

**T.C
ERCIYES ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
ENERJİ SİSTEMLERİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI**

**TORYUM YAKITLI HIZLANDIRICI SÜRÜCÜLÜ
SİSTEMLERİN NÖTRONİK PERFORMANSININ
ARAŞTIRILMASI**

**Tezi Hazırlayan
Hakan SARAÇ**

**Tezi Yöneten
Prof. Dr. Hüseyin YAPICI**

Yüksek Lisans Tezi

**ŞUBAT 2014
KAYSERİ**

BİLİMSEL ETİĞE UYGUNLUK

Bu çalışmadaki tüm bilgilerin, akademik ve etik kurallara uygun bir şekilde elde edildiğini beyan ederim. Aynı zamanda bu kural ve davranışların gerektirdiği gibi, bu çalışmanın özünde olmayan tüm materyal ve sonuçları tam olarak aktardığımı ve referans gösterdiğimi belirtirim.

Hakan SARAÇ

İmza



YÖNERGEYE UYGUNLUK

“Toryum Yakıtlı Hızlandırıcı Sürücülü Sistemlerin Nötronik Performansının Araştırılması” adlı Yüksek Lisans tezi, Erciyes Üniversitesi Lisansüstü Tez Önerisi ve Tez Yazma Yönergesi'ne uygun olarak hazırlanmıştır.

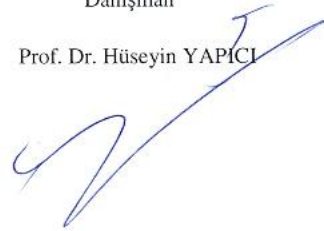
Tezi Hazırlayan

Hakan SARAÇ



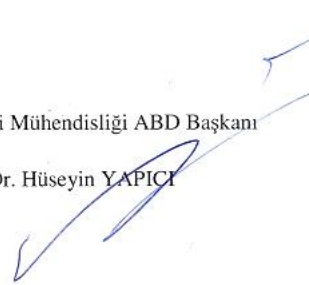
Danışman

Prof. Dr. Hüseyin YAPICI



Enerji Sistemleri Mühendisliği ABD Başkanı

Prof. Dr. Hüseyin YAPICI



Prof. Dr. Hüseyin YAPICI danışmanlığında **Hakan SARAÇ** tarafından hazırlanan “**Toryum Yakıtlı Hızlandırıcı Sürücülü Sistemlerin Nötronik Performansının Araştırılması**” adlı bu çalışma, jürimiz tarafından Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Enerji Sistemleri Mühendisliği Anabilim Dalında **Yüksek Lisans** tezi olarak kabul edilmiştir.

01 /02 / 2014

JÜRİ:

Danışman : Prof.Dr. Hüseyin YAPICI
Üye : Doç.Dr. Gamze GENÇ
Üye : Yrd.Doc.Dr. Gülşah ÖZİŞİK

**ONAY:**

Bu tezin kabulü Enstitü Yönetim Kurulunun 18/02/2014 tarih ve 2014/09-12 sayılı kararı ile onaylanmıştır.

18/02/2014

Prof. Dr. Kazım KEŞLİOĞLU
Enstitü Müdürü

TEŞEKKÜR

Tez çalışmam boyunca öneri, yardım ve desteğini esirgmeden bana yol gösteren değerli hocam Prof. Dr. Hüseyin YAPICI'ya, tez konusun belirlenmesi ve yürütülmesi aşamasında yardımlarını esirgemeyen Doc. Dr. Gamze Genç Hocam'a, yüksek lisans çalışmalarım boyunca bilgi ve deneyimlerinden faydalandığım Erciyes Üniversitesi, Enerji Sistemleri Mühendisliği Bölümündeki değerli hocalarıma teşekkürü borç bilirim.

Çalışmam süresince yanımda olan beni teşvik eden ve desteğini esirgemeyen eşim Öğr.Gör.Meryem Göksel SARAÇ'a ve bana her zaman destek olan AİLEM'e sonsuz teşekkür ederim

Tezin yürütülmesi aşamasında yardımlarını esirgemeyen Arş. Gör. Gizem BAKIR'a ve bölüm arkadaşlarıma teşekkür ederim.

TORYUM YAKITLI HIZLANDIRICI SÜRÜCÜLÜ SİSTEMLERİN NÖTRONİK PERFORMANSININ ARAŞTIRILMASI

Hakan SARAÇ

Erciyes Üniversitesi , Fen Bilimleri Enstitüsü

Yüksek Lisans Tezi, Şubat 2014

Tez Danışmanı :Prof. Dr. Hüseyin Yapıcı

ÖZET

Artan dünya nüfusu ve sanayileşmeyle birlikte dünya da enerjiye olan talep gün geçtikçe artmaktadır. Enerji ihtiyacı ve ekolojik kaygılar yenilenebilir enerji kaynakları üzerindeki araştırmaları arttırmıştır. Bununla beraber bu kaynaklar ihtiyaca cevap vermekte yetersiz olduğundan daha güvenli nükleer reaktör araştırmaları önem kazanmıştır.

Bu çalışmada hızlandırıcı sürücülü sistem (HSS) vasıtasıyla UO_2 , ThO_2+PuO_2 , $ThO_2+UO_2+PuO_2$ yakıtlarının hacimsel oranları %10'da sabit tutularak fisil oranlara göre değişimi incelenmiştir. UO_2 yakıtının fisil oranı %2'den %20'ye kadar %2'şer adımlarla arttırılmıştır. ThO_2+PuO_2 'de fisil oran %2'den %16'a kadar %2'şer arttırılarak nötronik performansları araştırılmıştır. Fisil oranın artmasıyla enerji kazancının (G) ve nötron çoğalım katsayısının (k_{eff}) arttığı görülmüştür. $ThO_2+UO_2+PuO_2$ yakıt karışımında ThO_2 'un yakıt oranı %30'dan %90'a kadar %10'ar arttırılarak fisil yakıt üretiminin yakıt yüzdelerine göre değişimi ile enerji kazancının ve efektif nötron çoğalım katsayısının fisil yakıt oranı ile değişimi hesaplanmıştır. Nötronik hesaplamalar MCNPX Monte Carlo kodu kullanılarak hesaplanmıştır

Anahtar Kelimeler: Hızlandırıcı Sürücülü Sistemler, Toryum, Filyon

INVESTIGATION OF TORIUM FUEL ACCELERATOR DRIVEN SYSTEM

NEUTRONIC PERFORMANCE

Hakan SARAÇ

Erciyes University, The Faculty of Sciences

Master Thesis, February 2014

Thesis Supervisor: Prof. Dr. Hüseyin Yapıcı

ABSTRACT

With the increasing World population and industrialization, demand on energy increases day by day. Energy need and ecologic loses increased researches on renewable energy sources. Nevertheless, because of these sources being inadequate in responding the need, safer nuclear reactor researches became more of an issue.

In this study According to a fissile exchange rates the volumetric ratios of fuel of UO_2 , $\text{ThO}_2+\text{PuO}_2$, $\text{ThO}_2+\text{UO}_2+\text{PuO}_2$ that kept constant at 10% were examined fissile ratio of UO_2 fuel was increased from 2% to 20% in steps of 2% neutronic performance were investigated by fissile ratio from increasing to 2% from 2% to 16%, in $\text{ThO}_2 + \text{PuO}_2$ energy gain (G) and the neutron multiplication factor (k_{eff}) increased with increasing of fissile ratio. In $\text{ThO}_2+\text{UO}_2+\text{PuO}_2$ fuel combination, fuel ratio of ThO_2 increased by 10% percent from 30% to 90% fissile fuel production according to the fuel percent change with energy gain and change the effective neutron multiplication factor were calculated with fissile fuel ratio. Neutronic calculations were calculated using the Monte Carlo code MCNPX.

Keyword: Accelerator DrivenSystem, Thorium, Fission

İÇİNDEKİLER

TORYUM YAKITLI HIZLANDIRICI SÜRÜCÜLÜ SİSTEMLERİN NÖTRONİK PERFORMANSININ ARAŞTIRILMASI

Sayfa

BİLİMSEL ETİĞE UYGUNLUK	ii
YÖNERGEYE UYGUNLUK	iii
ONAY SAYFASI.....	iv
TEŞEKKÜR.....	v
KISA ÖZET	vi
ABSTRACT.....	vii
İÇİNDEKİLER.....	viii
KISALTMALAR VE SİMGELER.....	x
TABLO LİSTESİ	xii
ŞEKİL LİSTESİ	xiii
GİRİŞ	1

1. BÖLÜM

TEMEL BİLGİLER

1.1.Nükleer Reaksiyonlar	7
1.2.Nükleer Reaksiyonların Sınıflandırılması	7
1.2.1.Bileşik Çekirdek Reaksiyonları.....	8
1.2.2.Direkt Reaksiyonlar	8
1.3.Tesir Kesiti.....	10
1.4.Ortalama Serbest Yol	12
1.5.Radyoaktif Bozunma Kanunu	12
1.6.Fisyon Reaksiyonu	13
1.7.Füzyon Reaksiyonları	15
1.8.Toryumun Nükleer Yakıt Olarak Kullanımı	15

2. BÖLÜM

HIZLANDIRICI-SÜRÜCÜLÜ SİSTEMLER

2.1.Giriş	18
2.2.Hızlandırıcı Sürücülü Sistemlerin Özellikleri	18
2.2.1.Hızlandırıcılar	19
2.2.2.Spalasyon Nötron Hedefi	22
2.2.3.Kritikaltı Kor	23
2.3.Hızlandırıcılar İle İlgili Ülkelerde Yürütülen Programlar	25
2.4.Literatür Taraması	25

3. BÖLÜM

SAYISAL HESAPLAMALAR

3.1.Blanket Geometrisi	33
3.1.1.Spalasyon Nötron Hedefi	35
3.1.2.Kritik-altı Kor	35
3.1.3.Reflektör Bölgesi.....	36
3.2.Sayısal Sonuçlar	36
3.2.1.Üretilen Nötron Sayısı.....	36
3.2.2.Enerji Kazancı	39
3.2.3.Reaksiyon Yoğunluğu	43

4. BÖLÜM

TARTIŞMA VE SONUÇ

KAYNAKLAR	51
ÖZGEÇMİŞ.....	55

SİMGELER VE KISALTMALAR

Kısaltmalar

EY	Enerji Yükseltici
FO	Fisil Yakıt Oranı [%]
FYO	Fisyon Yakma Oranı
HO	Hacimsel Oran
HSS	Hızlandırıcı Sürücülü Sistemler
IAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
INR RAS	Rusya Bilimler Akademisi Nükleer Araştırma Enstitüsü
IPPE	Fizik ve Güç Mühendisliği Enstitüsü
ITEP	Teorik ve Deneysel Fizik Enstitüsü
JAERİ	Japonya Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü
JINR	Birleşmiş Nükleer Araştırma Enstitüsü
KAERI	Kore Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü
KN	Kaçan Nötron Sayısı
KÜO	Kaçan Nötronların Sayısının Üretilen Nötronların Sayısına Oranı
LINAC	Lineer Hızlandırıcı
MCNPX	Monte Carlo N-Parçacık Transport Kodu
NEA	Nükleer Enerji Ajansı
PNPI	Petersburg Nükleer Fizik Enstitüsü
SCK-CEN	Belçika Nükleer Araştırma Merkezi
SiC	Silikon Karbit Kompozit
SNH	Spalasyon Nötron Hedefi
SNK	Spalasyon Nötron Kaynağı
TAEK	Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
ÜN	Üretilen Nötron Sayısı
VNIIEF	Deneysel Fizik Araştırma Enstitüsü
YN	Yutulan Nötron Sayısı

Simgeler

A	Alan
c	Işık Hızı
E	Enerji
G	Enerji Kazancı
G_0	Kazanç Orantı Sabiti
k	Nötron Çoğalım Katsayısı
m	Kütle
N	Atomik Yoğunluk [atom/cm ³]
Na	Avagadro Sayısı [6.023.1023]
p	Pitch Uzunluğu
$r_{iç}$	Yakıt Çubuğunun İç Yarıçapı
$r_{dış}$	Yakıt Çubuğunun Dış Yarıçapı
Q	Reaksiyon Enerjisi
t	Zaman
T	Toplam Operasyon Zamanı
$T_{1/2}$	Yarı Ömür
β	Kazanç Oranı
γ	Yakalama Reaksiyonu
η	Tesis Faktörü
λ	Bozunma Sabiti [bozunma/birim zaman]
ρ	Yoğunluk
σ	Mikroskopik Tesir Kesiti
ν	Fisyon Nötronlarının Akısı
ϕ	Nötron Akısı [n/cm ² .s]
Δm	Kütle Farkı
Δt	Ayrık Zaman Aralığı
Σ	Makroskopik Tesir Kesiti [1/cm]

TABLÖLAR LİSTESİ

Tablo 1.1 Nükleer enerjiyi kullanan ülkelerin enerji kullanımının karşılaştırılması	2
Tablo 1.2 Toryum rezervlerinin ülkelere göre dağılımı.....	5
Tablo 3.1. HSS’de ele alınan malzemelerin yoğunlukları	33

ŞEKİLLER LİSTESİ

Şekil 1.1 Orta Enerjili Nükleer Reaksiyonun Yönünün Şematik Gösterimi.....	9
Şekil 1.2 Filyon Tepkimesi.....	14
Şekil 1.3.Füzyon Tepkimesi	15
Şekil 1.4 Toryum-232'nin Uranyum-233'e dönüşümü.....	17
Şekil 2.1.Hızlandırıcı sistemlerin bölümleri	19
Şekil 2.2. EY Standart Ünitesinin Şematik Gösterimi	21
Şekil 2.3. Farklı hedef çekirdekler için proton başına çıkan nötron sayısının proton enerjisine göre değişimi	23
Şekil 2.4 Spalasyon süreci ve nötron üretimi.....	25
Şekil 3.1. Hızlandırıcı Sürücülü Sistemin Kesit Görünüşü.....	34
Şekil 3.2 Yakıt çubuklarının altıgen dizilişi.....	35
Şekil 3.3 Üretilen nötron sayısı ve kaçan nötronların sayısının üretilen nötronların sayısına oranının fisil yakıt oranı ile değişimleri.....	37
Şekil 3.4 PUO ₂ yakıtı için üretilen nötron sayısı ve kaçan nötronların sayısının üretilen nötronların sayısına oranının fisil yakıt oranı ile değişimleri.....	38
Şekil 3.5. Fisil yakıt üretiminin ²³² Th + ²³⁹ Pu + ²³³ U yakıt yüzdelerine göre değişimi.....	39
Şekil 3.6 UO ₂ yakıtı için enerji kazancının ve efektif nötron çoğalım katsayısının fisil yakıt oranı ile değişimi	40
Şekil 3.7 ThO ₂ +PuO ₂ yakıtları için enerji kazancının ve efektif nötron çoğalım katsayısının fisil yakıt oranı ile değişimi	41
Şekil 3.8 ThO ₂ +UO ₂ +PuO ₂ yakıtları için enerji kazancının ve efektif nötron çoğalım katsayısının fisil yakıt oranı ile değişimi	42
Şekil 3.9 Farklı fisil oranlar için U ²³⁸ çekirdeğinin yakalama reaksiyon yoğunlukları.....	43
Şekil 3.10 Farklı fisil yakıt oranları için Th ²³² çekirdeğinin yakalama reaksiyon yoğunlukları.....	44

Şekil 3.11 $U^{238} + Th^{232}$ çekirdeklerinin toplam yakalama reaksiyon yoğunlukları.....	45
Şekil 3.12 UO_2 Yakıtı için fisyon reaksiyon yoğunluklarının fisil yakıt oranı ile değişimi	46
Şekil 3.13 ThO_2+PuO_2 Yakıtı için fisyon reaksiyon yoğunluklarının fisil yakıt oranı ile değişimi	47
Şekil 3.14 $ThO_2+PuO_2+UO_2$ Yakıtı için fisyon reaksiyon yoğunluklarının fisil yakıt oranı ile değişimi	48

GİRİŞ

Yirmi birinci yüzyılda küreselleşmeyle birlikte, kısa ve uzun vadede güvenilir kaynaklardan enerji sağlama anlayışı, enerji dünyasının en kritik konusu haline gelmiştir. Dünyada özellikle gelişmekte olan ülkelerde hızlı nüfus artışı ve endüstrileşme, elektrik enerjisine olan talebi de hızla arttırmaktadır. Artan enerji ihtiyacını karşılamak için sürdürülebilir ve çevreye duyarlı enerji üretim sistemlerinin kurulması önem arz etmektedir. Hidrolik enerji kaynaklarının sınırlılığından dolayı günümüzde sanayini ihtiyaç duyduğu enerji üretimi fosil ile nükleer yakıtlardan sağlanmaktadır. Fosil yakıtların sebep olduğu taşıma, dağıtım ve çevre kirliliği gibi problemlerinin yanında rezervlerin sınırlı olması, bu tür yakıtların kullanımına bir sınırlama getirilebilir. Fosil yakıtların kullanımı çevre açısından sorun teşkil etmektedir. Bu sorunun çözümü için dünyada yenilenebilir enerji kaynaklarının kullanılması ve nükleer santrallerin kurulmasına yönelik adımlar atılmaktadır.

Dünyadaki doğalgaz ve petrol fiyatlarının yüksekliği ve bu fosil yakıtların sera etkisi yaratan gazlar (CO₂) üretmesinden dolayı nükleer enerji birçok ülke tarafından tercih edilmektedir. Bu noktada nükleer enerjinin en önemli avantajları, fosil yakıtlar gibi çevreye kükürt ve azot oksitleri içeren kirletici oksitleri salmaması ve karbondioksit gibi küresel ısınmaya neden olan ürünler vermemesidir. Dünya enerji ihtiyacının karşılanmasına yönelik olarak, çeşitli ülkelerce geliştirilen çeyrek asırı aşan çalışma programı, kaynak dağılımını fosil yakıtlardan nükleer yakıtlara kaydırmıştır.

Nükleer enerjinin kullanılmasında güvenlik önemli bir parametredir. Son yıllarda nükleer tesislerin kurulmasında güvenlik konusuna önem verilmiş ve yeni nesil teknolojiler kullanılmıştır. Bu yeni nesil reaktörler sayesinde olası bir kaza durumunda çevreye zarar vermeden reaktörün durdurulması amaçlanmaktadır. Tasarım

aşamasında, santralin normal işleyişi esnasında olabilecek her türlü insan ve alet hatasının kazaya neden olmaması için gerekli tüm önlemler alınır.

Şu an için dünyada 30 ülkede 438 nükleer santral reaktörü enerji üretiminde kullanılırken, 42 nükleer santral inşa aşamasında bulunmaktadır. Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (International Atomic Energy Agency, IAEA) verilerine göre, küresel düzeyde kurulu gücü 371 bin 562 gigawatt (GW) olan 438 nükleer santral, söz konusu 30 ülkenin ürettiği enerjinin yüzde 17.71'ini sağlamaktadır. Dünyada kurulu 438 nükleer santralin 272'si (yüzde 62) sanayileşmiş 7 ülkenin oluşturduğu G-7 ülkelerinde yer almaktadır.

Tablo 1.1. Nükleer enerjiyi kullanan ülkelerin enerji kullanımının karşılaştırılması[1].

ÜLKELER	Nükleer Reaktör Sayısı	Kurulu Gücü[MW]	Enerji Payı
ABD	104	100.683	19.66
Almanya	17	20.470	28.82
Arjantin	2	925	6.18
Belçika	7	5.824	53.76
Brezilya	2	1.766	3.12
Bulgaristan	2	1.906	32.92
Ç.Cumhuriyeti	6	3.634	32.45
Çin	11	8.438	2.15
Ermanistan	1	376	39.35
Finlandiya	4	2.696	29.73
Fransa	59	63.260	76.18
G.Afrika	2	1.800	5.25
Hindistan	17	3.782	2.03
Hollanda	1	482	3.8
İngiltere	19	10.097	13.45
İspanya	8	7.450	18.27
İsveç	10	8.996	42.04
İsviçre	5	3.220	39.22
Japonya	55	47.278	24.93
Kanada	18	12.577	14.8
G.Kore	20	17.647	35.62
Macaristan	4	1.859	37.15
Meksika	2	1.300	4.04
Ukrayna	15	13.107	47.4
Pakistan	2	425	1.91
Rusya	31	21.743	16.86
Romanya	2	1.300	17.54
Slovenya	1	666	41.71
Slovakya	4	1.711	56.42

Son zamanlarda hızlandırıcı teknolojisindeki ilerlemelere paralel olarak enerji üretimi için hızlandırıcı güdümlü sistemlere (ADS; Accelerator Driven System) olan ilgi artmıştır. C. Rubia ve arkadaşları 1990 yılında, bir hızlandırıcıdan gelen protonları kritik altı reaktöre yerleştirilen hedefe göndererek nötron üretimiyle hızlandırıcının harcadığı enerjiden daha yüksek enerji yükselteci adını verdikleri bir sistem geliştirmişlerdir. Doğada %100 oranında bulunan ^{232}Th , bu sistemde dönüştürüldüğü fisil çekirdekten ^{233}U fisyon enerjisi elde edilebilirliğinin mümkün olduğunu kanıtlamışlardır [2].

Toryum yirmi birinci yüzyılın en stratejik maddesi olması nedeniyle, yapılması planlanan yeni tip nükleer enerji santrallerinde bir numaralı yakıt olarak kullanılması planlanmaktadır. Yeni nesil nükleer santraller uranyum yakıtının yanı sıra, toryum elementi gibi daha verimli, problemsiz ve tehlikesiz yakıtların dönüşüme uğrayarak yakılması, bu tür enerji santrallerinin önemini bir kez daha ortaya koymaktadır. Tabiatla uranyuma göre dört kat daha fazla bulunan toryum tek başına yakıt olarak kullanılamaz. Hızlandırıcı Sürücülülü Sistemler vasıtasıyla elde edilen hızlı nötron spektrumu toryumun nükleer yakıt olarak kullanılmasını sağlamaktadır. Enerji eldesi için ^{232}Th 'nin bir nötron yakalayarak fisyon yapabilen bir izotop olan ^{233}U 'a dönüştürülmesi gerekir. Toryum'un yakıt olarak kullanılmasının pek çok avantajı bulunmaktadır. Yüksek yanma oranında çalışabilmesi dolayısıyla yakıtın reaktörde kalma süresini yani yakıtın yeniden yükleme periyodunu uzatarak tesis kapasite faktörünün artmasını sağlamaktadır. İzotropik zenginleştirme işlemine gerek duyulmaması yakıt maliyeti düşürmektedir. Toryumun nötron bombardımanı sonucu yüksek atom numaralı minor aktinirler (Np, Pu, Am, Cm gibi) çok az miktarda oluşması bir diğer avantajıdır.

Hızlandırıcı Sürücülü Sistemin kritik altı ($k < 1$) olarak çalışması dolayısıyla hedefe gönderilen demetin akımı kesildiğinde reaktörde meydana gelen reaksiyonların kesilmesi sistemin verimli ve güvenli bir şekilde çalışmasına yol açmaktadır. Bu sistem sayesinde kritik güç artışı sonucunda meydana gelen Three Mile Island (1979) ve Chernobly (1986) gibi kazaların olma olasılığının azalması planlanmaktadır.

Toryum elementi, torit torianit ve monazit gibi cevherlerin içinde bulunan ve uranyumdan üç kat daha fazla rastlanan metaldir. Doğal toryum, tümü radyoaktif olan izotopların bir karışımından oluşur. Özellikle toryum 232, yakın gelecekte nükleer santrallerde geliştirilmekte olan reaktörlerde yakıt olarak kullanılarak, nükleer sanayi için önemli bir enerji elementi olacaktır. Toryum yirmi birinci yüzyılın en stratejik maddesi olma nedeniyle, 2005 yılına kadar yapılması planlanan yeni tip nükleer enerji santrallerinde bir numaralı yakıt olarak kullanılacak, bu durum trilyonlarca varil petrole eş değerde bir enerji karşılığına denk gelmiş olacaktır. Belirtildiği gibi yeni nesil nükleer santraller, uranyum yakıtının yanı sıra, toryum elementi gibi daha tehlikesiz, verimli ve problemsiz yakıtların yakılması dönüşümüne uğrayarak, bu tür enerji santrallerinin önemini bir kez daha ortaya koyacaktır.

1980 yılında nükleer güç santrallerinin verim %60 civarında idi, 2001 yılı sonu itibariyle bu değer %30 artış ile %90'a çıkmış durumdadır. Bu artış yakın zamanda toryum gibi yeni elementlerin yakıt olarak kullanılmasıyla daha da artacaktır. Bu örneklerden anlaşılacağı üzere enerji açığının kapatılmasında nükleer enerjinin önemi, bir kez daha ortaya çıkmaktadır. Toryum uranyum gibi doğrudan enerji üretilebilecek bir madde olmamasına karşın, uranyum ve/veya plutonyum ile birlikte kullanıldığında, uranyuma göre fazla ve uzun süreli enerji üretme kapasitesine sahiptir. Toryum katkılı yakıtlar, sırf uranyum içeren yakıtlara göre çok daha az miktarda bölünme ürünü (radyoaktif atıklar) çıkartmaktadır. Bütün bu avantajlar toryumu nükleer yakıt olarak kullanmak için cazip hale getirmektedir. Ancak bunun yanı sıra teknik ve ekonomik bazı zorluklar vardır. Bunların başında halen dünyada işletilmekte olan nükleer güç reaktörlerinin temel tasarımında bir değişiklik yapmadan toryumun kullanılmasının sağlanması gelmektedir. Bu konuda gerek AB gerek ABD, Kanada, Kore ve Japonya'nın halen sürdürülen çalışmaları mevcuttur.

Doğal uranyum rezervlerinin sınırlı olması, yakıt zenginleştirme işlemlerinin yüksek maliyetler gerektirmesi ve atıkların depolanması gibi sorunlar yeni tip nükleer yakıt kullanım imkanlarının araştırılmasını gerekli kılmaktadır. Toryum bu konuda üzerinde çalışmaların yapıldığı bir yakıt türüdür. Toryuma dayalı nükleer santrallerin henüz ticari yapılabilirliği olmayıp, deneme safhasında bulunması ve sektörün dışında kullanımının

sınırlılığı nedeniyle, dünyada bugüne kadar, doğrudan toryum aramalarına fazla önem verilmemiştir.

Tablo 1.2. Toryum rezervlerinin ülkelere göre dağılımı [3].

ÜLKELER	Çıkarılabilir	Belirlenmiş
ABD	158000	298000
Avusturalya	44000	49000
Brezilya	16000	18000
Kanada	100000	100000
Hindistan	292000	300000
Malezya	4000	4000
Norveç	166000	183000
G. Afrika Cum.	117000	196000
TÜRKİYE		380000

Dünyanın ikinci büyük toryum rezervine sahip olan Türkiye'nin en önemli toryum yatağı Eskişehir-Beylikahır bölgesi ve Sivrihisar-Kızılcaören yakınlarındadır. Bunun dışında Malatya-Darende-Kuluncak, Kayseri-Felahiye ile Sivas ve Diyarbakır il sınırları içinde toryum izlerine rastlanmıştır. MTA tarafından yapılan çalışmalarda Koca Devebağirtan ve Küçük Höyükli yörelerinde görünür rezerv olarak %2.78 ortalama tenörlü (elementel yoğunluk) toplam 4.5 Mt nadir toprak oksiti (NTO) ile %0.21 ortalama tenörlü yaklaşık 0.38 Mt toryum oksit (ThO_2) olduğu belirlenmiştir. Aslında bu görünür rezerv yurdumuzun kesin potansiyeli değildir. Toryum rezervinin kesin olarak tespiti için TAEK (Türkiye Atom Enerjisi Kurumu) Teknoloji Daire Başkanlığı tarafından çalışmalar sürdürülmektedir. Dünyadaki genel rezerve bakıldığında Türkiye'de ki miktarın önemi, yakın gelecekte enerji sektörü için oldukça önem teşkil edecektir. Dünyada toryum rezervlerinin dağılımı Tablo 1.2 de verilmiştir[3].

Sürdürülebilir kalkınmanın çevresel uyumluluk kriteri çerçevesinde nükleer enerji, mevcut enerji üretim teknolojileri arasında öncelikli tercihlerden birisi olmak durumundadır. Enerji yoğunluğunun arttığı günümüzde çevresel uyumluluk şartını en iyi sağlayan seçenek nükleer teknolojidir. Nükleer enerji kullanımı, başta CO_2 olmak üzere SO_2 , NO_x ve toz emisyonları gibi çevre ve biyosfer kirleticilerini en aza indirmenin en etkili yoludur. Nükleer teknolojideki güvenlik sürecinde, yenilik ve sürekli iyileştirmelerle uygun gelişmeler sağlanmıştır.

Toryum tek başına fisil madde olmadığından doğrudan nükleer yakıt olarak kullanılamaz ve bir tetikleyiciye gereksinimi vardır. U^{235} veya Pu^{239} ile birlikte kullanıldığında nötron- Th^{232} tepkimesi sonucunda U^{233} fisil maddesi üretilebilir. Bu madde modern reaktör tasarımında kullanılabilen en iyi yakıt tipidir. Yeni nesil ticari reaktörlerde toryum-uranyum-plutonyum yakıtları etkin bir biçimde kullanılacaktır.

Bu tez çalışmasında, hızlandırıcı sürücülü sistemler vasıtasıyla UO_2 , ThO_2+PuO_2 , $ThO_2+UO_2+PuO_2$ yakıtlarının belirli karışımlarla nötronik performansları araştırılması amaçlanmıştır. Bu amaç için hızlandırıcı sürücülü sistemin tasarımı ele alınmıştır. 3 boyutlu nötronik hesaplamalar MCNPX Monte Carlo kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir.

Tez çalışması beş bölümden oluşmaktadır. Bu çalışmanın ilk bölümünde toryumun Dünya’da ve Türkiye’de ki rezervleri hakkında bilgi verilmiş ve HSS’ler vasıtasıyla toryumun kullanılabilirliği incelenmiştir. İkinci bölümde nükleer reaksiyonlar çekirdek fiziği hakkında temel bilgiler verilmiştir. Üçüncü bölümde ise hızlandırıcı sürücülü sistemler hakkında genel bilgiler verilmiştir. Dördüncü bölümde ele alınan uranyum-toryum-plutonyum yakıtlı bir HSS’nin nötronik performansı incelenmiştir ve son olarak beşinci bölümde ise çalışmalardan elde edilen sonuçlar yer almaktadır.

1. BÖLÜM

TEMEL BİLGİLER

1.1.Nükleer Reaksiyonlar

Hızlandırıcıdan, reaktörden veya radyoaktif bir kaynaktan çıkan, belli bir enerjiye sahip parçacıklar, belli bir hedef üzerine gönderildiği takdirde nükleer bir reaksiyon meydana gelebilmektedir.

1.2.Nükleer Reaksiyonların Sınıflandırılması

Nükleer reaksiyonların gerçekleşebilmesi için mermi parçacıklarının Coulomb bariyerini delmesi gerekir. Bunun için gelen parçacık lineer ve siklotron hızlandırıcılarla hızlandırılır veya nükleer reaktörlerde yüksek enerjili ışınlar kullanılabilir. Nükleer reaksiyonlar,



Şeklinde ifade edilirler veya daha kısa gösterimle A(a,b)B şeklinde gösterilirler. Burada a hızlandırılan parçacık, A hedef çekirdek, B hedefte duran ve doğrudan gözlenemeyen ağır iyon, b tespit edilen ve sayılabilen parçacık ve Q reaksiyon sırasında açığa çıkan enerji veya reaksiyonun gerçekleşmesi için gerekli olan enerjidir. Burada a ve b genellikle nükleon ve hafif çekirdeklerdir. Q ifadesi,

$$Q = E_f - E_i = (m_B - m_b)c^2 - (m_A - m_a)c^2 \quad (1.2)$$

Şeklinde verilir. Eğer Q pozitif ise reaksiyon endotermiktir, yani dışarı ısı salar. Q negatif ise reaksiyon ekzotermiktir, yani dışarıdan ısı alan bir reaksiyondur.

Nükleer reaksiyonlar yönetildiği mekanizmaya göre; bileşik çekirdek reaksiyonları, direk reaksiyonlar ve bu ikisi arasında durum olan rezonans reaksiyonları olarak sınıflandırılabilir.

1.2.1.Bileşik Çekirdek Reaksiyonları

Bu tür reaksiyonlar, $a + A \rightarrow C^* \rightarrow B^* + b$ reaksiyonları şeklinde bir C^* ara durumuna sahiptir. Bileşik çekirdek reaksiyonlarının meydana gelme süresi 10^{-22} sn den daha büyüktür. Bileşik çekirdek reaksiyonları hafif çarpışmaya ihtiyaç duyduğu için düşük enerjilerde (10-20 MeV) meydana gelirler. Tesir kesitleri direk reaksiyonlara göre çok büyüktür ve nükleonlar arası etkileşim rasgele olduğu için açıyla pek değişim göstermez, gelen parçacığın yönüne hafifçe bağlıdır.

Bileşik çekirdek modellerine göre, bileşik çekirdeğin belli bir son ürünler kümesine bozunması için bağıl olasılığı, bileşik çekirdeğin oluşma şeklinden bağımsızdır. Bozunma olasılığı sadece sisteme verilen enerjiye bağlıdır. Etkin olarak bileşik çekirdek nasıl meydana geldiğini unutmur ve öncelikle istatistiksel kurallara göre bozunur.

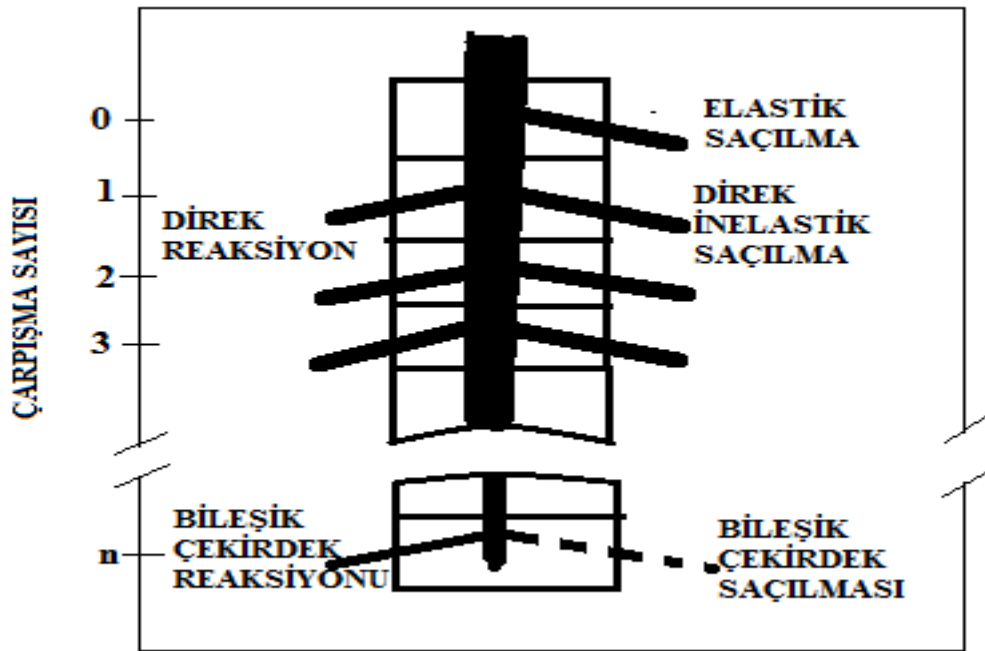
1.2.2.Direkt Reaksiyonlar

Direkt reaksiyonlarda, gelen parçacık önce çekirdek yüzeyindeki nükleonlar ile etkileşir. Gelen parçacığın enerjisi arttıkça parçacığın dalga boyu, çekirdeğin içindeki nükleonlarla da etkileşmeye başlar.

Direkt reaksiyonlar aşağıdaki özelliklere sahiptir.

- Yüksek enerjide meydana gelirler ve reaksiyonun oluşma süresi bileşik çekirdek reaksiyonlarına göre daha kısadır.
- Reaksiyon sırasında mermi ve hedef çekirdek kontak yaparak şiddetli absorpsiyon meydana getirirler.
- Etkileşim genelde yüzeyde, değerlik nükleonları arasında meydana gelir.
- Tesir kesitleri bileşik çekirdek reaksiyonlarınınkine göre düşüktür; Tesir kesitleri küçük açılarda pik yaparken büyük açılarda şiddetleri düşmektedir.

Reaksiyonun bileşik çekirdek reaksiyonu mu yoksa direkt reaksiyon mu olacağı mermi parçacığının enerjisine bağlıdır. 1 MeV enerjili gelen nükleonun dalga boyu 4 fm dir ve bu nedenle tek nükleonları göremez. Bu durumda bileşik çekirdek meydana gelmesi daha olasıdır. Bu durumda bileşik çekirdek meydana gelmesi daha olasıdır. 20 MeV' lik bir nükleonun dalga boyu 1 fm civarında olup direkt reaksiyonların meydana gelmesi daha olasıdır.



Şekil 1.1. Orta Enerjili Nükleer Reaksiyonun Yönünün Şematik Gösterimi [4].

Elastik Saçılma: Bu tür reaksiyonların giriş kanalı ($a + A$), çıkış kanalına ($B + b$) eşittir. Yani $A = B$ ve $a = b$ ve $Q = 0$ dır. Diğer bir deyişle çekirdeklerin iç dinamiklerinde bir değişme olmamıştır. Örnek olarak,



elastik saçılması verilebilir.

İnelastik Saçılma: Eğer gelen parçacığın enerjisi Coulomb bariyerini aşabilecek kadar güçlü ise A hedef çekirdeği veya hem A hem de a uyarılabilir. Yani $A(a,a)A^*$ veya $A(a,a^*)A^*$ dır. Burada a 'nın kompleks bir çekirdek olduğu düşünüldüğünde inelastik saçılma durumunda Q değeri sıfırdan farklıdır; $Q = -E_x$, yani uyarılma durumunda enerjisi eşittir. Diğer bir deyişle gelen parçacığın enerjisinin bir kısmı hedef çekirdeğin uyarılmış durumlarına gitmiştir. İnelastik saçılma durumuna örnek olarak

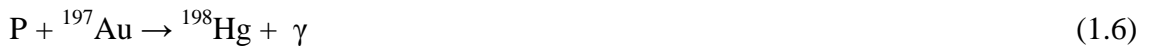


şeklinde verilebilir.

Parçalanma Reaksiyonları: Eğer mermi çekirdek kompleks bir çekirdekse, reaksiyon sırasında iki veya daha fazla bileşene ayrılabilir. Yani $A(a,xy)A$ veya mermi hedefi uyarırsa $A(a,xy)A^*$ şeklinde yazılabilir. Burada mermi çekirdek $a = x + y$ şeklinde iki parçaya ayrılmıştır.

Transfer Reaksiyon: Bu tür reaksiyonlarda mermi çekirdekten hedefe veya hedeften mermi çekirdeğe nükleon transferi olur. Örneğin $A(d,p)B$ reaksiyonunda döterondan bir nükleon hedefe aktarılmıştır. Bu reaksiyon döteron soyma reaksiyonu olarak bilinir. Bir diğer örnek $A(p,d)B$ reaksiyonunda mermi nükleon hedeften bir nükleon kopararak döteron oluşturur.

Yakalama Reaksiyonları: Bu tür reaksiyonlarda mermi çekirdek hedefle birleşerek uyarılmış yeni bir çekirdek oluşturur. Oluşan çekirdek kararlı hale geçebilmek için fazla enerjisini γ ışınları şeklinde yayar. Örnek olarak,



Reaksiyonu verilebilir. Bu reaksiyonların dışında mermi ve hedef çekirdek birleşerek ,



biçiminde ikiden fazla ürün çekirdekte oluşturabilir. Örnek olarak ,



reaksiyonu verilebilir.

Rezonans Reaksiyonları: Bu tür reaksiyonlar direkt reaksiyonlarla bileşik çekirdek reaksiyonları arasındaki reaksiyonlardır. Rezonans durumu belli enerji değerlerinde mümkün olabilir. Yani her enerji değerinde rezonans olamaz. Rezonans durumunda etkileşim potansiyelinin oluşturduğu dalgaların fazı ve genliği bariyer içinde ve dışında yaklaşık eşittir [4].

1.3.Tesir Kesiti

A yüzeyinde ve dt kalınlığına sahip ince bir levha metal üzerine N_0 sayıdaki I şiddetiyle gelmekte olan bir parçacık demeti düşünelim ve bu ince metal tabakanın birim hacmi başına düşen hedef çekirdeğinin sayısı n olsun. Bir parçacık ince levhadan geçerken,

şayet bir çekirdeğe çok yaklaşmışsa bu çekirdek tarafından bu parçacığın bir miktar yutulma (soğurulma) veya saçılma şansı vardır. Farz edelim ki, σ bir atomu kuşatan etki alanıdır; öyle ki şayet gelen parçacık bu alana düşerse bir nükleer reaksiyon meydana gelecektir. Farz edelim levha o kadar ince olsun, hiçbir çekirdek diğer bir çekirdeğin üzerine binmesin ve böylece her birinin gelen parçacıklarla nükleer reaksiyona aynı ölçüde sebep olmaları mümkün olsun.

$$ndt = \text{Birim yüzey başına düşen çekirdek sayısı} \quad (1.9)$$

$$Andt = A \text{ Alanındaki toplam çekirdek sayısı}$$

olacaktır. Her bir çekirdek σ etki alanıyla iştirak ettiğinden bir nükleer reaksiyon için mümkün olan toplam hassas ve etki alan

$$An \sigma dt = \text{Toplam etki alan} \quad (1.10)$$

olacaktır. Etki alan tesir kesiti f ise

$$f = \text{Toplam etki alanı} / \text{Toplam yüzey alanı} = \sigma Andt / A = n \sigma dt \quad (1.11)$$

ifadesiyle verilir. Bu etki alan kesri, şuanın ince levhadan geçerken I şiddetiyle meydana gelen değişiklik kesrini temsil eder. Böylece şiddetteki dl değişimi

$$dl = -fI \quad (1.12)$$

ile verilir. İhtimaliyetten bahsettiğimize göre, f 'nin ve σ 'nın atomun geometrik büyüklüğüyle pek ilgisi yoktur. Gerçekten de σ , bir nükleer reaksiyonun meydana gelme ihtimaliyetiyle orantılıdır. Bağlantılar birleştirilirse

$$-dl/I = n \sigma dt \quad (1.13)$$

elde edilir. Buradaki negatif işaret t kalınlığı arttıkça I şiddetinin azalacağı manasına gelir. $t=0$ anında $I=I_0$ olduğunu kabul ederek yukarıdaki bağlantının integrali alınırsa

$$I = I_0 e^{-n\sigma t} \quad (1.14)$$

elde edilir. Şuadaki N parçacık sayısı şuanın şiddetiyle orantılı olduğundan bağlantı parçacık sayısı cinsinden,

$$N = N_0 e^{-n\sigma t} \quad (1.15)$$

olarak yazılabilir. Burada N_0 ince levhaya gelen parçacıkların sayısı ve N de levhanın t kalınlığını geçen parçacıkların sayısıdır. Tesir kesiti genellikle σ ile gösterilir. Tesir kesitinin birimi barn'dır ve b ile gösterilir.

1.4.Ortalama Serbest Yol

Bir parçacığın soğurulmaya ya da saçılmaya uğramadan önce alabileceği yola ortalama serbest yol denir.

$$X = \frac{\int_0^{N_0} dN}{\int_0^{N_0} dN} = \frac{\int_0^{N_0} x dN}{N_0} \quad (1.16)$$

şeklinde ifade edilebilir. $N = N_0 e^{-n\sigma t}$ bağıntısında t yerine x kullanılırsa,

$$dN = -n \sigma N_0 e^{-n \sigma x} dx \quad (1.17)$$

elde edilir. dN 'nin bu değeri (1.16)'da yerine yazılıp gerekli integral alınır

$$x = L = 1 / n \sigma = 1 / \Sigma \quad (1.18)$$

bulunur. Görüldüğü gibi ortalama serbest yol makroskopik tesir kesitini tersidir. Soğurma ortalama serbest yolu

$$x = 1 / \Sigma_a = 1 / \sigma \quad (1.19)$$

ile verilir. Burada Σ_a makroskopik soğurma tesir kesitidir.

1.5.Radyoaktif Bozunma Kanunu

Eğer bir t anında N radyoaktif çekirdek varsa ve numuneye yeni çekirdekler ilave edilmiyorsa dt süresi içinde bozunan dN çekirdek sayısı, N ile orantılıdır.

$$\lambda = - (dN/dt)/N \quad (1.20)$$

Burada λ , bozunma veya parçalanma sabitidir. Denklem (1.20)'in sağ tarafı bir atomun birim zamanda bozunma olasılığıdır, yani bu olasılık atomun yaşı ne olursa olsun sabit

olup radyoaktif bozunmanın istatistiksel teorisinin temel varsayımıdır. Denklem (1.20)'in integrali alınırsa,

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.21)$$

Üstel radyoaktif bozunma kanunu elde edilir. Burada N_0 integrasyon sabit, $t = 0$ 'da henüz bozunmamış çekirdeklerin sayısıdır. Yarı-ömür $T_{1/2}$ çekirdeklerinin yarısının bozunması için gerekli süreyi göstermektedir. Denklem (1.21)'de $N = N_0/2$ konursa

$$T_{1/2} = 0.693 / \lambda \quad (1.22)$$

bulunur. τ ortalama ömür de yararlı bir kavramdır ve bir çekirdeğin bozununcaya kadar geçirdiği ortalama süre olarak tanımlanır. t süresi içinde bozunmadan kalan çekirdek sayısı $N(t)$ 'dir ve t ile $t + dt$ arasında bozunanların sayısı $[dN / dt]dt$ 'dir. Bu durumda ortalama ömür

$$\tau = \frac{\int_0^{\infty} t \left[\frac{dN}{dt} \right] dt}{\int_0^{\infty} \left[\frac{dN}{dt} \right] dt} \quad (1.23)$$

dir. Paydadaki terim toplam bozunma sayısıdır. İntegrali alınırsa,

$$\tau = 1/\lambda \quad (1.24)$$

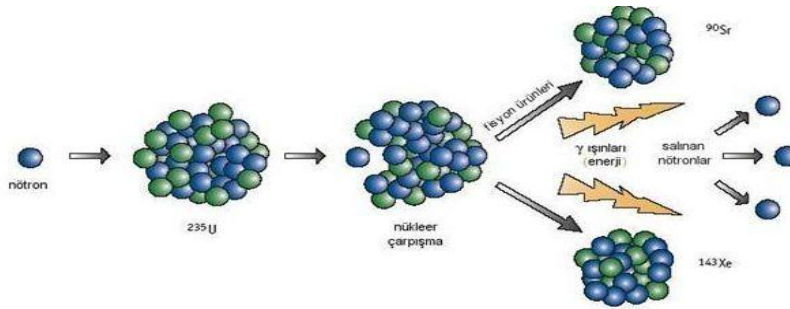
bulunur. Ortalama ömür basit olarak bozunma sabitinin tersidir[5].

1.6.Fisyon Reaksiyonu

Çekirdek fiziğinin gelişimi 1930'lu yıllarda hız göstermiştir. Chadwick'in nötronu keşfetmesi ile ilk çalışmalar birçok elementin nötronlarla bombardıman edilmesi ve çekirdek üzerinde nötronun etkilerinin araştırılması olmuştur. Fermi ve arkadaşları yapay radyoaktifliği incelemek için birçok elementi nötronlarla bombardıman etmiştir. Birçok çekirdeğin nötron yakalaması ile β^- yayınlayarak bozunuma uğradığını, bu yolla nötronun protona dönüştüğünü ve çekirdeğin nötron fazlalığının dengelendiği ortaya çıkmıştır. Bir diğer adım olarak bu tekniği kullanarak atom numarası arttırımı sonucu tabiatta doğal olarak bulunan ve en ağır element olan uranyumdan transuranyum elementler elde edilmeye çalışılmıştır. Uranyumun nötronlarla bombardıman edilmesi

sonucu uranyum elementi β ışması yayınlayarak bozunuma uğramıştır. İyonlaşma odaları ile yapılan deneysel çalışmalarda nötron yakalama sonucu ortaya çıkan enerjinin 100 MeV mertebesinde olduğu ve bu enerjinin daha önce gözlenen α -bozunma enerjisinden çok büyük olduğu gözlenmiştir. Böylelikle uranyumun nötron yakalaması ile oldukça kararsız hale geldiğini ve yakın büyüklükte iki parçaya bölündüğünü (fisyona uğradığı) gözlemlenmiştir.

Doğada bulunan veya yapay olarak üretilen uranyum ve plütonyum gibi ağır elementler kararsız bir yapıya sahiptir. Böyle bir elementin çekirdeğine bir nötron çarptığında çekirdek iki parçaya bölünür. Bu çekirdek bölünmesine fisyon reaksiyonu denilmektedir. Kararsız halde bulunan çekirdeğin bölünmesiyle, iki veya üç nötron, bir miktar enerji ve yakın büyüklükte iki orta ağırlıklı çekirdek meydana gelir. Fisyon sonucu ortaya çıkan ve birçok kombinasyonu mümkün olan bu parçalara fisyon ürünleri denir. Ortaya çıkan bu fisyon ürünleri radyoaktiftir. Çekirdek tepkimeleri sonucu açığa çıkan enerjiler, kimyasal tepkimeler sonucunda açığa çıkan enerjilere göre çok fazladır.



Şekil 1.2. Fisyon Tepkimesi [1].

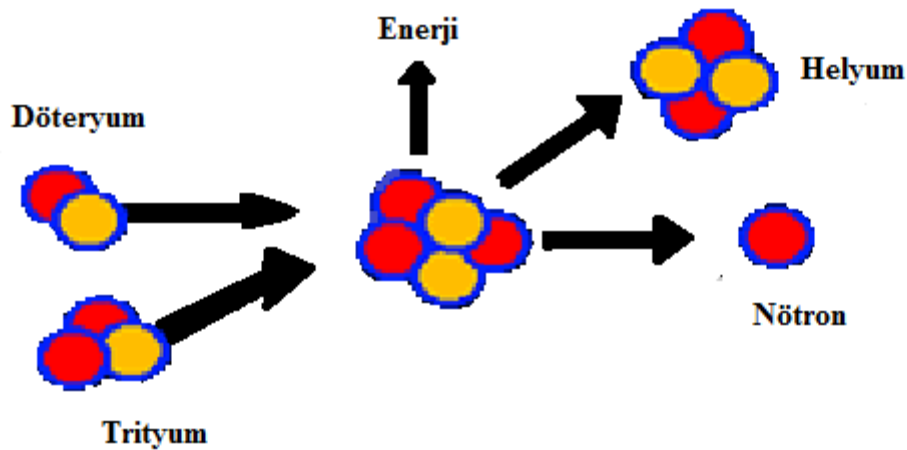
Fisyon sonucunda ortaya çıkan nötronların, ortamda bulunan diğer fisyon yapabilen atomların çekirdekleri tarafından yutularak, onları da aynı reaksiyona sokması ve bunun ardışık olarak tekrarlanması olayına zincirleme reaksiyon denilmektedir. Kontrolsüz bir zincirleme reaksiyon, çok çok kısa bir süre içinde çok büyük bir enerjinin ortaya çıkmasına neden olur. Nükleer santrallerde zincirleme reaksiyon kontrollü bir şekilde gerçekleşmektedir.

Fisyon yakıtları ikiye ayrılmaktadır.

- Fisil yakıtlar: Termal nötronlarla parçalalanabilen yakıtlardır. (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu)
- Fertil yakıtlar: Fertil-fisil dönüşümü yaparak fisil yakıtlara dönüşebilen çekirdeklerdir. (^{232}Th , ^{238}U , ^{240}Pu , ^{242}Pu)

1.7.Füzyon Reaksiyonları

İki hafif atom çekirdeğinin nükleer reaksiyonlar sonucu birleşerek daha ağır bir çekirdeği meydana getirmesi reaksiyonudur. Bu reaksiyon sonucunda enerji açığa çıkmaktadır. Bu açığa çıkan enerjiye füzyon enerjisi denir.



Şekil 1.3.Füzyon Tepkimesi [1].

Temel füzyon reaksiyonları ikiye ayrılmaktadır.

- D-D (döteryum-döteryum) füzyon reaksiyonu: Bu reaksiyon doğrudan iki döteryum çekirdeğinin reaksiyona girmesiyle oluşan füzyon reaksiyonudur. Denklemgösterildiği gibidir.





- D-T (döteryum-trityum) füzyon reaksiyonu: Bir döteryum bir trityum çekirdeğinin reaksiyona girmesiyle oluşan füzyon reaksiyondur. Denklem (1.27) de gösterildiği gibi meydana gelir

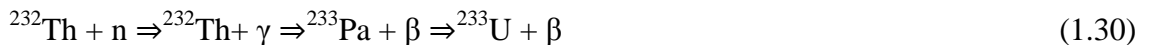


D-T reaksiyonu için 4.4 KeV'lik bir sıcaklığa ihtiyaç vardır. Reaksiyon sonucunda 17.6 MeV gibi büyük bir enerji açığa çıkmaktadır. D-T reaksiyonunun gerçekleşmesinde döteryum deniz suyundan kolayca elde edilebilen hidrojenin doğal bir izotopu olmakla beraber trityum doğal bulunan bir yakıt değildir. Genellikle lityumun nötronla etkileşmesi sonucu meydana gelir [6].

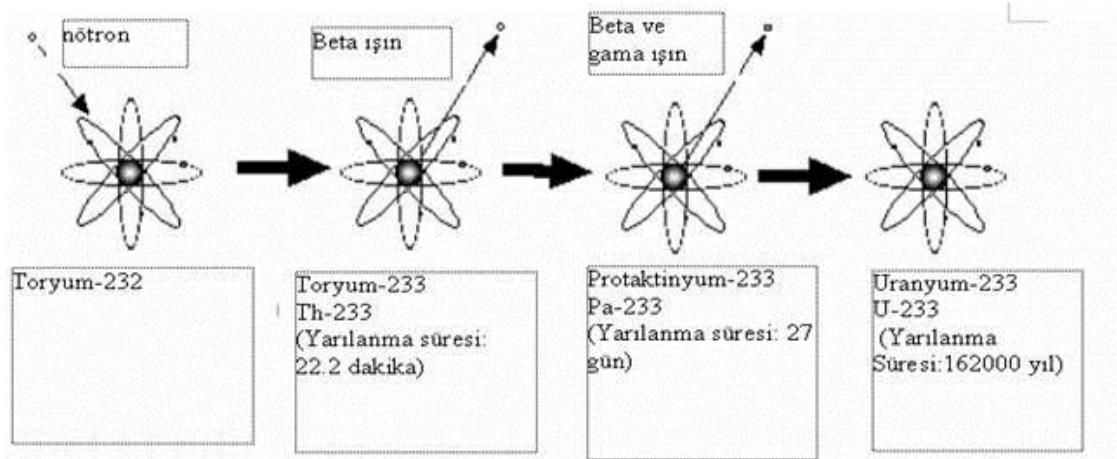


1.8.Toryumun Nükleer Yakıt Olarak Kullanımı

${}^{232}\text{Th}$ çekirdeği enerjisi 1MeV'in altında olan nötronlarla oluşturduğu fisyon tesir kesiti önemli değildir ancak ${}^{232}\text{Th}$ çekirdeği fisyon yapabilen materyalleri üretme için kullanılabilir. Nötron yakalama reaksiyonu fisyon oluşturamayan materyallerden fisyon oluşturabilen üretken yakıtları oluşturma imkanı verir.



şeklinde gerçekleşir.



Şekil 1.4. Toryum-232'nin Üranyum-233'e dönüşümü [1].

^{233}U 'un ortalama fisyon sayısı η ^{235}U fisyon nötron sayısından daha fazladır. ^{233}U için $\eta=2.3$ ve ^{235}U için $\eta=2.1$ 'dir. Toryum devresinin bir avantajının da çok az miktarda plutonyum ve diğer uranyum ötesi elementler üretmesidir ki bunların da radyoaktif zehirlenmeyi azaltacağı bildirilmiştir.

Toryum, uranyuma alternatif nükleer yakıt hammaddesidir. Ancak toryumun nükleer enerji hammaddesi olarak kullanımında çevrim sorunu vardır. Toryum mineralleri üretildikten sonra cevher zenginleştirme işlemleri ile konsantrasyon edilip ve daha sonra bir nükleer reaktörde nötron bombardımanına tabi tutularak ^{233}U haline getirilmesi gerekir. ^{233}U ' de ^{235}U gibi parçalanarak nükleer enerji üretiminde kullanılabilir. Parçalanma sonucunda açığa çıkan ısı elektrik enerjisine dönüştürülür [7].

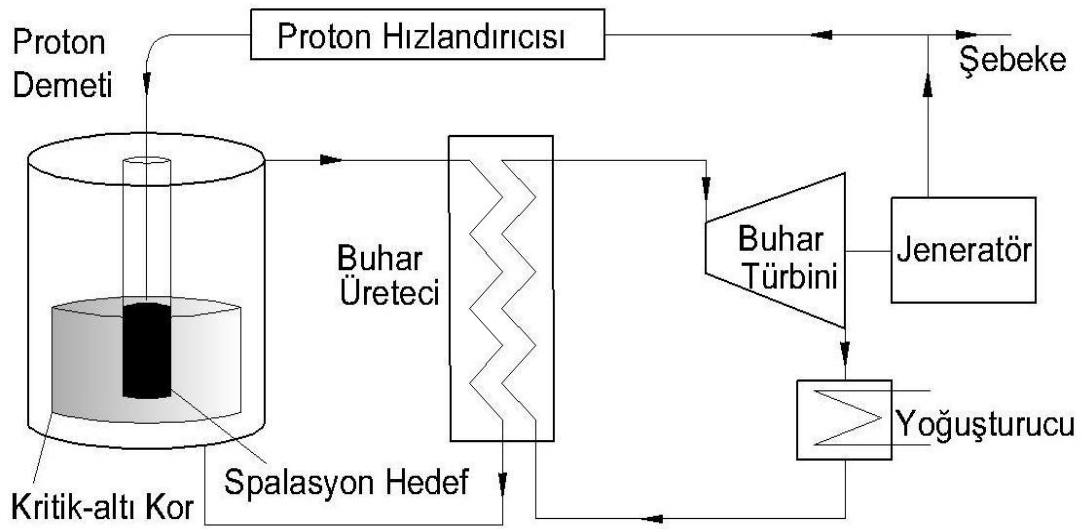
2.BÖLÜM

HIZLANDIRICI-SÜRÜCÜLÜ SİSTEMLER

2.1.Giriş

Son yıllarda hızlandırıcı teknolojisindeki ilerlemeye paralel olarak enerji üretimi için hızlandırıcı sürücülü sistemlere olan ilgi artmıştır. Yeni nesil reaktörlerin yapısı geleneksel reaktörlerden oldukça farklıdır. HSS'in en önemli özelliği nükleer sürecin tam kontrollü olmasıdır. Yani, hızlandırıcıdan gelen proton demetinin kesilmesi ile reaksiyon çok kısa (ns mertebesinde) bir sürede duracak ve bu sayede nükleer kaza riski ortadan kalkacaktır. Hızlandırıcı sürücülü sistemler hem yüksek seviyeli atık yakabilen hem de uranyum dışındaki yakıt çevrimlerinin (Toryum yakıt çevrimi) esnek olarak kullanılabilmesi bir tasarım olarak karşımıza çıkmaktadır. HSS'de hedef malzeme üzerine yönlendirilen protonlar ile kaynak nötronlar üretilir. Hedef malzeme katı yada sıvı fazdaki ağır metalden yapılmıştır. Nükleer reaksiyon sonucunda her bir proton için hedefte onlarca nötron üretilir. Nötron üretimi açısından bakıldığında birçok reaksiyon bulunmasına rağmen nötron üretiminde protonların kullanılması nötron ekonomisi açısından en kazançlı yoldur. Üretilen nötronlar, kritik-altı kora gönderilerek diğer nükleer reaksiyonların başlamasını sağlar. Kritik-altı kor termal yada hızlı nötron spektrumunda çalışabilecek şekilde tasarlanmıştır. HSS'lerin en önemli özelliklerinden bir tanesi ise nükleer atıkların geleneksel reaktörlere göre çok daha az olmasıdır. Daha az uranyum ötesi aktinit atık oluşturmaları ve nükleer yayılma riskinin önemli ölçüde azaltılması HSS 'nin avantajlarından biridir.

HSS'in enerji dönüşüm kısmı normal güç santralindeki sisteme benzemektedir fakat HSS'de üretilen tüm elektrik enerjisi şebekeye verilmez. Bu enerjinin bir kısmı HSS'de ki hızlandırıcının çalışması için kullanılmaktadır.



Şekil 2.1. Hızlandırıcı sistemlerin bölümleri [1].

2.2.Hızlandırıcı Sürücülü Sistemlerin Özellikleri

Hızlandırıcı Sürücülü Sistemler, hedefe yüksek yoğunluklu proton demeti gönderen hızlandırıcılar ile kritik altı reaktörün birleştirilmesidir. 1 GeV ya da daha fazla enerjili ve istenilen demet akım şiddetine sahip yüksek yoğunluklu proton demeti, ağır bir metalden oluşan hedefe gönderilmektedir. Kritik altı reaktöre gönderilen proton demeti, parçalanma reaksiyonuyla nötron üretir. HSS'ler kritik altı durumda çalışmalarından dolayı kritiklikle ilgili güvenlik problemleri ortadan kaldırılmıştır.

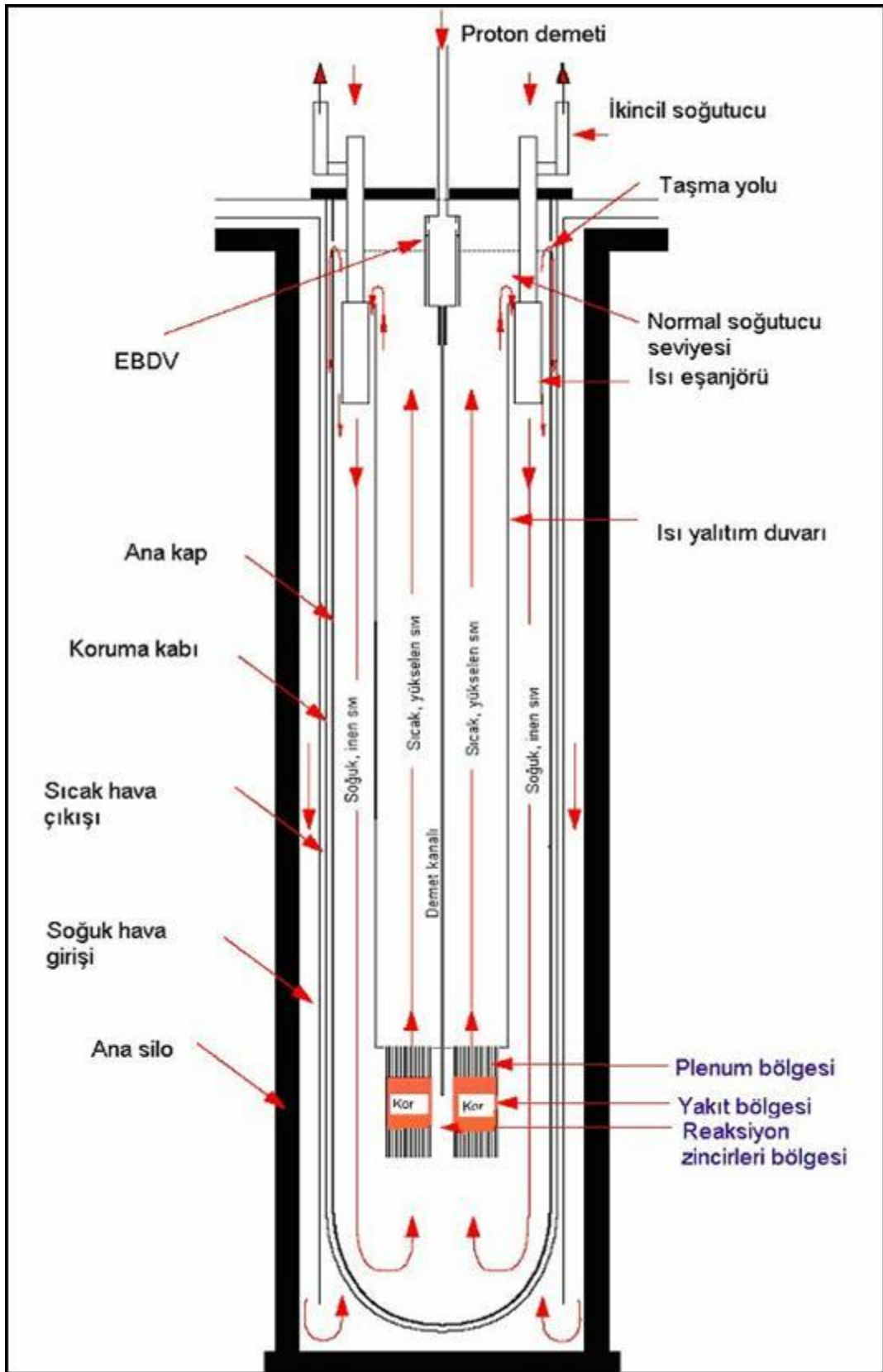
Hızlandırıcı Sürücülü Sistemler genellikle üç parçadan oluşur. (1) Hızlandırıcı, (2) Spalasyon Nötron Hedefi (SNH) ve hedefi çevreleyen kritik-altı kor

2.2.1.Hızlandırıcılar

HSS'in çalıştırılmasında güçlü proton hızlandırıcısının kullanılması gerekmektedir. Hızlandırıcı kaynaklı sistemlerde, yüksek enerjili yüklü parçacıklar, tercihen protonlar hedef malzeme olarak seçilen ağır metali bombardıman etmek için kullanılmaktadır. Bu sayede oldukça yüksek enerjili nötronlar açığa çıkmaktadır. Yüksek enerjili nötronlar hedef malzemeyi çevreleyen yakıt bölgesindeki fertil malzemelerin fisil malzemelere dönüşmesini aynı zamanda fisyon yapmalarını sağlanmaktadır. Hızlandırıcı tarafından

üretileen nötronlar reaktör kontrolü için gerekli olan gecikmiş nötronlara olan gereksinimi azaltmaktadır. HSS için tercih edilen iki tip hızlandırıcı vardır. Bunlardan birincisi hızlandırmanın doğrusal bir yol boyunca sıralanmış bir veya birden fazla RF (radyo frekansı) ile gerçekleştirildiği lineer (linak) hızlandırıcılardır. Lineer hızlandırıcılarda demetin hareketi doğrultusu boyunca sıralanmış bir dizi sürüklenme (drift) tüplerinden meydana gelmektedir. Bu tüpler bir RF (radyo frekans) kaynağına bağlıdır. RF kaynağı yüksek frekansta alternatif voltaj sağlamaktadır. İlk yarım periyotta birinci drift tüpe uygulanan voltaj “iyon kaynağını“ terk eden parçacığı hızlandırır. Demet birinci ve ikinci tüplerin arasına geldiğinde tekrar hızlanır. Bu süreç her bir drift tüp için kendini tekrarlar. Parçacığın ivmelenmesi sırasında hız sürekli artmaktadır. Lineer hızlandırıcıların en önemli avantajı, ihtiyaç duyulduğunda daha yüksek akımda (30-50 mA) çalışabilmesidir. Diğer hızlandırıcı çeşidi olan siklotronlar ise, parçacıkların sistem içinde her dönmesinde küçük bir gerilim artması alıp enerjisi yüksek değerlere ulaşana kadar birçok dönüş yaparak hızlandırıldıkları ve manyetik alan yardımıyla dairesel yörüngelerde tutulduğu dairesel hızlandırıcılardır. Siklotron daha basit bir teknoloji ile yapılabilmesi ve daha az yer kaplaması avantajına sahiptir.

Son yıllarda yüksek yoğunluklu proton hızlandırıcı teknolojisi sürekli gelişme göstermesiyle maksimum demet gücü siklotron hızlandırıcılarda 10 MW civarında ve lineer hızlandırıcılarda 100 MW kadar ulaşmıştır.



Şekil 2.2. EY standart ünitesinin şematik gösterimi [1].

2.2.2.Spalasyon Nötron Hedefi

Yüksek enerjili parçacıkların hedef çekirdekle etkileşmesidir. Hedefe gelen yüksek enerjili proton demeti, hedef çekirdekleriyle etkileştikten sonra, hedeften bazı nükleonların ya da hafif çekirdeklerin çıkmasına neden olur. Çıkan nötronlar hedef çekirdekle etkileşerek nükleer çığ reaksiyonlarını gerçekleştirirler. Parçalanma reaksiyonları 10^{-6} s sürer ve proton başına 15-20 nötron üretimi gerçekleştirilir. Parçalanma reaksiyonları hızlandırıcı güdümlü sistemde kritik altı reaktörü besleyen nötron kaynağını oluşturmaktadır.

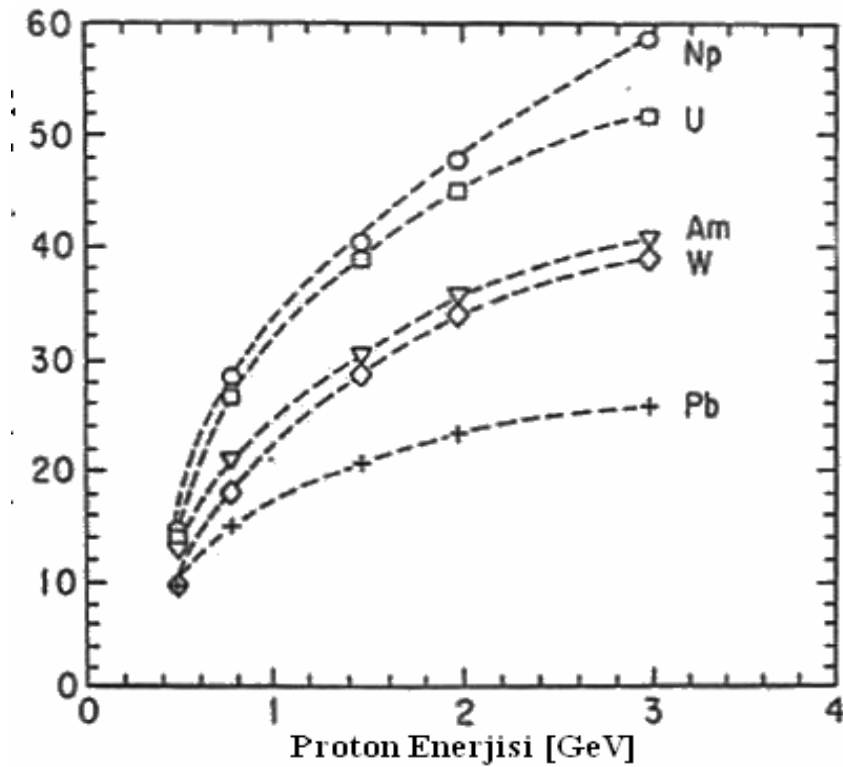
Spalasyon, fisyona kıyasla daha fazla nötron üretmek için uygulanan bir tepkime biçimidir. Nötron üretimi açısından bakıldığında birçok reaksiyon bulunmasına rağmen nötron üretiminde protonların kullanılması en uygun yoldur. Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerin tasarımında proton başına nötron sayısı anahtar parametredir. Yüksek enerjiye sahip proton demetinin ağır metal hedefe gönderilmesiyle oluşan reaksiyona spallasyon reaksiyon denir. Hedefe gönderilen şiddetli proton demeti ile oluşan parçalanma reaksiyonları nötronlarla birlikte atık çekirdekleri de üretirler ve oluşan bu çekirdeklerin çoğu radyoaktiftir. Atık çekirdekler hedefin aşınmasına, yapısal malzemelerde ve hedef radyasyon zararına yol açar. Bundan dolayı aktivasyon problemleri hedefin tasarımında göz önünde bulundurulmalıdır.

Hedef olarak etkin ve verimli bir şekilde parçalanma reaksiyonu yapabilen Pb, PbBi, W, Ta, Hg, U elementleri önerilir. Nötron verimi kullanılan malzemeye göre değişir. Hedefin özellikleri şöyledir.

- Kritik korun merkezinde olmalıdır,
- Nötron üretimi yüksek olan elementler seçilmelidir,
- Yüksek enerjili proton demetine karşı dayanıklı olmalıdır.
- Hedefte radyasyon zararı miktarı çok küçük olmalıdır.
- Kaynama noktası yüksek olmalıdır.
- Parçalanma reaksiyonları ile serbest kalan ısıyı iyi iletmelidir.

Proton demet enerjisine göre, çarpan proton başına çıkan nötron sayısının değişimi Şekil 2.3'de görülmektedir. Hedefle etkileşen demet enerjisi arttıkça, üretilen nötron sayısı da artmaktadır. Nötron verimi kullanılan hedef malzemeye bağlıdır. Örneğin,

yaygınca çalışan Pb spalasyon hedef için 1 GeV'lik proton yaklaşık 15 nötron üretir. Çeşitli türdeki tepkimelere bağlı olarak, oluşan nötron enerji spektrumu birkaç keV'den başlar. Yayınlanan nötronların %90'nı 15 MeV'in altındadır. Açısal dağılımı izotropiktir. Yani nötron enerjileri orta ve hızlı nötron karakteristiklerine sahiptir. Geçmiş yıllarda HSS'ler de çeşitli hedef ortamları için belirli boyutlarda ve çeşitli proton demet enerjilerinde spalasyon nötron üretimi üzerine birçok analiz yapılmıştır.



Şekil 2.3. Farklı hedef çekirdekler için proton başına çıkan nötron sayısının proton enerjisine göre değişimi [1].

2.2.3.Kritikaltı Kor

HSS'de hedef çevresi kritik altı durumdaki yüksek seviyeli atıklar ya da yakıt çevrimine bağlı olarak bölünebilir izotoplarla harmanlanmış üretken kritik altı yakıt demetleri ile çevrelenmiştir. Kritik altı bir kora sahip olan HSS, geleneksel reaktörlerle karşılaştırıldığı zaman nötronik tasarım açısından tamamen farklılık gösterir. Korun kritiklik değerinin ne olacağı ise güvenlikle, net elektrik üretimi arasındaki optimizasyona bağlıdır. Sistemin kendinden güvenli olabilmesi için hızlandırıcının akımı kesildiğinde gecikmiş nötron üretimi, koru kritik üstü yapmaya yetecek bir kor çoğalma katsayısını geçmemelidir. HSS tasarımında en önemli konu kritik altı olması

ve reaktivite kararlılığıdır. HSS'ler bu özelliği ile güvenliğini önemli ölçüde arttırmaktadır [7].

Çoğalma faktörü, reaktörde bir nesilden diğerine termal nötronların sayısındaki net artışı verir. Ortalama olarak her termal nötron bir nesilden diğerine k kadar yeni termal nötron üretir. Zincir reaksiyonun devamı için $k \geq 1$ olmalıdır. Eğer çoğalma faktörü 1 ise reaktör kritik, $k > 1$ ise kritik üstü ve $k < 1$ ise reaktör kritik altıdır.

Hızlandırıcı sürücülülü sistemin kritik altı ($k < 1$) durumda çalışması ve hedefe gönderilen demet akımı kesildiğinde reaktörde meydana gelen reaksiyonların kesilmesi sistemin son derece verimli ve güvenli bir şekilde çalışmasını sağlamaktadır.

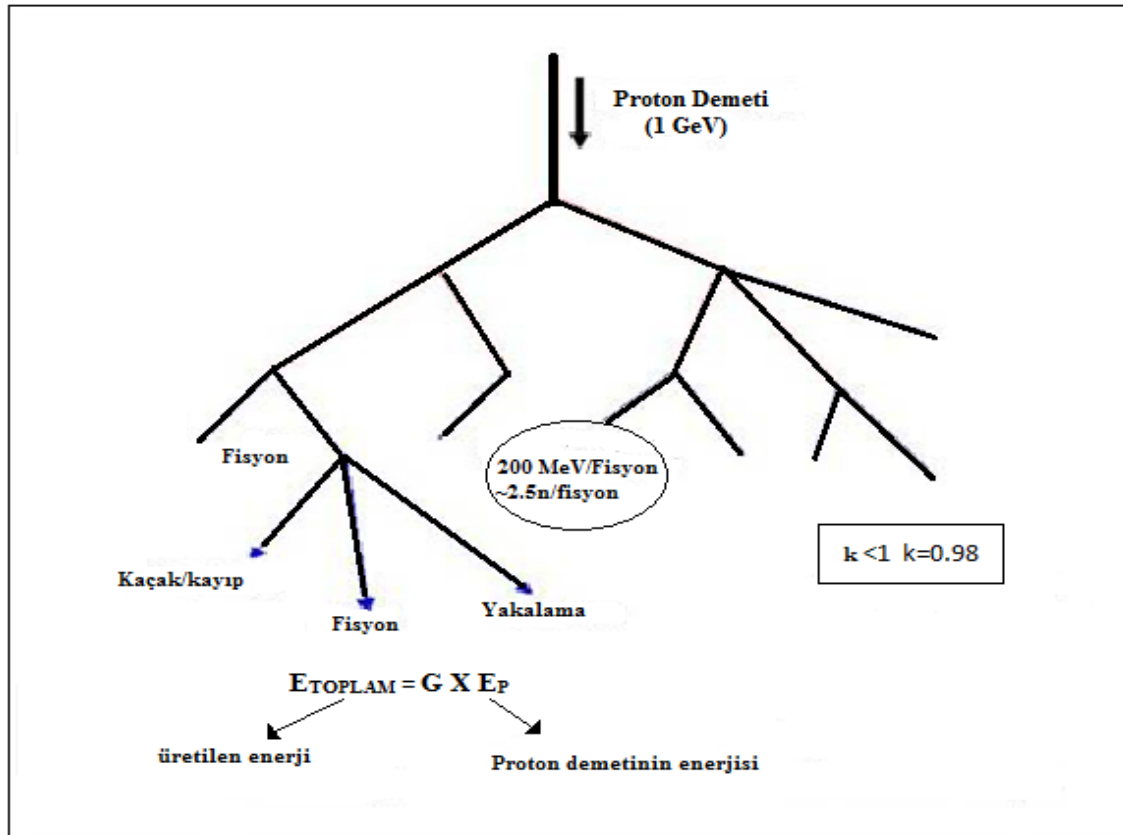
Hızlandırıcı akımı kesildiğinde parçalanma reaksiyonları duracağından gecikmiş nötron üretimi, reaktör korunu kritik üstü yapmaya yetecek bir nötron çoğalma katsayısını geçemeyecektir. Güvenlik sınırları göz önüne alındığında bu sınır $k_{eff}=0.98$ civarında bir rakam olarak belirlenmiştir. Yapılan analizlerde, çoğalma katsayısının 0,96 civarındaki değer altına düşmesi durumunda, HSS'nin işletilmesinin ekonomik olamayacağını göstermektedir. Kritik altı kor soğutucu ve yakıt bölümlerinde oluşmaktadır.

Soğutucu: Hedef çekirdek etrafında üretilen nötronlar, hedefin etrafında olan yakıt bölgesine girerler ve burada fisyon ve diğer nükleer reaksiyonlar meydana getirirler. Nükleer reaksiyon sonucu oluşan enerji kinetik enerjidir ve ortamın ısınmasına yol açmaktadır. Soğutucu, reaktör korunun erimesine fırsat vermeden ısı çıkışını sağlayan başlıca elemandır. Bir reaktör tasarımında başlıca özellik, soğutucunun ısı transferindeki verimlilik yeteneğidir. HSS tasarımında soğutucu olarak önerilen malzemeler Na, He, PbBi, Hg, W, Pb'dir. Soğutucu olarak seçilen malzemelerin özellikleri şunlardır.

- Hedef üzerinde aşınma (korozyon) etkisi olmamalıdır,
- Kaynama noktası yüksek olmalıdır,
- Nötron yavaşlatma ve soğurma etkisi çok küçük olmalıdır,
- Parçalanma reaksiyonu ile oluşan ısının iletilmesini sağlamalıdır.
- Isı sığası yüksek olan malzemeler seçilmelidir.

Yakıt ; Günümüzde nükleer güç santrallerinde yakıt olarak uranyum ile toryum kullanılmaktadır. Uranyum temel nükleer yakıt hammaddesidir. Günümüzde nükleer

güç santrallerinde yakıt olarak kullanılmaktadır. Toryum ise fisil bir madde olmadığı için tek başına nükleer yakıt olarak kullanılamaz ve fisil bir izotop olan U^{233} e dönüşebilmesi için de bir tetikleyiciye (nötron) gereksinimi vardır. Bu nedenle nükleer yakıt olarak kullanılabilmesi için fisil izotoplar olan U^{235} veya Pu^{239} ile birlikte kullanılmaktadır.



Şekil 2.4 Spalasyon süreci ve nötron üretimi [7].

2.3.Hızlandırıcılar İle İlgili Ülkelerde Yürütülen Programlar

Belçika: SCK-CEN çok amaçlı Ar-Ge ışınlama tesisinin tasarımını bitirmek üzeredir. Prototip hızlandırıcının (MYRRHA), amacı aktinit dönüştürme araştırmalarıdır. Hızlandırıcı ile çalışılan diğer araştırma konuları malzeme ve yakıt davranışı, sıvı metaller, reaktör fiziği, kritik altı sistemlerin güvenliği ve radyoizotop üretimidir. MYRRHA'nın inşası hükümetin onayına bağlıdır.

Fransa: Bir araştırma grubu, GEGEDON, ayrıştırma ve dönüştürme (Partitioning&Transmutation) konularındaki faaliyetleri organize etmek üzere 1996

yılından beri çalışmaktadır. Avrupa Birliği 5. Çerçeve programı kapsamında gaz soğutmalı XADS tasarımı gündeme gelmiştir. Kritik altı korun soğutulması için gaz kullanılmıştır. Nötron tesir kesiti ölçümleri, birleşik deneyler, IPHI hızlandırıcısının geliştirilmesi ve sistem çalışmaları konularında araştırmalar yapılmıştır.

Almanya: Nükleer yakıt çevriminin arka ucunda hızlandırıcının uygulama alanları konusunda sürdürülen araştırmalarda ilerleme kaydedilmiştir. Münih Teknik Üniversitesinde siklotron tipi hızlandırıcının (TRITON) tasarım çalışmaları sürmektedir.

İtalya: Nükleer atık dönüştürme işlemi için hızlandırıcı geliştirilmesi ile ilgili gerekli teknoloji ve fizik konularında çalışma yapmak amacıyla bir Ar-Ge programı (TRASCO) başlatılmıştır. Program, hızlandırıcı, nötronik, ısı-akışkan analiz, malzeme teknolojileri, Pb ve Pb-Bi ile uyumluluk üzerine araştırma yapan alt programlardan oluşmaktadır.

ANSALDO Framatom ile birlikte kurşun-bizmut ötektik karışımı (LBE) soğutmalı ya da gaz soğutmalı prototip HGS üzerine çalışmaktadır. Tasarım başlangıç aşamasındadır, çalışmanın ileri aşamaları, Avrupa Komisyonu Çerçeve Programı kapsamında sürdürülecektir.

LBE-HGS'nin işletme temellerini test etmek amacıyla ENEA, CIRCE'nin inşasına karar vermiştir. İlk test bölümü 2001 yılında tamamlanmış ve işletmeye alınmıştır.

Japonya:Hızlandırıcı destekli dönüştürme teknolojisini geliştirmek amacıyla JAERI tarafından OMEGA isimli program ve "Yüksek Yoğunluklu Proton Hızlandırıcısı " projesi kapsamında yürütülen deneysel bir program başlatılmıştır. Kritik altı reaktör fiziği, sistem işletilmesi ve kontrolü, dönüştürme, ısı akışkan ve malzeme ışınlaması konularında araştırma çalışmaları sürdürülmektedir.

Güney Kore: Dönüştürme üzerine çalışmalar, KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute, Kore Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü) tarafından 1992'de başlatılmıştır. Fakat, 1995 yılına kadar araştırmalar durgun bir seyir izlemiştir. Bu dönemde, dönüştürme konusunda sürdürülecek çalışmalarla ilgili program hazırlanmış ve hızlandırıcı bazlı kritik altı reaktörün nükleer atıkların yakılması için en uygun seçenek olduğu ortaya çıkmıştır. KAERI, bu konuda araştırma yapmak üzere, 1997 yılında taslağı belirlenen HYPER isimli uzun vadeli bir program başlatmıştır. Buna ek olarak,

temel bilimler, radyoizotop üretimi ve dönüştürme teknolojisine yönelik araştırma yapmak üzere çok amaçlı 1 GeV-20 mA proton hızlandırıcısının (KOMAC) geliştirilmesi için bir program başlatılmıştır.

İspanya: CIEMAT, 1997 yılında nükleer atıkların dönüştürülmesinde hızlandırıcının uygulama alanlarını araştırmak amacıyla program başlatmıştır. Program üç koldan yürütülmektedir:

- Uzun ömürlü radyoaktif çekirdeklerin dönüştürülmesi üzerine tasarım, işletme modelleri ve bilgisayar simülasyonu tekniklerinin geliştirilmesi
- Hidro-metalurjik ve piro-metalurjik tekniklerle radyonüklidlerin ayrıştırılması
- Bu sistemde kullanılacak malzemeler üzerine araştırmalar.

İsveç: Ayrıştırma ve Dönüştürme üzerine sürdürülen çalışmalar İsveç Nükleer Yakıt ve Atık İdaresi Kuruluşu (SKB) tarafından desteklenmektedir. Hızlandırıcı fiziği ve güvenlik üzerine yapılan çalışmalar Kraliyet Teknoloji Enstitüsü tarafından yapılmaktadır. Avrupa Birliği tarafından desteklenen pek çok uluslararası projelere de farklı araştırma grupları katkıda bulunmaktadır.

İsviçre: İsviçre'de nükleer enerji üzerine sürdürülen çalışmalar Paul Scherrer Enstitüsü (PSI) tarafından yürütülmektedir. MEGAPIE çalışması kapsamında, ileri yakıt çevriminde ve atık idaresinde hızlandırıcının rolü, ileri yakıt geliştirilmesi, yüksek akımlı siklotron geliştirilmesi, sıvı-metal hedefler için malzeme geliştirilmesi konuları üzerine çalışılmıştır. Reaktör fiziği ve güvenlik alanlarında analitik çalışmaların yapılması planlanmaktadır.

Hızlandırıcı sistemleri ve dönüştürme alanlarında PSI çalışmaları ise OECD/NEA projeleri ve Avrupa Komisyonu Çerçeve Programı kapsamında sürdürülmektedir. Amerika Birleşik Devletleri: 1999 yılında, ABD Enerji Bakanlığı tarafından "Atıkların Hızlandırıcı ile Dönüştürülmesi" projesi başlatılmıştır. ABD'de dönüştürme konusunda sürdürülen ARGE çalışmaları, hızlandırıcı destekli sistemler üzerine yoğunlaşmıştır. Bu çalışmalarda, kullanılmış yakıt içindeki uranyumun ileri PUREX (Plütonyum Uranyum EKStraksiyon) teknolojisi kullanılarak tamamen geri kazanıldığı varsayılmıştır. İlk çalışmalarda, ürün uranyumun düşük seviyeli atık olarak depolanabileceği ya da

gelecekte muhtemel nükleer yakıt çevriminde kullanılmak üzere depolanabileceği ortaya çıkmıştır.

Proton hızlandırıcısı, reaktör dışı nötron kaynağı ve dönüştürülecek atıkların çeşitli kombinasyonları üzerine çalışmalar yapılmış ve varsayılan hedefler, dönüştürülmemiş uzun ömürlü izotopların yeniden çevrimi için gerekli kimyasal işlemlerin verimini araştırmak üzere kullanılmıştır. Değerlendirme sonucunda doğrusal proton hızlandırıcı, kurşun-bizmut hedef, ve sodyum soğutmalı metalik ya da seramik üretken olmayan elemanlı dönüştürülecek hedeften oluşan bir tasarım ortaya çıkmıştır. Diğer alternatif tasarımlar, proton kaynağı olarak siklotron, dönüştürme kaynağı olarak nitritler, ve sodyum, basınçlı helyum ya da su soğutmalı tungsten hedeften oluşmaktadır.

İlgi çeken bir diğer dönüştürme sistem tasarımı ısı kritik reaktörü içeren çift katman yaklaşımından oluşmaktadır. Buna ek olarak, dönüştürme sonucunda net enerji kazancı olması nedeniyle, bugünlerde elektrik gücü üretebilen dönüştürme sistemlerinin tasarımı üzerine çalışmalar sürdürülmektedir.

Rusya: Hızlandırıcı konusundaki çalışmalar ISTC projeleri kapsamında sürdürülmektedir. Hızlandırıcı alanındaki ARGE çalışmalarında yer alan araştırma enstitüleri: Teorik ve Deneysel Fizik Enstitüsü (ITEP), Fizik ve Güç Mühendisliği Enstitüsü (IPPE), Deneysel Fizik Araştırma Enstitüsü (VNIIEF), Birleşmiş Nükleer Araştırma Enstitüsü (JINR), Nükleer Enerji Enstitüsü (IAE), Rusya Bilimler Akademisi Nükleer Araştırma Enstitüsü (INR RAS), Deneysel Tasarım Ofisi Gıdropress (OKB GP) ve Petersburg Nükleer Fizik Enstitüsüdür (PNPI). Sürdürülen faaliyetler: teorik araştırma, hızlandırıcıdaki fiziksel işlemlerin doğrulanması için deneysel bilgi toplanması ve hızlandırıcı konusunda tasarım çalışmalarıdır .

2.4. Literatür Taraması

Enerji üretmek ve radyoaktif atıkları dönüştürmek için değişik tiplerde HSS'ler üzerine çeşitli çalışmalar yapılmıştır.

Lawrance (1953) toryumu kullanarak yüksek enerjili proton demetinin nötron çoğaltıcıda ürettiği hızlı nötronlar vasıtasıyla ^{233}U 'e dönüştürmeyi önerdi [8].

Lawrence ve Edlefsen (1939) hedef olarak düşünölen uranyum ve toryum metalllerinden yapay olarak Pu^{239} ve U^{233} üretmiştir. Ayrıca siklotron hızlandırıcısını bularak yüklü α parçacıklarının çok ağır çekirdeklere girmesine izin veren ağır parçacıkları çevreleyen Coulomb engelini kaldırdı [9].

Rubbia et al., tarafından 1993 yılında uzun ömürlü fisyon ürünlerinin dönüşümü ve minör aktinitlerin küçük bir miktarıyla enerji üretmek için kullanılan yüksek yoğunluklu bir proton hızlandırıcısıyla beslenen ve U-Th döngüsüne dayalı “Enerji Yükseltici” adı verilen bir kritik altı nükleer sistem kavramını ortaya attılar [2].

Bu çalışmada analizler çeşitli proton demet enerjilerinde spallasyon nötron üretimi üzerinedir ve çeşitli hedef ortamlarında HSS'ler deki özel boyutlar kullanılmıştır [10].

Kapoor (2002) Toryumun yakıt olarak kullanılması ile enerji üretilmesine ilave olarak yakıtın uzun ömürlü bileşenlerinin ortadan kaldırılması için HSS'ler incelenmiştir [11].

Uranyum spalasyon hedefi ve nötron üretim kapasitesini belirlemek üzere çok sayıda deneysel ve teorik çalışma mevcuttur [12,13]. Uranyum spalasyon hedefinin fisyonundan doğrudan oluşan belirli nüklitlerin en olası atomik numaralarının tahmini çok önemlidir çünkü tehlikeli radyonüklitlerin birikimi gözlenebilir [14,15,16,17].

İsmailov et al., (2011) Doğal uranyum spalasyon hedefi kullanılarak minör aktinitlerin (MA) dönüştürölmesi performansı incelemiştir. Bu çalışmada uranyum ve PbBi hedef karşılaştırılmıştır. Uranyum hedefte radyal kalınlık 15 cm'den küçük geometrilerde nötron üretiminde iyi sonuçlar elde edilmiştir fakat uranyum hedefin nötron absorpsiyonu yapması nedeniyle PbBi karşısındaki üstünlüğünün kaybolduğu belirlenmiştir [18].

Kyoto Üniversitesinde Mart 2010'da Pyeon et al., yaptıkları çalışmada toryum yuklenmis sistemlerin icine yuksek enerjili proton isinlari enjekte edilerek spalasyon notronlari uretilmistir. ADS calismalarinda spalasyon nötronları 30 pA yoğunlukta, 100MeV proton ile tungsten hedefte üretilmiştir. Sırasıyla, hızlı nötron davranışlarının zaman içindeki değişimleri ve toryum fizyon reaksiyonları deneyler ve hesaplamalar yoluyla belirlendi. Gelecekte, deneysel ve sayısal analiz koşullarının geliştirilmeye ihtiyacı vardır ki bu koşullar yakıt varyasyonları (toryum, zenginleştirilmiş ve doğal uranyum) ve moderatörlerdir (grafit, polietilen, aliminyum, berilyum) [19].

Zamani et al., (2008) bir çalışmada verimli dönüşüm çalışmaları için yeni spalasyon kaynağı tasarlanmış ve Dubna (LHE) laboratuvarında çalışılmıştır. Spalasyon kaynağı doğal uranyum çubuklarla çevrilmiş silindirik şekilli Pb hedeftir. Çalışmalar 0.7-2 GeV protonlu gerçekleştirilmiş ve U blanketin yüzeyine uzaysal (spatial) nötron dağılımı çalışılmıştır. Nötron akısı ve onların enerji dağılımlarının tahmini hesaplanması kati halde nükleer iz detektörü kullanılarak yapılmıştır. Yavaş ve hızlı nötron bileşenleri proton demeti hızlandırıcının bir fonksiyonu olarak incelendi. U blanket yüzeyinde uzaysal dağılım gösteren nötron bağımsız proton ışın demeti enerjisine benzer şekil göstermiştir. Nötron akısının uzaysal dağılımı başlangıç hedefin artması ve çarpışmadan sonra hedef kalınlığının bir fonksiyonu olarak maksimum damlacık ile karakterize edilir. Üretilen nötronun toplam sayısı U blanket yüzeyinde ölçülmüştür ve proton isin enerjisinin fonksiyonunu arttırmıştır [20].

Aizawa et al., (2013) 3 boyutlu deterministik transport hesaplama modunu ADS 'nin dinamik hesaplama kodu için geliştirdiler. Işın transferi için detaylı analizler yapıp hesaplama sonuçlarını taşıma ve difüzyon hesaplamalarını DSE-C (difüzyon hesaplaması), DSE-T (2 boyutlu deterministik kod) ve DSE-3T (3 boyutlu deterministik transport kodu) 'nin uygulamaları karşılaştırılarak verilmiştir. Normal durum ve ışın pozisyon değişimleri analiz edilmiş ve akımlar hesaplanmıştır. Transport hesaplama modu hemen hemen bütün analizlerde daha büyük sonuçlar göstermiştir [21].

Son dönemlerde toryuma olan ilgi artmıştır. toryum yakıt dönüşümü düşük radyotoksik atık ile uzun süreli nükleer enerji üretiminde etkin bir yoldur. Toryum uranyumdan 3-4 kat daha çok bulunmaktadır. bu sebeple toryum yakıtlar uranyum yakıtların tamamlayıcısı olabilir ve nükleer enerjinin uzun süreli sürdürülebilirliğini sağlar. Garcia et al., (2013) uranyum-toryum ve plutonyum-toryum yakıt karışımlarının yakıt döngüsünde baz alınarak hibrid sistemlerde çalışmışlardır. Hibrid sistemleri kritik bir reaktör ve 2 ADS'den oluşmaktaydı. Reaktör yüksek sıcaklıklı grafit ve soğutulmuş gaz reaktöründen oluşmaktaydı. Yakıt özelliklerini inceleyen bir çok parametre ve minor aktinit depolanması karşılaştırmalı analiz edilmiştir [22].

Yapıcı ve ark., (2008) yaptıkları çalışmada dönüştürme ve fisil yakıt üretme potansiyellerini silindirik bir HSS'de araştırmışlardır. Çeşitli konfigürasyonlar ve yakıt kompozisyonlarını optimum dönüştürme ve enerji üretimi elde etmek üzere incelendi

[23]. Spallasyon nötron hedefinin kompozisyonunun ve boyutlarının belirlenmesi için nötronik limitler yüksek enerjili protonlar tarafından sürülen çeşitli sonsuz hedef ortamlarında araştırıldı [24].

Şahin ve ark., (2001) fisil yakıt üretimi araştırıldığı bu çalışmada toryum fisyon-füzyon üreticisinde doğal UO₂ ile birlikte fertil yakıt karışımı ve LWR kullanılmış yakıt kullanılmıştır. 4 farklı soğutucu seçilmiştir. Çalışma sonucunda ise iyi bir dönüşüm gerçekleştirilip fisil yakıt üretimi gerçekleştirilmiştir [25].

Kerdranon et al., (2003) nötronik Monte Carlo simülasyonlarının ele alındığı çalışmada beş yıl süreli sistemi kararlı kritik altı seviyede tutacak MA yakıtının kompozisyonu belirlendi ve MOX yakıtı reaksiyon kaybı hesaplandı. Çalışma sonucunda optimum yakıt yükü, üretilen ²³³U'in harcanması ile azaldığı sonucu elde edilmiştir. İlave olarak minör aktinite bağlı yeni yakıt içeriğini test etmek ve toryum/uranyum çevrimine geçişini sağlamak için gerekli akı seviyesini deneysel HSS'lerin sağlayacağını belirlemişlerdir [26].

3.BÖLÜM

SAYISAL HESAPLAMALAR

Bu tez çalışmasında, hızlandırıcı sürücülü sistemler vasıtasıyla UO_2 , ThO_2+PuO_2 , $ThO_2+UO_2+PuO_2$ yakıtlarının performansı belirli karışımlarla HSS teknolojisi kullanılarak incelenmiştir. Kritik-altı ($k < 1$) çalışan HSS modellenmesi kullanılarak uranyumdioksit (UO_2), toryumdioksit (ThO_2) ve plutonyumdioksit (PuO_2) yakıt elemanları ile yüklenmiş silindirik kritik-altı HSS'in tasarlanan belirli karışımlarla nötronik performansları incelenmiştir. HSS'de k_{eff} bütün işletme şartlarında 1.0'dan küçük olacak şekilde tasarlanmaktadır. Diğer bir ifadeyle, kritik-altı şartlarda çalışır ($k_{eff} < 1.0$). Bundan dolayı bu çalışmada k_{eff} 'ler hesaplandı. Nötronik hesaplamalar LA150 kütüphanesi [28] kullanılarak birleştirilmiş nötron ve proton modunda yüksek enerjili Monte Carlo kodu MCNPX ile gerçekleştirildi.

MCNPX Kodu: Monte Carlo metodu istatistiksel teknikler kullanılarak herhangi bir geometride parçacık transportunu simüle etmek için çözümler yapmaktadır. Monte Carlo metodu her bir parçacığı modeller ve integral yöntemi vasıtasıyla ortalama parçacık davranışlarını çıkararak çözüm yapar. Monte Carlo metodunda parametrelerin yaklaşık olarak hesabı yapılır. Enerji, uzay ve zamanda ortalama yaklaşımlar gerektirmemesi Monte Carlo kodunun en önemli avantajıdır. Bunun yanı sıra çözümlerde sayısal hata vermesi Monte Carlo'nun tek dezavantajıdır.

MCNPX[29] rasyonel modelleme için kullanılan yüksek enerjili bir Monte Carlo transport kodudur. MCNPX "Monte Monte Carlo N-Particle eXtending code" kelimelerinin baş harflerinden oluşmaktadır. MCNPX programı MCNP [30] ve LAHET'in [31] uzantısı olarak hazırlandı. Düşük enerjiler için (< 20 MeV) MCNP nükleer transport kodu kullanılmaktadır. LAHET'de ise, çeşitli teorik fiziksel modeller kullanılmaktadır, burada parçacık transportu kod içerisine gömülmüştür. MCNPX programı, bütün enerjiler ve bütün parçacıklar MCNP'nin fizik simülasyon modelleri

için, 150 MeV' e kadar proton, nötron ve fotonükleer kütüphaneleri ile data analizleri geliştirilerek oluşturulmuştur. MCNPX yüksek enerjili parçacıkların çekirdeğe çarpmasıyla gerçekleşen prosesleri tanımlayan fiziksel modellere sahiptir. Aynı zaman da nötron etkileşim tablolarını kullanarak nötronları modeller. Toplam yutulma tesir kesit, saçılma nötronların açısal dağılımı ve veri tesir kesitleri gibi bilgileri içerir. MCNPX hesaplamalarında genellikle Bertini modeli kullanılmaktadır [32].

3.1.Blanket Geometrisi

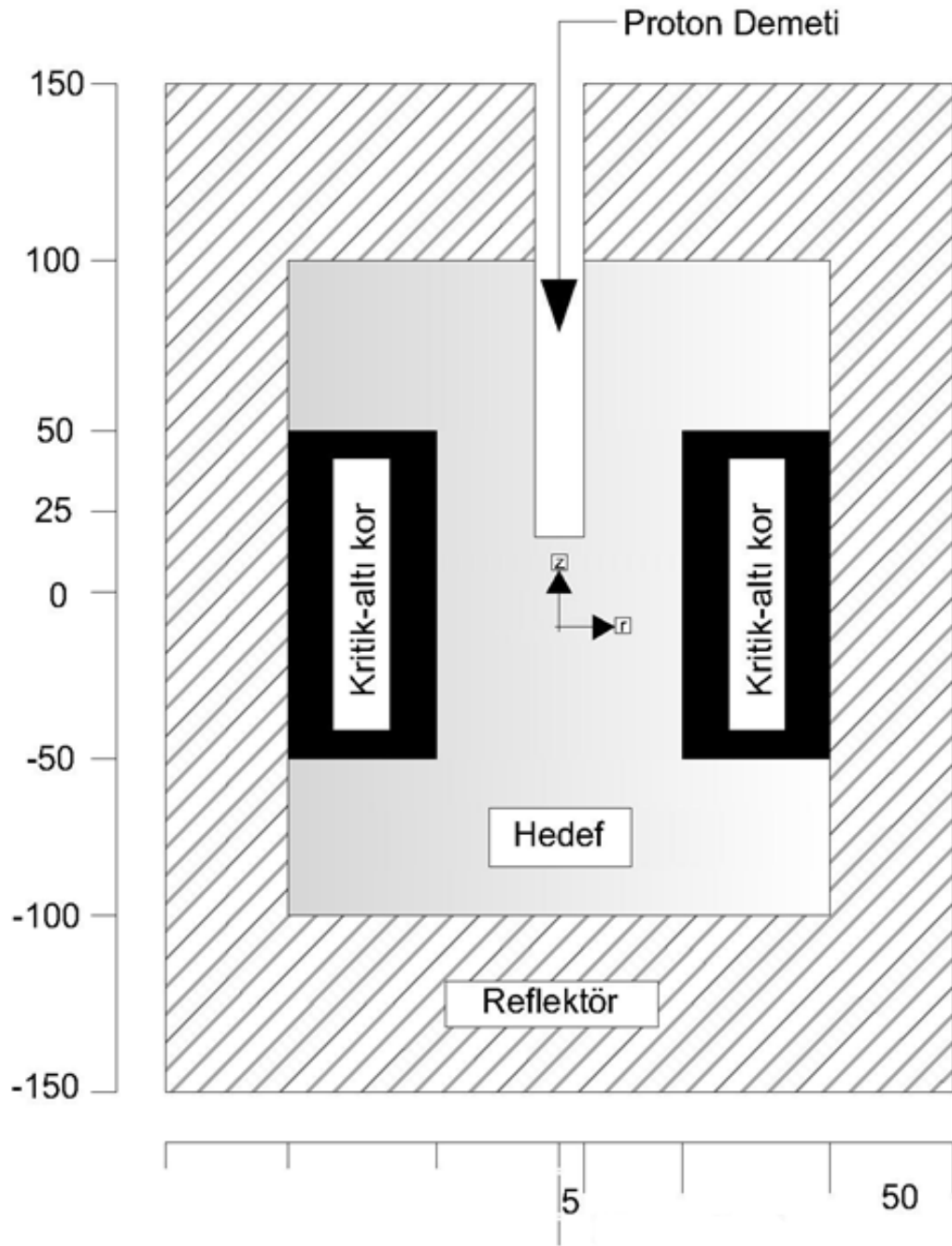
Bu çalışmada kullanılan HSS'nin modellenmesi ve sayısal hesaplamalar MCNPX bilgisayar programında yapılmıştır. Şekil 3.1'de dizayn edilen HSS'nin kesit görünüş, temel yapısı ve boyutları gösterilmektedir. Hızlandırıcı tüpünün yarıçapı 5 cm ve proton demetinin aksenal pozisyonu kritik-altı korun üst kısmından 25 cm aşağıdadır. Ele alınan sistem üç farklı bölge içermektedir.

- I. Spalasyon nötron hedefi
- II. Kritik-altı kor
- III. Reflektör bölgesi

Bu bölgede kullanılan malzemelerin yoğunlukları Tablo 3.1'de verilmiştir.

Tablo 3.1. HSS'de ele alınan malzemelerin yoğunlukları [g/cm³].

Pb	UO ₂	PuO ₂	ThO ₂	SiC	Grafit
11.344	10.97	11.5	10.00	3.20	2.10



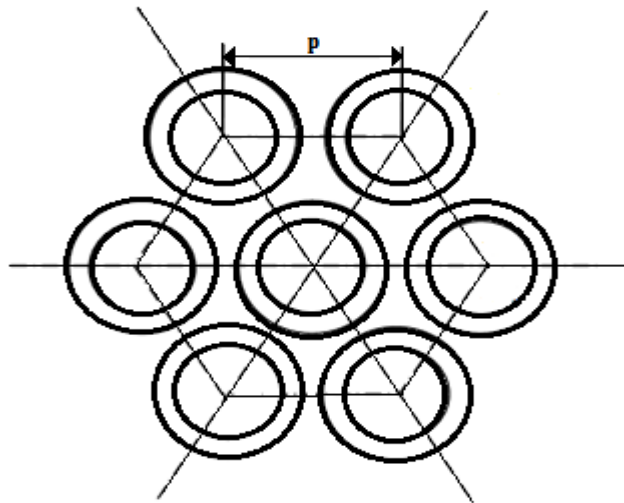
Şekil 3.1. Hızlandırıcı Sürücülü Sistemin Kesit Görünüşü (Ölçüler cm cinsindedir ve ölçekli değildir).

3.1.1.Spalasyon Nötron Hedefi

Hedef malzemesi olarak kurşun (Pb) seçildi. Hedefin yarıçapı ve boyunun seçimi proton başına üretilen nötron sayısının verimine göre belirlenmiş ve en uygun boyutlar seçilmiştir. Uygun bir nötron akı dağılımı elde etmek için hedefin konumu korun ortasındadır. Yüksek enerjili protonlarla başlatılan hedefteki spalasyon nötron reaksiyonları ile nötron yayılır ve bu nötronlar nükleer reaksiyonu başlatmak için kritik-altı kora girerler. Bir HSS'nin hedef bölümü nötron kaçağını engelleyecek boyut ve şekilde tasarlanmaktadır. Pb'nin nötron yakalama değeri düşüktür. Bu da nötronik açıdan hızlandırıcı hedefi için popüler aday yapmaktadır.

3.1.2.Kritik-altı Kor

Nükleer reaksiyonların meydana geldiği kor bölgesinde, parçalanma reaksiyonlarıyla sisteme nötron sağlayan bir hedef yakıt bölgesine yerleştirilen yakıt demetleri ile soğutucu kısmından oluşmaktadır. Yakıt çubuklarının yerleştirilmesi hedefi etrafında olacak şekilde en uygun durum için seçilmiştir. Yakıt çubuklarının bulunduğu yer olarak altıgen örgü yapısı seçilmiştir. Yakıt çubukları şekil olarak altıgen yapıdaki bölgelerin içine konmuşlardır. Hesaplamalarda yakıt çubuklarının iç yarıçapı ($r_{iç}$) ve dış yarıçapı ($r_{dış}$) sırasıyla 0.5 ve 0.6 cm alındı ve çubuklar değişen pitch uzunluklarında altıgen sıralı olarak yerleştirildi.



Şekil 3.2 Yakıt çubuklarının altıgen dizilişi

Tez çalışmasında UO_2 , ThO_2+PuO_2 , $ThO_2+UO_2+PuO_2$ yakıt karışımların hacimsel oranları %10'da sabit tutularak fisil oranlara göre değişimi incelenmiştir.

Yakıt 1: UO_2 yakıtının fisil oranının artmasıyla enerji kazancının (G) ve nötron çoğalım katsayısına (k_{eff}) etkisini anlamak için fisil oranı %0.7'den %20'ye kadar arttırılmıştır.

Yakıt 2: ThO_2+PuO_2 yakıt karışımında fisil oranının artmasıyla enerji kazancının (G) ve nötron çoğalım katsayısına (k_{eff}) etkisini anlamak için fisil oran %2'den %16'ya kadar %2'şer adımlarla arttırılmıştır.

Yakıt 3: $ThO_2+UO_2+PuO_2$ yakıt karışımında fisil yakıt üretiminin yakıt yüzdelere göre değişimi ile enerji kazancının ve efektif nötron çoğalım katsayısının fisil yakıt oranı ile değişimini anlamak için ThO_2 ' un yakıt oranı %30'dan %90'a kadar %10'ar arttırılmıştır.

3.1.3.Reflektör Bölgesi

Reaktörlerin temel elemanlarından olan yansıtıcı, HSS'de nötron kaçağını azaltmak ve dolayısıyla kritikliğini ayarlamak için korun bulunduğu bölgenin etrafında bulunmaktadır. Reaktör bölgesi nükleer uygulamalarda nötron yansıtıcı ve yavaşlatıcı olarak en sık kullanılan malzemeden olan grafiten yapılmıştır. Grafitin saçılma tesir kesitinin yutma tesir kesitinden daha yüksek olmasından dolayı düşük nötron yutma özelliği verimli bir nötron yavaşlatıcı görevi görmektedir. Parçalanma kaynağından çıkan parçacıklar ve yakıt çubuklarında meydana gelen fisyon sonucu oluşan parçacıklar yansıtıcıya çarparak tekrar kor bölgesine gönderilmektedir. Bu kor bölgesinde nötron ekonomisinin ayarlanması için önemlidir.

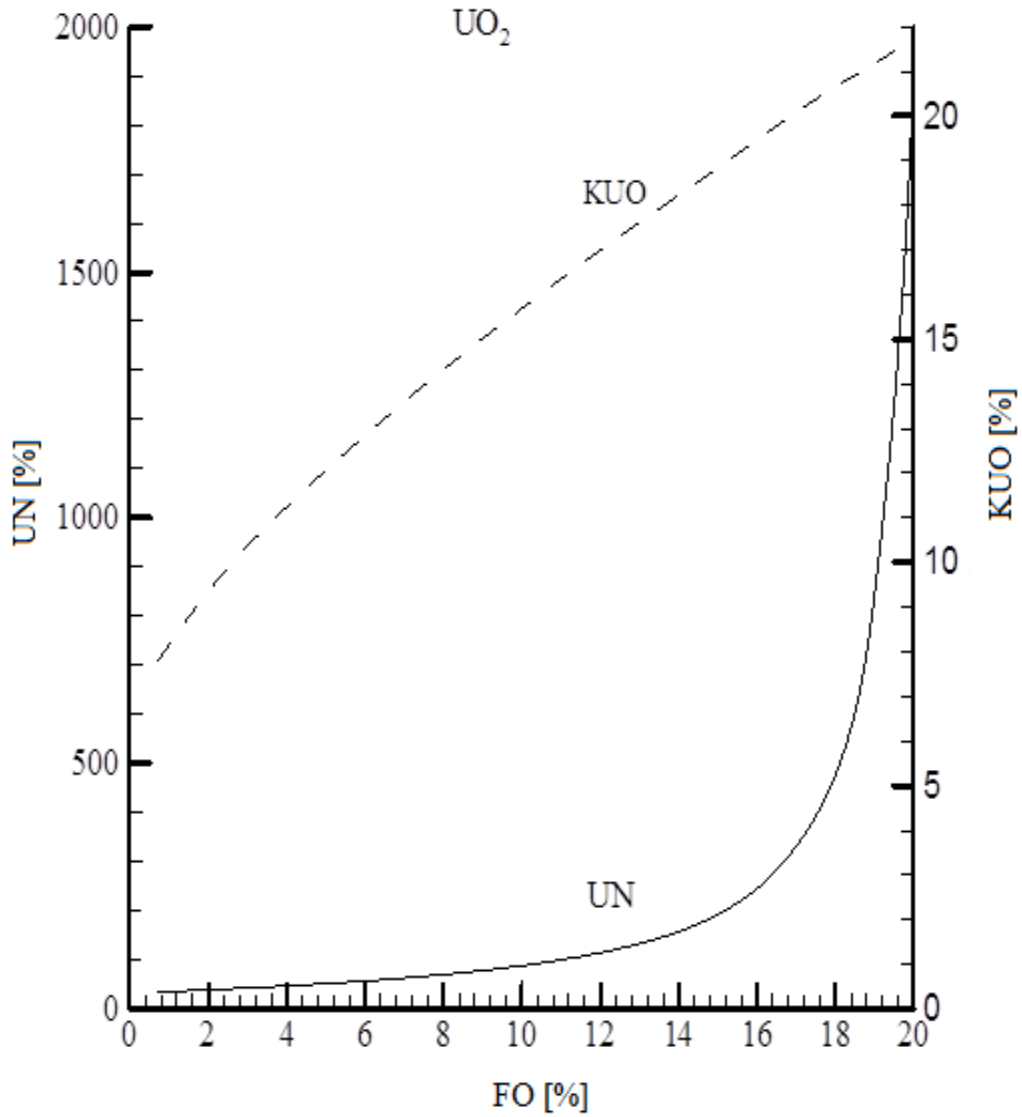
3.2.Sayısal Sonuçlar

3.2.1.Üretilen Nötron Sayısı

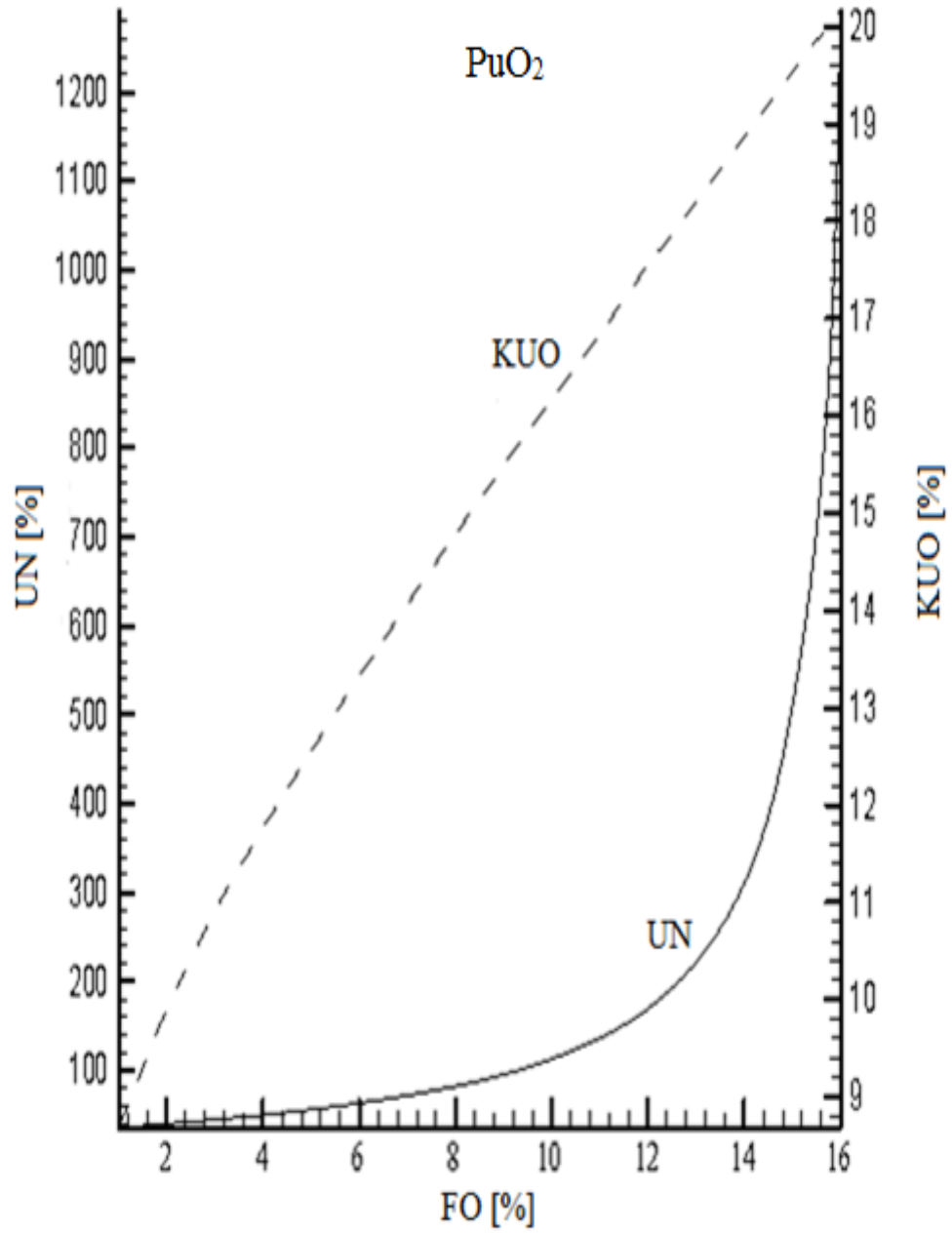
Üretilen nötronların sayısı (ÜN) yakalanan nötronların sayısı (YN) ile kaçan nötronların sayısının (KN) toplamına eşittir. Kaçan nötronların sayısının üretilen nötronların sayısına oranı ise tez çalışmasında KÜO ile sembolize edilmektedir.

Şekil 3.3 ve 3.4 de ÜN'nin ve KÜO'nun fisil yakıt oranı (FO) ile değişimi gösterilmektedir. Ele alınan her bir yakıt durumunda hacimsel yakıt oranı %10

oranında sabit tutulmuştur. Şekillerden görüldüğü gibi üretilen nötronların sayısı fisil yakıt yüzdesi ile üstel olarak artarken KUO hemen hemen lineer olarak artmaktadır.

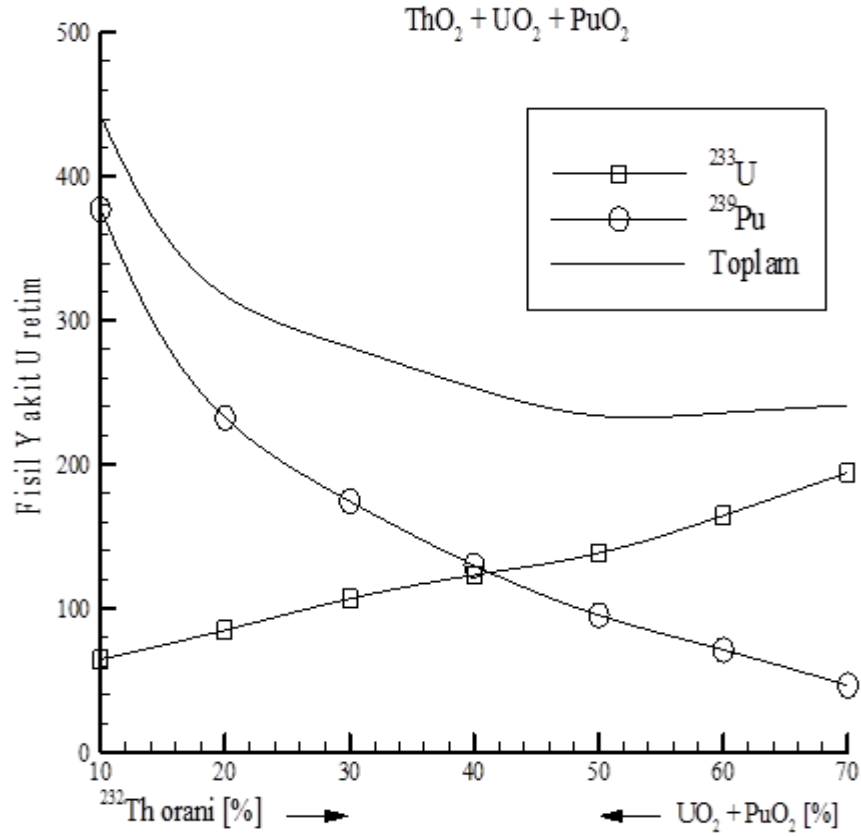


Şekil 3.3. Üretilen nötron sayısı ve kaçan nötronların sayısının üretilen nötronların sayısına oranının fisil yakıt oranı ile değişimleri



Şekil 3.4. PuO₂ yakıtı için üretilen nötron sayısı ve kaçan nötronların sayısının üretilen nötronların sayısına oranının fisil yakıt oranı ile değişimleri

Şekil 3.5’de görüleceği gibi ThO_2 oranının artmasıyla ^{233}U ’un fisil yakıt üretimi artarken ^{239}Pu ve toplam değer fisil yakıt üretiminin azaldığı görülmektedir.



Şekil 3.5. Fisil yakıt üretiminin $^{232}\text{Th} + ^{239}\text{Pu} + ^{233}\text{U}$ yakıt yüzdelerine göre değişimi

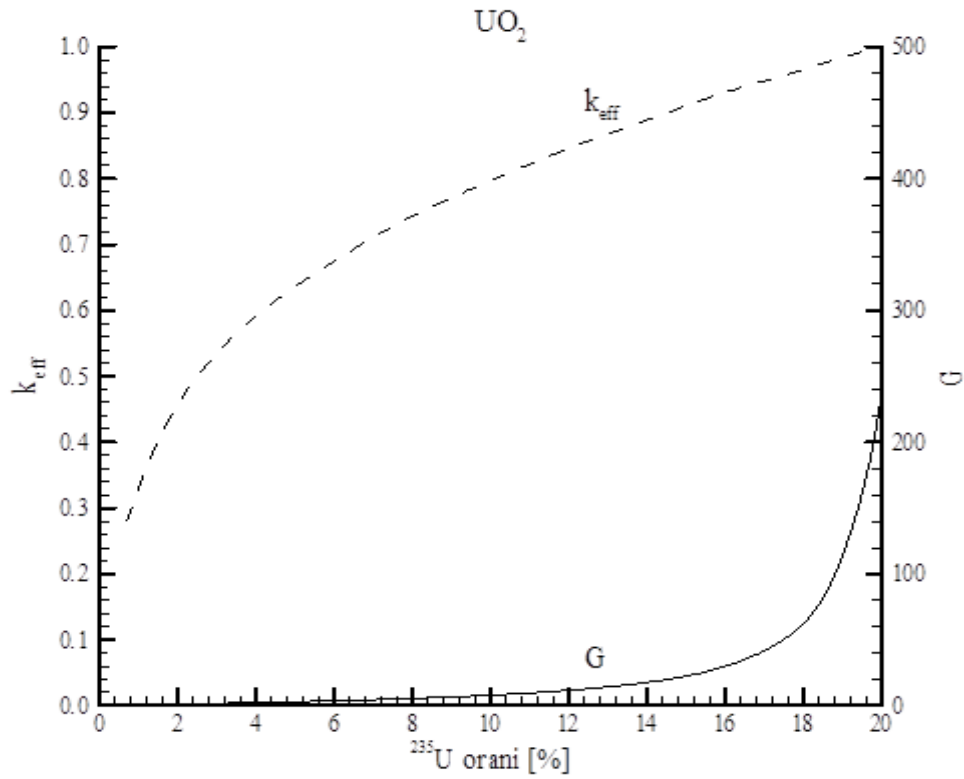
3.2.2. Enerji Kazancı

Yakıt kuru içerisinde üretilen enerji çoğu zaman gelen protonun enerjisinden daha fazladır. G enerjisi, enerji yükseltecinde üretilen toplam enerjinin (E_{top}) hızlandırıcı demet enerjisine (E_p) oranı olarak tanımlanabilir. G ayrıca k_{eff} ile de bağıntılıdır. Bu bağıntı aşağıdaki gibi formülize edilebilir.

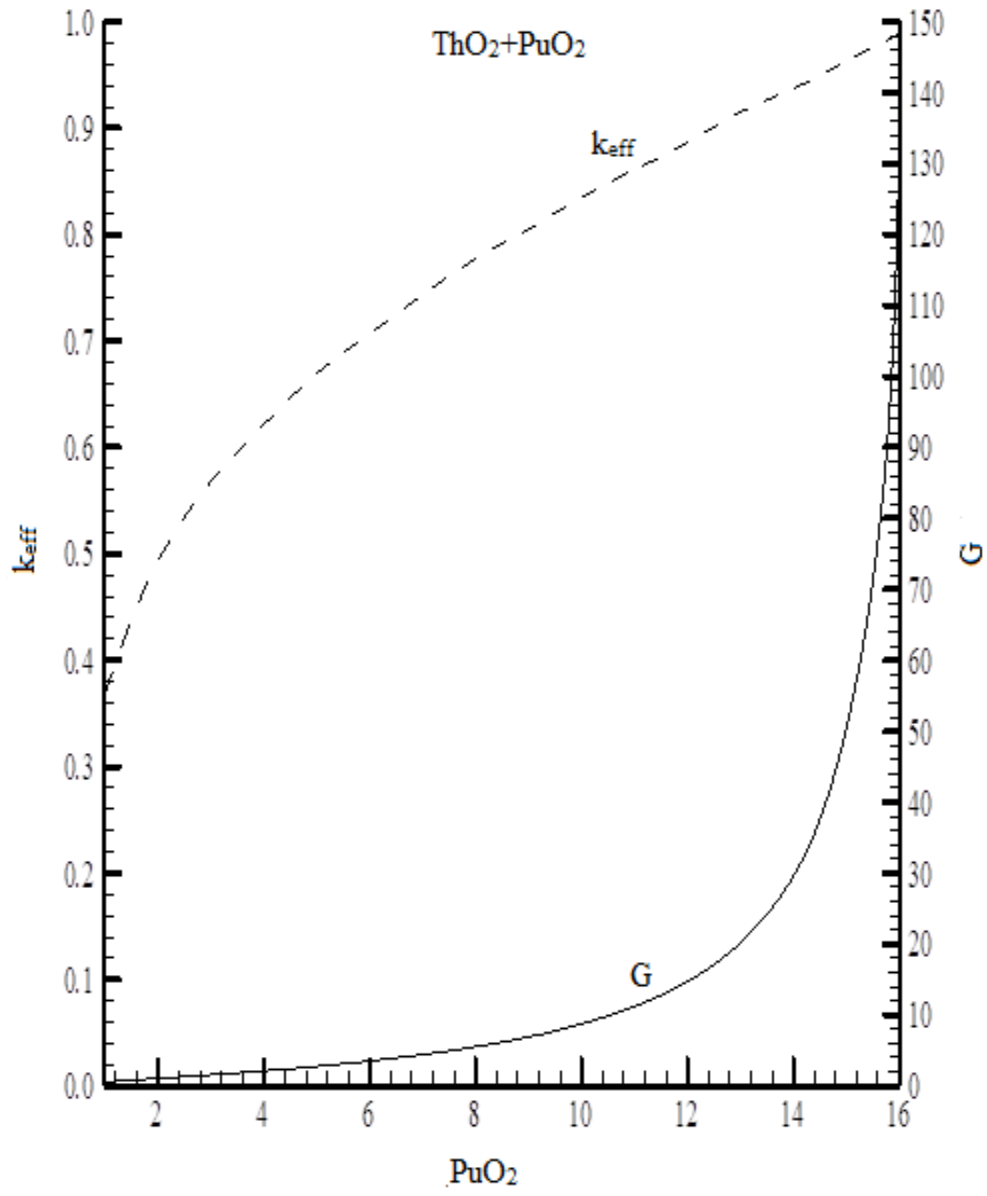
$$G = \frac{E_{\text{Top}}}{E_p} = G_0 \frac{k_{\text{eff}}}{1 - k_{\text{eff}}} \quad (3.1)$$

Burada G_0 (kazanç oranı sabiti) reaksiyonu karakterize eden bir sabittir.

UO₂, ThO₂+PuO₂, ThO₂+UO₂+PuO₂ yakıtları için G ve k_{eff} 'in FO ile değişimi sırasıyla Şekil 3.6- 3.8 'de gösterilmiştir. UO₂ için FO'nun %20 olmasından sonra G'nin değerinin artışı oldukça keskindir. Şekillerden görüldüğü gibi, k_{eff} 'in maksimum değeri 0.97±0.01'dir. Sonuç olarak enerji kazancı açısından incelenen kritik-altı HSS için optimum konfigürasyon ve yakıt kompozisyonu Şekil 3.6 'da UO₂ yakıtı için FO=%19 olduğu durumdur. Bu optimum durumda G ve k_{eff} sırasıyla 130 ve 0.98 dir ve bu değere göre G₀'ın değeri (3.1) eşitliğinden 2.65 olarak elde edilir. Şekil 3.7 de ThO₂+PuO₂ karışımında en optimum değer FO=%16 olduğu durumdur. Bu optimum durumda G ve k_{eff} sırasıyla 120 ve 0.98'dir. Bu durumda kazanç sabit oranı 2.44 olarak elde edilir.

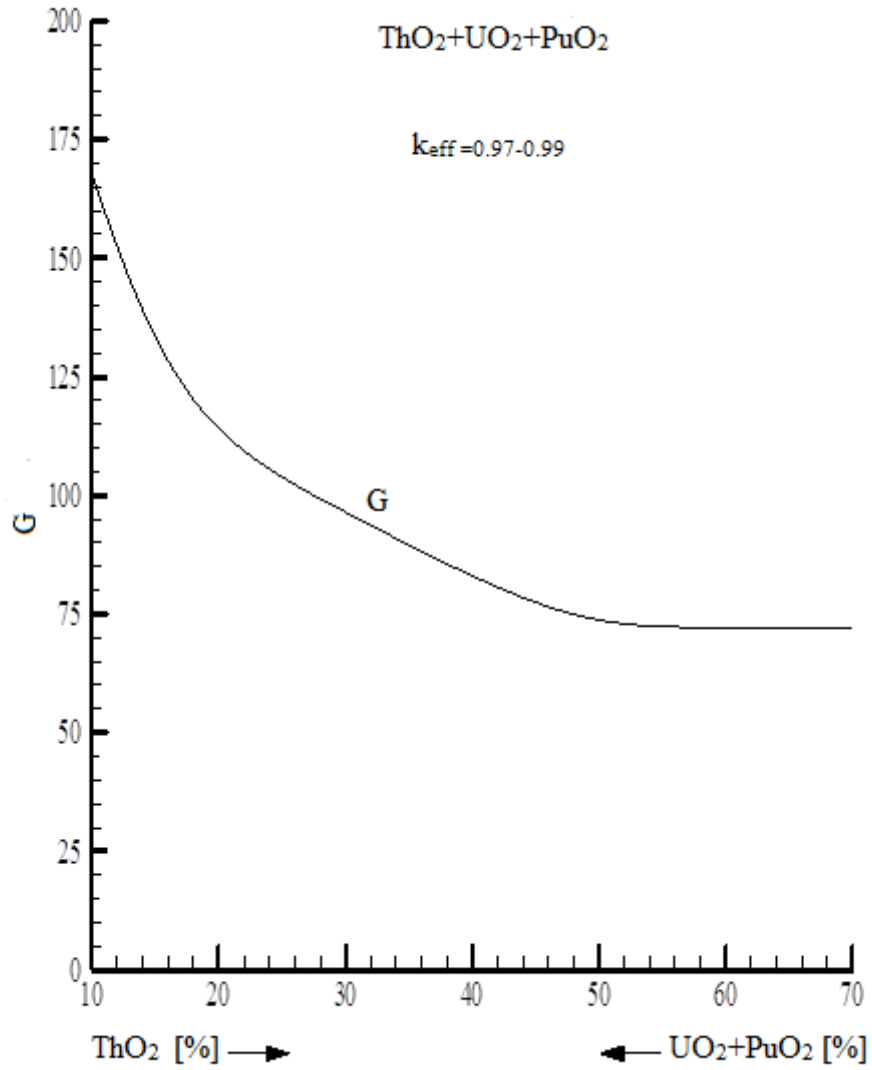


Şekil 3.6. UO₂ yakıtı için enerji kazancının ve efektif nötron çoğalım katsayısının fisil yakıt oranı ile değişimi



Şekil 3.7. ThO₂+PuO₂ yakıtları için enerji kazancının ve efektif nötron çoğalım katsayısının fisil yakıt oranı ile değişimi

Şekil 3.8’de görüleceği üzere $\text{ThO}_2+\text{UO}_2+\text{PuO}_2$ yakıt karışımında ThO_2 yakıtının yüzdesel oranının artmasıyla birlikte enerji kazancının azaldığı görülmektedir. Bu durumda k_{eff} değeri 0.97-0.99 arasında değişmektedir.



Şekil 3.8. $\text{ThO}_2+\text{UO}_2+\text{PuO}_2$ yakıtları için enerji kazancının ve efektif nötron çoğalım katsayısının fisil yakıt oranı ile değişimi

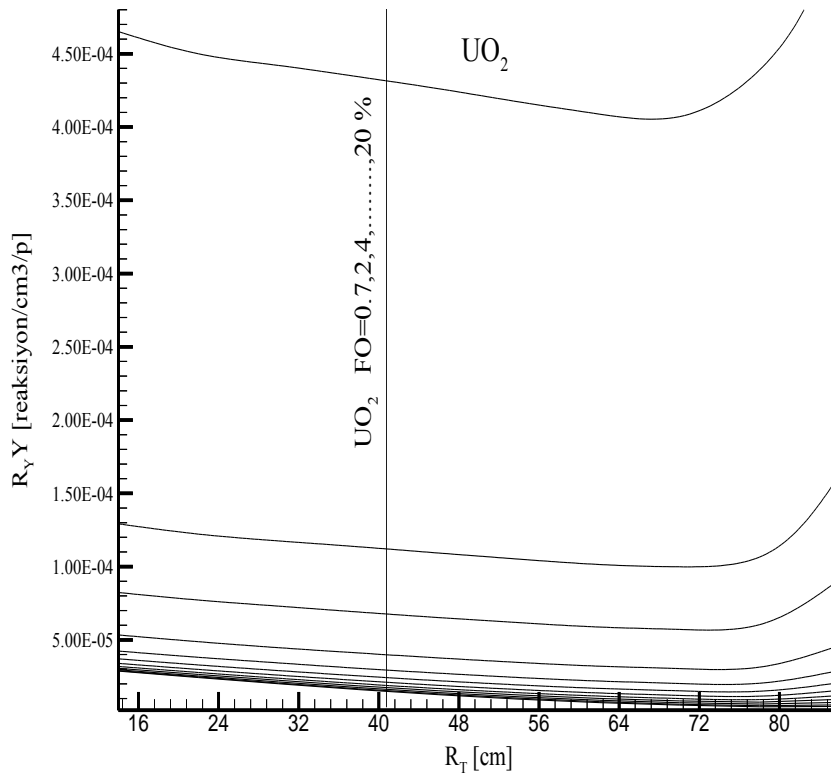
3.2.3.Reaksiyon Yoğunluğu

Bir çekirdeğin yaptığı herhangi bir x reaksiyonu için reaksiyon yoğunluğu R_xY ile gösterilmektedir. Burada x yakalama ve fisyon reaksiyonları için sırasıyla “Y” ve “F” ile senbolize edilmektedir.

Şekil 3.9 – 3.11’de, fisyon reaksiyonu ile orantılı olan fisyon reaksiyon yoğunluklarını (R_FY) R_T ve FO ile değişimlerini göstermektedir.

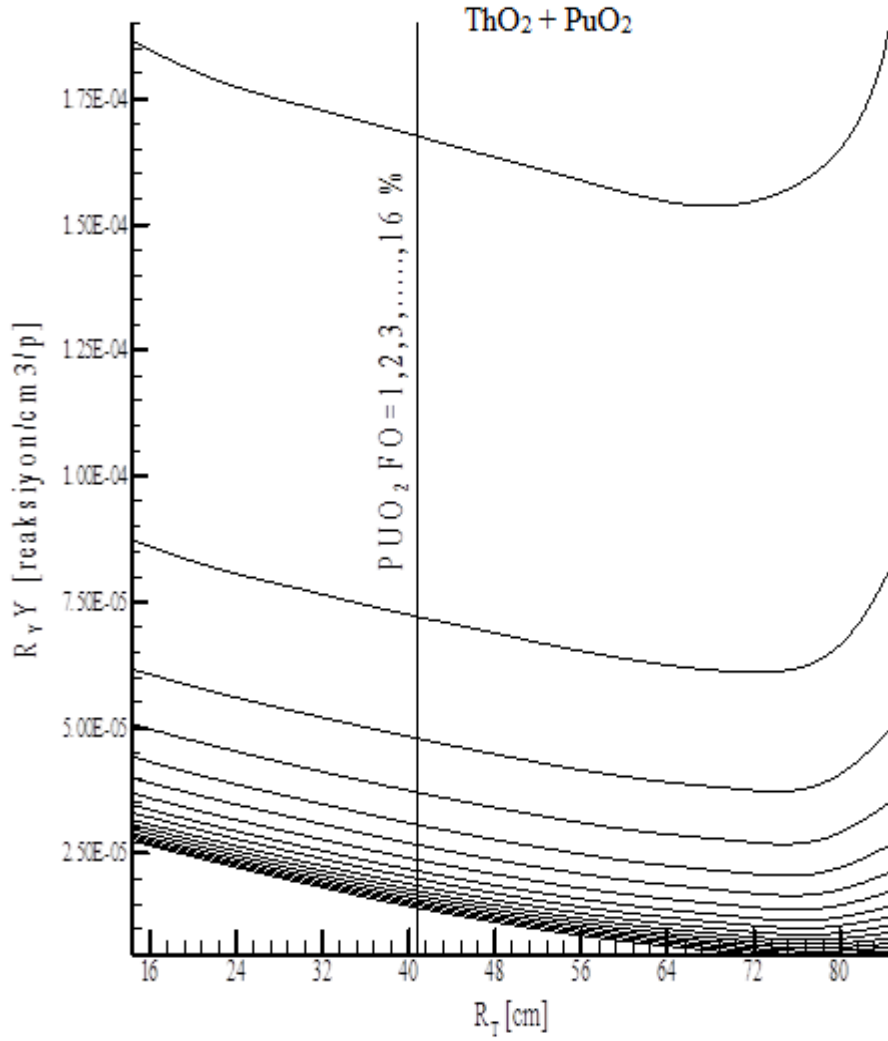
UO_2 yakıt içeren kritik-altı korda U^{238} çekirdeğinin bir nötron yakalaması sonucu fisyon enerjisi açığa çıkmasının yanında Pu^{239} fisil çekirdeği de oluşur. Böylece bu korda spalasyon nötronlar daha fazla fisyon yapabilirler ve sonuçta ilave nötronlar oluşur.

Şekil 3.9’da farklı FO’lar da U^{238} ’nin yakalama reaksiyon yoğunlukları ($R_Y Y$) gösterilmektedir. Fisil oranın %19’dan %20’ye çıktığı durumda yakalama reaksiyonunda keskin bir artış görülmektedir.



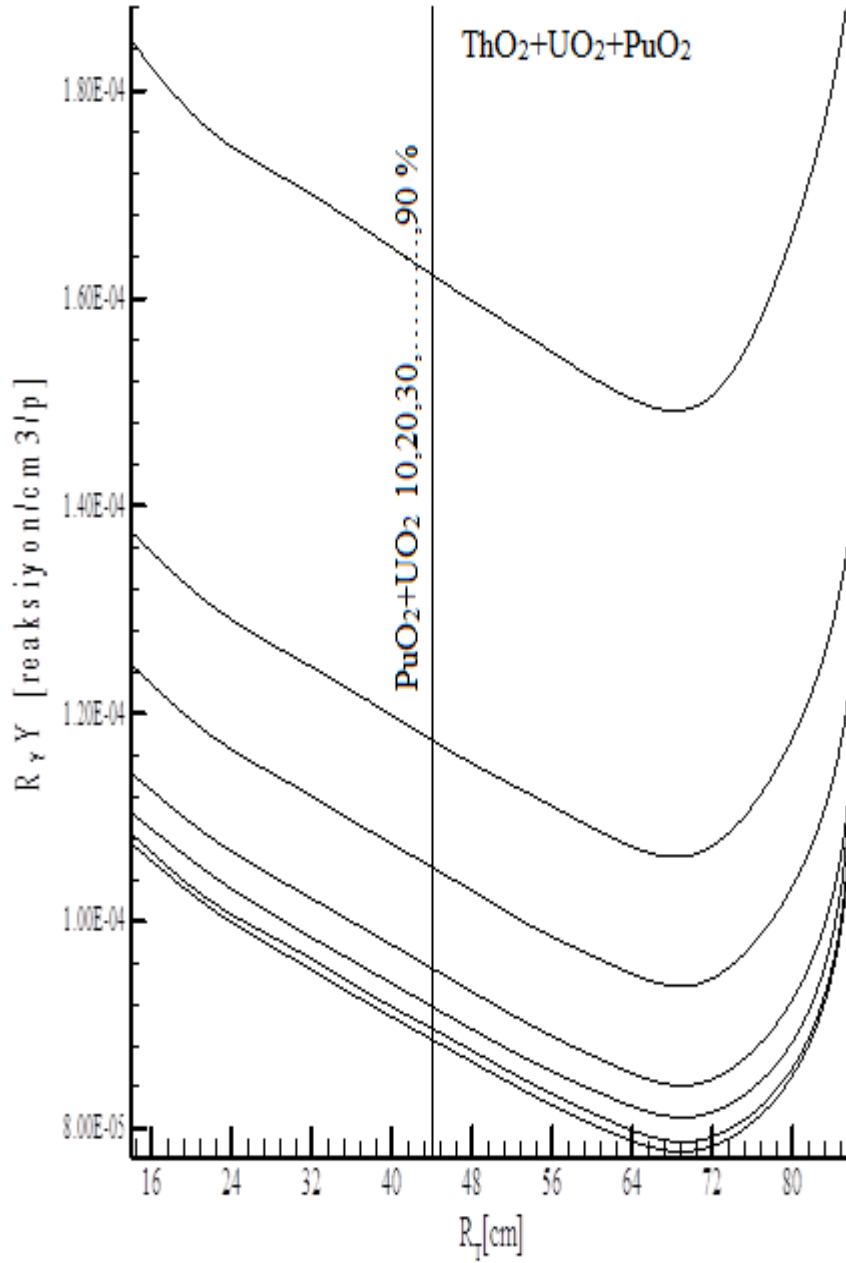
Şekil 3.9. Farklı fisil oranlar için U^{238} çekirdeğinin yakalama reaksiyon yoğunlukları

Şekil 3.10 'da $\text{ThO}_2 + \text{PuO}_2$ yakıt karışımında Th^{232} çekirdeğinin bir nötron yakalamasıyla U^{233} fisil çekirdeği oluşur. Farklı FO 'lar da Th^{232} 'nin yakalama reaksiyon yoğunlukları ($R_Y Y$) gösterilmektedir. PuO_2 yakıtındaki fisil oranın %15'den %16'ya çıktığı durumda yakalama reaksiyonunda keskin bir artış görülmektedir.



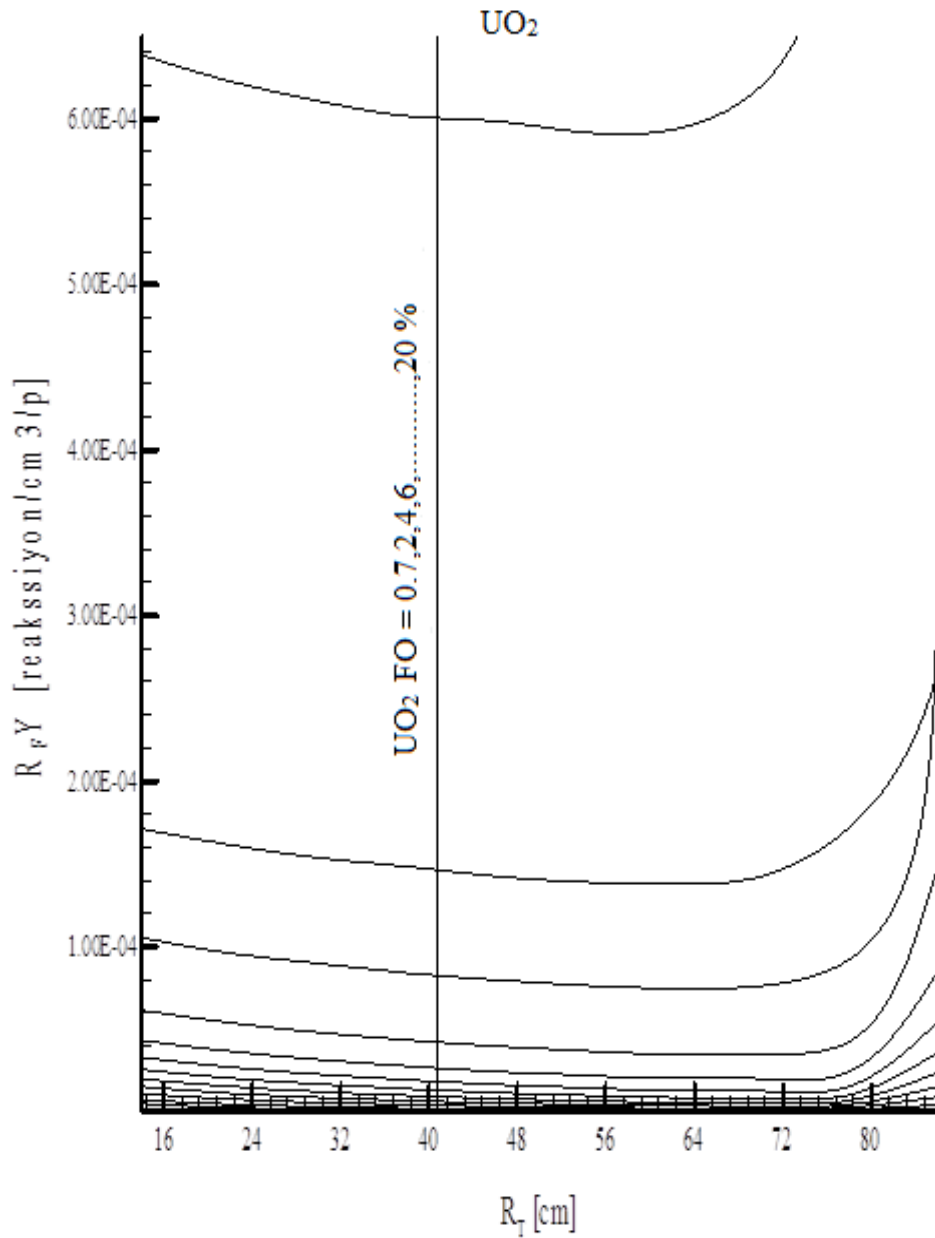
Şekil 3.10. Farklı fisil yakıt oranları için Th^{232} çekirdeğinin yakalama reaksiyon yoğunlukları

Şekil 3.11’de görüldüğü gibi $\text{ThO}_2+\text{PuO}_2+\text{UO}_2$ yakıt karışımında reaksiyon yoğunluğu PuO_2+UO_2 yakıt karışım oranının %80’den %90’a çıktığı durumda keskin bir şekilde artmaktadır.

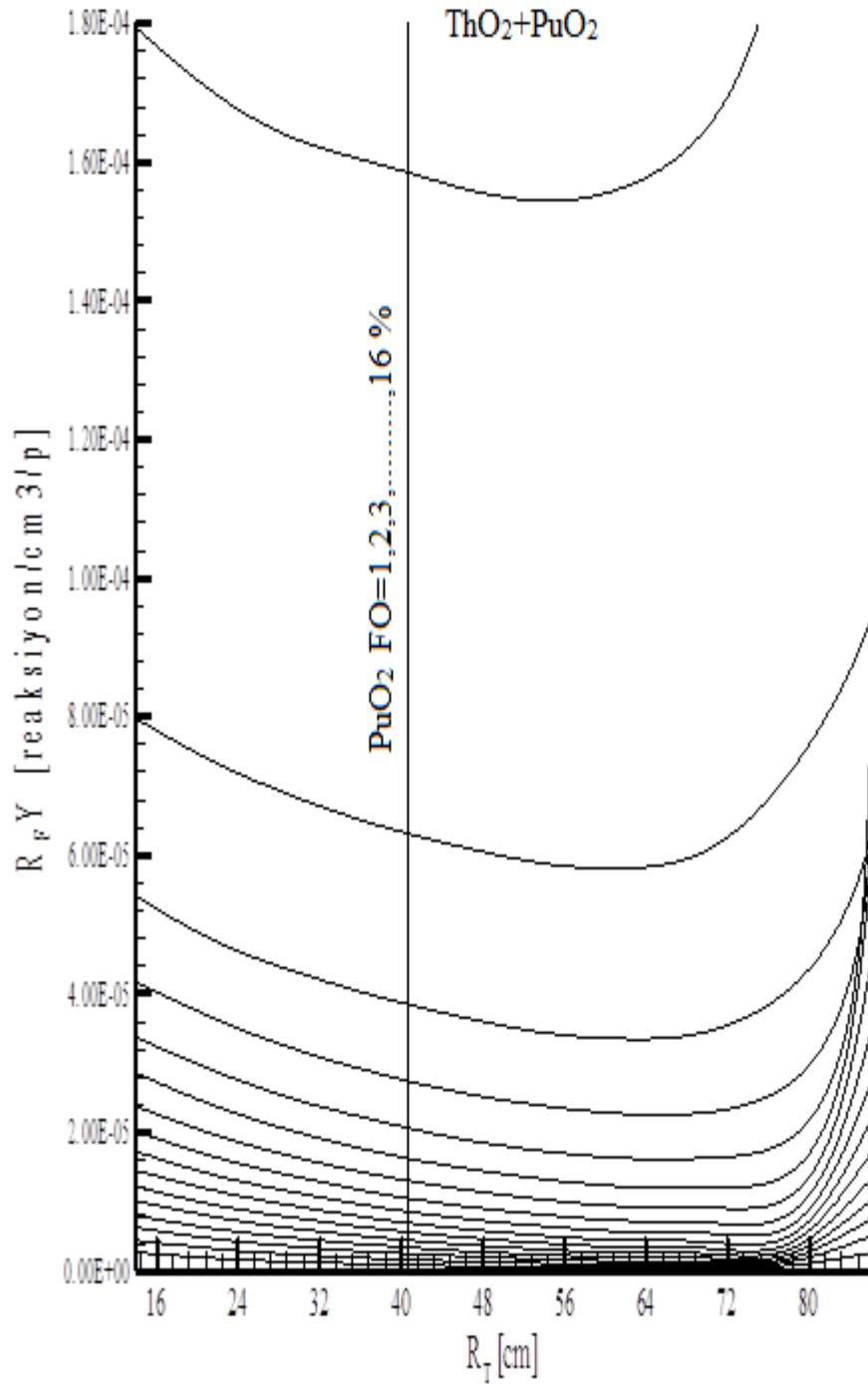


Şekil 3.11. $\text{U}^{238} + \text{Th}^{232}$ çekirdeklerinin toplam yakalama reaksiyon yoğunluklarının fisil oranlara göre değişimi

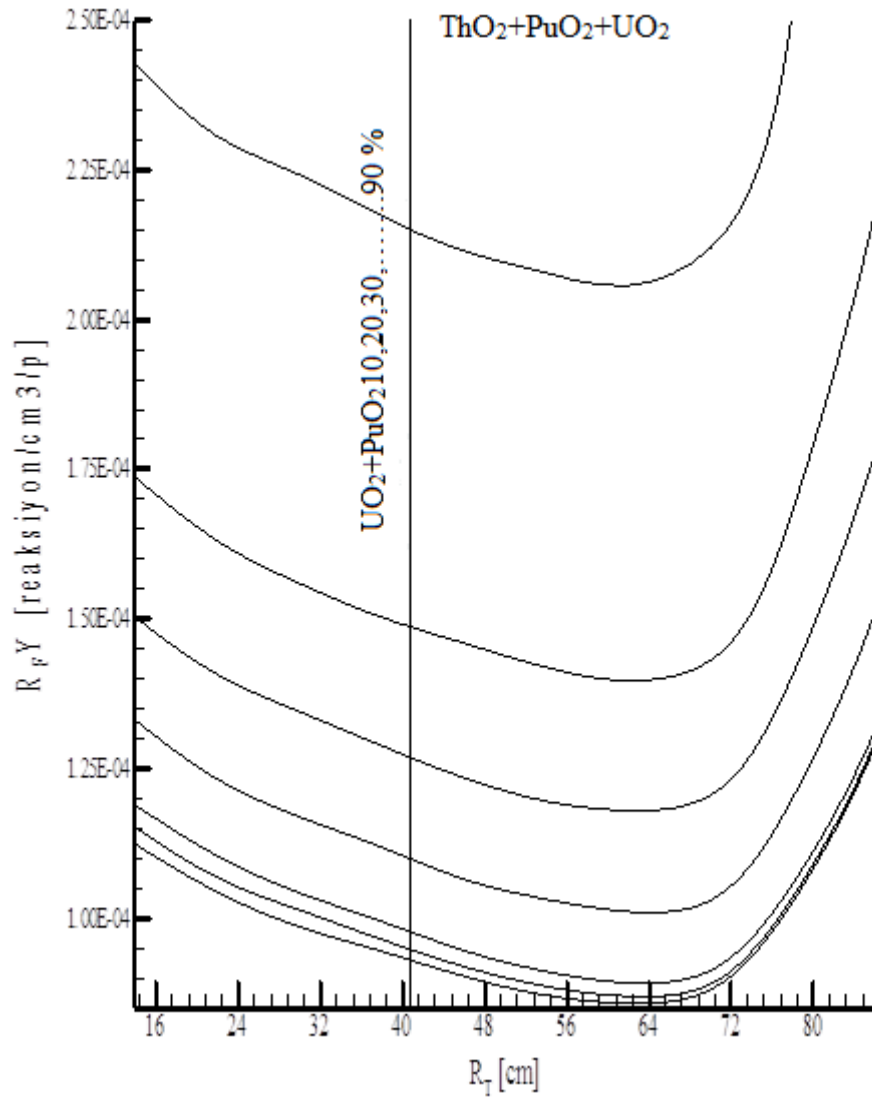
Şekil 3.12-3.14'de fisyon reaksiyonu ile orantılı olan fisyon reaksiyon yoğunluklarını (R_{FY}) R_T ve FO ile değişimlerini göstermektedir. Fisyon reaksiyon yoğunlukları FO ile artmaktadır. Bu profiller Şekil 3.12'de görüleceği gibi UO_2 yakıtının FO=%19'dan sonra keskin bir artış göstermektedir. Aynı şekilde Şekil 3.13'de ThO_2+PuO_2 karışımı için FO=%15 değerinden sonra keskin bir şekilde artmaktadır.



Şekil 3.12. UO_2 Yakıtı için fisyon reaksiyon yoğunluklarının
fisil yakıt oranı ile değişimi



Şekil 3.13. $\text{ThO}_2 + \text{PuO}_2$ Yakıtı için fisyon reaksiyon yoğunluklarının
fisil yakıt oranı ile değişimi



Şekil 3.14. ThO₂+PuO₂+UO₂ Yakıtı için fisyon reaksiyon yoğunluklarının fisil yakıt oranı ile değişimi

4.BÖLÜM

TARTIŞMA VE SONUÇ

Günümüzde enerji tüketiminin giderek artmasıyla gelişmiş ülkeler enerji ihtiyaçlarını nükleer enerji teknolojisinden sağlamaktadır. Geçmiş yıllarda meydana gelen Üç Mil (Three Mil) Adası ve Çernobil (Chernobly) olayları nükleer enerji üretiminde güvenlik konusunu gündeme getirmiştir. Bu tür kazaların önlenmesi için HSS'in sistemin bir proton hızlandırıcısına bağlı olarak kritik altı çalışması güvenli bir şekilde enerji elde edilmesine olanak sağlamaktadır. HSS, ilerideki uranyum rezervlerindeki azalmalar ve fiyatlarındaki olası dalgalanmaları da göze alarak toryumun yakıt seçeneği olarak kullanılması konusunda önemlidir. Ayrıca imha edilecek nükleer silahlardan gelecek Plutonyumu kullanan yakıt çevrimlerle, enerji üretebilecek şekilde tasarlanmaktadır.

Hızlandırıcı sürücülü sistem olarak bilinen hibrid sistem, bir proton hızlandırıcısıyla kritik-altı bir reaktörün birleşmesinden meydana gelmektedir. Güç reaktörlerinin en büyük problemlerinden olan kritik güç artışı ve erime kazasından uzak olması hızlandırıcı sürücülü sistemlerin bir diğer avantajıdır.

Bu çalışmada hızlandırıcı sürücülü sistem tasarımı yapılarak ThO_2 , UO_2 ve PuO_2 yakıtlarının enerji elde edilmek üzere çeşitli konfigürasyonlarla performansları incelendi.

Sonuç olarak, hızlandırıcı sürücülü sistemler temiz ve güvenilir enerji üretiminin yanı sıra toryum gibi önemli bir yakıt kaynağını kullanma avantajına sahiptir. Bu avantajlar hızlandırıcı sürücülü sistemin konumunu her geçen gün daha da arttırmaktadır. Yapılan araştırmalar ve geliştirmeler sayesinde hızlandırıcı sürücülü sistemlerin geleceğin yeni nesil reaktörleri olarak kullanılması planlanmaktadır.

Hızlandırıcı sürücülü sistemin yakma ve fisil yakıt üretme potansiyelinin araştırıldığı bu çalışmada enerji elde etmek üzere 3 farklı yakıt oluşturuldu. (Yakıt 1,2 ve 3) Bu yakıtların hacimsel yakıt oranı % 10' da sabit tutulmuştur.

Çalışmanın çıktıları şu şekildedir.

- UO₂ yakıtı için FO %20 olduğu durumda nötron çoğalım katsayısının (k_{eff}) 0.96-0.98 aralığında olduğu belirlenmiştir.
- ThO₂+PuO₂ yakıtı için ise FO %16 iken k_{eff} 0.96-0.98 aralığında olduğu tespit edilmiştir.

KAYNAKLAR

1. Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK) Bilgi Dökümanları (Web sayfası <http://www.taek.gov.tr>) (Erişim Tarihi Haziran 2013)
2. Rubbia, C., Rubio, J. A., Buono, S., Carminati, F., Fiétier, N., Gálvez, J., Gelès, C., Kadi, Y., Klapisch, R., Mandrillon, P., Revol, J. P. C., Roche, C., 1995. *Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier*. CERN-AT-95-44ET, 164 pp.
3. Atılğan, İ., 2004. "Nükleer enerji, toryum elementi ve Türkiye için önemi". Mühendis ve Makine, **TMMOB Makina Mühendisleri Odası Dergisi**, **529**:29-34.
4. Kenneth, S., 1987. *Introductory Nuclear Physics*, Oregon State University New York, 435 pp.
5. Yılmaz, M., 1998. *Çekirdek Fiziği*. Balıkesir Üniversitesi Yayınları, 201 pp
6. Genç, G., 2008, İleri Teknoloji Sistemlerin Minör Aktinid ve Uzun Ömürlü Fisyon Ürünlerini Yakma/Dönüştürme Potansiyellerinin Araştırılması, Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Doktora Tezi, 147 s.
7. Demirkol, İ., 2005. Hızlandırıcıya Dayalı Yeni Nesil Reaktörler, **KSÜ Fen ve Mühendislik Dergisi** **8**(1): 16-25.
8. Lawrence, E.O., 1953. AEC Research and Development Report, Facilities for Electronuclear (MTA) Program, Report LWS-24736.
9. Lawrence, E.O., Edlefsen, N.E., 1939. On the production of High Speed Protons Science, LXXII, NO, 1867, 376pp.
10. Zucker, M.S. Tsoupas, N. Vanier, P.E. Wimmersperg, U. von Mughabghab, S.F. Schmidt, E., 1998. Spallation Neutron Production Measurements, **Nuclear Science and Engineering**, **129**(2):180-186.
11. Kapoor, S.S., 2002. Accelerator-driven sub-critical reactor system (ADS) for nuclear energy generation. **Pramana Indian Academy of Sciences**, **59**(6): 941-950

12. Alsmiller Jr., R.G., 1981. Neutron production by medium energy (w1.5 GeV) protons in thick uranium target. **Nuclear Science Engineering** **79**: 162-166.
13. Takahashi, H., 1984. Analysis of neutron yields from high-energy proton bombardment of uranium targets. **Nuclear Science Engineering**. **87**: 432-443.
14. Folger, R.L., [Stevenson](#), P. C., [Seaborg](#) G. T., 1955. High-energy proton spallation-fission of uranium. **Physical Review Online Archive** **98** (1): 107-120.
15. Stankovsky, A., Saito, M., Artisyuk, V., Shmelev, A., Korovin, Y., 2001. Accumulation and transmutation of spallation products in the target of accelerator-driven system. **Journal of Nuclear Science and Technology** **38** (7): 503-510.
16. Artisyuk, V., Suzuki, M., Saito, M., Fujiie-e, Y., 1996. The potential of accelerator driven cores in self-consistent nuclear energy system. **Kerntechnik** **61**: 106-110.
17. Titarenko, Yu, E., 2001. Experimental and theoretical study of the yields of radio nuclides produced in ^{nat}U thin target irradiated by 100 and 800 MeV protons. ISTC 839, B-99.
18. Ismailov, K., Saito, M., Sagara, H., Nishihara, K., 2011. Feasibility of uranium spallation target in accelerator-driven system. **Progress in Nuclear Energy** **53**: 925-929
19. Pyeon, C.H., Lim, J.Y., Takemoto, Y., Yagi, T., Azuma, T., Kim, H., Takahashi, Y., Misawa, T., Shiroya, S., 2011. Preliminary study on the thorium-loaded accelerator-driven system with 100 MeV protons at the Kyoto University Critical Assembly. **Annals of Nuclear Energy** **38**: 2298–2302.
20. Zamani, M., Fragopoulou, M., Stoulos, S., Krivopustov, M.I., Sosnin, A.N., Brandt, R., Westmeier, W., Manolopoulou, M., 2008. A spallation neutron source based on Pb target surrounded by U blanket. **Radiation Measurements** **43**: 151–155.

21. Aizawa, A., Kubo, F., Iwasaki, T., 2013 Comparison of different neutronics analysis technique for Accelerator-Driven System. **Annals of Nuclear Energy**, **60**: 368–373.
22. Garcia, J., Rosales, L., Garcia, L., Munoz, A., Rosales, F., Brayner, C., Perez, J., 2013. Evaluation of uranium thorium and plutonium thorium fuel cycles in a very high temperature hybrid system. **Progress in Nuclear Energy**, **66**: 61-72
23. Yapıcı, H., Genç, G., Demir, N., A 2008 Comprehensive Study on Neutronics of a Lead-Bismuth Eutectic Cooled Accelerator-Driven Sub-Critical System for Long-Lived Fission Product Transmutation, **Annals of Nuclear Energy**, **35**(7): 1264-1273.
24. Yapıcı, H., Genç, G., Demir, N., 2007. Neutronic Limits in Infinite Target Mediums Driven by High Energetic Protons, **Annals of Nuclear Energy**, **34**: 374-384.
25. Şahin, S., Yapıcı, H., Şahin, N., 2001. Neutronic Performance of Proliferation Hardened Thorium Fusion Breeders, **Fusion Engineering and Design**, **54** (1): 63-77.
26. Kerdraon, D., 2003. Characterization and Extrapolation of a Conceptual Experimental Accelerator Driven System, **Progress in Nuclear Energy**, **42**(1): 11-24.
27. Waters, L.S., 2002. MCNPX User's Manual, version 2.4.0, LA-CP-02-408, Los Alamos National Laboratory.
28. Chadwick, M.B., Young, P. G., Chiba, S., Frankle, S. C., Hale, G. M., Hughes, H. G., Koning, A. J., Little, R. C., MacFarlane, R. E., Prael, R. E., Waters, L. S., 1999. Cross-section evaluations to 150 MeV for accelerator-driven systems and implementation in MCNPX. **Nuclear Science and Engineering**, **131**(3): 293.
29. Waters, L.S., MCNPX User's Manual, version 2.4.0, LA-CP-02-408, Los Alamos National Laboratory, 2002.
30. Briesmeister, J.F., 1997. MCNP- A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory.
31. Prael, R.E., Madland, D.G., 2000. The LAHET Code System with LAHET2.8, LAUR-00-2140, January.

32. Bertini, H.W., 1969. Low-energy intra nuclear cascade calculation. **Physical Review**, **188**: 1711.

ÖZGEÇMİŞ

KİŞİSEL BİLGİLER

Adı, Soyadı: Hakan SARAÇ
Uyruğu: Türkiye (TC)
Doğum Tarihi ve Yeri: 13 Ağustos 1985, Kayseri
Medeni Durumu: Evli
Tel: +90 546 850 65 05
email: hakan.sarac@iskur.gov.tr

EĞİTİM

Derece	Kurum	Mezuniyet Tarihi
Yüksek Lisans	EÜ Fen Bilimleri Enstitüsü	2013
Lisans	EÜ Fen Fakültesi	2009
Lise	Sema Yazar Anadolu Lisesi, Kayseri	2004

İŞ DENEYİMLERİ

Yıl	Kurum	Görev
2012- Halen	Sivas Çalışma ve İş Kurumu İl Müdürlüğü	İş ve Meslek Danışmanı

YABANCI DİL

İngilizce, Almanca