek azalacaktır.

Son dalga benzeri etki de rezonans ihtimalidir. Belirli geometrilerde ve hızlarda çarpışan iki çekirdek için rezonans ihtimali söz konusudur. Böyle durumlarda etkileşme olasılığı arttığı için nükleer füzyon tesir kesiti büyür. Bu özellikle D-T füzyon reaksiyonunda gerçekleşen bir durumdur.

Gerçek füzyon tesir kesitleri deneysel olarak ölçülmektedir. Bu deneyler genellikle eş enerjili bir parçacık demetinin (bizim durumumuzda döteronlar) durağan hedef parçacıklara yönlendirilmesi ile gerçekleştirilir. İlgilenilen başlıca füzyon reaksiyonları için deneysel tesir kesitlerinin döteron enerjisi ile değişimi Şekil 2.6’da gösterilmektedir.

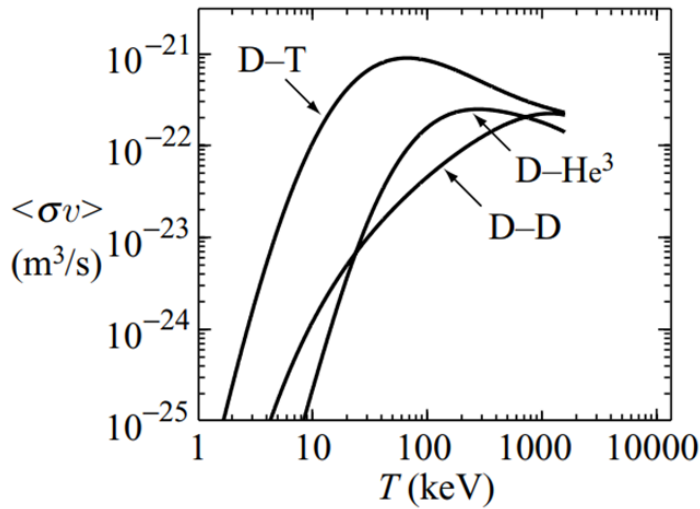
[16]



Şekil 2.6 D-T, D-He³ ve D-D reaksiyonları için deneysel olarak ölçülen füzyon reaksiyonu tesir kesitlerinin döteron enerjisi $K_D = \frac{m_D v_D^2}{2}$ ile değişimi. [15]

Daha önceki kısımda bahsedilen dalga benzeri etkilerin dahil edilmesiyle Şekil 2.7’de görüldüğü üzere döteryum-trityum için füzyon tesir kesitinin $K_D = 120$ keV civarında bir zirve yaptığı görülür.

$\sigma(v)$ ‘nin bilindiği varsayılarak tepkime hızı Eşitlik (2.15) ile hesaplanabilir. Bu genellikle başlıca füzyon tepkimeleri için eş sıcaklıklı Maxwell dağılımı kullanılarak numerik olarak yapılır. Şekil 2.7 bu yaklaşımla hesaplanan hız-ortalama $\langle \sigma v \rangle$ tesir kesitinin sıcaklığa bağlı değişimini başlıca füzyon tepkimeleri için göstermektedir.



Şekil 2.7 Hız-ortalamalı tesir kesitinin ($\langle\sigma v\rangle = R_{ij}/n_i n_j$) D-T, D-He³ ve D-D tepkimeleri için sıcaklığa (kinetik enerjiye) bağlı değişimi. [15]

$\langle\sigma v\rangle$ değeri D-T için 70 keV civarında zirve yapmaktadır. Bu sonuçlara Coulomb çarpışmalarından gelen enerji denge denklemleri eklenince, ideal plazma sıcaklık değeri 15 keV'e kadar düşmektedir. [17]

2.4 D-T Füzyonu

Füzyon reaktörlerinde plazmanın sürekli olabilmesi için bazı koşulları sağlaması gerekmektedir. Plazmadaki güç dengesi ateşleme (ignition) şartı ile ifade edilir. Plazmada güç dengesi Bremsstrahlung ve iletim enerji kayıplarının alfa parçacıklarından kaynaklı ısınma tarafından karşılanmasını gerektirir. Ateşleme güç dengesine karşılık gelen plazma durumu **Lawson Kriterleri** ile verilir. Plazma basıncı p , e' 'ye katlama zamanı τ_E , plazma sıcaklığı T ile gösterilirse Lawson Kriteri: $p\tau_E \geq K_I T^2 / \langle\sigma v\rangle$ atm.s şeklindedir. [14]İdeal güç dengesi durumunda füzyonda üretilen alfaların enerjisinin kaçınılmaz Bremsstrahlung radyasyon kayıpları kadar olmalıdır. Diğer bir ifadeyle ideal ateşleme durumunda plazma sıcaklığının : $T \geq 4.4$ keV koşulunu sağlamalıdır.

Plazmalar için önemli diğer bir kriter ise hapsedilme süresidir. Bu süre reaktörün plazmanın ısını ve yoğunluğunu ne kadar süre koruyabileceğini belirtir. Bu süre boyunca reaktör plazmayı dengeli bir halde tutar. Reaktörün bunu sağlayabilmesi için parçacık kaybından azalan plazmaya düzenli yakıt eklenmesi, kaybolan ısı için ise harici olarak sisteme ısı verilmesi gerekmektedir. Gerekli olan bu ısı ise yukarıda bahsedildiği üzere nükleer füzyondan açığa çıkan ısı olmalıdır.

Döteryum ve trityum füzyonunun DEMO için seçilmesinin sebebi **ateşleme sıcaklığının** diğer elementlere kıyasla daha düşük olmasıdır. D-T ideal tepkime sıcaklığı yaklaşık 116.01 **milyon Kelvin** olarak bulunur. Döteryum-Trityum etkileşimi sonucu bir adet alfa (α) ve bir adet nötron (n) açığa çıkar. Nötron ve alfanın sahip olacağı kinetik enerjileri bulmak için enerjinin korunumu kanunu uygulanır.

$$\frac{1}{2}m_1v_1^2 + \frac{1}{2}m_2v_2^2 = E \quad (2.20)$$

$$m_1v_1 + m_2v_2 = 0 \quad (2.21)$$

Alfanın ve nötronun sahip olacağı toplam enerjiler Denklem (2.2) kullanılarak bulunur:

$$Q_{DT} = [(M_D + M_T) - (m_n + M_\alpha)]c^2 \quad (2.22)$$

$$Q_{DT} = [(2.01410178 + 3.01604928) - (1.00866492 + 4.00260325)](931.5)^2$$

$$Q_{DT} = 17.58941204 \text{ MeV}$$

Alfa ve nötronun sahip olacağı kinetik enerjiler ise:

nötronlar için:

$$\frac{m_\alpha}{m_\alpha + m_n} (Q_{DT}) = 14.0490262 \text{ MeV},$$

alfalar için

$$\frac{m_n}{m_\alpha + m_n} (Q_{DT}) = 3.5403858 \text{ MeV}$$

kadardır.

2.5 FÜZYON REAKTÖRÜ BATTANİYESİ

Füzyon reaktörlerinde enerji üretimini devam ettirebilmek için trityum yakıt döteryuma kıyasla daha önemlidir. Bu yüzden füzyon reaktörleri çalışırken, kendi yakıtlarını üretebilecek şekilde tasarlanmalıdırlar. Bu süreçte "trityum üretim oranı" (TÜO) kavramı önemli bir rol oynamaktadır. TÜO, füzyon reaktöründe belirli bir zaman diliminde üretilen trityum miktarının tüketilen trityum miktarına oranını ifade eder. Başka bir deyişle, TÜO, reaktörün trityum üretim kapasitesinin yeterliliğini ölçen kritik bir göstergedir. Aşağıda TÜO'nun denklemi verilmiştir:

$$TÜO = \frac{\text{Füzyonda harcanan trityum } (\frac{T}{S})}{\text{Battaniyede üretilen trityum } (\frac{T}{S})} \quad (2.23)$$

Füzyon reaktörlerinde torusun etrafını saran yapıya battaniye denmektedir. Battaniyenin amacı reaktörde enerji üretimi için trityum harcandıkça yeni trityum üretmektir. Hali hazırda üretilen trityum fisyon reaktörlerinde lityumun nötronla bombardımanından elde edilebildiği için benzer şekilde füzyon reaktörlerinde de üretilebilir.

DEMO füzyon reaktörlerinde battaniyenin amacı plazmada üretilen ısıdan enerji üretmek ve füzyon reaksiyonu sonucu ortaya çıkan nötron yardımıyla trityum üretmektir.

ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor, Uluslararası Termonükleer Deneysel Reaktör) için trityum şu anda CANDU'lar (CANada Deuterium-Uranium

reactor, KANada Döteryum-Uranyum reaktör) tarafından sağlanmaktadır. Günümüzde ITER için trityum CANDU'larda $D(n, \gamma)T$ tepkimesiyle üretilmektedir. [18]

DEMO füzyon reaktörünün yakıtlarından birisi olacak trityum, füzyon teknolojilerinde karşılaşılabilecek en büyük sorunlardan birisidir. Bunun sebebi günümüzde füzyon reaktörler için yakıt sağlama görevi görecektir olan CANDU'ların sayısının kademeli olarak azalmasıdır.

İkinci olarak ise ITER projesinin başarılı olması dahilinde üretilecek olan yeni nükleer füzyon reaktörlerinin yakıt ihtiyacının aynı kaynaktan sağlanacak olmasıdır. Halihazırda elde olan trityum yakıt kaynakları radyoaktif bozunma sonucu azalmaktadır. Trityumun yarı ömrünün 12,33 yıl ve DEMO'nun tahmini işletmeye başlama tarihinin 2055 yılı olması sebebiyle depolanabilecek malzemeden bahsetmek mantıklı olmayacaktır. [18]

Şu anda DEMO'nun ilk ateşlemesinde yakıt görevi görecektir olan trityumun Yüksek Isılı Gaz Soğutmalı reaktörlerden elde edilmesi düşünülmektedir. Burada $LiAlO_2$ 'nin Yanabilen Zehir deliklerine yüklenerek oradan trityum üretilmesi amaçlanmaktadır. Lityumun, $Li^6(n, \alpha)T$ tepkimesi tesir kesiti CANDU'lardaki $D(n, \gamma)T$ tesir kesitinden neredeyse 6 kat daha fazladır. [19]

Üretim battaniyesinde trityum üretimi arttırmak için ortaya atılan fikirlerden bir tanesi de battaniye içerisindeki nötron yoğunluğunu arttırmaktır. Bunun için battaniye tasarımında nötron çoğaltıcı malzemeler kullanılır. Bu malzemeler 14.1 MeV civarı nötronlarla etkileşime gireceği için nötron çoğaltıcı seçilirken bu hususa dikkat edilmelidir. Bu konuda öne çıkan iki malzeme Pb (kurşun) ve Be (Berilyum)'dur. [20]

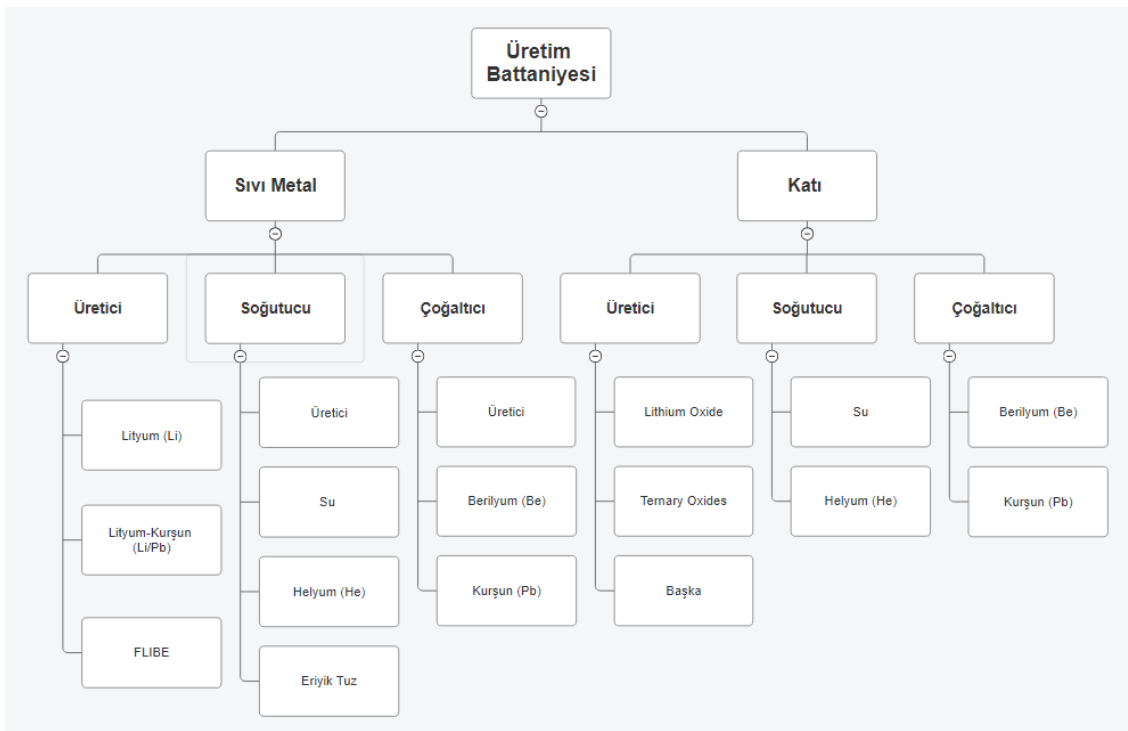
2.5.1 Güncel Battaniye Tasarımlarının Karşılaştırılması

Yıllar içerisinde battaniye tasarımında farklı değişiklikler olmuştur. Şekil 2.8'de üretim battaniyesi olarak düşünülen tasarımlar şematik olarak gösterilmiştir. Genel olarak EUROfusion sıvı metal ve katı seramik tasarımları üzerine durmuştur. Son yıllarda bu iki öneri arasında güvenlik problemleri sebebiyle bazı tasarım fikirleri elenmiş ve geriye umut vadeden iki tasarım fikri kalmıştır. [21]

Bunlardan ilki Helyum Soğutmalı Çakıl Yataklı (HSÇY) (Helium-Cooled Pebble Bed) konsepti ve diğeri de Su Soğutmalı Kurşun-Lityum konseptidir (SSKL) (Water-Cooled Lead-Lithium).

Bu tezin baz aldığı model olan SSKL, HŞÇY'ye göre daha az TÜO'ya sahiptir. Nitekim EUROfusion için tercih edilen bir model olmasının en önemli sebebi battaniyenin daha iyi bir zırhlayıcı olmasındandır. Ek zırhlama yapılması TÜO'nun düşmesine sebebiyet vermektedir.

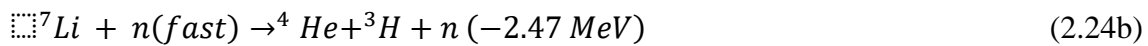
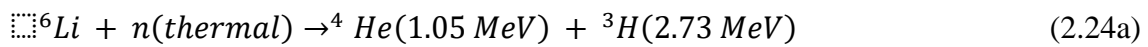
HŞÇY'nin diğer dezavantajları nötron çoğaltıcı olarak kullanılan berilyumdan kaynaklanmaktadır^[22]. Bunlardan en önemlisi ITER'in berilyumu kendi ilk duvar modellerinden de çıkartmalarının sebebi olan zehirli bir metal olmasıdır. Önemli diğer bir sebep ise berilyumun nötron ile etkileşimi sonucu bozunmasından açığa çıkan tepkime ürünlerinin battaniye içinde gaz halinde birikmesidir. ^[23]



Şekil 2.8 Geçmişten günümüze üretim battaniyesi olarak düşünülen tasarımlar ^[21]

2.5.2 Battaniyenin İçindeki Üretici

Füzyon reaktörlerinde trityum üretim görevini lityum üstlenmektedir. Lityumun doğada bulunan iki izotopu vardır. Bunlar Li^6 ve Li^7 izotoplarıdır.^[24] Bu lityum izotopları aşağıdaki nötron tepkimeleriyle trityum üretirler:



Li^7 'nin nötron ile olan tepkimesinin endotermik bir tepkime olması sebebiyle nötron üretiminin büyük bir çoğunluğu Li^6 'da gerçekleşmektedir. Bu yüzden, trityum üretimi arttırmak için lityumun Li^6 'ca zenginliğinin %90'a kadar çıkartılmaktadır.

2.5.3 Battaniyenin İçindeki Nötron Üretici

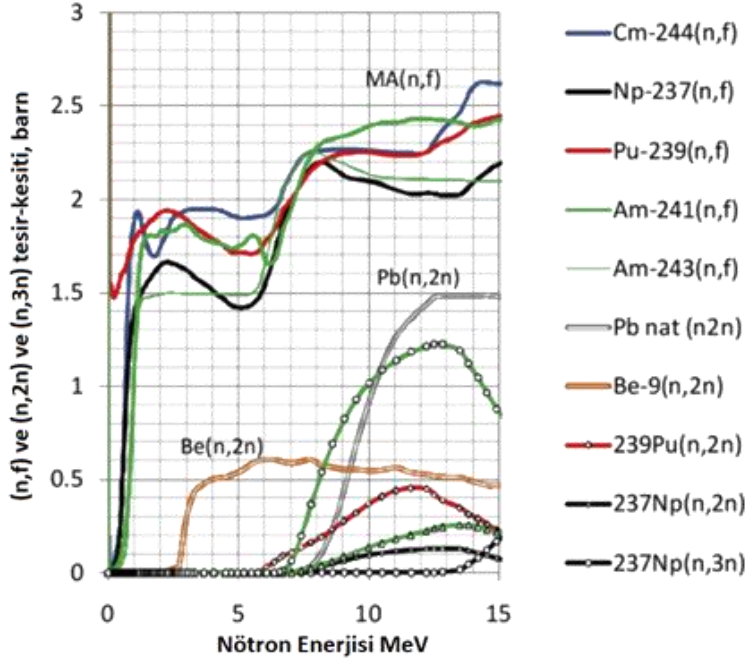
Trityum-döteryum tepkimesi sonucu plazma içerisinde çıkan nötronlar torusun ilk duvarını aşarak battaniyeye girerler. DEMO içerisinde soğutucu suyu ve ilk duvar malzemesi tungsten de nötron yutulabilir ve bunun sonucunda Li^6 için gerekli olan nötron nüfusu azalabilir. Buna engel olmak için nötronla etkileşime girdiğinde 2 veya daha fazla nötron doğurabilen malzemeler kullanılır.^[23]

HSCY ve SSKL battaniyelerinde iki farklı nötron üretici kullanılır. Bunlardan ilki HSCY'lerde bulunan berilyumken SSKL'lerde bulunan malzeme ise kurşundur.

Nötronun kendi üreticisiyle olan denge denklemi aşağıdaki gibidir:^[23]

$$S + R(\sigma_{n,2n}) + 2R(\sigma_{n,3n}) + R(v, \sigma_f) = L + R(\sigma_a) \quad (2.25)$$

Burada S füzyon nötron kaynağını, $R_j = N\sigma_j\phi$ tepkimesinin hızını, ϕ nötron akısını, N atom yoğunluğunu, σ_j mikroskobik reaksiyon tesir kesitini, L nötron kaynağı başına nötron sızıntısını temsil eder. Yukarda bahsedilen nötron yutulmaları ve nötron denge denklemi göze alındığında sahip olunulması gereken nötron üretim oranının 1.6'dan fazla olması gerekmektedir. Şekil 2.9 farklı izotoplarla gerçekleşen ve nötron üreten çeşitli nükleer tepkimeler için tesir kesitinin enerjiye bağlı değişimini göstermektedir. Nötron çoğaltıcı olarak kullanılan kurşunun yüksek enerjilerde, berilyumun ise düşük enerjilerde daha yüksek tesir kesitine sahip olduğu görülmektedir.



Şekil 2.9 Nötron enerjisine bağlı olarak değişen tesir kesitleri alanı grafiği [23]

D-T füzyonundan açığa çıkacak olan nötronların enerjisi 14.1 MeV civarında olacağı için kurşun, berilyuma kıyasla daha iyi bir nötron üretici görevi görebilmektedir. Ama bu durum gerçekte tam tersi şekilde işlemektedir. Sebebi ise füzyondan çıkan nötronların önce tungsten zırh ve berilyum ile etkileşime girip enerjilerini azalttıktan sonra kurşunla tepkimeye girmeleridir. [25]

2.6 SERPENT-2 KODU

Füzyon reaktörlerinde hesaplamalar yapılırken karşılaşılan en önemli sorun gelen nötronların ve yüksek enerjili gamma fotonlarının malzemeler ile etkileşimleri sonrasında malzeme içerisinde ikincil tepkimelere sebebiyet vermeleridir. Bu yüzden malzeme içerisindeki taşınım (transport) denklemleri doğru sonuçlar alınması adına iyi incelenmelidir.

Nötronik analizler genellikle MCNP (Monte Carlo N-Parçacık) aracılığıyla yapılmaktadır. Füzyon reaktörlerindeki model geometrilerinin sayıca giderek artması ve karmaşıklaşması transport problemlerinin simülasyon sürelerini uzatmaktadır. MCNP'nin yanı sıra üç boyutlu sürekli enerji nötron ve foton transport problemlerinde yaygın olarak Serpent-2 kodu da kullanılmaktadır. Başlangıçta reaktör fiziği

hesaplamaları için geliştirilen kodun zamanla uygulama alanları çok genişlemiştir. Ayrıca, Serpent-2, karmaşık CAD geometrilerini evren olarak benzeşme kodlarına girebilmektedir. Bu da yavaş çalışan nötronik analizleri hızlandırmaktadır. Serpent-2'nin en önemli özelliği üç boyutlu BDT geometrilerini benzeşmeye yükleyebilmesidir.

2.7 DEMO FÜZYON REAKTÖRÜ

DEMO füzyon reaktörü, ITER'in devamı olacak şekilde tasarlanan ticari bir füzyon reaktörüdür. Böylelikle füzyon enerjisinin artık deneysel değil endüstriyel olması amaçlanmaktadır. DEMO'nun başarılı bir şekilde tasarlanıp üretilmesi EUROfusion'un Füzyon Teknolojileri Programının temel hedefleri arasındadır. EUROfusion DEMO'nun kurulu gücünün 300 MW ile 500 MW arasında olmasını hedeflemektedir.^[22]

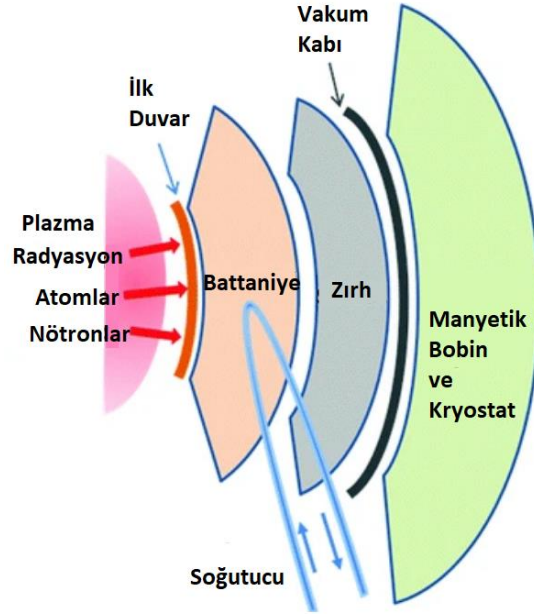
Şekil 2.10'dan görüleceği üzere DEMO füzyon reaktörü esas olarak plazma, ilk duvar, battaniye, zırh, manyetik bobin ve kroystat kısımlarından oluşur. Bu kısımlar arasında DEMO'nun tasarımı için EUROfusion'un ele aldığı başlıca konular şunlardır^[21]:

Uygun üretim battaniyesi tasarımı: Bu tezin de konusu olan üretim battaniyesi tasarımı DEMO'nun en önemli konularından biridir. Sadece trityum üretimi için değil aynı zamanda füzyon sonucu açığa çıkan enerjinin soğurulması ve füzyon ürünü olan nötronların zırhlanması da bu konunun içindedir. EUROfusion hali hazırda iki battaniye tasarımı üzerinde durmaktadır. Helyum soğutmalı çakıl yataklı tasarımı su soğutmalı kurşun-lityum tasarımına kıyasla daha iyi bir TÜO'nuna sahip olsa da zırhlama gibi sorunlar devreye girmektedir. Bu yüzden SSKL tasarımının TÜO konusunda HSCY tasarımına yaklaşım yaklaşamayacağı önemli bir konudur. SSKL tasarımının kesit alanı Şekil 2.11'de gösterilmektedir.

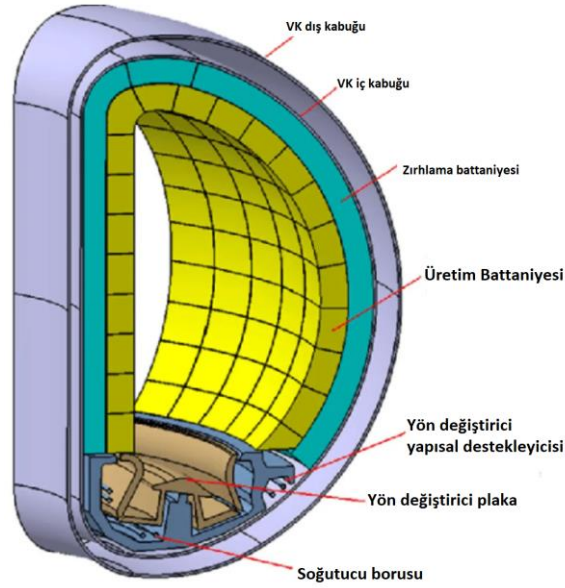
Uygun yön değiştiricinin seçilmesi: Plazmanın sahip olduğu manyetik etki torusun içini etkilemektedir. Buna engel olabilmek için helyum külünün (füzyon ürünü) ortamdan çıkartılması gerekmektedir. Burada devreye yön değiştirici girer. Tasarımın düzgün seçilmesi, battaniyenin belli bir kısmını kaplayacağı için önemlidir.

İlk duvarın uygun seçilmesi: İlk duvar üretim battaniyesinden önce olan kısımdır. Plazmadan çıkan nötronlar önce burayla etkileşime girerler. İlk duvar Trityum üretim battaniyesini yüksek enerjili parçacıkların erozyonundan koruyan kısımdır.

Nükleer güvenlik ve reaktörün zırhlaması: Battaniyenin hemen arka kısmında zırhlama bulunur. Bu zırhlamanın karşılaştığı en temel sorun nötron akısıdır.



Şekil 2.10 Reaktörü oluşturan temel kısımlar: ilk duvar, battaniye ve zırhlama.^[26]



Şekil 2.11 Sıvı lityum su soğutmalı battaniye tasarımının kesiti^[27]

3. VERİ SETLERİNİN OLUŞTURULMASI VE MODELİN HAZIRLANMASI

Bu tez çalışmasında DEMO füzyon reaktörlerinde kullanılacak olan üretim battaniyesinin nötronik analizlerini yapmak için Serpent Monte Carlo kodu ile benzeşimler yapılmıştır. Bu benzeşimler ilk olarak gerçeğe uygun parametreler ile denenmiş ve daha önceki çalışmalarda ENEA'nın benzeşimleri ile uyuşacak yeni bir modelleme yapılmaya çalışılmıştır.

3.1 Paramak ile Battaniye Tasarımı

Birçok füzyon reaktörü halen kavramsal tasarım sürecindedirler. Farklı tasarım konseptlerinin prototiplerinin hızla oluşturulması gerektiği için farklı BDT programları bu tasarım sürecinde gereklidir. Paramak 0.8.8. açık kaynaklı bir BDT programıdır ve kullanım amacı reaktörü oluşturacak olan parametrelerin işlenmesi ve tasarımıdır. [27]

Paramak kodu ile tasarlanacak olan battaniye için öncelikle plazma geometrisinin oluşturulması gerekir. Plazmaya ait uzama (elongation), üçgenlik, küçük yarıçap ve büyük yarıçap verileri girilerek katı bir plazma modeli oluşturulur. Daha sonra bu modelin etrafında plazmayı 360 derece kaplayacak bir battaniye ortamı tasarlanır.

Burada karşılaşılabilecek ilk sorun battaniyenin belli bir kısmında yön değiştirici (divertor) bulunacağı için devamlı bir kaplamanın sağlanamayacak olmasıdır. Bunun için öncelikle battaniye iç ve dış kısım olarak ikiye ayrılır. İkiye ayrılan battaniyenin iç kısmı yön değiştiriciden başlayarak 90 derecede biterken, dış battaniye 90 dereceden başlayıp yön değiştiriciye ulaştığında bitmektedir.

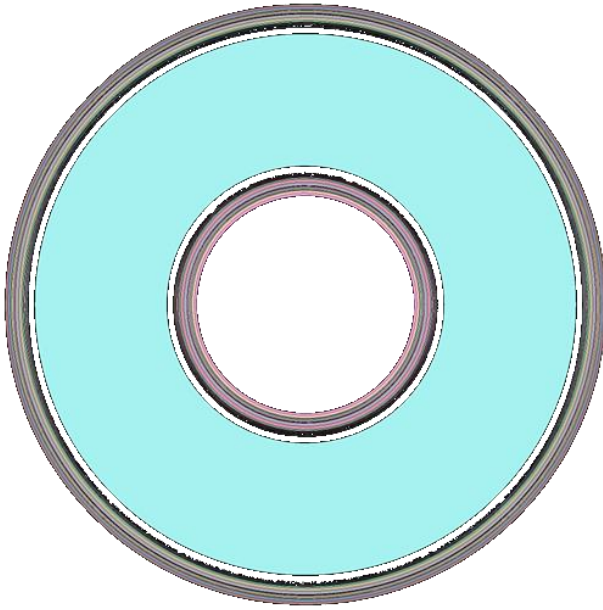
Yön değiştiricinin tasarımı farklı bir BDT programı olan FreeCAD ile tasarlanıp Paramak içine yerleştirildiğinde iç battaniyenin başlangıcı 230, dış battaniyenin bitişi ise -60 dereceye tekabül edecek şekilde olmuştur.

Battaniyeler benzeşime eklenirken ilk eklenen modeller plazmaya bakan yüzeyde olan ilk duvar parçalarıdır. İlk duvar eklendikten sonra takip eden 13 farklı battaniye geometrisi modele eklenmiştir. Bu 13 farklı geometri ENEA benzeşimindeki ayırım doğrultusunda yapılmıştır. Daha sonra bu 13 geometri değeri daha kararlı analizler yapılabilmesi için ikiye bölünerek 26'ya çıkartılmış ve devamında da iç ve dış battaniyeye ayrı ayrı işlenirken 52 farklı geometriye çıkartılmıştır. Böylece ENEA benzeşimindeki

homojen her bir geometri 4 farklı parçaya bölünmüştür (Şekil 3.1, 3.2). Bu parçalar daha sonra daha kararlı analizler yapılmasında yardımcı olacaktır.



Şekil 3.1 Demo füzyon reaktörünün 3 boyutlu şeması: eksenel



Şekil 3.2 Demo füzyon reaktörünün 3 boyutlu şeması: radyal

3.2 Oluşturulan Modellerin Serpent-2'ye Aktarımı

Serpent-2, reaktör fiziği ne nükleer enerji mühendisliği alanlarında kullanılan bir Monte Carlo (MC) benzeşme kodudur. Rastgele örneklemeler yaparak fiziksel ve matematiksel

çözümler üreten bir algoritmadır. Özellikle yakıt yanma hesaplarında ve nötronik analizlerde kullanılır. [28]

Serpent-2 Monte Carlo kodu benzeşimler yaparken kullandığı geometrileri evrenlere ve hücrelere böler. Geometriler burada füzyon reaktörünün her bir parçasını tanımlayacak olan 3 boyutlu modellerdir. Geometrileri benzeşime tanımlamadan önce tüm geometrileri kapsayacak bir yüzey oluşturulması gerekir. DEMO füzyon reaktörü bir toroid şeklinde olduğu için en iyi yüzey tipi yarı çapı 1500 cm olan bir küre tanımlanır. Oluşturulan bu yüzeyin içi “**Evren 1**” olarak tanımlanır. Daha sonra ise oluşturulan yüzeyin dışı ise “**Evren 2**” olarak tanımlanır.

Evrenler tanımlandıktan sonra Paramak sayesinde üretilen geometrilerin Serpent-2’ye yüklenmesi gerekir. Geometriler tanımlanırken önce hangi evrende buldukları ve arka plan evreni tanımlanır. Küresel yüzeyin içi, buldukları evren olacağı için geometrilerin evreni 1 numara olarak tanımlanır.

Bundan sonra Serpent-2 Monte Carlo’ya yüklenen geometrilerin örgüleri (meshleri) tanımlanır. Burada örgülerin boyutları, ayırım miktarları ve seviyeleri belirlenir. Bu kısımdan sonra örgülerin işleme durumu koda girilir. Burada iki durum vardır 1 (hızlı) ve 2 (güvenli). Geometrilerin birbirine yakın olması ve sayıları sebebiyle daha güvenli bir örgü yaklaşımı gereklidir. Bununla birlikte örgülerin iç içe geçmesini önlemek adına düşük bir birleşme mesafesi koda tanımlanır ve böylece örgüler koda tanımlanmış olur.

Bundan sonra Paramak’ta oluşturulan geometriler sırayla koda girilir. Geometriye ait olan model ismi, modeli oluşturan malzemenin ismi, ölçek ve en son konum benzeşime tanımlanır. Malzemenin ismi daha sonra her bir geometriyi oluşturan homojen yapıyı tanımlamak için kullanılır. Konum (0,0,0)’da başlangıç noktası olur ve ölçeklendirme de bir değişiklik olmaması için 1.0’a alınır.

3.2.1 Malzeme Bilgilerinin Atanması

Geometrik modeller Serpent-2 Monte Carlo’ya yüklendikten sonra geometrilere ait malzeme bilgileri tanımlanır. Bunun için önce tanımlanacak malzemelerin cinsleri ve atomik kompozisyonları belirlenir.

Öncelikle malzeme kompozisyonlarına ait isimler belirlenir. Bu malzemelerin yoğunluk değerleri girilir. Pozitif yoğunluk değerleri atomik yoğunluğu negatif yoğunluk değerleri

ise kütle yoğunluğunu belirtir. Burada sadece plazmanın yoğunluğu atomik yoğunluk olarak girilir. Plazmanın yoğunluğunun çok düşük olması nedeniyle neredeyse boşluk olarak var sayılabilir. Daha sonra ise malzemelerin sıcaklıkları eklenir.

Malzemelerin atomik oranları pozitif değer olarak girilir. Pozitif değer olmasının sebebi atomik yoğunluklarının oranını belirtmek içindir. Malzeme oranlarının belirlenmesiyle birlikte geometrik modellere ait malzeme karışımları koda eklenir. Bunlar hacimsel yüzdelerine bağlı olarak yazılır (Çizelge 3.1).

	<i>Kalınlık (mm)</i>	<i>Tungsten</i>	<i>Kurşun-Lityum</i>	<i>Su</i>	<i>Eurofer</i>
Zırh	2	100	0	0	0
İlk Duvar	3	0,27	0	0	99,73
II	7	0,27	0	50,85	48,88
III	15	0,27	0	0,05	99,69
Ü.B.	20	0	89,27	0,05	10,42
II	13,5	0	67,69	8,06	23,98
III	19,5	0	88,85	0,63	10,26
IV	33,5	0	82,88	2,73	14,13
V	41,75	0	86,90	1,40	11,70
VI	13,5	0	82,23	3,04	14,73
VII	33,25	0	85,94	1,74	12,32
VIII	82	0	81,32	1,58	17,10
IX	281	0	81,32	1,58	17,10
Li-Pb Kol.	20	0	4,81	1,58	93,62
II	20,5	0	87,72	1,58	10,71
III	120	0	50,38	1,58	48,05
IV	13,5	0	88,36	1,58	10,07
Arka Plaka	40	0	0	1,58	98,42
H2O Kol.	115	0	0	85,67	14,33
ADY	100	0	0	5,94	94,06

Çizelge 3.1 Reaktör materyal kompozisyonları ^[29]

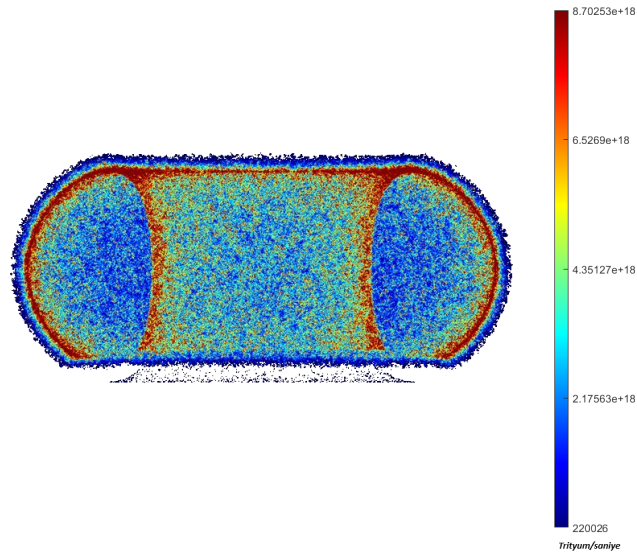
3.2.2 Kritik Kaynak Benzeşimi ve Detektörlerin Kurulumu

Füzyon reaksiyonu bir nötron kaynağı görevi görmektedir. Bunun için plazma geometrik modeli bir nötron kaynağı olarak tanımlanır. Tanımlanan bu nötron kaynağı monoenerjiktir. Ortaya çıkacak olan nötronların enerjisi sadece belirli bir enerji düzeyinde, yani 14.10 MeV olacaktır.

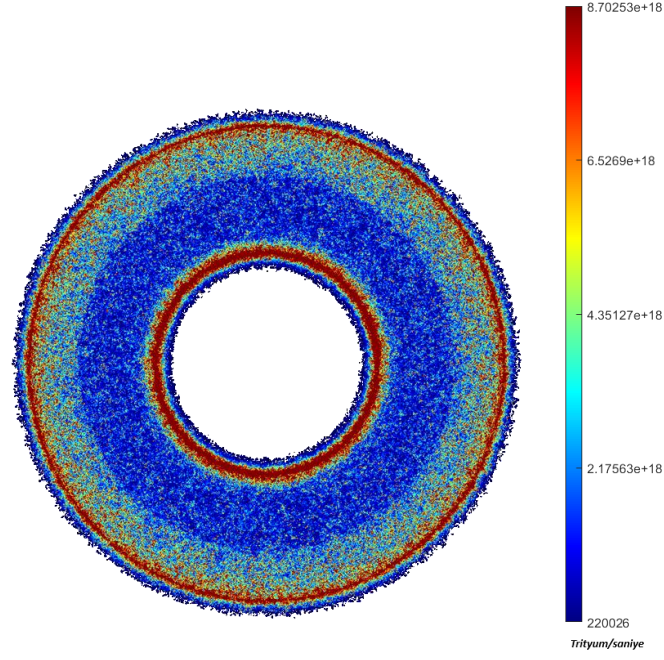
Benzeşime tanımlanacak olan detektörler için Serpent-2 Monte Carlo kodu detektör tanımları kullanılır. Bunlar nötron etkileşimini içeren -55 numaralı detektörlerdir. Bu detektör tanımları nötron etkileşimiyle trityum üreten reaksiyonları belirtmek için kullanılır. Her bir üretim battaniyesi modeli ve tüm reaktörü kapsayan toplam detektör benzeşmeye eklenir.

Benzeşim sonucunda elde edilen model bize %0,4 sapma ile 1.136 değerini vermektedir. Bu ENEA'nın benzeşim değerine en yakındır. ^[29] Benzeşim sonucunda elde edilen trityum üretim yoğunluğunun aksel ve radyal dağılımı Şekil 3.1 ve Şekil 3.2'de gösterilmektedir.

Aynı şekilde benzeşim verileriyle deneysel verilerin uyumunun gözlemlenebilmesi için dt-16 kodlu detektörde sisteme eklenir ve kurşun-nötron ilişkisi gözlemlenir.



Şekil 3.3 Demo füzyon reaktörünün Trityum üretimi yoğunluğu: aksel



Şekil 3.4 Demo füzyon reaktörünün Tritiyum üretimi yoğunluğu: radyal

3.3 Battaniye Tasarımı Önerileri

3.3.1. Su Oranlarının Değiştirilmesi

Benzeşmeden gelen 1.136'lık TÛO oranı ENEA'nın istediği 1.15'lik sınırın altında kalmaktadır [27]. Makine öğrenmesi yardımı ile bu sonucun artırılması ve battaniyenin optimize edilmesi için gerekli olan ölçütlerden birisi de yeni tasarlanacak olan battaniyenin hali hazırda olan battaniye tasarımından çok daha farklı olmamasıdır. Battaniyeyi bir arada tutmakta olan yapısal malzeme olan EUROfer çeliğinin oranları değişmemeli ve soğutucu/yavaşlatıcı görevi gören suyun oranları yüksek ölçüde azaltılmamalıdır.

Bunun için daha önceden belirlenen su ve lityum-kurşun oranları hacim içerisinde değiştirilir. Daha önceden 13 parçaya bölünmüş battaniye parçalarının her biri fazladan 4 parçaya bölünür. Bu parçalar kendisi içerisinde gruplanıp su değerleri grup içinde değiştirilir. Böylece battaniye geometrileri homojen bir yapıdan heterojen bir yapıya dönüştürülerek trityum oranı arttırılmaya çalışılır.

Su oranları değiştirilirken belli bir parametre sınırı konulmalıdır. Bu koyulan sınırla birlikte reaktörün yeni tasarım parametreleri çok uç değerlere gelmeyecektir. Bu sınır yeni tasarımın orijinalinden çok da uzaklaşmaması için ± 0.5 olarak belirlenmiştir. Su

geometri içinde orijinal değerinden en fazla %50'si kadar bir değişime uğrayacaktır. Son olarak da suyun azaldığı ve arttığı yerlerde bu hacmi lityum-kurşun alaşımı dolduracaktır. Bu sayede toplam su hacmi ve lityum-kurşun hacmi korunacaktır.

3.3.2. Parametre Değişeni Suyun Hazırlanması

Makine öğrenmesinin daha istikrarlı sonuçlar verebilmesi için girdi değerlerinin fazla olması gerekir. Bunun için belli sınır ölçüleri ile oluşturulacak bir kod gerekir.

En başta Paramak 0.8.8 ile tasarlanan ve Serpent-2'ye girilen geometri modellerinin hacimleri teker teker hesaplanıp bir tablo halinde çıkarılır (Çizelge 3.2).

<i>Battaniye Numarası</i>	<i>İç Battaniye Hacim (cm³)</i>	<i>Dış Battaniye Hacim (cm³)</i>	<i>Battaniye Numarası</i>	<i>İç Battaniye Hacim (cm³)</i>	<i>Dış Battaniye Hacim (cm³)</i>
1.Battaniye	35,073 E5	1,06053 E6	14.Battaniye	63,18 E5	1,8312439 E6
2.Battaniye	35,964 E5	1,06776 E6	15.Battaniye	166,32 E5	1,0859378 E6
3.Battaniye	22,194 E5	5,08447 E5	16.Battaniye	163,728 E5	1,4852284 E6
4.Battaniye	21,735 E5	5,14112 E5	17.Battaniye	573,831 E5	1,4674682 E6
5.Battaniye	35,370 E5	1,00948 E6	18.Battaniye	577,827 E5	5,1366754 E6
6.Battaniye	35,883 E5	1,03875 E6	19.Battaniye	38,016 E5	5,1691383 E6
7.Battaniye	65,043 E5	1,7092 E6	20.Battaniye	38,259 E5	3,6640656 E4
8.Battaniye	65,394 E5	1,74791 E6	21.Battaniye	35,883 E5	3,6964369 E4
9.Battaniye	79,947 E5	2,26817 E6	22.Battaniye	38,043 E5	6,2906643 E5
10.Battaniye	82,755 E5	2,28999 E6	23.Battaniye	24,5727 E5	6,7082116 E5
11.Battaniye	23,031 E5	6,55628 E5	24.Battaniye	24,7239 E5	2,4837189 E5
12.Battaniye	23,976 E5	6,67395 E5	25.Battaniye	21,897 E5	2,466751 E5
13.Battaniye	63,936 E5	1,06052 E6	26.Battaniye	25,785 E5	3,876088 E5

Çizelge 3.2 Reaktör battaniye hacimleri

Değerler daha sonrası kendilerine karşılık gelen lityum ve su değerleri ile çarpılarak battaniye yatağındaki toplam lityum ve su hacmi bulunur (Çizelge 3.3).

<i>Battaniye Numarası</i>	<i>Su Hacmi (cm³)</i>	<i>PbLi Hacmi (cm³)</i>	<i>Battaniye Numarası</i>	<i>Su Hacmi (cm³)</i>	<i>PbLi Hacmi (cm³)</i>
1.Battaniye	5.94 E3	31,310 E5	14.Battaniye	2.19866 E5	54,297 E5
2.Battaniye	5.9805 E3	32,105 E5	15.Battaniye	2.88571 E5	13,525 E6
3.Battaniye	6.054188 E5	15,023 E5	16.Battaniye	2.85121 E5	13,314 E6
4.Battaniye	6.121651 E5	14,712 E5	17.Battaniye	9.98026 E5	46,664 E6
5.Battaniye	7.157808 E4	31,426 E5	18.Battaniye	1.00432 E6	46,989 E6
6.Battaniye	7.36533 E4	31,882 E5	19.Battaniye	1.20359 E5	18,286 E4
7.Battaniye	5.62997 E5	53,908 E5	20.Battaniye	1.21421 E5	18,403 E4
8.Battaniye	5.757488 E5	54,199 E5	21.Battaniye	1.13306 E5	31,477 E5
9.Battaniye	3.654126 E5	69,474 E5	22.Battaniye	1.20827 E5	33,371 E5
10.Battaniye	3.68928 E5	71,914 E5	23.Battaniye	7.7894 E4	12,380 E6
11.Battaniye	2.423822 E5	18,938 E5	24.Battaniye	7.73614 E5	12,456 E6
12.Battaniye	2.467325 E5	19,715 E5	25.Battaniye	6.93099 E4	19,458 E5
13.Battaniye	3.707662 E5	54,947 E5	26.Battaniye	8.15833 E4	22,913 E5

Çizelge 3.3 Reaktör materyal hacimleri

Her bir battanide bulunan su ve PbLi değerleri kod içerisinde kaydedilir. Daha sonra daha önceden 4 parçaya bölünmüş her bir katman içerisinde bu su değerleri değiştirilir. Su değeri değiştirilirken sudan alınan hacim ile yeni ekleneceği yerdeki PbLi değerleri yer değiştirir. Böylece battaniye katmanları içindeki su ve PbLi değerleri değişmez, sadece daha önce homojen olan sistem heterojenleşir.

Su ve PbLi deęerleri 4 defa rastgele olacak şekilde deęiřir. Bylelikle yeni ıkacak girdilerdeki benzerlik daha dřk bir hal alır. Bundan sonra her bir katmandaki su ve PbLi deęerleri katmanın hacmine blnr ve en sonunda yeni deęer yzdeleri koda yazılır.

Daha sonra bu yzdelik deęerler Serpent-2'de kendilerine ait veri girdilerinin olacaęı yere hacimsel olarak yazdırılır.

Oluřturulan 1000 adet yeni girdi dosyası daha sonra FORMULA yardımıyla Serpent-2'de gnlerce kořularak yeni ıktı deęerleri elde edilir.

Ayrıca daha sonra geliřtirilen derin ęrenme modelinin incelemesi iin yaklařık olarak 100 bin tane daha girdi dosyası retilir.

3.4 Makine ęrenmesi

Makine ęrenmesi Serpent-2'den elde ettięi verileri iřleyecek bir yapay zekâ kodudur. M (Makine ęrenmesi) alıřma prensibi daha nceden hazırlanmıř veriler zerinden yeni bir veri geldięinde tahmin yrtmesine dayanır. ^[30]

M bunu yaparken elde edilen verileri bir matris zerine yazar. Bu matrisin bir girdisi ve bir ıktısı vardır. Girdi 104 farklı battaniyeye ait olan PbLi ve Su oranları verisidir. Bylece 1x104'lk bir matris oluřur. ıktı ise parametrelere ait TO'dur. Burada makine ęrenmesi matrisi belli arpanlardan geirmekle birlikte doęrusal veya doęrusal olmayan bir denklem elde etmeye alıřır.

Makine ęrenmesinin dzgn bir şekilde ęrenebilmesi verilerin fazlalıęına ve dzgnlęne dayalıdır. Bu durum Serpent-2 ile ilgili olan ilk sorunun ortaya ıkmasına sebebiyet verir. İlki Serpent-2 olasılıksal bir kod olmasından kaynaklanır. Yani TO'lar aynı veriler iin tekrar alıřtırıldıęında tam olarak aynı sonu elde edilemez. Bu durum verilerin istikrarlılıęında gzle grlebilir bir sapmaya sebebiyet verir. Bu sapmanın nne geilebilmesi iin sistemdeki ntron yoęunluęu arttırılabilir. Sistemdeki ntron yoęunluęunun artması ise iřlem ykn arttırıp veri alım hızını dřrr. Bu durumun stesinden gelebilmek iin daha az ntronla alıřtırılan veriler belli bir miktarda tekrardan Serpent-2'de alıřtırılmasıyla elde edilen sonulardan Normal Daęılım ortalaması alınıp kullanılır. Bylece alıřma sresi azaltılıp daha tutarlı sonular elde edilebilir.

M kodu 3 parada incelenebilir:

3.4.1 Verileri İşleme ve Normalizasyon

Serpent-2'ye girilen verilerin normalize edilmesinden önce hacim değerlerine dönüştürülmesi gerekmektedir. Bunun için yüzdesel değerler sahip oldukları katmanın toplam hacmi ile çarpılır. Makine öğrenmesine öğretilecek olan veriler bu hacim değerleridir (Çizelge 3.2).

EUROfer yapı malzemesi herhangi bir değişikliğe maruz kalmayacağından her katmanın üzerinde sadece su ve PbLi değerleri değişken olarak kabul edilir.

Verilerin normalizasyonu için Z-skor normalizasyonu kullanılır. Bu yöntem veri setindeki her bir özelliğin ortalamadan çıkarılması ve standart sapmaya bölünmesiyle standartlaştırılmasıdır. Bu sayede farklı özelliklerin arasındaki ölçeklendirme farkı daha da belirginleşir. Z-skor normalizasyonu özellikle hacim değerlerinin birbirine yakın olduğu durumların saptanabilmesi için gerekli bir yöntem olmaktadır. Bu yöntemle, veri setindeki her bir özellik, ortalama değeri sıfır ve standart sapması bir olacak şekilde dönüştürülür.

$$Z = \frac{x - \mu}{\sigma} \quad (3.1)$$

x özelliğin değeri

μ veri setindeki özelliklerin ortalaması

σ özelliğin standart sapması

Z standartlaştırılmış değer

Bu işlemden sonra normalize edilmiş değerler ile modeli tasarlama ve eğitme aşamasına geçilir. Bunun için öncelikle veri setinin belli bir kısmı öğrenmeye, diğer kısmı ise test etmeye ayrılır.

3.4.2 Sinir Ağı Modelin Geliştirilmesi

Sinir ağı modeli, birbirine bağlanmış sinir ağları ile oluşturulan bir derin öğrenme modelidir. Bu model karmaşık veri yapılarını modelleyip veriler arasındaki ilişkiyi kurmak için kullanılır. Bu sinir ağları katmanlar halinde birbirine düzenlenir. Bunlar; giriş katmanı, gizli katman(lar) ve çıkış katmanı olarak üçe ayrılırlar.

İlk katman normalize edilmiş PbLi ve su değerlerini, modele giriş verisi olarak alır. Giriş katmanının boyutu, giriş verilerinin boyutuna bağlıdır.

Gizli katmanlar, giriş katmanından gelen verilerin işlendiği katmandır. Bu katmanlar birbirine bağlı sınırları içerir. Her sınır gelen veriler üzerinden matris işlemleri yaparak veriler arasında bir bağ kurar. Daha sonra sınırlar bunu bir aktivasyon fonksiyonundan geçirirler. Bu katmandaki sınır sayısı, modelin karmaşıklığına bağlıdır. Bu yüzden modele uygun sınır katman sayısı belirlenmelidir.

Çıkış katmanı son katmandır. Bu katman modelin tahminlerini veya çıktılarının üretildiği kısımdır. Çıkış katmanı boyutu modelin yapısına ve görevine bağlıdır.

Modelin öğrenmesini etkileyen 3 farklı faktör vardır, bunlar öğrenme hızı, kayıp fonksiyonu ve kullanılan optimizasyon algoritması. Faktörler ayrı ayrı incelendikten sonra model optimize edilmeye çalışılır.

3.4.3 Eğitim ve Değerlendirme

Eğitim aşamasında geliştirilmiş olan modelin parametrelerinin öğrenilmesi sağlanır. Bu adımda eğitim için ayrılmış olan veri kümesi kullanılır. Eğitim süresince iterasyonlar kullanılarak veri kaybının en az olacak şekilde model eğitime çalışılır, bu esnada her bir iterasyonda veriler güncellenir.

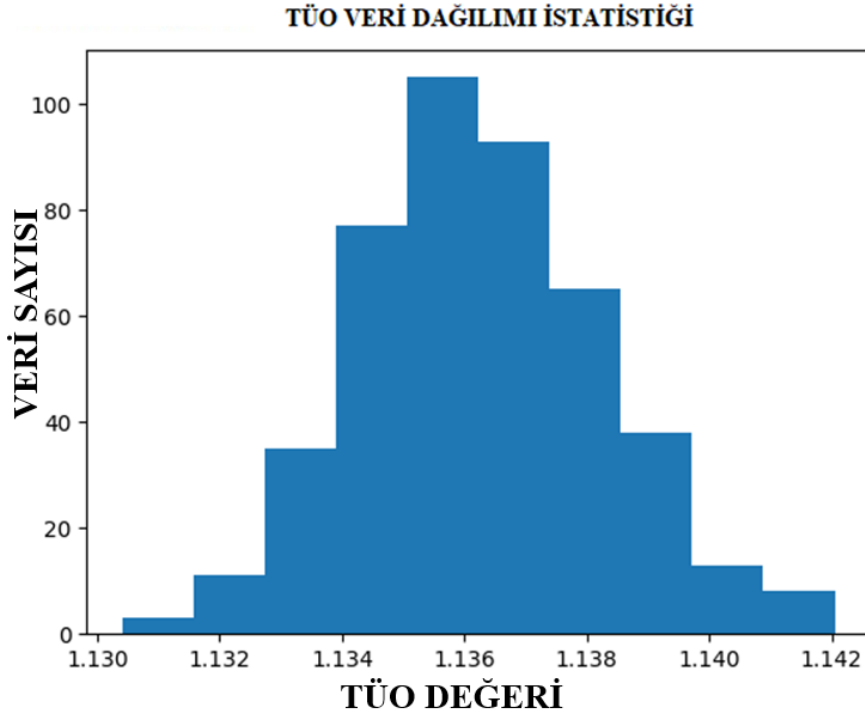
Test aşamasında ise geliştirilmiş olan modelin gerçek dünya verileri ile olan performansı değerlendirilir. Bu adımda ayrı bir test kümesi kullanılır. Modelin performansı, genellikle doğruluk, hassasiyet, geri çağırma gibi ölçümlerle değerlendirilir.

4. SONUÇLAR

CAD programı ile oluşturulan füzyon reaktörü modeli her bir katmanı 4 parçaya olacak şekilde bölündü. Bu parçalar teker teker işlenilmek üzere en başta Serpent-2'ye aktarıldı ve gelen sonuçlar işlenilmek üzere yeni bir Python modeli yazıldı.

Yeni yazılan model daha önceden belirlenmiş şartlar içerisinde homojen olan katman yapılarını heterojenleştirdi. Heterojenleştirilen veriler daha sonrasında tekrar işlenilerek derin öğrenme modeli için veri haline getirildi.

Daha sonra işlenen bu veriler kaydedildi. Verilerin 1.136 civarında kümelenen bir normal dağılım dağılıma sahip olduğu Şekil 4.1'de görülmektedir.



Şekil 4.1 Veri seti TÜO dağılımı

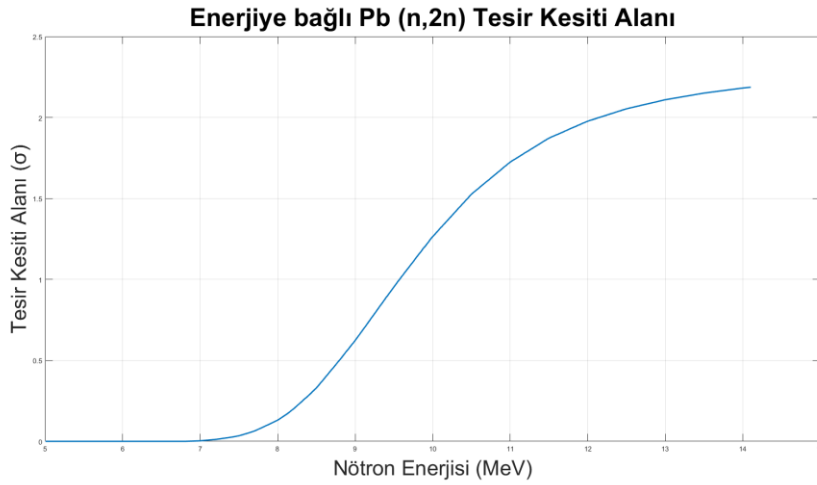
Aynı zamanda model eğitilirken hangi parametrelerin TÜO'nunu ne kadar etkilediği üzerine bir araştırma daha yapılmıştır. Böylece gelecek araştırmalar ve model eğitimlerinde hangi parametrelere daha çok odaklanılması gerekeceği ile ilgili veri elde edilmiştir. Bu verileri bulabilmek için kullanılacak olan metot korelasyon matrisidir.

4.1 Kurşun-Nötron Tepkimesi

Nötronun kurşunla olan tepkimesi DEMO füzyon reaktörlerinde önemli bir rol oynadığı için, benzeşimde bu veriler de incelenmiştir. Kısım 2.5.3'te bahsedilen nötron üretici tesir kesiti alanlarının Serpent-2 üzerinden çıkartılıp benzeşim verileri ile deneysel veriler kıyaslanmalıdır.

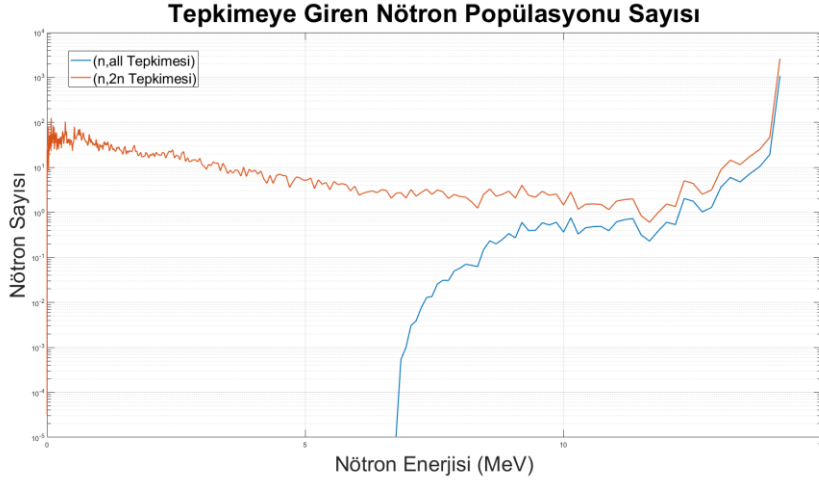
Bunun için kısım 3.2.2'de bahsedilen detektörlerle birlikte reaktördeki nötron akısı hesaplanır. Böylelikle benzeşim verileri elde edilir.

Şekil 4.2'de görüldüğü üzere daha önce 3.2.2'de bahsedilen deneysel verilere yakın bir tesir kesiti alanı grafiği elde edilmiştir.



Şekil 4.2 Benzeşimden elde edilen Pb(n,2n) tesir kesiti alanı grafiği

Aynı şekilde tepkimeye giren nötronların ne kadarının (n,2n) tepkimesine girdiği de önemli bir konudur. Tesir kesiti grafiğinden de gözükeceği üzere 8.5 MeV'den düşük nötronların kurşunla tepkimeye girip (n,2n) tepkimesine girmesi çok zordur. Bu durum Şekil 4.3'de gösterilmiştir:



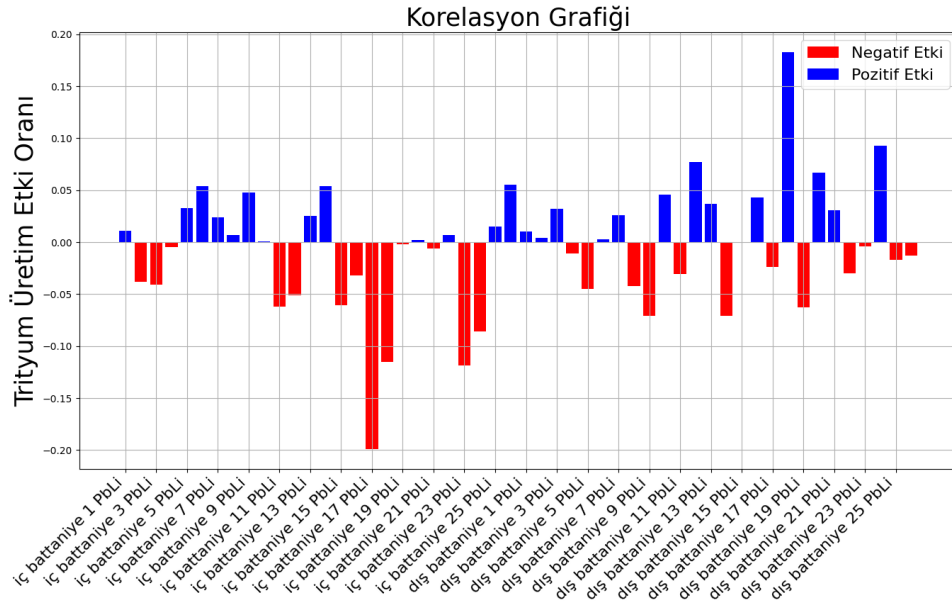
Şekil 4.3 Nötron enerjisine bağlı tepkimeye giren nötron popülasyonu grafiği

Grafikte görülebileceği üzere 14.1 MeV'de gelen nötronların %41.39'u (n,2n) tepkimesi verirken bir sonraki letarji grubu olan 14 MeV'de bu oran %0.74'e kadar gerilemiştir. Bu da nötron üretici seçerken daha geniş enerji grubundaki nötronlarla tepkimeye girebilen izotopların daha verimli olabileceğini ortaya koymaktadır.

4.2 Korelasyon Matrisi

Korelasyon matrisi, veri setindeki hangi değişkenlerin TÜO'nunı hangi yönde etkileyeceğini anlamak için kullanılan matristir. Her bir değişken -1.0 ile 1.0 arasında sınıflandırılır. -1.0 negatif korelasyonu, 1.0 pozitif korelasyonu gösterirken değer 0 'a yaklaştıkça korelasyon olmadığını göstermektedir.

Korelasyon matrisinden de görülebileceği üzere (Şekil 4.4-4.5) en yüksek TÜO 17 ve 18. Katmanlardır. Bunun sebebi bu katmanların komşu katmanlara kıyasla daha kalın olmasıdır.



Şekil 4.4 Tritiyum Üretim Oranına bağlı korelasyon grafiğinin çubuk grafiği hali

18. Dış battaniye en yüksek pozitif korelasyona sahip. Aynı şekilde 18. Dış katmana bağlı olan 18. İç katman ve 17. Katmanın tamamı negatif korelasyona sahip. Buna göre 18. Dış katmandaki PbLi oranının artırılması sistem için pozitif bir etkiye sahip olur.

4.3 Regresyon Modelleri

4.3.1 Regresyon Modeli 1

Bu regresyon modelinde 7 katmanlı bir derin öğrenme modeli oluşturuldu. Modelin kullanacağı veriler için 5000 nötron popülasyonu ve 20 döngülü bir Serpent-2 girdi dosyası hazırlandı.

Bölüm 3.3.2’de bahsedildiği üzere her bir katmandaki lityum ve su değerleri, belli limitler içerisinde rastgele olacak şekilde yeniden düzenlendi. Bu yeniden düzenleme işlemi esnasında 2000 adet girdi dosyası üretildi.

2000 farklı veri setinin işlenmesi sonucunda elde edilen kayıp değeri 0.004’e kadar düşmüştür. Bu kayıp değerleri 1.136 civarında olan TÜO değerleri için yeterli gelmemektedir. Bunun en bariz sebeplerinden bir tanesi de Serpent-2’nin olasılıksal bir şekilde TÜO veriyor olmasıdır.

Daha kesin TÜO sonuçları verebilmesi için veri setinin tekrar düzenlenmesi gerekmektedir.

4.3.2 Regresyon Modeli 2

İkinci hazırlanan regresyon modelinde veriler daha stabil hale getirildi. Öncelikle Serpent-2 girdilerindeki nötron popülasyonu 25000 çıkarıldı ve her bir girdi dosyası 10 defa çalıştırılarak TÜO oranları kaydedildi. Bu oranlar normal bir dağılım sergileyecekleri için normal dağılıma ait bir ortalama alındı.

Yeni hazırlanan veriler bu sefer daha basit bir doğrusal regresyon modeli üzerinden test edildi. Test esnasında kayıp değeri 0.002'ye kadar düşürülebildi.

4.3.3 Regresyon Modeli 3

Regresyon Model 2'de yaşanan sıkıntılar sebebiyle model tekrar oluşturuldu. Yeni veri setleri sisteme eklendikçe düşmesi beklenen kayıp oranları kademeli olarak arttı. Böylece Füzyon reaktörlerine ait TÜO'nun doğrusal olmadığı saptanmış oldu.

600 farklı veri seti ile yeniden hazırlanan model 2 katmanlı bir doğrusal olmayan regresyon modelidir. Bu modelde veri sayısının artmasıyla birlikte hata payının 0.0014 civarına indiği gözlemlenmiştir.

Model 1.136 civarı TÜO veren girdiler için iyi çalışırken uç değerler (1.129 ve 1.14 civarı) kayıp giderek artmaktadır. Bunun sebebi veri setinin normal dağılım şeklinde dağılması ve TÜO değerlerinin daha çok 1.136 civarında toplanmasından kaynaklanmaktadır.

4.3.4 Regresyon Modeli 4

Regresyon modelinin, uç değerleri daha iyi öğrenebilmesi için veri setindeki datalarda bir ayrışma yapılmalıdır. Sınır ağları birbiri arasında çalışırken TÜO'nunun değerleri arasındaki farkı iyi anlayamamaktadır. Bunun sebebi TÜO'lardaki bariz farklar 0'dan sonraki 3. hanede bir fark göstermektedir.

Veriler arasındaki farkın arttırılabilmesi için veriler, fark yaratacakları belli olacak işlemlerden geçmelidirler. Bunun için aşağıdaki işlem uygulanır:

$$Yeni\ Veri = \ln(Veri - 1.13) \quad (4.1)$$

Böylece veriler arasında logaritmik bir fark ortaya çıkar. Bu logaritmik farktan sonra veriler daha düzgün bir dağılım sergilemektedir. Bu dağılımdan sonra kayıp değeri 0.002 değerine geri çıksa bile 1.14 civarındaki değerlerde daha düzgün bir yaklaşım görülmektedir.

4.4 Regresyon Modeli Sonuçları ve Serpent-2 ile Kıyaslanması

4. Regresyon modeli yeterli bir düzeyde öğrenme oranına sahiptir. Böylelikle Regresyon modeli üzerinden 2. Kısma geçilebilir. Şu ana kadar Serpent-2 üzerinden çalıştırılan bütün girdi dosyaları yaklaşık olarak 250 dakika çalışmaktadır.

Daha önceden kısım 3.3.1’de bahsedilen 100 bin adet farklı girdi dosyası artık saniyeler içerisinde bir cevap üretebilecek durumdadır. Buna göre %50’lik su değişiminin olduğu veri setinde bulunan reaktör **1.140**’lık bir TÜO’nı vermiştir. Serpent-2 ile kıyaslandığında da bu oran **1.1395** gelmiştir.

4.5 Rastgele Arama ile Bulunan Sonuçlar

Regresyon modelleri eğitimi esnasında suyun değişim değeri %100’e kadar çıkartılmıştır. Bunun sebebi daha geniş bir veri aralığını test etmek içindir. Buna göre veri setleri eğitimi esnasında **1.142 TÜO’ya** sahip füzyon reaktörü battaniyesi tamamen bir rastgelelik ile bulunmuştur. Bu battaniye modeli 4.3’te bahsedilen modelden daha ideal gözükmektedir.

4.6 Sonuç Parametreleri

4.6.1 Derin Öğrenme

<i>Battaniye</i>	<i>Su</i>	<i>Lityum</i>	<i>Battaniye</i>	<i>Su</i>	<i>Lityum</i>
İ.B.1	0.000713	0.893247	D.B.1	0.000317	0.892883
İ.B.2	0.000355	0.893200	D.B.2	0.000656	0.892544
İ.B.3	0.065292	0.692208	D.B.3	0.100317	0.657183
İ.B.4	0.083228	0.674272	D.B.4	0.066568	0.690932
İ.B.5	0.005498	0.889302	D.B.5	0.005007	0.889793
İ.B.6	0.009441	0.885359	D.B.6	0.006508	0.888292
İ.B.7	0.026211	0.829889	D.B.7	0.031160	0.824940
İ.B.8	0.035457	0.820643	D.B.8	0.020375	0.835725
İ.B.9	0.014992	0.868008	D.B.9	0.019194	0.863806
İ.B.10	0.008228	0.874772	D.B.10	0.011001	0.871999
İ.B.11	0.044919	0.807781	D.B.11	0.021236	0.831464
İ.B.12	0.022875	0.829825	D.B.12	0.036794	0.815906
İ.B.13	0.018946	0.857854	D.B.13	0.015494	0.861306
İ.B.14	0.011408	0.865392	D.B.14	0.021353	0.855447
İ.B.15	0.01351	0.815490	D.B.15	0.017253	0.811747
İ.B.16	0.01478	0.814220	D.B.16	0.015850	0.813150
İ.B.17	0.015287	0.813713	D.B.17	0.017554	0.811446
İ.B.18	0.010964	0.818036	D.B.18	0.016389	0.812611
İ.B.19	0.013616	0.050284	D.B.19	0.020053	0.043847
İ.B.20	0.011950	0.051950	D.B.20	0.013918	0.049982
İ.B.21	0.017017	0.875983	D.B.21	0.012109	0.880891
İ.B.22	0.019170	0.873830	D.B.22	0.017790	0.875210
İ.B.23	0.021596	0.498004	D.B.23	0.018590	0.501010
İ.B.24	0.009139	0.510461	D.B.24	0.013442	0.506158
İ.B.25	0.015385	0.884015	D.B.25	0.018624	0.880776
İ.B.26	0.015123	0.884277	D.B.26	0.013295	0.886105

Çizelge 4.1 Derin Öğrenme sonucu elde edilen reaktör materyal parametreleri

4.6.2. Rastgele Arama

<i>Battaniye</i>	<i>Su</i>	<i>Lityum</i>	<i>Battaniye</i>	<i>Su</i>	<i>Lityum</i>
İ.B.1	0.002600	0.893200	D.B.1	0.000894	0.892306
İ.B.2	0.002600	0.893200	D.B.2	0.000530	0.892670
İ.B.3	0.010219	0.747281	D.B.3	0.134065	0.623435
İ.B.4	0.002700	0.757500	D.B.4	0.089536	0.667964
İ.B.5	0.002600	0.894800	D.B.5	0.006517	0.888283
İ.B.6	0.002600	0.894800	D.B.6	0.011630	0.883170
İ.B.7	0.002602	0.856098	D.B.7	0.028913	0.827187
İ.B.8	0.008198	0.847902	D.B.8	0.046523	0.809577
İ.B.9	0.025288	0.857712	D.B.9	0.000000	0.883000
İ.B.10	0.007090	0.875910	D.B.10	0.026194	0.856806
İ.B.11	0.002596	0.850104	D.B.11	0.000000	0.852700
İ.B.12	0.058314	0.794386	D.B.12	0.060036	0.792664
İ.B.13	0.000000	0.876800	D.B.13	0.018182	0.858618
İ.B.14	0.000003	0.876797	D.B.14	0.032082	0.844718
İ.B.15	0.025639	0.803361	D.B.15	0.030820	0.798180
İ.B.16	0.007911	0.821089	D.B.16	0.000000	0.829000
İ.B.17	0.029786	0.799214	D.B.17	0.000000	0.829000
İ.B.18	0.001247	0.827753	D.B.18	0.031242	0.797758
İ.B.19	0.000000	0.063900	D.B.19	0.026357	0.037543
İ.B.20	0.000042	0.063858	D.B.20	0.017516	0.046384
İ.B.21	0.000007	0.892993	D.B.21	0.020479	0.872521
İ.B.22	0.000000	0.893000	D.B.22	0.023300	0.869700
İ.B.23	0.000003	0.519597	D.B.23	0.022182	0.497418
İ.B.24	0.000000	0.519600	D.B.24	0.022309	0.497291
İ.B.25	0.000000	0.899400	D.B.25	0.022094	0.877306
İ.B.26	0.000000	0.899400	D.B.26	0.020811	0.878589

Çizelge 4.2 Rastgele Arama sonucu elde edilen reaktör materyal parametreleri

5. YORUM

Regresyon modelinin alıřtırılmasıyla birlikte maksimum TO deęerinin istikrarlı bir Őekilde 1.15'e varamadıęı gzkmřtr. Bunun sebepleri arasında ntron reteci olan kurřunun ntron ile etkileřimi rnek gsterilebilir. Blm 2.5.3'te de bahsedildięi zere kurřun, plazmadan ıkan ntronlarla (14.1 MeV'lik) etkileřime girmek iin ok ideal bir malzeme gibi gzkebilir. Ama berilyuma kıyasla kurřun yksek enerjili ntronlarla olan etkileřiminden (n,2n) tepkimesi gsterme imknı daha fazla olmasına raęmen ntronlar soęutucu suyu ile etkileřime girince yavařlamaktadır. Bu yavařlama sonucunda 7 MeV'lik bir yavařlamaya dřtkten sonra ntronlar artık (n,2n) tepkimesini yapmayacak ve en sonunda sadece lityum ile etkileřim ierisine girebileceklerdir.

Regresyon modellerinin daha iyi geliřtirilmesi, 1.15 bandına yakın TO'ların bulunabilmesini saęlayabilir. Bunun iin ilerleyen arařtırmalarda daha yoęun veri setleri gerekmektedir. Sebebi 1.142'ye yakın u deęerlerin nemsenemeyecek kadar az olmasıdır. U TO deęerleri ve bu deęerlere yakın malzeme zellikleri elde edilmeden 1.15'in stnde malzeme zellięi elde etmek mantıksız olacaktır.

Bununla birlikte tezde grldęi zere daha yksek TO'lara sahip bir SSKL fzyon battaniesi tasarlamak mmkndr.

İlerleyen arařtırmalarda reaktrn daha da heterojen bir tasarıma sahip olabilmesi iin her bir katmanın daha fazla segmente blnmesi daha iyi sonular doęurabilir. Bu durum Serpent-2'de veri retimi iřlemine uzatacak ve belirsizlięin azalması iin daha fazla ntron kullanılması gerekecektir. Ayrıca regresyon modellerinin daha iyi ğrenebilmesi iin daha fazla veri seti retilmesi gerekmektedir.

Daha karmařık reaktr modelini tasarımı, artan ntron poplasyonu ve elde edilmesi gereken daha fazla veri seti daha da uzun srecek proje srelerine ve yksek miktarda iřlem ykne sebep olacaktır.

Bunun haricinde korelasyon matrisi nerelerdeki battanielere odaklanması gerektięini gstermektedir. Buna gre eęer SSKL tasarımında deęiřiklikler yapılacaksa bu blgelere daha da nem verilmesi gereklidir. Ayrıca, korelasyon matrisinde yksek TO etki deęeri gren katmanların byk hacimlere sahip olduęu grlmřtr. Kurřun-Lityum kanallarının hacmi bydkce mantıksal olarak TO oranına etkileri de artacak ve her Őekilde dıř katmanlar, i katmanlara kıyasla daha fazla korelasyon oranına sahip olacak.

Aynı şekilde 4. Sonular kısmında greceđimiz zere i battanilerdeki yzdesel artıř ile TO artmıřtır. Bu durumda her ne kadar hacimsel anlamda dıř battaniler daha fazla TO'yu etkileseler de i battanilerdeki yzdesel artıřlarla birlikte daha iyi TO'lar elde edilmiřtir.

6. KAYNAKLAR

- [1] J. R. Lamarsh, A. J. Baratta ve H. Prentice, "Introduction to Nuclear Engineering Third Edition," 2001. ISBN: 0-201-82498-1.
- [2] L. R. Grisham, "Future Energy Improved Sustainable and Clean Options for our Planet Malestrom," Elsevier Science, Eylül 24, 2008. ISBN-10: 0080548083.
- [3] K. Brodén, R. Edwards, M. Lindberg, P. Rocco ve M. Zucchetti, "Waste from fusion reactor: A comparison with other energy producing systems," Fusion Engineering and Design, Eylül 1998. ISSN 0920-3796.
- [4] M. R. Pascual, "Fusion cross-sections for deuterium cycle fusion reactors (D-cycle): an analysis of geometric, Gamow-Sommerfeld and astrophysical S-factors," 5 Kasım 2020, <https://doi.org/10.31219/osf.io/aur4e>.
- [5] S. M. Motevalli ve F. Fadaei, "A comparison between the burn condition of deuterium-tritium and deuterium-helium-3 reaction and stability limits," Zeitschrift fur Naturforschung - Section A Journal of Physical Sciences, cilt 70, no. 2, ss. 79–84, 2015, doi: 10.1515/zna-2014-0134.
- [6] L. L. Lucas ve M. P. Unterweger, "Comprehensive Review and Critical Evaluation of the Half-Life of Tritium," Journal of Research of the National Institute of Standards and Technology, cilt 105, no. 4, Temmuz 27, 2000, doi: 10.6028/jres.105.043.
- [7] M. Rubel, "Fusion Neutrons: Tritium Breeding and Impact on Wall Materials and Components of Diagnostic Systems," Journal of Fusion Energy, cilt 38, no. 3–4, ss. 315–329, Ağustos 2019, doi: 10.1007/s10894-018-0182-1.
- [8] P. Arena, A. Del Nevo, F. Moro, S. Noce, R. Mozzillo, V. Imbriani, F. Giannetti, F. Edemetti, A. Froio, L. Savoldi, S. Siriano, A. Tassone, F. Roca Urganeri, P. Di Maio, I. Catanzaro ve G. Bongiovì, "The demo water-cooled lead–lithium breeding blanket: Design status at the end of the pre-conceptual design phase," Applied Sciences (Switzerland), cilt 11, no. 24, Aralık 2021, doi: 10.3390/app112411592.
- [9] R. Forte, P. Chiovaro, P. A. Di Maio ve N. Ghoniem, "Multiphysics Optimization for First Wall Design Enhancement in Water-Cooled Breeding Blankets," Nuclear Materials and Energy, cilt 29, Kasım 2021, doi: 10.1016/j.nme.2021.101058.

- [10] Y. Lu, M. Ye, G. Zhou, F.A. Hernández, J. Leppänen, Y. Hu, "Exploratory tritium breeding performance study on a water cooled lead ceramic breeder blanket for EU DEMO using Serpent-2," *Nuclear Materials and Energy*, cilt 28, Eylül 2021, doi: 10.1016/j.nme.2021.101050.
- [11] F.R. Ugorri, C.A. Moreno, E. Carella, D. Rapisarda, I. Fernández-Bergeruelo, A. Palermo, A. Ibarra, "Tritium transport modeling at system level for the EUROfusion dual coolant lithium-lead breeding blanket," *Nuclear Fusion*, cilt 57, 2017, doi: 10.1088/1741-4326/aa7f9d.
- [12] S. Gupta, S. Garg, F. Ahmed, "Enhancing tritium breeding characteristics of a fusion reactor blanket," *Annals of Nuclear Energy*, cilt 25, sayı 6, 1998, ss. 359-375, doi: 10.1016/S0306-4549(97)00069-8.
- [13] A. Del Nevo, P. Arena, G. Caruso, P. Chiovaro, P.A. Di Maio, M. Eboli, F. Edemetti, N. Forgiione, R. Forte, A. Froio, F. Giannetti, G. Di Gironimo, K. Jiang, S. Liu, F. Moro, R. Mozzillo, L. Savoldi, A. Tarallo, M. Tarantino, A. Tassone, M. Utili, R. Villari, R. Zanino, E. Martelli, "Recent progress in developing a feasible and integrated conceptual design of the WCLL BB in EUROfusion project," *Fusion Engineering and Design*, cilt 146, parça B, 2019, ss. 1805-1809, ISSN 0920-3796.
- [14] R. L. Murray, "Nuclear energy: an introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes", Butterworth-Heinemann/Elsevier, 2009. ISBN-10:9780128128817.
- [15] J. P. Freidberg, "Plasma Physics and Fusion Energy," Cambridge University Press, 2007. ISBN: 9780511755705.
- [16] S. Glasstone ve R. Lovberg, *Controlled Thermonuclear Reactions*, New York: Robert E. Krieger Publishing, 1975. ISBN-10: 0882753266.
- [17] M. Rubel, "Fusion Neutrons: Tritium Breeding and Impact on Wall Materials and Components of Diagnostic Systems," *Journal of Fusion Energy*, cilt 38, no. 3–4, ss. 315–329, Ağustos 2019, doi: 10.1007/s10894-018-0182-1.

- [18] M. Kovari, M. Coleman, I. Cristescu ve R. Smith, "Tritium resources available for fusion reactors in the long term," 2017, IOP (Institute of Physics), Nucl. Fusion, cilt 58, sayı 026010.
- [19] Y. Koga, H. Matsuura, K. Katayama, T. Otsuka, M. Goto, S. Hamamoto, E. Ishitsuka, S. Nakagawa, K. Tobita, Y. Someya ve Y. Sakamoto, "Loading method of Li rods for tritium production using High-Temperature Gas-Cooled reactor for fusion reactors," Nuclear Engineering and Design, cilt 415, Aralık 2023, 112665, ISSN 0029-5493, doi: 10.1016/j.nucengdes.2023.112665.
- [20] P. V. Vladimirov, V. P. Chakin, M. Dürrschnabel, R. Gaisin, A. Goraieb, F. Alberto H. Gonzalez, M. Klimenkov, M. Rieth, R. Rolli, N. Zimmer, S. Udartsev, M. Kolmakov, A. Vechkutov ve E. Frants, "Development and characterization of advanced neutron multiplier materials," Journal of Nuclear Materials, cilt 543, Ocak 2021, 152593, ISSN 0022-3115, doi: 10.1016/j.jnucmat.2020.152593.
- [21] C. Bachmann, S. Ciattaglia, F. Cismondi, T. Eade, G. Federici, U. Fischer, T. Franke, C. Gliss, F. Hernandez, J. Keep, M. Loughlin, F. Maviglia, F. Moro, J. Morris, P. Pereslavitsev, N. Taylor, Z. Vizvary ve R. Wenninger, "Overview over DEMO design integration challenges and their impact on component design concepts," Fusion Engineering and Design, cilt 136, Part A, 2018, ISSN 0920-3796, doi: 10.1016/j.fusengdes.2017.12.040.
- [22] A. Valentine, N. Fonnesu, B. Bieńkowska, E. Łaszyńska, D. Flammini, R. Villari, G. Mariano, T. Eade, T. Berry, L. Packer, "Neutronics assessment of EU DEMO alternative divertor configurations", Fusion Engineering and Design, Baskı 169, 2021, ISSN 0920-3796,
<https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2021.112663>.
- [23] T. Tanabe, "Tritium Handling Issues in Fusion Reactor Materials," 2010. Journal of Nuclear Materials, cilt 417, sayılar 1–3, ISSN 0022-3115, doi: 10.1016/j.jnucmat.2010.12.112.
- [24] V. I. Khripunov, B. v. Kuteev ve A. v. Zhirkin, "Enhanced tritium production in fusion-fission hybrids for the external consumption," Fusion Engineering and Design, cilt 146, ss. 1569–1573, Eylül 2019, doi: 10.1016/j.fusengdes.2019.02.130.

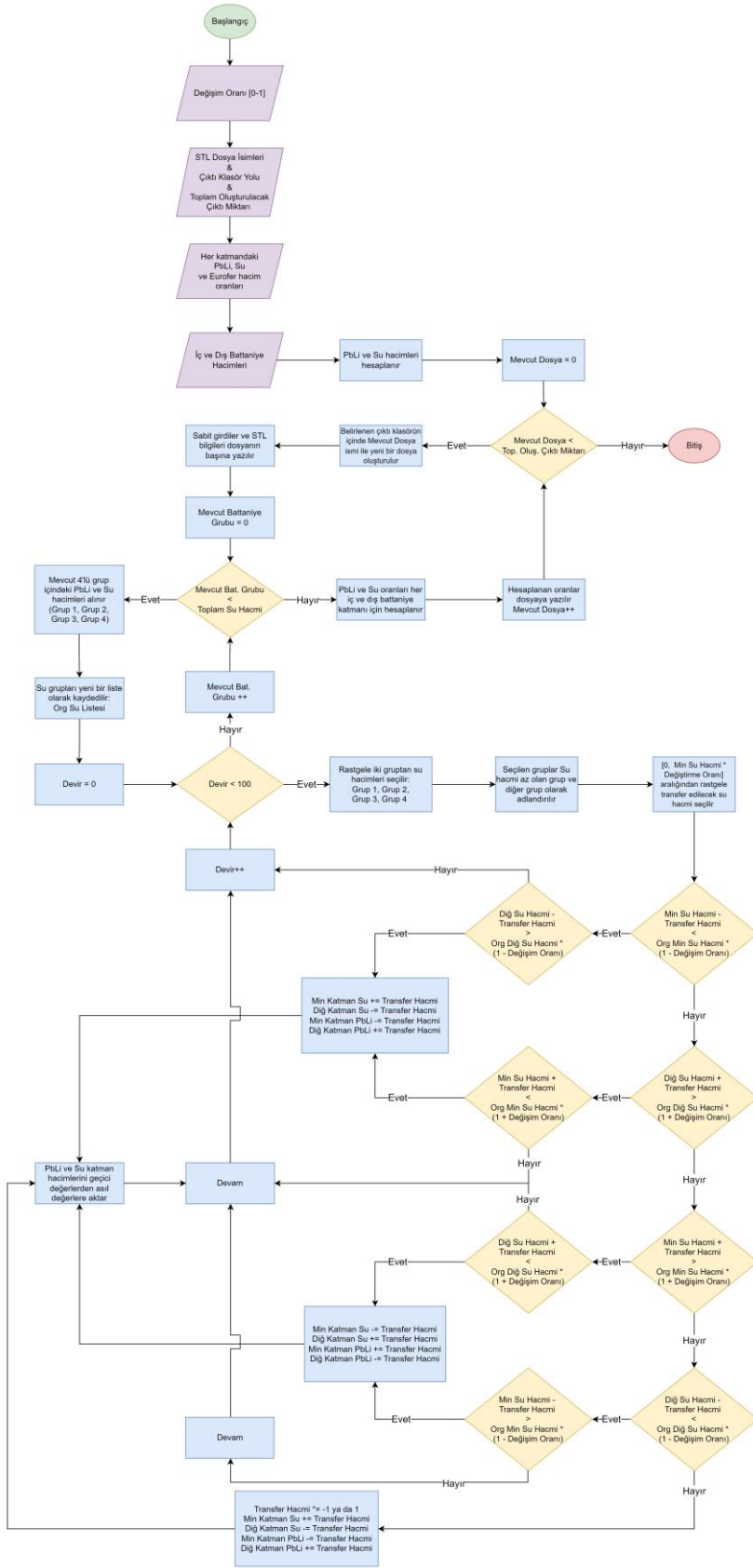
- [25] T. J. Dolan ve L. C. Cadwallader, “Lecture Notes in Energy 19 Magnetic Fusion Technology”, 2013, Baskı, Şubat 19, 2014, ISBN-10: 1447155556.
- [26] C.-Le Liu, J. Zhang, L. Li, Z.-L. Wang, C. Liang, Z.-Bo Zhou, L. Cao, D.-Mao Yao ve X. Gao, "The temperature control mechanism of a breeding blanket module for fusion reactor," *Journal of Fusion Energy*, cilt 33, no. 4, ss. 422–427, 2014, doi: 10.1007/s10894-014-9691-8.
- [27] Shimwell J., Billingsley J., Delaporte-Mathurin R., Morbeley D., Bluteau M., Shriwise P., Davis A. “The Paramak: automated parametric geometry construction for fusion reactor designs”, 2021 F1000 Research, 18 Ocak 2021, doi: <https://doi.org/10.12688/f1000research.28224.1>
- [28] A. Valentine, N. Fonnesu, B. Bieńkowska, E. Łaszyńska, D. Flammini, R. Villari, G. Mariano, T. Eade, T. Berry, L. Packer, “Neutronics assessment of EU DEMO alternative divertor configurations,” *Fusion Engineering and Design*, Baskı 169, 2021, 112663, ISSN 0920-3796, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2021.112663>.
- [29] F. Moro, A. Colangeli, A. Del Nevo, D. Flammini, G. Mariano, E. Martelli, R. Mozzillo, S. Noce, R. Villari, “Nuclear analysis of the Water cooled lithium lead DEMO reactor,” *Fusion Engineering and Design*, cilt. 160, Kas. 2020, doi: 10.1016/j.fusengdes.2020.111833.
- [30] P. Schneider, F. Xhafa “Anomaly Detection and Complex Event Processing over IoT Data Streams” Academic Press, Bölüm:8.8, 1 Eylül 2021, ISBN-10: 0128238186, ISBN-13: 978-0128238189

EKLER

EK 1 – Kodlara Ait Akış Şematikleri

Kullanılan kodlara ait akış şematikleri (Çizelge 6.1) ve (Çizelge 6.2)'de verilmiştir.

(Çizelge 6.1)'de bahsedilen kod bölüm “3.3.1. *Su Oranlarının Değiştirilmesi*” kısmında bahsedilmiştir. (Çizelge 6.2)'de bahsedilen kod bölüm “3.4 *Makine öğrenmesi*” ve bölüm “4.3 *Regresyon Modellerinde*” bahsedilmiştir.



Çizelge 6.1 Yeni battaniye modeli oluşum akış şeması

EK 2 - Tez Çalışması Orjinallik Raporu



HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
YÜKSEK LİSANS/~~DOKTORA~~ TEZ ÇALIŞMASI ORJİNALLİK RAPORU

HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLER ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI BAŞKANLIĞI'NA

Tarih: 01/06/2024

Tez Başlığı / ~~Konusu~~: DEMO Füzyon Reaktörlerinde Üretim Battaniyesi Tasarımı

Yukarıda başlığı/konusu gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç kısımlarından oluşan toplam 72 sayfalık kısmına ilişkin, 01/06/2024 tarihinde ~~çalışmam~~/tez danışmam tarafından Turnitin adlı intihal tespit programından aşağıda belirtilen filtrelemeler uygulanarak alınmış olan orjinallik raporuna göre, tezimin benzerlik oranı %4'tür.

Uygulanan filtrelemeler:

- 1- Kaynakça ~~hariç~~/dâhil
- 2- Alıntılar ~~hariç~~/dâhil
- 3- 5 kelimedenden daha az örtüşme içeren metin kısımları hariç

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Tez Çalışması Orjinallik Raporu Ahnması ve Kullanılması Uygulama Esasları'nı inceledim ve bu Uygulama Esasları'nda belirtilen azami benzerlik oranlarına göre tez çalışmamın herhangi bir intihal içermediğini; aksinin tespit edileceği muhtemel durumda doğabilecek her türlü hukuki sorumluluğu kabul ettiğimi ve yukarıda vermiş olduğum bilgilerin doğru olduğunu beyan ederim.

Gereğini saygılarımla arz ederim.

Tarih ve İmza

Adı Soyadı: İsmet Acar
Öğrenci No: N21139910
Anabilim Dalı: Nükleer Enerji Mühendisliği
Programı:
Statüsü: Y.Lisans Doktora Bütünleşik Dr.

DANIŞMAN ONAYI

UYGUNDUR.

Prof. Dr. Ayhan YILMAZER

(Unvan, Ad Soyad, İmza)

ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : İsmet ACAR
Doğum yeri :
Doğum tarihi :
Medeni hali :
Yazışma adresi :
Telefon :
Elektronik posta adresi :
Yabancı dili : İngilizce

EĞİTİM DURUMU

Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği
Bölümü (2016-2021)
Yüksek Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği
Bölümü Tezli Yüksek Lisans (2021-2024)

İş Tecrübesi

Çan Termik Santrali, stajyer enerji mühendisi Çanakkale/2018

Nükleer Araştırma & Eğitim Merkezi TENMAK, stajyer nükleer enerji mühendisi
İstanbul/2019

Nanomagnetics Instruments, kriyostat mühendisliği Ankara/2022

Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği, araştırma görevlisi Ankara/2024