

**MONTE CARLO TEKNİĐİ KULLANILARAK 1, 3 ve 5 GeV ENERJİLİ  
PROTONLAR İÇİN HIZLANDIRICI GÜDÜMLÜ SİSTEMDE NÖTRONİK  
HESAPLAMALAR**

**İlknur İlay PAMUK**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ  
FİZİK**

**GAZİ ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**HAZİRAN 2011  
ANKARA**



İlknur İlay PAMUK tarafından hazırlanan “MONTE CARLO TEKNİĞİ KULLANILARAK 1, 3 ve 5 GeV ENERJİLİ PROTONLAR İÇİN HIZLANDIRICI GÜDÜMLÜ SİSTEMDE NÖTRONİK HESAPLAMALAR” adlı bu tezin Yüksek Lisans tezi olarak uygun olduğunu onaylarım.

Prof. Dr. Başar ŞARER  
Tez Danışmanı, Fizik Anabilim Dalı

Bu çalışma, jürimiz tarafından oy birliği ile Fizik Anabilim Dalında Yüksek Lisans tezi olarak kabul edilmiştir.

Doç. Dr. Mustafa KARADAĞ  
Fizik Eğitimi Anabilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Prof. Dr. Başar ŞARER  
Fizik Anabilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Prof. Dr. Şeref OKUDUCU  
Fizik Anabilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Tarih: 13/06/2011

Bu tez ile G.Ü. Fen Bilimleri Enstitüsü Yönetim Kurulu Yüksek Lisans derecesini onamıştır.

Prof. Dr. Bilal TOKLU  
Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

## **TEZ BİLDİRİMİ**

Tez içindeki bütün bilgilerin etik davranış ve akademik kurallar çerçevesinde elde edilerek sunulduğunu, ayrıca tez yazım kurallarına uygun olarak hazırlanan bu çalışmada bana ait olmayan her türlü ifade ve bilginin kaynağına eksiksiz atıf yapıldığını bildiririm.

İlknur İlay PAMUK

**MONTE CARLO TEKNİĞİ KULLANILARAK 1, 3 ve 5 GeV ENERJİLİ  
PROTONLAR İÇİN HIZLANDIRICI GÜDÜMLÜ SİSTEMDE NÖTRONİK  
HESAPLAMALAR  
(Yüksek Lisans Tezi)**

**İlknur İlay PAMUK**

**GAZİ ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ  
Haziran 2011**

**ÖZET**

Bu çalışmada, Hızlandırıcı Güdümlü Sistemde 1, 3 ve 5 GeV lik enerjiye sahip proton demeti 5,3 cm yarıçaplı paslanmaz çelik bir silindirik borudan, 70 cm uzunluğunda 20 cm yarıçapında doğal kurşun hedefe yönlendirilmiştir. 230 cm yarıçap ve 460 cm yüksekliğe sahip silindir şeklindeki Reaktör kabı grafitten yapılmış 40 cm kalınlıklı yansıtıcı ile içten sarılmıştır. Zırh ve yapı malzemesi olarak 2 cm kalınlığında (HT9) dan yapılan özel bir paslanmaz çelik ve soğutucu olarak da sıvı sodyum kullanılmıştır. Bu sistemdeki 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için MCNPX bilgisayar programı kullanılarak proton başına üretilen parçacık sayıları, enerjiye, yarıçapa ve yüksekliğe bağlı parçacık akıları, nötron kaçağı, ısı depolanması ve gaz üretimi hesaplamaları yapılmış ve hesaplamalar sonucu elde edilen veriler analiz edilmiştir.

**Bilim Kodu : 202.1.108**  
**Anahtar Kelimeler : Hızlandırıcı Güdümlü Sistem, Nükleer Atık, MCNPX**  
**Sayfa Adedi : 69**  
**Tez Yöneticisi : Prof. Dr. Başar ŞARER**

**NEUTRONIC CALCULATIONS FOR THE 1, 3 and 5 GeV ENERGY  
PROTON IN ACCELERATOR DRIVEN SYSTEM USING MONTE CARLO  
METHOD  
(M.Sc. Thesis)**

**İlknur İlay PAMUK**

**GAZİ UNIVERSITY  
INSTITUTE OF SCIENCE AND TECHNOLOGY**

**June 2011**

**ABSTRACT**

**In this study, proton beam that has 1,3 and 5 GeV energy was sent to 70 cm long and 20 cm radiuses natural lead target through a stainless steel pipe with 5,3 cm radius in Accelerator Driven System. In this system, there is a component which is called as reactor vessel that it is cylindrical shaped with 230 cm radius and 460 cm height, made of graphite and it's covered with 40 cm thick reflector from inside. This reactor is surrounded by special stainless steel 2 cm thick as shield which made of the material (HT9) and liquid sodium is used as coolant. In this thesis we calculated using by MCNPX software the “number of particles” produced per proton, particles fluxes depending on energy, radius and height, the neutron leakage and, heating and gas production for the 1, 3 and 5 GeV energy proton beam and finally we analyzed the obtained by these calculations.**

**Science Code : 202.1.108  
Key Words : Accelerator Driven System, Nuclear Waste, MCNPX  
Page Number : 69  
Adviser : Prof. Dr. Başar ŞARER**

## TEŐEKKÜR

Çalıőmalarım boyunca deęerli yardım ve katkılarıyla beni yönlendiren, benden yardımlarını esirgemeyen tez danışmanım Sayın Prof. Dr. Başar ŐARER'e ve hayatım boyunca beni destekleyen aileme teőekkürlerimi bir borç bilirim.

## İÇİNDEKİLER

	<b>Sayfa</b>
ÖZET.....	iv
ABSTRACT.....	v
TEŞEKKÜR.....	vi
İÇİNDEKİLER .....	vii
ÇİZELGELERİN LİSTESİ.....	ix
ŞEKİLLERİN LİSTESİ .....	x
SİMGELER VE KISALTMALAR.....	xii
1. GİRİŞ .....	1
2. HIZLANDIRICI GÜDÜMLÜ SİSTEM .....	8
2.1. HGS'nin Tarihi Süreci.....	8
2.2. HGS ile İlgili Yapılan Çalışmalar ve Projeler.....	11
2.2.1. TRIGA projesi.....	11
2.2.2. Sodyum soğutuculu HGS .....	11
2.2.3. Kurşun bizmut soğutuculu HGS .....	13
2.2.4. Eriyik tuz karışımı kullanan HGS .....	15
2.2.5. Eriyik alaşım kullanan HGS.....	16
2.3. Hızlandırıcı Güdümlü Sistemin Fiziği .....	17
2.3.1. Hızlandırıcı.....	21
2.3.2. Hedef .....	22
2.3.3. Yüksek enerjili parçacıklarla hedef çekirdeğin meydana getirdiği parçalanma (spallation) reaksiyonları .....	25
2.3.4. HGS'de kullanılan soğutucular .....	26

	<b>Sayfa</b>
2.3.5. Kritikaltı kor .....	28
2.3.6. Yakıt .....	28
2.3.7. Nükleer atık .....	30
3. MONTE CARLO METODU VE MCNPX BİLGİSAYAR PROGRAMI .....	37
3.1. Monte Carlo Metodu .....	37
3.2. MCNP ve MCNPX Bilgisayar Programı .....	38
4. HESAPLAMALAR VE BULGULAR .....	40
4.1. Proton Demet Yolu ve Demet Penceresi .....	43
4.2. Hedef .....	43
4.3. Soğutucu .....	44
4.4. Yansıtıcı .....	44
4.5. Yapı Malzemesi .....	44
4.6. Hesaplamalar .....	45
4.6.1. Çoğaltma faktörü .....	46
4.6.2. Hedefte ve demet penceresinde parçacık akıları .....	49
4.6.3. Isı depolanması .....	56
4.6.4. Demet penceresinde ve hedefte gaz üretimi .....	60
5. TARTIŞMA, SONUÇ VE ÖNERİLER .....	62
KAYNAKLAR .....	64
ÖZGEÇMİŞ .....	69

## ÇİZELGELERİN LİSTESİ

Çizelge	Sayfa
Çizelge 1.1. Dünyadaki toryum rezervleri (ton) .....	3
Çizelge 1.2. Dünyadaki nükleer güç üretim tesisleri .....	5
Çizelge 2.1. Sodyum soğutuculu Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem parametreleri ....	13
Çizelge 2.2. Hedef malzeme olarak düşünülen elementlerin yoğunluk ve izotopik bollukları .....	24
Çizelge 2.3. Sıvı metal soğutucu seçeneklerinin fiziksel özellikleri.....	27
Çizelge 2.4. Aktinit ve fisyon ürünlerinin yarı ömürleri.....	31
Çizelge 4.1. HGS’i oluşturan elemanların teknik özellikleri .....	42
Çizelge 4.2. HT9’u oluşturan izotoplar ve kütle oranları .....	45
Çizelge 4.3. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen nötron, proton, pion ve foton sayısı .....	47
Çizelge 4.4. Hedefteki gaz üretimi.....	60
Çizelge 4.5. Demet penceresindeki gaz üretimi .....	61
Çizelge 4.6. Demet penceresindeki, proton demet yolundaki, hedefin alt üst ve yan yüzeylerindeki nötron kaçağı.....	61

## ŞEKİLLERİN LİSTESİ

<b>Şekil</b>	<b>Sayfa</b>
Şekil 2.1. Sodyum soğutuculu HGS.....	12
Şekil 2.2. Kurşun bizmut soğutuculu HGS .....	14
Şekil 2.3. Eriyik tuz karışımı kullanan HGS.....	15
Şekil 2.4. Eriyik alaşım kullanan HGS .....	16
Şekil 2.5. 1 GeV enerjili protonların sebep olduğu nükleer çığ reaksiyonları.....	18
Şekil 2.6. HGS'den elektrik üretim mekanizması.....	18
Şekil 2.7. HGS'nin üç boyutlu görünümü.....	21
Şekil 2.8. Termal nötronlarla ışınlanan $^{241}\text{Am}$ ve $^{243}\text{Am}$ 'un reaksiyonları .....	36
Şekil 2.9. $^{129}\text{I}$ 'un dönüşüm reaksiyonları .....	36
Şekil 2.10. $^{99}\text{Tc}$ 'un dönüşüm reaksiyonları.....	36
Şekil 4.1. MCNPX-vised programı yardımıyla tasarlanan HGS'nin görüntüsü.....	41
Şekil 4.2. Hedef ve demet yolunun üç boyutlu görünümü.....	43
Şekil 4.3. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen nötron sayısı .....	47
Şekil 4.4. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen proton sayısı .....	48
Şekil 4.5. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen pion sayısı .....	48
Şekil 4.6. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen foton sayısı .....	49
Şekil 4.7. Demet penceresinde enerjiye bağlı nötron akısı .....	50
Şekil 4.8. Hedefte enerjiye bağlı nötron akısı .....	50
Şekil 4.9. Demet penceresinde enerjiye bağlı proton akısı .....	51

<b>Şekil</b>	<b>Sayfa</b>
Şekil 4.10. Hedefte enerjiye bağlı proton akısı .....	51
Şekil 4.11. Hedefte z'ye bağlı nötron akısı .....	53
Şekil 4.12. Hedefte r'ye bağlı nötron akısı .....	53
Şekil 4.13. Hedefte z'ye bağlı proton akısı .....	54
Şekil 4.14. Hedefte r'ye bağlı proton akısı .....	54
Şekil 4.15. Hedefte z'ye bağlı pion akısı .....	55
Şekil 4.16. Hedefte r'ye bağlı pion akısı .....	55
Şekil 4.17. Hedefte z'ye bağlı nötron ısı depolanması.....	57
Şekil 4.18. Hedefte r'ye bağlı nötron ısı depolanması .....	57
Şekil 4.19. Hedefte z'ye bağlı proton ısı depolanması.....	58
Şekil 4.20. Hedefte r'ye bağlı proton ısı depolanması .....	58
Şekil 4.21. Hedefte z'ye bağlı pion ısı depolanması .....	59
Şekil 4.22. Hedefte r'ye bağlı pion ısı depolanması .....	59

## SİMGELER VE KISALTMALAR

Bu çalışmada kullanılmış bazı simgeler ve kısaltmalar, açıklamaları ile birlikte aşağıda sunulmuştur.

<b>Simgeler</b>	<b>Açıklama</b>
<b>Bq</b>	Becuerel
<b><math>\beta^-</math></b>	Beta parçacığı
<b>GeV</b>	Giga elektronvolt
<b>GWe</b>	Giga watt elektrik
<b>K</b>	Kelvin
<b><math>k_{eff}</math></b>	Etkin çoğaltma faktörü
<b>keV</b>	Kilo elektronvolt
<b>mA</b>	Miliamper
<b>MeV</b>	Mega elektronvolt
<b>mSv</b>	Milisievert
<b>MW</b>	Mega watt
<b>MWe</b>	Mega watt elektrik
<b>Kısaltmalar</b>	<b>Açıklama</b>
<b>AAA</b>	İleri Hızlandırıcı Uygulamaları
<b>ADS</b>	Hızlandırıcı Gdümlü Sistem
<b>AGR</b>	Gaz Soğutuculu Reaktör
<b>ATW</b>	Hızlandırıcıyla Atık Dönüşümü
<b>BNL</b>	Brookhaven Ulusal Laboratuvarı
<b>BWR</b>	Kaynayan Su Reaktörü
<b>CANDU</b>	Kanada Ağır Su Reaktörü
<b>CEA</b>	Fransa Atom Enerjisi Komisyonu
<b>CERN</b>	Nükleer Araştırmalar için Avrupa Konseyi

<b>Kısaltmalar</b>	<b>Açıklama</b>
<b>CIEMAT</b>	Nükleer Araştırma Organizasyonu (İspanya)
<b>ENEA</b>	Ulusal Enerji Araştırma Merkezi (İtalya)
<b>EW</b>	Serbest Atık
<b>FBR</b>	Hızlı Üretken Reaktör
<b>HGS</b>	Hızlandırıcı Güdümlü Sistem
<b>HLLW</b>	Yüksek Seviyeli Sıvı Atık
<b>HLW</b>	Yüksek Seviyeli Atık
<b>IAEA</b>	Uluslar arası Enerji Ajansı
<b>ITEP</b>	Teorik ve Deneysel Fizik Enstitüsü (Rusya)
<b>ILW</b>	Orta Seviyeli Atık
<b>JAERI</b>	Japon Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü
<b>KAERI</b>	Kore Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü
<b>LANL</b>	Los Alamos Ulusal Laboratuvarı
<b>LBE</b>	Kurşun Bizmut Sıvı Alaşım
<b>LLW</b>	Düşük Seviyeli Atık
<b>LWR</b>	Hafif Su Reaktörü
<b>MCNP</b>	Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu
<b>MCNPX</b>	Monte Carlo Geliştirilmiş N-Parçacık Kodu
<b>MTA</b>	Materyal Test Hızlandırıcısı
<b>MYRRHA</b>	Hızlandırıcı Güdümlü Sistem Projesi (Belçika)
<b>OMEGA</b>	Ayrırma ve Dönüşüm Araştırma Geliştirme Programı (Japonya)
<b>PHOENIX</b>	Hızlandırıcı Güdümlü Sistem Araştırma Projesi (Amerika)
<b>PHWR</b>	Basınçlı Ağır Su Reaktörü
<b>PS</b>	Proton Siklotronu
<b>PUREX</b>	Plütonyum ve Uranyumun Ayrılması
<b>PWR</b>	Basınçlı Su Reaktörü
<b>RBMK</b>	Grafit Moderatörlü Su Soğutuculu*Reaktör
<b>SCK-CEN</b>	Nükleer Araştırma Merkezi (Belçika)

**Kısaltmalar****Açıklama****TARC**

Adiyabatik Rezonans ile Dönüşüm

**TRASCO**INFN/ENEA Hızlandırıcı Güdümlü Sistem  
Programı

## 1. GİRİŞ

Mevcut nükleer enerji üretimi nükleer reaksiyonların gerçekleştiği nükleer reaktörlerde meydana gelmektedir. Nükleer reaktörler dört ana başlık altında sınıflandırılabilir. Bunlar; Filyon Reaktörleri, Füzyon Reaktörleri, Hibrid (filyon+füzyon) Reaktörleri ve Hızlandırıcı Güdümlü Yeni Nesil (kritikaltı) Reaktörlerdir.

Günümüzde enerji üretimi sadece filyon reaktörlerinde gerçekleştirilmektedir. Füzyon reaktörleri ise yüksek sıcaklık ve bu sıcaklıklardaki plazmanın hapsedilmesinin uygulamada zorluğu nedeniyle henüz işletim aşamasında değildir. Filyon dışındaki yukarıdaki diğer bu üç reaktörler sadece araştırma ve laboratuvar aşamasındadır. Filyon reaktörlerinden, elektrik enerjisi için kullanılan santrallerin başında basınçlı su reaktörleri, kaynar su reaktörleri ve basınçlı ağır su reaktörleri yer almaktadır.

Mevcut nükleer enerji üretimi daha ziyade hafif su reaktörleri teknolojisine dayanmaktadır. Ayrıca dünyada ilk olarak Kanada'da kurulan reaktör, moderatör ve soğutucu olarak kullanılan (Candu) basınçlı-su reaktörleridir. Basınçlı su reaktörlerinde yakıt olarak zenginleştirilmiş  $^{235}\text{U}$  kullanılır. Bu izotop tabii uranyumun ancak %0,7 kadarını teşkil eder. Uranyum içinde bulunan diğer izotop %99,3 oranında  $^{238}\text{U}$  dir. Mevcut reaktörler uranyum yakıtının ancak %1 kadarını değerlendirip %99 kadarını kullanılmayan yüksek derecede radyoaktif atık olarak geride bırakırlar. Hafif su reaktör teknolojisinin yaygın oluşu ve nükleer enerjinin dünya enerji üretiminde giderek artması, nükleer yakıt üretimi için başka kaynakların aranmasını zorunlu hale getirmektedir.

Nükleer yakıt olarak kullanılan elementlerden bir diğeri de toryumdur. Günümüzde toryumla çalışan ticari ölçekli bir santral bulunmamaktadır. Toryumun, yeni nesil nükleer enerji santrallerinde yakıt olarak kullanımı düşünülmektedir. Uranyumun yüksek derecede radyoaktif atık meydana getirmesi nedeniyle yeni nesil nükleer santraller, uranyum yakıtının yanı sıra, toryum elementi gibi daha temiz ve verimli yakıtların uranyuma dönüştürülerek yakılması, bu tür enerji santrallerin önemini bir

kez daha ortaya koymaktadır. Toryum elementi trilyonlarca varil petrole ve eş değerde bir enerji karşılığına denk gelmektedir.

Toryum yerkabuğunda uranyumdan dört kat daha fazla bulunmaktadır. Toryum tek başına nükleer yakıt olarak kullanılmaz. Fertil (üretken) bir izotop olan  $^{232}\text{Th}$ 'nin bir nötron yakalayarak fisyon yapabilen bir izotop olan  $^{233}\text{U}$ 'e dönüştürülmesi gerekir. Nükleer santrallerde uranyumun (U-235) yakıt olarak kullanılmasının iki olumsuz yönü vardır. Bunlardan biri, parçalanmış uranyum (U-235) yakıtından nükleer silahın hammaddesi olan plütonyumun oluşması ve böylece nükleer enerji kullanımında gelişmekte olan ülkeler için kolayca nükleer silahlara sahip olma yolunun açılmasıdır. Ticari reaktörlerin ürettiği atıkların radyoaktifliği en yüksek, en zehirli ve tehlikelisi plütonyumdur. İkincisi de, nükleer santral atıklarının nasıl saklanacağı konusunda halen bir çözüm bulunamamış olmasıdır.

Bir nükleer bombada bulunan plütonyumun %20'si fisyon yapar, kalanı ise saf toz olarak atmosfere yayılır. Günümüze kadar yapılan nükleer bomba denemelerinden, bu yöntemle atmosfere 5000 kg kadar plütonyum yayıldığı ve bunun 4000 kadar kanser vakasına yol açacağı düşünülmektedir. Toryumun yakıt olarak kullanılmasının birçok avantajı vardır. Toryumun ışınlanması yani nötronlarla bombardımanı sonucunda yüksek atom numaralı aktinitlerin (Np, Pu, Am, Cm gibi) ve plütonyumun üretimi uranyuma göre daha az miktardadır ve bu sayede depolama için harcanan maliyet azdır. Ayrıca yüksek yanma sıcaklıklarında çalışabilir, bu da toryumun reaktörde kalma süresini yani yakıtın yeniden yükleme periyodunu uzatarak tesisin kapasitesinin artmasına katkı sağlar ve toryum elementinde izotropik zenginleştirme işlemine de gerek duyulmadığı için yakıt maliyeti daha düşüktür [1,2].

Toryumlu yakıt denemeleri 1960 yıllarının ortalarında başlamış olmasına rağmen güç reaktörlerinde kullanılmasına 1976 yılında başlanmıştır. Almanya, Hindistan, Japonya, Rusya, İngiltere ve ABD'de araştırma çalışmaları bulunmaktadır. Dünya'da bulunan toryum rezervleri Çizelge 1.1.'de görülmektedir [2].

Çizelge 1.1. Dünyadaki toryum rezervleri [2].

ÜLKELER	ÇIKARILABİLİR (ton)	BELİRLENMİŞ* (ton)
Amerika	158 000	298 000
Avustralya	44 000	49 000
Brezilya	16 000	18 000
Kanada	100 000	100 000
Hindistan	292 000	300 000
Malezya	4 000	4 000
Norveç	166 000	183 000
G.Afrika Cum.	117 000	196 000
Türkiye	-	380 000

\*Derinlik, kalınlık, cins ve kalite bakımından madencilik ve üretim işlemlerine bağlı olarak fiziksel ve kimyasal özellikleri belirlenmiş kısmıdır.

Nükleer yakıtların en önemli avantajlarından bazıları, fosil yakıtlar gibi çevreye kükürt ve azot oksitleri içeren kirletici oksitleri salmaması ve karbondioksit gibi küresel ısınmaya neden olan ürünler vermemesidir. Nükleer enerji, asit yağmuru ve küresel ısınma gibi çevresel sorunlar taşımamasına rağmen kendine özgü sorunları da beraberinde getirmektedir. Reaktörlerde nükleer enerji üretimi sonucunda yüksek seviyeli atık dediğimiz uranyum ötesi (Pu, Am, Np, Cm gibi) elementler ve uzun ömürlü fisyon ürünleri (Tc-99, I-129 gibi) oluşmaktadır. Radyoaktif atıklar aynı zamanda tıp, endüstri, araştırma gibi değişik alanlarda da nükleer teknolojinin kullanımını sonucunda ortaya çıkmaktadır [3].

Bir taraftan 21. yüzyılda dünya enerji tüketiminin giderek artması ile mevcut enerji kaynakları azalırken diğer taraftan da işletilmekte olan nükleer reaktörler büyük miktarda radyoaktif atık oluşturmaktadırlar. Bu gibi problem ile karşı karşıya gelen

Dünya ülkeleri enerji üretimi ve atıkların ortadan kaldırılması için büyük bir çaba içerisindeyler.

Amerika'da çalışan 100'e yakın reaktör çalışma ömürleri boyunca yaklaşık 87 000 ton kullanılmış yakıt üretmiştir. Bu atıkların 60 000 tonu Nevada eyaletinde bulunan Yucca Dağı'nın altında hazırlanan jeolojik depolama bölgesine gönderildiği, geri kalan 10 000 tonun da geleceği bilinmemektedir. Bunun yanı sıra Dünya'da çalışan ve net elektrik üretimi 372208 MW(e) olan 439 nükleer reaktör (Çizelge 1.2.) bulunmaktadır. Bu reaktörlerde nükleer enerji üretimi sonucunda kullanılmış olan 250 000 tondan fazla yakıt ortaya çıkmıştır ve bu atıklar insanoğlunun geleceği için yok edilmesi gerekmektedir [2]. Depolama alanlarındaki atık miktarını azaltmak, harcanmış yakıtta bulunan uranyum ötesi elementleri kullanmak üzere bu atıkları tekrar işleyerek enerjiye dönüştürmek ve uzun ömürlü fisyon ürünlerinin zararını önlemek için yeni nesil nükleer reaktörler üzerinde çalışılmaktadır.

Çizelge 1.2. Dünyadaki nükleer güç üretim tesisleri [4].

Reaktör Tipi	Ülkeler	Reaktör Sayısı	Güç (GWe)	Yakıt	Soğutucu	Yavaşlatıcı
Basınçlı Su Reaktörü (PWR)	Amerika, Fransa, Japonya, Rusya	263	237	Zenginleştirilmiş UO <sub>2</sub>	Su	Su
Kaynayan Sulu Reaktör (BWR)	Amerika, Japonya, İsveç	92	81	Zenginleştirilmiş UO <sub>2</sub>	Su	Su
Gaz Soğutuculu Reaktör (Magnox & AGR)	İngiltere	26	11	Doğal U (metal), Zenginleştirilmiş UO <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	Grafit
Basınçlı Ağır Sulu Reaktör 'CANDU' (PHWR)	Kanada	38	19	Doğal UO <sub>2</sub>	Ağır Su	Ağır Su
Hafif Sulu Grafitli Reaktör (RBMK)	Rusya	17	13	Zenginleştirilmiş UO <sub>2</sub>	Su	Grafit
Hızlı Üretken Reaktör (FBR)	Japonya, Fransa, Rusya	3	1	PuO <sub>2</sub> ve UO <sub>2</sub>	Sıvı Sodyum	Yok
	TOPLAM	439	361			

Reaktörlerde kullanılmış yakıtın sebep olduğu radyolojik zararları azaltmak için bu radyoaktif atıkların dönüşümünde Hızlandırıcı Gdümlü Sistemlerin (ADS; Accelerator Driven System) kullanılması öngörülmüştür. Hızlandırıcı Gdümlü Sistemde (HGS) radyoaktif fisyon ürünleri ve aktinitler, yüksek enerjili proton hızlandırıcısı ve bir parçalanma (spallation) nötron kaynağından oluşan HGS'nin kor bölgesine yakıt olarak konarak dönüşüm işlemi gerçekleştirilir. HGS'de uzun yarı ömürlü izotoplar fisyon ve nötron yakalama reaksiyonlarıyla yarı ömrü daha düşük izotoplara dönüştürülür. HGS'de atıkları dönüştürmek demek, uzun ömürlü izotopları kararlı ya da daha kısa ömürlü hale getirmek demektir. Günümüzde nükleer atıkların çoğu nükleer reaktörlerin soğutma havuzlarında bekletilmektedir. Bu nükleer atıkların biyosfere sızmasını engellemek için atıkları ya kalıcı derin depolama alanlarına taşımak ya da zararsız izotoplara dönüştürmek gerekmektedir. Bu nükleer atıkları yok etme teknolojisi yer altı atık depolama gereksinimini ortadan kaldırmazken, atık miktarını ve depolama süresini azaltmada uygun bir yol olarak görülmektedir. Bu yüzden HGS'nin önemli özelliklerinden biri radyoaktif atık problemine çözüm bulmada etkili bir araç olmasıdır. Diğer bir özelliği de tüm işletim süresince nötron çoğaltma faktörünün 1'den küçük ( $k_{eff} \sim 0,95$ ) olmasıdır [5] ve hedefe gönderilen proton demetinin akımı kesildiğinde reaktörde meydana gelen reaksiyonların durması sistemin son derece verimli ve güvenli bir şekilde çalışmasını sağlamaktadır. Bu durum, kritik güç artışı sonucunda meydana gelen Üç Mil (Three Mile) Adası ve Çernobil (Chernobyl) tipi kaza olma olasılığını azaltmaktadır. Hızlandırıcıdan gönderilen yüksek enerjili (1-5 GeV) protonlar hedefe çarparak hedef çekirdekle nükleer reaksiyonlar sonucunda nötron üretilir. Bu nötronlar, kritik altı reaktöre yerleştirilen yüksek seviyeli radyoaktif atıklarla etkileşerek dönüşüm işlemini gerçekleştirmektedirler.

Atıkların Hızlandırıcı Gdümlü Sistemde enerjiye dönüştürülmesi olayını canlandırmada kullanılan paket programlardan biri MCNPX'dir. Dolayısıyla atıkların dönüştürülmesi sürecini incelemek ve sistem ile ilgili nötronik hesaplamalar yapabilmek için bu programın özelliklerini bilmek ve kullanabilmek enerji üretimi ile uğraşanlar için önemlidir.

Sonuç olarak bu tezin temel amacı, Hızlandırıcı Gdml Sistemde  boyutlu ntronik hesaplamaları yapabilmeye yardımcı olan MCNPX programını kullanarak elde edilen verilerin nasıl analiz edildiđini ve elde edilen bulguların nasıl yorumlanacađı ile ilgili deneyimleri sunmaktır.

## 2. HIZLANDIRICI GÜDÜMLÜ SİSTEM

### 2.1. HGS'nin Tarihi Süreci

1940'daki çalışmalardan, yüksek enerjili proton veya döteronlar ile uranyum hedefinin bombardımanından çok sayıda nötron veriminin elde edildiği görülmüştür. Bu nötronlar fisyonu uğrayabilecek materyalleri üretmek için kullanılabilir. 1941'de, Glenn Seaborg bir hızlandırıcıyı kullanarak ilk insan yapımı plütonyumu üretmiştir. 1950-1954 yılları arasında, MTA (Metal Testing Accelerator) Lawrence Livermore'deki program fisyonu uğrayabilen malzemeler üretebilecek hızlandırıcıların kullanımını detaylıca araştırılmış, Amerika'da keşfedilen yüksek miktarda uranyum madeninden dolayı bu projeden daha sonra vazgeçilmiştir. Kanada'da Lewis, McGill siklotron ile parçalanma nötron verim ölçümlerini başlatmıştır. 1954'de projeye son verilmiş ve dökümanlar 1957'de tekrar sınıflandırılmıştır [6-8].

1960'da Lawrence ve arkadaşları tarafından yapay olarak materyal üreten bir hızlandırıcı patenti (Elektronükleer Reaktör) alınmıştır. Hedef olarak düşünülen uranyum ve toryum materyallerinden yapay olarak sırasıyla  $^{239}\text{Pu}$  ve  $^{233}\text{U}$  üretilmiştir [9].

1990'ların başından beri uluslararası bilim komitesi tarafından HGS yüksek seviyedeki nükleer atık sorununu çözümlenmek için geliştirilebilecek bir sistem olarak dikkate alınmaya başlandı ve birçok temel araştırma programları başlatıldı. Bu araştırma programları mümkün olabilecek alternatiflerin ve bununla ilgili teknolojik konuların araştırılması ve tanımlanmasına rehberlik etmektedir. Uluslararası kamuoyuna alternatifler sunulurken, C. Rubbia ve CERN'deki çalışanları tarafından tasarlanan, son derece güvenli olan ADS reaktörü dikkat çekmiştir [10]. 1996'dan başlayarak, İtalya'da Enerji yükseltici üzerinde gittikçe büyüyen bir ilgi başlamış ve birçok temel araştırma ve geliştirme çalışmasının konusu olmuştur.

Termal nötronları kullanan bir dönüştürme tesisatının ilk detaylı tasarımı C. Bowman'ın Los Alamos grubu tarafından hızlandırıcı atık dönüşümü ismini takdim ederek 1991'de yayınlanmıştır [11]. 1993-2000 yılları arasında Carlo Rubbia'nın

öncülüğünü yaptığı bir grup CERN bilimcileri 1993'de Enerji Amplifier isimli temel kavramı sunmuşlar. Daha sonra nükleer enerjili kaskad ile enerji yükseltme ilkesinin bilimsel imkanı First Energy Amplifier Test (FEAT-1994) ve Test of Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing (TARC-1997-1998) gibi deneylerle gösterilmiş [12]. Carlo Rubbia'nın önderliğinde CERN'de yapılan FEAT deneyi Fransa, Yunanistan, İtalya, İspanya ve İsviçre'den oluşan bir araştırma grubunun katılımıyla ilk enerji yükseltici testini temsil etmiştir. Bu FEAT deneyi CERN'de PS (proton siklotronu) hızlandırıcısından gelen güçlü proton demeti ile harekete geçirilen yoğun bir nötron kaynağı tarafından beslenen 3,5 ton metalik doğal uranyumun kritik altı koruna dayalı olan bir deneydi. Deneylerde hem doğal uranyum hem de kurşun hedefler kullanılmıştır. Akı, güç, sıcaklık dağılımları ve zamana bağlı ölçümler kaydedilmiştir. Yine aynı grup tarafından CERN'de TARC deneyi yapılmış. Bu deneyde, özellikle  $^{99}\text{Tc}$  gibi belirli birkaç materyal ile bir kurşun blokta nötronların adiyabatik rezonans tesir kesitleriyle ilgili çalışmalar yapılmıştır. TARC (Adiyabatik Rezonans ile Dönüşüm) deneyi sonuç olarak şunu gösterdi; geniş bir kurşun blok içinde bulunan izotoplar için uygun bir nötron spektrumu kullanılarak her önemli rezonansa nötron yakalama reaksiyonuyla bu izotopların dönüşümü sağlanabilir.

1996 Yılı 4. program çerçevesinde, Avrupa birliği nükleer fisyon güvenliğine dayalı hızlandırıcı teknolojilerin etkisi adlı projeyi geliştirmiştir. Impact of Accelerator Based Technologies on Nuclear Fission Safety (IABAT) projesinin konusu minimum atık oluşumu ile temiz enerji üretimi ve nükleer atığın dönüşümü için hızlandırıcı kaynaklı sistemi oluşturma kararıdır. Ancak HGS için program geliştirme ve nükleer data ile ilgili spesifik konuları daha detaylı bir şekilde çalışma kararı alınmış ve bu amaçla Avrupa'da 14 enstitü ve üniversite IABAT projesinde birleşerek bir araya gelmişlerdir [13].

IABAT projesi Avrupa birliğinde ve birçok enstitülerde hızlandırıcı kaynaklı dönüştürme ile ilgili araştırmanın çok açık bir şekilde gelişmesini harekete geçirmiştir ve yeni projelerin oluşmasına katkıda bulunmuştur. IABAT projesine katılan hemen hemen her grup bu alanda daha çok çalışmalar geliştirmişlerdir [13].

1998'de Fransa, İtalya ve İspanya Araştırma Başkanlıkları uzun ömürlü nükleer atıkların dönüşümü için Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemin potansiyelini fark etmişler ve HGS ile ilgili Avrupa'da araştırma-geliştirme platformunu belirlemek için bir Tavsiye Grubu Başkanlığı (Minister' Advisors Group - MAG) kurmaya karar vermişler [14].

2000'lerin başında HGS üzerine yapılan çalışmalarda bir dönüm noktasına ulaşılmış. Yapılan deneysel çalışmalarla HGS'i oluşturan elemanların davranışları incelenmiş. Bu deneyler HGS'i oluşturan hızlandırıcı (IPHI, TRASCO), hedef (MEGAPIE deneyi) ve kritikaltı kor (FEAT, TARC ve MUSE deneyleri) için yapılmıştır [14].

Carlo Rubbia'nın önerdiği gerçek boyutlarında HGS ile ilgili ilk deney, reaktör havuzunda suyla doğal konveksiyon yoluyla soğutulan ve 1 MW termal güç üreten ENEA Araştırma Merkezinde (İtalya) bulunan TRIGA reaktöründe yapılmıştır [15].

Enerji üretimi ve nükleer atıkların dönüşümü için Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemler üzerine dünyada yapılan çalışmalar son on yılda oldukça artmıştır. Fransa (CEA), İspanya (CIEMAT) ve İtalya (ENEA) hükümetleri HGS konusunda birlikte çalışmak için anlaşmaya varmışlardır. Amerika'da yüksek güçlü hızlandırıcılarla ilgili araştırmalarla birleştirilerek yeni bir proje (AAA) başlatılmıştır. BNL'de PHOENIX ve LANL'de ATW projeleri Amerika'da yürütülen diğer çalışmalardır. Rusya'da MINATOM (Atom Enerjisi Bakanlığı) bünyesinde bazı çalışmalar yapılmaktadır. Ayrıca Rusya'da bulunan Teorik ve Deneysel Fizik Enstitüsü (ITEP) ve Birleşmiş Nükleer Araştırma Enstitüsü (JINR) HGS'de kullanılan hızlandırıcılar konusunda araştırmalar yapmaktadır. Güney Kore Atom Araştırma Enstitüsü (KAERI) bir hibrid güç üretim reaktöründe (HYPER) nükleer atıkların yakılması için çalışmaktadır [16]. Japon Atom Araştırma Enstitüsü (JAERI) uzun yarı ömürlü çekirdeklerin dönüşümü için hızlandırıcı güdümlü kritikaltı sistemler üzerine kapsamlı çalışmalar yapmıştır. Ayrıca yüksek seviyeli sıvı radyoaktif atıklarda (HLLW) uzun yarı ömürlü çekirdeklerin ayırma ve dönüşümü konusunda teknolojiler geliştirmektedir. OMEGA projesi adı altında yapılan bu araştırma ve geliştirme sıvı ayırma metodunun geliştirilmesi, dönüşüm sisteminin tasarım çalışmaları, yüksek güçlü hızlandırıcıların geliştirilmesi, nitrit yakıt döngü teknolojileri ve yakıt özelliklerinin daseti üzerine

temel konuları kapsamaktadır [17]. Ayrıca Belçika'da SCK-CEN yürüttüğü MYRRHA projesi hızlandırıcı güdümlü sistem ve uygulamaları konusunda çalışmaktadır. Belçika'da yürütülen bu projenin amacı aktinitleri dönüştürmek, malzeme ve yakıt davranışı, reaktör fiziği ve radyoizotop üretimidir.

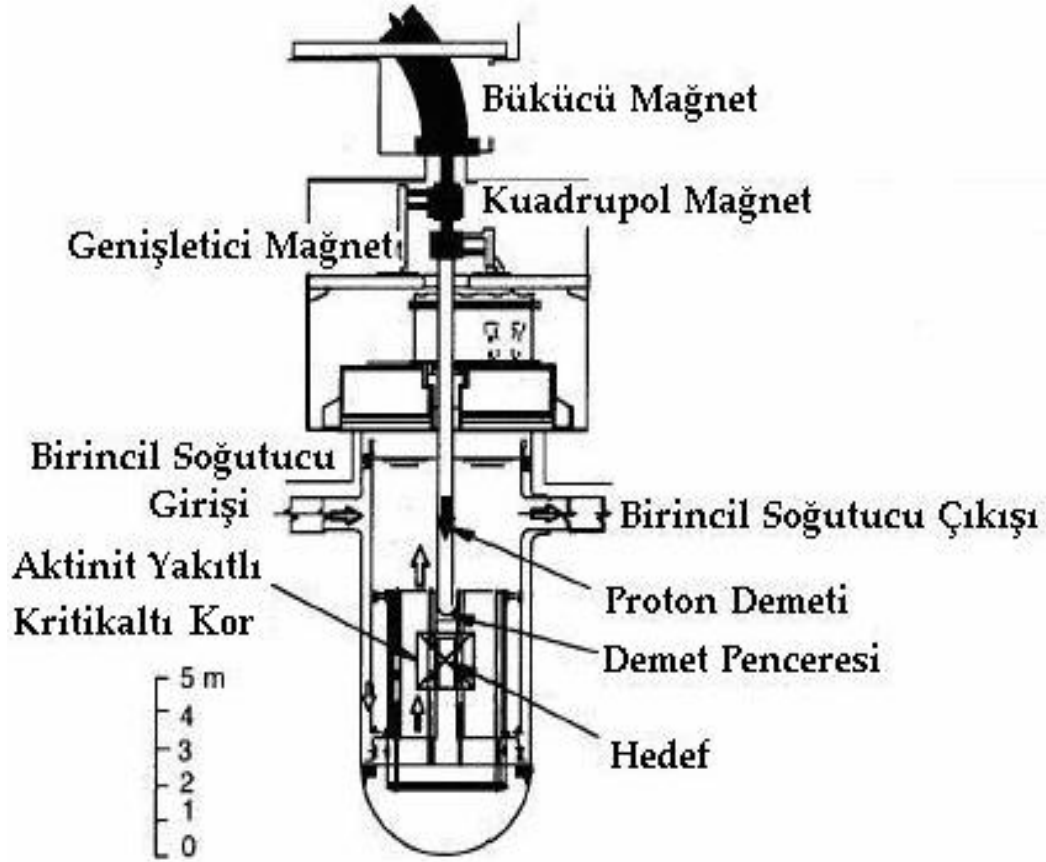
## **2.2. HGS İle İlgili Yapılan Çalışmalar ve Projeler**

### **2.2.1. TRIGA projesi**

Bu projenin amacı, bir proton hızlandırıcısı, bir parçalanma nötron kaynağı ve yeterli büyüklükteki bir kritik altı sistemi birleştirilerek büyükçe bir güç üretmektir. Bu deney ENEA Casaccia Centre'da (İtalya) kritik altı reaktör olarak istenilen TRIGA reaktöründe yapılması planlanmıştır. TRIGA, var olan 1 MW termal güçte, suyun reaktör havuzunda doğal ısı taşınımı (convection) ile soğutulan havuz tipi reaktördür. Yakıt elemanları, %20 oranında zenginleştirilmiş uranyum içerir. TRIGA projesi, yükseltilmiş (upgraded) ticari bir proton siklotronu (cyclotron) ile TRIGA reaktörü merkezine yerleştirilen tungsten katı hedefin birleşiminden oluşmaktadır [18, 19].

### **2.2.2. Sodyum soğutuculu HGS**

Bu sistem, Sodyum Soğutuculu Hızlı Üretken Reaktör (FBR) tasarımından yola çıkılarak tasarlanmıştır. Bu tasarımda hedef olarak tungsten, yakıt olarak da aktinit nitrit yakıt kullanılmaktadır. Hedefin tasarımı eksensel güç dağılımını yaymak ve nötron üretimini arttıracak şekildedir. Yakıt ve hedef elemanları, yukarıdan aşağıya doğru şiddetli bir şekilde akan birincil sodyum soğutucuyla soğutulmaktadır ve hedef çıkışından soğutucunun geçmesiyle demet penceresi de soğutulmaktadır. Şekil 2.1.'de sodyum soğutuculu HGS'nin bölümleri görülmektedir.



Şekil 2.1. Sodyum soğutuculu HGS [20].

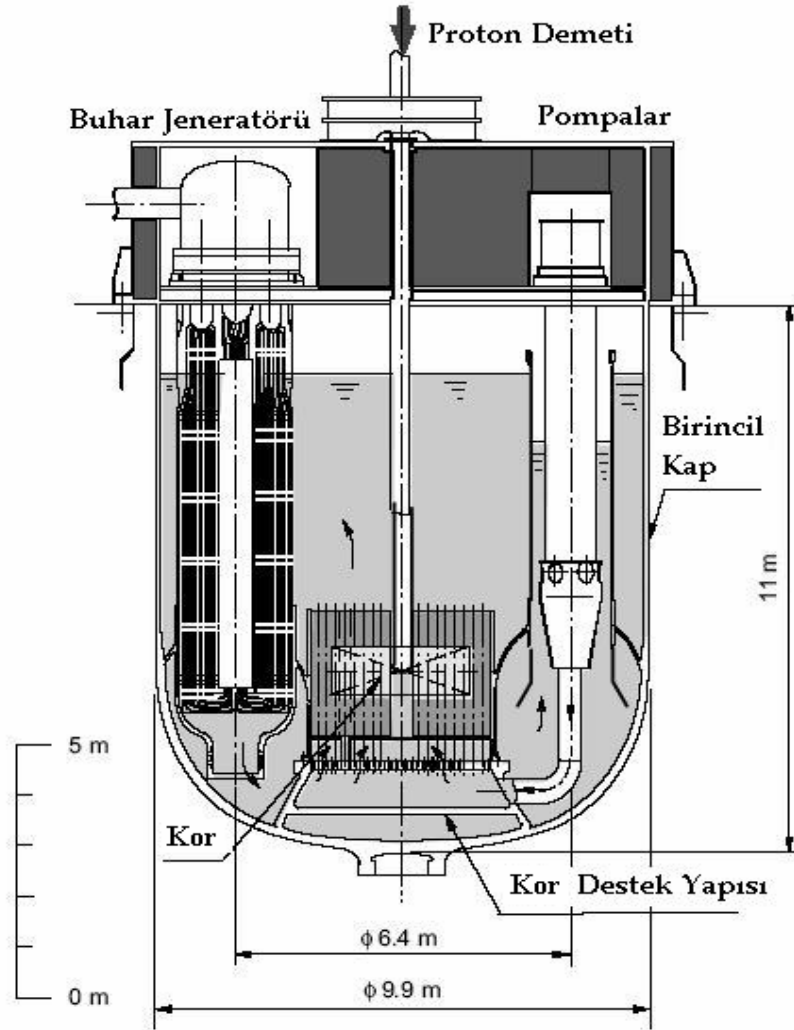
Etkin nötron çoğaltma faktörü 0,95 civarında olan kritikaltı sisteme 1,5 GeV (33 mA) enerjili protonlar gönderilmekte ve 820 MW'lık termal güç elde edilmektedir. Net dönüşüm oranı reaktöre %80 yükleme faktörüne karşılık olarak yılda %10 olmaktadır. Geleneksel buhar türbinleriyle 270 MW'lık elektrik elde edilmektedir. Çizelge 2.1.'de bu sistemin parametreleri verilmiştir.

Çizelge 2.1. Sodyum soğutuculu Hızlandırıcı Güdümlü Sistem parametreleri [20].

<b>Aktinit / Pu Miktarı</b>	1950 / 1300 kg
<b><math>k_{eff}</math> (Başlangıç / Maksimum / Minimum)</b>	0,93 / 0,94 / 0,92
<b>Sodyum Boşluk Katsayısı</b>	4,5 % dk/k
<b>Doppler Katsayısı</b>	$-2,2 \cdot 10^{-4} T \text{ dk/dT}$
<b>Termal Güç</b>	820 MW
<b>Dönüşüm Oranı</b>	250 kg/yıl
<b>Güç Yoğunluğu (Maks. / Ort.)</b>	550 / 380 MW/cm <sup>3</sup>
<b>Soğutucu Sıcaklığı (Giriş / Çıkış)</b>	330 / 430 °C
<b>Soğutucu Hızı</b>	8 m/s

### 2.2.3. Kurşun bizmut soğutuculu HGS

Bu sistemde, soğutucu ve hedef olarak kurşun-bizmut ve yakıt olarak da aktinit mononitrit kullanılmaktadır. Kor, çelikten yapılmış ve koru çevreleyen birincil kap içerisinde bulunmaktadır. Buhar jeneratörleri, temel pompalar ve yardımcı ısı değiştiricileri birincil sistemin diğer bileşenleridir. Geleneksel buhar jeneratörlerine kıyasla buhar jeneratörleri, Kurşun-Bizmut havuzuna daldırılan demet penceresinin derinliğindeki azalmaya izin veren tasarıma sahiptir. Böylece demet penceresi üzerindeki basınç yükü azaltılmış olur. Şekil 2.2.'de kurşun bizmut soğutuculu HGS görülmektedir.

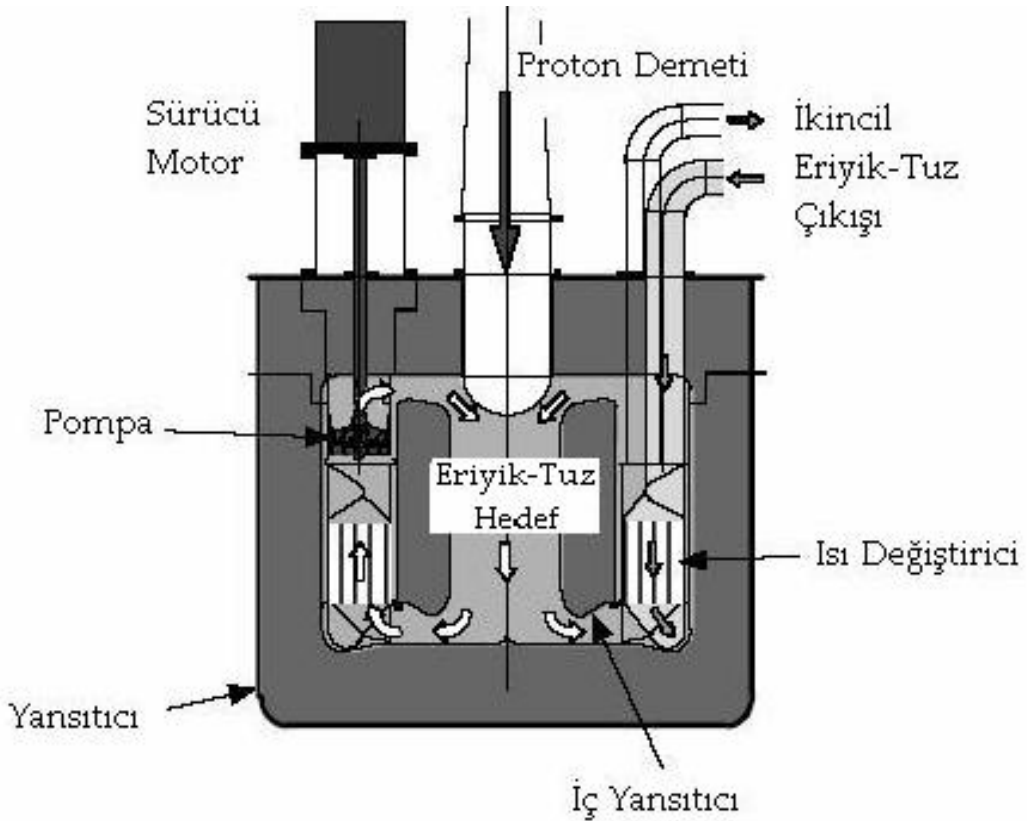


Şekil 2.2. Kursun bizmut soğutuculu HGS [17].

Kurşun-Bizmut eriyik karışım soğutucusu, kurşun soğutucudan daha düşük fakat sodyum soğutucusuyla aynı sıcaklık seviyesinde sistemin çalışmasına izin vermektedir. Sistemin çalışması boyunca soğutucu sıcaklığı yaklaşık olarak 430°C civarındadır. Sistem, 1,5 GeV (14 mA) enerjili proton demetiyle çalışan ve etkin çoğaltma faktörü 0,95 olan 800 MW termal güce sahiptir. Dönüşüm oranı %80 yakıt yükleme faktörüyle yaklaşık olarak yılda 250 kg'dır [17].

#### 2.2.4. Eriyik tuz karışımı kullanan HGS

Bu sistemde, eriyik tuz karışımı hem hedef hem de yakıt olarak kullanılmaktadır. Bunun dışında sistemde ayrıca soğutucu görevi de görmektedir. Bu tasarımda hedef ve korun fiziksel ve fonksiyonel ayrımı ortadan kaldırılmıştır ve böylece hedef ve kor konfigürasyonu önemli ölçüde basitleştirilmiştir (Şekil 2.3.).

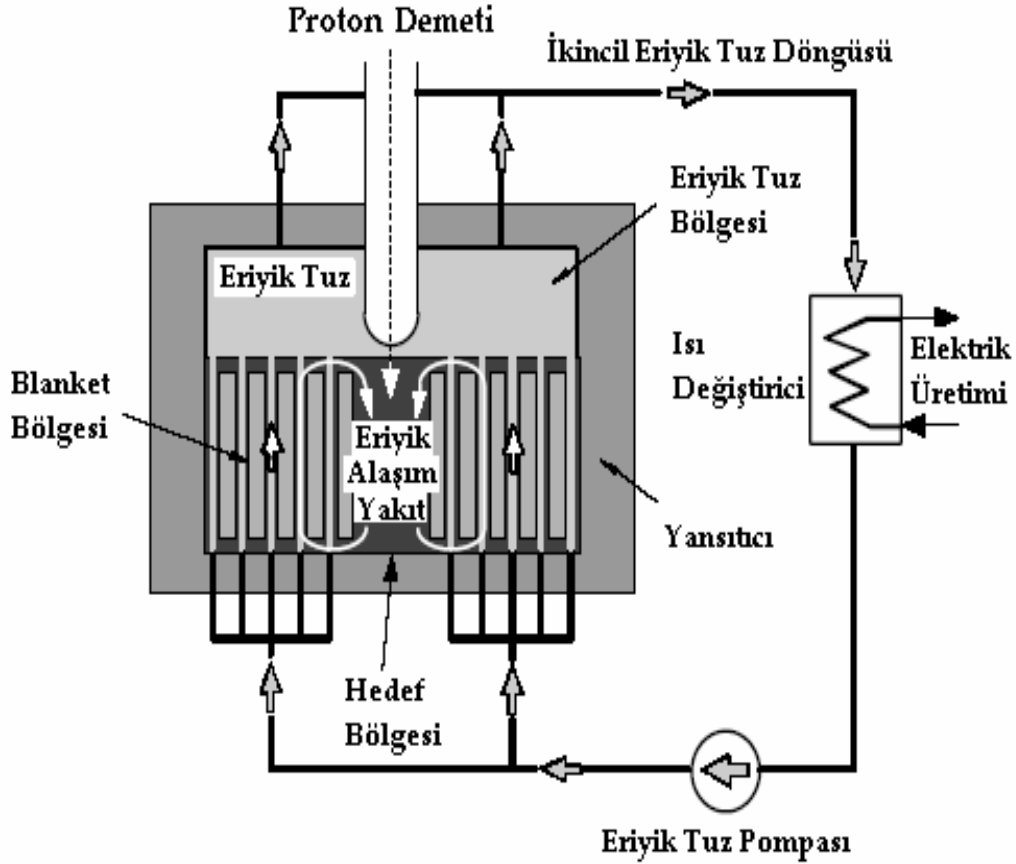


Şekil 2.3. Eriyik tuz karışımı kullanan HGS [17].

Akışkan yapıya sahip yakıt sistemlerinin büyük ölçüde aktinit gerektirmesi önemli dezavantajlarından birisidir. Klorid tuzu, şiddetli nötron enerji spektrumunda kullanılan ve uygun çalışma sıcaklıklarında çözünmüş aktinit yakıt olarak seçilmiştir. Etkin çoğaltma faktörü 0,92 ve 1,5 GeV (25 mA) enerjili proton demetiyle çalışan sistem 800 MW termal güç üretmektedir. Eriyik tuz sisteminin dönüşüm oranı yıllık 250 kg civarındadır. Bu %80 yakıt yükleme faktörüyle yıllık envanterin %4,6'sını oluşturmaktadır [17].

### 2.2.5. Eriyik alařım kullanan HGS

Bu sistemde, hem hedef hem de yakıt olarak eriyik alařım kullanılmaktadır. Eriyik-alařım hedef ve yakıt sistemi, dikey sođutucu kanalları boyunca grafit blanket ve eriyik florid tuzunun bulunduđu üst bölgeden oluřmuřtur (Őekil 2.4.).



Őekil 2.4. Eriyik alařım kullanan HGS [17].

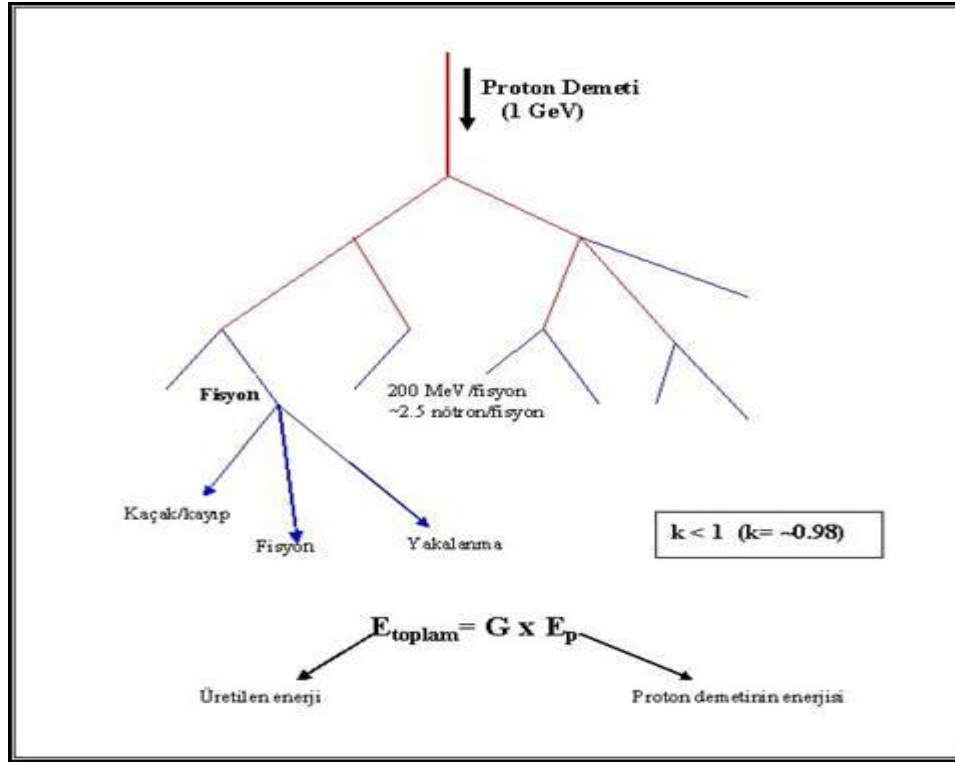
Sistem, etkin çođaltma faktörü 0,90 ve 1,5 GeV (16 mA) enerjili protonlarla çalışırken yıllık 145 kg aktinit dönüřtürerek 455 MW termal güç üretmektedir. Eriyik alařım sisteminin avantajları, az aktinit envanteri gerektirmesi ve yüksek dönüřüm oranıdır. Ayrıca sisteme sürekli küçük aktinit yakıt yüklenebilmesi ve ortamdan reaksiyon ürünlerinin alınması diđer avantajlarındandır. Fakat güvenlik ve materyal uyumluluđu gibi problemlerden dolayı akıřkan yakıt sistemlerinin tasarım çalışmaları durdurulmuřtur [17].

### 2.3. Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemin Fiziği

Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem nükleer reaktörlerdeki olası kritiklik kazası ( $k_{\text{eff}} > 1$ ) riskinin giderileceği ( $k_{\text{eff}} = 0,96 - 0,98$  aralığında) bir kritikaltı reaktör sistemiyle, yüksek proton akımlı ( $>10$  mA) ve yüksek proton enerjili (1–5 GeV) bir hızlandırıcı kompleksinin birlikte çalıştırılmasının planlandığı yeni nesil reaktörlerdir. Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem’de diğer bütün reaktörler gibi benzer elemanlardan oluşur: fisyonun gerçekleştiği yakıt, ısı çıkışını sağlayan ve radyasyon hasarını engelleyen soğutucu, koru saran ve nötron kaçacağını azaltan yansıtıcı ve diğer reaktörlere ek olarak HGS kritik altı ( $k_{\text{eff}} < 1$ ) çalıştığı için dış bir nötron kaynağına ihtiyaç vardır. Bunun için HGS’de yüklü parçacıkları hızlandırmak için bir hızlandırıcı ve kaynak nötronları üretmek için hedef bulunmaktadır. Bu reaktörlerde amaç;

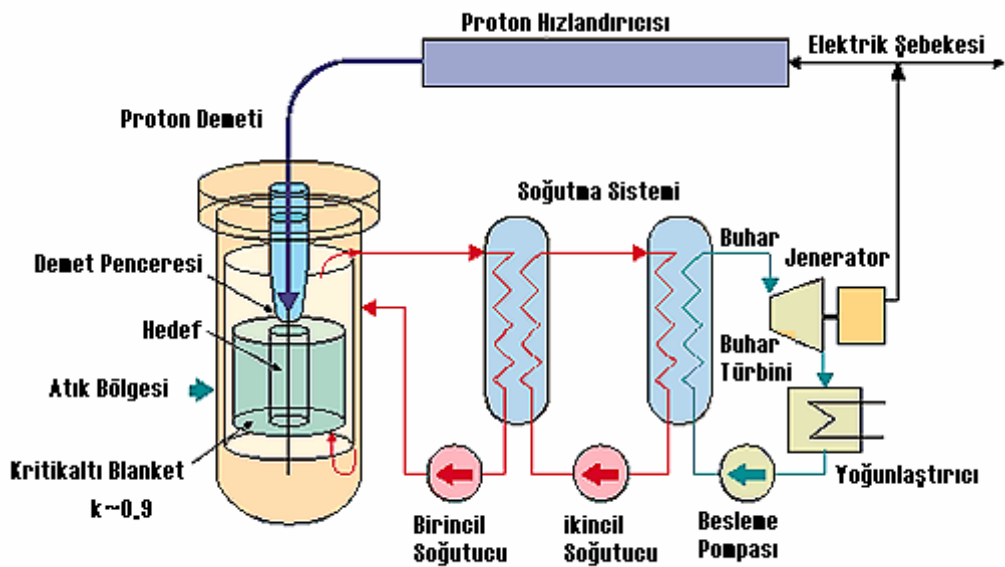
- Yüksek verimli enerji üretmek,
- $^{235}\text{U}$  dışındaki, doğrudan yakıt olarak kullanılamayan fertil malzeme olan  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{238}\text{U}$ ’i fisil malzemelere dönüştürerek yakıt olarak kullanmak,
- Nükleer reaktörlerde yakıtların kullanılması sonucunda oluşan uzun ömürlü radyoaktif atıkları kararlı veya daha kısa ömürlü radyoaktif elementlere dönüştürmektir.

HGS’de hızlandırıcıdan gelen yüksek enerjili proton demeti hedefe çarptırılarak hedef içinde atomik çekirdeğin parçalanması (spallation) ile çok miktarda nötronlar ve yüklü parçacıklar elde edilir. Hedef malzeme katı ya da sıvı fazdaki ağır metalden yapılmıştır. Yüksek akıma ve enerjiye sahip olan proton demeti hedef elementin üzerine bombardımanı sonucu meydana gelen bu parçalanma reaksiyonlarıyla her bir proton başına onlarca nötronun üretimi gerçekleştirilmektedir. Üretilen nötronlar, kritik altı kora gönderilerek diğer nükleer reaksiyonların başlamasını sağlar (Şekil 2.5.). Kritik altı kor termal ya da hızlı nötron spektrumunda çalışabilecek şekilde tasarlanmıştır [21-24].



Şekil 2.5. 1 GeV enerjili protonların sebep olduğu nükleer çığ reaksiyonları [25].

HGS'nin enerji dönüşüm kısmı ise normal güç santralindeki sisteme benzerdir. HGS'de üretilen tüm elektrik enerjisi şebekeye verilmez. Bu enerjinin bir kısmı (%5'i) hızlandırıcının çalışması için hızlandırıcıya geri verilir (Şekil 2.6.).



Şekil 2.6. HGS'den elektrik üretim mekanizması [26].

HGS'nin en önemli avantajı sistemin kritik altı ( $k_{eff} < 1$ ) çalışmasıdır. Bu sayede nükleer kaza olasılığını ortadan kaldırmaktadır ve sistemde proton demeti kesildiği takdirde reaktör durmaktadır. Diğer nükleer sistemlerle karşılaştırıldığında güvenlik artmıştır [27].

Eğer bir fisyon sonucu oluşan ortalama bir nötron fisyon reaksiyonunun kendi kendine devam etmesini sağlıyorsa reaktör "kritik" denir. İlk fisyonla oluşan nötronlar birinci nesil olarak adlandırılır ve onların oluşturduğu ikinci fisyonla oluşan nötronlar ikinci nesil olarak adlandırılır ve böylece devam eder.  $k_{eff}$  etkin çoğaltma katsayısı, bir nesilde oluşan nötronların sayısının, tüm kayıp nötronlarda hesaba katıldığında önceki nesilde oluşan nötronlara oranıdır.

---

(2.1)

Buradan da görüldüğü  $k_{eff}$  değerinin 1'den küçük olması durumunda her nesilde bir önceki nesilden daha az nötron üretilir ve bir süre sonra zincir reaksiyonu son bulur [14]. HGS'nin kritikaltı çalışması yani  $k_{eff}$  nötron çoğaltma faktörünün 1'den küçük olması nedeniyle bir dış nötron kaynağına ihtiyaç vardır. Bu sistemde kaynak nötronlar, hızlandırıcıdan gönderilen yüksek enerjili protonların hedef malzemeye reaksiyon gerçekleştirmesiyle elde edilir.

Ayrıca HGS mevcut uzun ömürlü radyoaktif atıkları yakıt olarak kullanmakta ve böylece daha verimli enerji üretimi sağlamaktadır. Böylece günümüze kadar birikmiş olan atıkların (özellikle Plütonyum) jeolojik depolanmasının indirgenmesi açısından çok etkili ve gerçekçi bir çözüm oluşturmaktadır. Şu anda çalışan nükleer reaktörler, yüksek seviyeli radyoaktif atık üretimi ve jeolojik depolama sorunlarına bir çözüm getirememesi bakımından HGS elektrik üretiminin daha güvenli ve daha ekonomik olması açısından daha avantajlıdır.

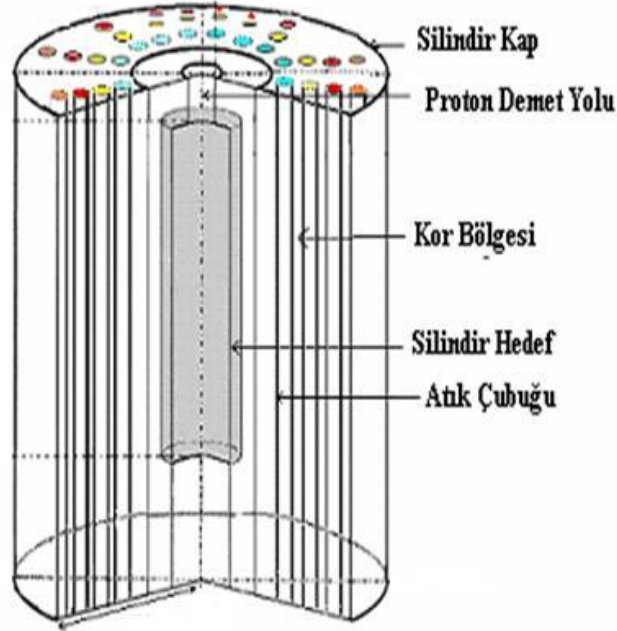
HGS'deki enerji kazancı  $G$  aşağıdaki gibi ifade edilir ;

$$G = \frac{G_0}{(-k)} = \frac{2G_0}{2 - \bar{\eta}(-L)} ; G_0 \sim 2,5 \quad (2.2)$$

Eğer  $k_{\text{eff}} = 0,95$  ile ful güce ulaşmak istenirse buna denk gelen kazanç  $G = 50'$  dir. Burada  $G_0$  kazanç orantı sabitidir ve spallasyon bölgesinin verimi ile ilgilidir. İyi tasarlanmış bir enerji yükselteci için bu değer  $2,4 - 2,5'$  dir.  $k = \bar{\eta} \left( \frac{1}{1-L} \right) 2$  k; fisyon kaynaklı çoğaltma katsayısıdır.  $k_{\text{eff}}$  değeri düştükçe sistemin net elektrik üretim verimi olumsuz yönde etkilenmektedir. Yapılan analizlerde, çoğaltma katsayısının  $0,96$  civarındaki değerlerin altına düşmesi durumunda, HGS'nin işletilmesinin ekonomik olmayacağını göstermektedir.  $L$ ; toplam nötron kaybıdır. Bu kayıp; nötronun çeşitli yollarla absorbe edilmesi, soğutucu ve yapılar içerisinde yakalanmaları gibi yollarla olmaktadır.  $\bar{\eta}$ ; fisil isotop içinde absorbe edilen bir nötron ile oluşan fisyon nötronlarının sayısıdır [28-31].

Genel bir Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem aşağıdaki elemanlardan oluşmaktadır (Şekil 2.7.);

- Protonları  $1 \text{ GeV}$  ya da daha fazla enerjilerde hızlandırabilecek bir lineer (linac) veya dairesel (siklotron) hızlandırıcı
- Sisteme parçalanma reaksiyonlarıyla nötron sağlamak için ağır bir çekirdekten oluşan hedef
- Sistemdeki ısı iletimini sağlayan ve sistemin yüksek sıcaklıklarda deformasyona uğramasını engelleyen soğutucu
- Atık ve yakıt izotoplarının bulunduğu yakıt çubukları
- Sistemdeki nötron kaçağını engellemek için koru saran yansıtıcı
- Fisyon ürünlerinin kaçımasını engelleyen reaktör kabı



Şekil 2.7. HGS'nin üç boyutlu görünümü

### 2.3.1. Hızlandırıcı

Hızlandırıcı elektron, proton, pion gibi yüklü parçacıkları elektrik alan kullanarak yüksek hızlara çıkaran ve manyetik alan kullanarak demet halinde bir arada tutan aletlerin genel adıdır. Yüklü parçacık hızlandırıcılarının amacı, istenen enerjide belirli bir tür parçacık demetini bir hedef üstüne göndermektir [32]. İyonlar tekrar tekrar anlık elektrostatik alanlara tabi tutulur. Her tekrarlama iyonuna bir miktar daha enerji kazandırır ve onu hızlandırır. Hızlandırıcılar hızlandıkları parçacığın türüne göre (elektron, proton vs.) hızlandırıcının doğrusal ya da dairesel olmasına göre çeşitli sınıflara ayrılır [33].

HGS'de protonları yüksek enerjilerde hızlandırmak için iki tür hızlandırıcı mevcuttur. Bunlar; hızlandırmanın doğrusal bir yol boyunca sıralanmış bir veya birden fazla RF (radyo frekansı) ile gerçekleştirildiği lineer (linak) hızlandırıcılar ve parçacıkların RF (radyo frekansı) boşluklarında hızlandırıldıkları ve manyetik alanlar yardımıyla dairesel yörüngelerde tutulduğu dairesel (siklotron) hızlandırıcılarıdır [2,

31]. Lineer hızlandırıcılar ile dairesel hızlandırıcılar değişik avantaj ve dezavantajlara sahiptir. Dairesel hızlandırıcıların en önemli avantajları lineer hızlandırıcıya göre daha az yer kaplaması ve daha ucuz olmasıdır. Linak'ın avantajı ise süper iletken temeline dayalıdır ve ihtiyaç duyulduğunda daha yüksek akımda (30-50 mA) çalışabilmektedir. HGS'de kullanım için teknik açıdan bakıldığında lineer hızlandırıcılar daha iyi bir seçimdir. Hızlandırıcıların endüstriyel uygulamalar için en önemli temel problemleri verimlilik, güvenilirlik, işletilebilirlik ve sürdürülebilirlik şeklinde sıralanabilir.

### **2.3.2. Hedef**

Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem'de sistemin en önemli elemanlarından biri hedefdir. Çünkü fisyonu gerçekleştiren kaynak nötronlar hızlandırıcıdan gönderilen yüksek enerjili proton demetinin hedefe çarptırılması sonucunda hedefteki çekirdeğin parçalanması ile üretilir. Hedefte üretilen bu nötronlar yakıt çubuklarına gönderilerek fisyon reaksiyonlarının gerçekleşmesini sağlar. Bu yüzden hedefte üretilen nötron miktarının maksimum olması hedeflenmektedir.

Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem'de hedef proton hızlandırıcısının sonunda ve kritikaltı korun merkezinde olmalıdır. Hedef malzemesi olarak parçalanma reaksiyonuyla verimli bir şekilde nötron üretimi için Ta, W, Hg, Pb, Pb-Bi gibi elementler muhtemel hedef adayları olarak önerilir. Hedef malzemesi incelenirken nötron üretimi yüksek olan element seçilmelidir. Hedef malzemesi yüksek enerjili proton demetine maruz kalacağı için hedef malzemede hasara sebep olacaktır. Bu yüzden hedef, yüksek enerjili proton demetine karşı dayanıklı olmalıdır. Hedefe gönderilen yüksek enerjili proton demeti ile oluşan parçalanma reaksiyonları nötronlarla birlikte atık çekirdekleri de üretirler ve oluşan bu çekirdeklerin çoğu radyoaktiftir. Atık çekirdekleri hedefin aşınmasına, yapısal malzemelerde ve hedefte radyasyon zararına yol açar. Bu sebepten hedef malzeme seçilirken hedefteki radyasyon zararı miktarının çok az olmasına dikkat edilmelidir. Ayrıca hedef malzemenin kaynama noktası yüksek olmalıdır ve parçalanma reaksiyonları ile serbest kalan ısıyı iyi iletmelidir [34, 35].

HGS'de hedef malzemesi olarak katı ve sıvı hedef olmak üzere iki çeşit hedef önerilir. Katı hedef olarak kullanılan elementler disk ya da çubuk şeklindedir.

Hedef malzemesi olarak düşük maliyetli ve nötronik özelliklerinden dolayı kurşun seçilmektedir. Kurşun, proton başına birçok nötronun yayınlanmasına sebep olduğu bilinmektedir. Diğer bir hedef malzemesi olan Sıvı Kurşun Bizmut (LBE), düşük erime sıcaklığına ( $T_{erime}=123,5^{\circ}\text{C}$ ) sahiptir ve ayrıca reaktörün kapatılması ya da proton demetinin kesilmesi halinde hedefin katılaşması riskini azaltır [27, 31].

Sıvı hedefler iyi ısı taşıma kapasitesine sahip olması ve hedefin radyasyon hasarını önemli derecede azaltması nedeniyle katı hedeflere göre daha avantajlıdır. Katı hedeflerde radyasyon zararı fazladır ve nötron soğurulması az olduğundan ısı üretme özelliği azalır. Ayrıca hızlandırıcı durduktan sonra hedef geç soğur [34].

Hedef malzeme için diğer bir seçenek de Civa (Hg)'dir. Civanın, hedef içinde alfa yayınlayan  $^{210}\text{Po}$  üretmemesi ve çalışmadan önce sistemin sıcaklığını yükseltmeye gerek duyulmaması en önemli avantajlarıdır. Ancak Hg'nin kaynama noktasının  $356^{\circ}\text{C}$  olması geniş ölçekte HGS'nin kullanımında gerekli çalışma sıcaklığı için yeterince yüksek değildir. Hedef malzeme olarak Tungsten'de iyi nötronik özelliklere sahip olduğu için düşünülebilir. Fakat Tungsten çok yüksek erime sıcaklığına ( $T_{erime}=3420^{\circ}\text{C}$ ) sahiptir. Çizelge 2.2.'de hedef malzeme olarak düşünülen bu elementlerin yoğunluk ve izotopik bolluğu verilmiştir.

Çizelge 2.2. Hedef malzeme olarak düşünölen elementlerin yoğunluk ve izotopik bollukları

Hedef Malzeme	Yoğunluk(g/cm <sup>3</sup> )	İzotop	İzotopik Bolluk(%)
Berilyum	1,850	<sup>9</sup> Be	100
Krom	7,200	<sup>50</sup> Cr	4,174
		<sup>52</sup> Cr	83,700
		<sup>53</sup> Cr	9,673
		<sup>54</sup> Cr	2,453
Bakır	8,920	<sup>63</sup> Cu	68,499
		<sup>65</sup> Cu	31,501
Kurşun	11,344	<sup>206</sup> Pb	24,000
		<sup>207</sup> Pb	22,900
		<sup>208</sup> Pb	53,100
Bizmut	9,800	<sup>209</sup> Bi	100
Civa	13,546	<sup>196</sup> Hg	0,146
		<sup>198</sup> Hg	9,869
		<sup>199</sup> Hg	16,763
		<sup>200</sup> Hg	23,028
		<sup>201</sup> Hg	13,225
		<sup>202</sup> Hg	30,004
		<sup>204</sup> Hg	6,965
Toryum	11,700	<sup>232</sup> Th	100
Tungsten	19,350	<sup>182</sup> W	26,068
		<sup>183</sup> W	14,250
		<sup>184</sup> W	30,716
		<sup>186</sup> W	28,966
Uranyum	19,050	<sup>135</sup> U	0,700
		<sup>138</sup> U	99,300

### 2.3.3. Yüksek enerjili parçacıklarla hedef çekirdeğin meydana getirdiği parçalanma (spallation) reaksiyonları

Parçalanma reaksiyonu, yüksek enerjili hadronların (proton, nötron, pion gibi) ya da hafif çekirdeklerin (döteryum, trityum gibi) hedef çekirdeklerle etkileşimi olarak tanımlanabilir. HGS’de ise hızlandırıcıda kullanılan parçacıklar yüklü parçacıklardır (proton, pion gibi). Yüksek enerjili parçacık, hedef çekirdekle etkileştikten sonra hedeften bazı nükleonların ya da hafif çekirdeklerin çıkmasına yol açar [36, 37]. Bu etkileşme için yüksek enerjili parçacık hedef çekirdekle reaksiyon gerçekleştirilmesi için hedefe gönderilir. Bu reaksiyonlar sonucu hedef çekirdekten yüksek enerjili nükleonlar çıkarak çevresindeki çekirdeklerle etkileşirler. Bu nükleonlar içerisinde HGS’de yakıt çubuklarındaki izotoplarla fisyon reaksiyonu gerçekleştirilmesi nedeniyle nötronlar kullanılır. Dolayısıyla, bir HGS’de, temel düşünce proton başına çıkan nötronların sayısının maksimum seviyede olmasıdır [31].

HGS bir kritikaltı çalışan reaktör sistemi olduğu için yani  $k_{eff}$  nötron çoğaltma faktörü 1’den küçük olduğu için fisyon reaksiyonları bir dış nötron kaynağı olmadan bir süre sonra son bulur. Bu yüzden HGS’de bir nötron kaynağına ihtiyaç vardır. Hızlandırıcıdan gönderilen yüksek enerjili parçacıklarla hedef çekirdeğin meydana getirdiği parçalanma reaksiyonuyla kaynak nötronlar üretilir. Parçalanma reaksiyonları ağır bir hedef üzerinde hafif enerjik mermi ile oluşan çarpışmadır. Bu reaksiyonlar iki safhalı bir süreç olarak ifade edilebilir. Birinci safhada mermi hedef çekirdeğin nükleonları ile yarı serbest nükleon-nükleon çarpışmalarını oluşturur. Bu çarpışmalar birkaç nötron ve protonların anlık çıkmasına yol açar. Gelen merminin kinetik enerjisinin bir kısmı uyarma enerjisi olarak hedef çekirdeğe aktarılır. Mesela 1 GeV enerjili proton hedef çekirdekte ortalama 200 MeV enerji depolar ve geri kalan enerji anlık yayılan nükleonlar arasında bölüşülür [38, 39]. İkinci adımda çarpışmada üretilen atık çekirdek düşük enerjili proton ve nötronların saçılması veya fisyonla uğramasıyla tekrar uyarılır. Saçılan parçacıkların enerjisi çarpışmalarda atık çekirdekler tarafından ulaşılan sıcaklıkla belirlenir. Mermi ve hedef arasındaki nükleer etkileşme toplam reaksiyon tesir kesiti ile belirlenir [40, 41].

### 2.3.4. HGS'de kullanılan soğutucular

Hedef çekirdek tarafından üretilen nötronlar, yakıt çubuklarındaki radyoaktif atıklarla fisyon ve diğer nükleer reaksiyonlar meydana getirir. Reaktörde meydana gelen bu reaksiyonlar sonucu kinetik enerji üretilir ve bu enerji ortamın ısınmasına neden olmaktadır. Açığa çıkan aşırı ısı nedeniyle reaktör soğutulmalıdır. Aksi takdirde yakıt çubukları erir ve radyoaktif madde ortama dağılır. Bu tür kazaya en iyi örnek Çernobil faciasıdır. Bu tür kazaların meydana gelmesini önlemek için reaktör tasarımında başlıca özellik, soğutucunun ısı transferindeki verimliliğidir. Soğutucu malzeme radyasyon ve yüksek sıcaklık etkilerine dayanıklı, buharlaşma sıcaklığı yüksek ve erime sıcaklığı düşük olmalıdır. Bu özelliklerinin yanı sıra kolay bulunur ve maliyet açısından ucuz olmalıdır. Ayrıca nötron yakalama tesir kesiti düşük olmalıdır. Hızlandırıcı Gdümlü Sistemde koru soğutmak için kullanılan soğutucu seçenekleri; Pb, Pb-Bi, Na'un sıvı metalleri ya da He, CO<sub>2</sub> gaz soğutucu ile sınırlıdır.

#### Sıvı metal soğutucular

Sıvı metal soğutucuların avantajları; termal özelliklerinin iyi olması ve atmosferik basınca yakın çalışma imkanıdır. Yüksek sıcaklıkta çalışan, termal akısı ve güç yoğunluğu yüksek olan reaktörlerde, sıvı halde bulunan bazı metaller soğutucu olarak kullanılmışlardır. Ayrıca sıvı metaller yüksek sıcaklıklara ve radyasyon etkisine dayanıklıdır. Sıvı metallerin ısı iletim özellikleri sudan iyidir. Fakat sıvı metaller daima erime noktası üzerinde tutulmaları gereklidir ve yüksek sıcaklıklarda metaller ile korozyona (aşınmaya) neden olmaktadır. HGS'lerde kullanılan başlıca sıvı metal soğutucular Kurşun, Kurşun-Bizmut ve Sodyum'dur [42].

HGS'de soğutucu olarak kullanılan Kurşun ve Kurşun-Bizmut çok düşük nötron yakalama tesir kesitine ve çok yüksek kaynama noktasına sahiptir. Kurşun ve Kurşun-Bizmut'un soğutucu olarak kullanılmasının başlıca sakıncası erime noktası üzerinde bir çalışma sıcaklığını gerektirir. Bu yüksek sıcaklıklar yapı materyalleri üzerinde daha fazla korozyon probleminin neden olur [42, 43].

Soğutucu olarak kullanılan diğer bir sıvı metal soğutucu da sodyumdur. Sodyum, yüksek termal iletkenlik ve yüksek kaynama noktası gibi çok iyi termal özelliklere

sahiptir. Çizelge 2.3.'de soğutucu olarak kullanılan Pb, Pb-Bi ve Na'un fiziksel özellikleri verilmiştir. Soğutucu olarak sodyumun bazı sakıncaları da vardır. Bunlar, hava ve su ile şiddetli kimyasal tepkime vermesidir [44].

Çizelge 2.3. Sıvı metal soğutucu seçeneklerinin fiziksel özellikleri [45].

	$\rho$ [g/cm <sup>3</sup> ] (~400°C)	T <sub>erime</sub> [°C]	T <sub>kaynama</sub> [°C]	k [W/m.K] (~400°C)	C <sub>p</sub> [J/kg.K]	V [m/s] <sup>A</sup>
Pb	11,07	327,5	1749	16	150	2,5
Pb-Bi	10,24	123,5	1670	12,9	147	2,5
Na	0,857	97,7	883	71,6	1300	9,0

A: Maksimum soğutucu hızı

### Gaz soğutucular

Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemde gaz soğutucu olarak He ve CO<sub>2</sub> kullanılmaktadır. Gaz soğutucu kimyasal olarak tepkimeye duyarlı değildir ve kolay kullanım sağlar. Fakat etkin bir soğutma için çok yüksek basınç gereklidir. Ancak gazların dezavantajı düşük ısı kapasitesi ve düşük sıcaklıklarda çalışmalarıdır. Gazlar, yüksek sıcaklık ve radyasyon altında dayanıklı olmaları, kolay bulunur ve kolay kullanılabilir olmaları nedeniyle HGS'lerde soğutucu olarak kullanılırlar.

HGS'de soğutucu olarak kullanılan Helyum nötron yakalama tesir kesitinin çok ufak olması ve tehlikeli olmaması bakımından avantajlıdır. Helyum kolay reaksiyona girmediğinden kimyasal olarak yapı malzemeleri ile de uyumludur. Ayrıca yüksek ısı ve radyasyon etkilerine de dayanıklıdır [27].

CO<sub>2</sub> şimdiye kadar reaktörlerde en çok kullanılan gaz soğutucu olmuştur. Bu gaz, hem oksijen hem de karbonun nötron yakalama tesir kesitlerinin ufak olması bakımından, metallerde korozyon etkisi bulunmaması ve tehlikeli olmaması bakımlarından da uygundur [27].

### 2.3.5. Kritikaltı kor

Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem tasarlanırken kor bölgesi kritik altı ( $k_{\text{eff}} < 1$ ) olacak şekilde tasarlanır. HGS'nin kritik altı ( $k_{\text{eff}} < 1$ ) durumda çalışması ve hedefe gönderilen demet akımı kesildiğinde reaktörde meydana gelen reaksiyonların kesilmesi sistemin son derece verimli ve güvenli bir şekilde çalışmasını sağlar.

Nötron çoğaltma 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 reaksiyonunun devamı için  $k \geq 1$  olmalıdır. Eğer çoğaltma faktörü  $k_{\text{eff}} > 1$  ise reaktör kritiküstü ve  $k_{\text{eff}} < 1$  ise reaktör kritikaltıdır.

Kritikaltı olan bir reaktörde fisyon reaksiyonları harici bir nötron kaynağı olmadan sürdürülemez. HGS için bunu sağlayan hızlandırıcı ve parçalanma (spallasyon) reaksiyonlarıdır.

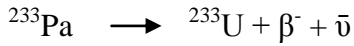
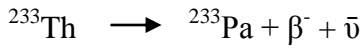
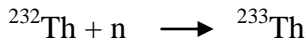
### 2.3.6. Yakıt

Günümüzde elektrik üretmek için işletilen nükleer güç reaktörleri (LWR, PWR, CANDU) genellikle, düşük zenginlikte uranyumdan (%3 – 3,5 oranında  $^{235}\text{U}$ ) yapılmış yakıt kullanmaktadır. Nükleer yakıtların en önemli avantajları, fosil yakıtlar gibi çevreye kükürt ve azot oksitleri salmaması ve karbondioksit gibi küresel ısınmaya neden olan ürünler vermemesidir. Reaktörlerde, nükleer yakıtın bir kez kullanılması sonucunda “yüksek seviyeli atık” adını verdiğimiz uranyum ötesi (Pu, Am, Np, Cm gibi) elementler ve uzun ömürlü fisyon ürünleri (Tc, I, Cs gibi) oluşmaktadır. Bu radyoaktif atıkların çevre ve insan sağlığını etkilememesi açısından derin jeolojik depolama alanlarında muhafaza edilmelidir. Depolama alanlarındaki atık miktarını azaltmak, kullanılmış yakıtta bulunan uranyum ötesi elementleri kullanmak üzere tekrar işleyerek geri kazanmak ve uzun ömürlü fisyon ürünlerini kararlı ya da daha kısa ömürlü izotoplara dönüştürmek için Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem düşünülmektedir. Bu dönüşüm işlemi HGS'de hedef çekirdek tarafından üretilen nötronlarla nükleer reaksiyonlar sonucu meydana getirilerek gerçekleştirilir. Ayrıca Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemin diğer bir avantajı da uranyum ve uranyum dışındaki yakıtların fisil malzemelere dönüştürülerek kullanılmasıdır. HGS'de

enerjinin büyük bir kısmı  $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  yakıtlarının fisyonu sonucu elde edilmektedir [31].

Doğal uranyumun %99,28'i  $^{238}\text{U}$ , %0,72'si kadarı da  $^{235}\text{U}$ 'dir. HGS'de ve diğer güç reaktörlerinde  $^{235}\text{U}$ 'un yakıt olarak kullanılması için %2-3 oranında zenginleştirilmesi gerekmektedir. Doğal uranyum dünyada birçok yerde bulunabilmektedir. Granit kayalarda, deniz suyunda bulunur. Ayrıca bitümlü çamurlarda ve linyit küllerinde de bir miktar uranyum vardır. Fakat bu kaynakları değerlendirmek çokta ekonomik değildir.

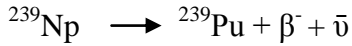
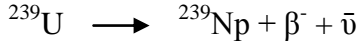
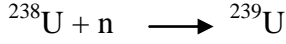
HGS'de kullanılmak üzere düşünülen diğer bir yakıtta toryumdur. Fakat Th-232 izotopu fisyon yapabilen bir çekirdek değildir. Dolayısıyla, nükleer enerji üretimi amacıyla, doğrudan yakıt olarak kullanılmaz. Th-232 termal nötron bombardımanı altında bir nötron yuttuktan sonra, iki  $\beta^-$  bozunumu yaparak fisyon tesir kesiti yüksek olan  $^{233}\text{U}$  çekirdeğine dönüşebilir.



Toryum yeryüzünde uranyumdan çok daha bol miktarda bulunmaktadır. Reaktörlerde aynı miktar enerji üretimi için toryum elementi uranyuma göre daha az miktarda kullanılır. Örneğin PWR tipi reaktörde 200 ton uranyum yakıtı kullanılırken, aynı enerji için yeni nesil reaktörlerde 780 kg toryum kullanımı yeterli olmaktadır. Bundan dolayı Uranyum yakıtı ile karşılaştırıldığında, Toryum yakıt sisteminde daha az plütonyum ve diğer uranyum ötesi elementler üretilmektedir. Toryum saf izotop halinde bulunmasından dolayı hepsi yakıt olarak kullanılabilir. Bundan dolayı HGS'de Toryum doğal uranyumdan 140 kat daha etkili bir yakıttır [46].

HGS'de yakıt olarak düşünülen diğer bir elementte fertil malzeme olan  $^{238}\text{U}$ 'un fisil malzemeye dönüştürülmesi ile oluşan Pu-239 elementidir. Doğal uranyumun hemen hemen tamamını oluşturan ve zenginleştirilmiş uranyum yakıtta da bolca bulunan U-

$^{238}\text{U}$  izotopu doğurgan bir çekirdektir. Bu çekirdek de Th-232 gibi, bir nötron yutup iki  $\beta^-$  bozunumundan sonra, parçalanabilir bir çekirdek olan Pu-239'a dönüşebilmektedir.



Plütonyum, yarı ömrü 24400 yıl olan, aktif bir çekirdektir. Filyon özellikleri  $^{235}\text{U}$ 'e nazaran çok daha üstündür, ancak aktivitesinin fazla olması nedeni ile kullanılması zordur. Plütonyumun  $117^\circ\text{C}$ ,  $200^\circ\text{C}$ ,  $300^\circ\text{C}$  ve  $475^\circ\text{C}$  sıcaklıklarda değişen beş kristal yapısı vardır. Bu şekillerdeki yoğunluk ve termal genişleme sayıları çok farklılıklar gösterir. Bu nedenle Plütonyum üzerindeki radyasyon hasarı büyüktür.

### 2.3.7. Nükleer atık

Nükleer enerji üretiminin en büyük sorunlarından biri radyoaktif atık problemidir. Mevcut nükleer reaktörlerde yakıtın bir kez kullanılması sonucu günümüze kadar tonlarca radyoaktif atık üretimi gerçekleşmiştir. Bu kullanılan yakıt içerisinde radyoaktivitesi yüksek Pu, U (majör) Np, Am, Cm'dan oluşan (minör) aktinitler ve filyon ürünleri ( $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{135}\text{Cs}$ ) mevcuttur [14, 27]. Çizelge 2.4.'de aktinitler, filyon ürünleri ve bunların yarı ömürleri verilmiştir.

Çizelge 2.4. Aktinit ve fisyon ürünlerinin yarı ömürleri

Ağır atomdaki yakalama reaksiyonu sonucu oluşan <b>Aktinitler</b>	
İzotoplar	Yarı Ömür (yıl)
U-235	$7 \cdot 10^8$
U-238	$4,5 \cdot 10^9$
Np-237	$2,1 \cdot 10^6$
Pu-238	$8,8 \cdot 10^1$
Pu-239	$2,4 \cdot 10^4$
Pu-240	$6,6 \cdot 10^3$
Pu-241	$1,4 \cdot 10^1$
Pu-242	$3,8 \cdot 10^5$
Am-241	$4,3 \cdot 10^2$
Am-243	$7,4 \cdot 10^3$
Cm-244	$1,8 \cdot 10^1$
Cm-247	$8,5 \cdot 10^3$
Pu ve U gibi ağır atomların fisyonu sonucu oluşan <b>Fisyon Ürünleri</b>	
Sr-90	$2,9 \cdot 10^1$
Tc-99	$2,1 \cdot 10^5$
I-129	$1,6 \cdot 10^7$
Cs-135	$2,0 \cdot 10^6$
Cs-137	$3,0 \cdot 10^1$

Nükleer enerji üretiminde kullanılan yakıtların yüksek radyoaktiviteye sahip uzun yarı ömürlü izotopları içermesi, bu yakıtların atık olarak uzun seneler boyunca kontrollü olarak insana ve çevreye zarar vermeyecek şekilde depolanmasını gerektirmektedir. Bugün atıkların insana ve çevreye zarar vermeden depolanabilmesi için gerekli teknoloji vardır. Kullanılmış yakıtlar, ürettikleri ısının alınması için reaktör binası içinde bulunan havuzda 10-15 yıl bekletilir ve daha sonra bu yakıtlar iki şekilde işlem görebilirler. Birincisi; nihai depolama yapmak üzere geçici

depolamaya gönderilir. İkincisi de; kullanılmış yakıtın içinde bulunan ve tekrar yakıt olarak kullanılacak olan uranyum ve plütonyumun kazanılması amacıyla yeniden işleme tesislerine gönderilir.

1000 MWe gücünde hafif sulu reaktör tipi bir nükleer santralden 1 yıl sonra çıkan ve yeniden işlem görmemiş olan kullanılmış yakıt (yaklaşık 30 ton); %95,6 oranında uranyum, %1 oranında plütonyum, %0,1 oranında transuranyum izotopları (plütonyum, neptünyum gibi) ve %3,3 oranında fisyon ürününden (sezyum, iyot gibi) oluşmaktadır. Yeniden işlem gören kullanılmış yakıttan arta kalan atığın (yaklaşık 1 ton) içinde ise %93,3 oranında fisyon ürünü bulunmaktadır ve fisyon ürünleri radyoaktivitesinin %98'ini 200 yıl içinde kaybetmektedir [27].

Yeniden işlem gören kullanılmış yakıttan arta kalan atığın içinde %3,2 oranında uranyum, %0,3 oranında plütonyum ve %3,2 oranında transuranyum izotopları bulunmaktadır. Nihai depolama için sızdırmaz ve aşınmaya karşı dirençli özel paslanmaz çelik kaplar içine konulan kullanılmış yakıtlar geçici yer üstü ve yer altı depolarında muhafaza edilmektedir. Ancak son depolama için gelecekte jeolojik (yer altı) depolama teknolojisi kullanılacaktır. Yer altı depolama ile atığın, yerin yaklaşık 600-1000 m altında yer altı sularının bulunmadığı ve deprem riski olmayan kayalık bölgelere gömülmesi planlanmaktadır. Kullanılmış yakıtın yeniden işlenerek içindeki uranyum ve plütonyumun alınmasından sonra arta kalan yüksek seviyeli atıklar ise camlaştırılarak depolanmaktadır. Atıkların camlaştırılmasının nedeni camın suda çözünmesinin hemen hemen olanaksız olmasıdır. Böylece yer altı depolaması sırasında olabilecek bir suyla temas sonucunda atığın suya karışma ihtimali çok azaltılmış olmaktadır. Ayrıca camlaştırılmış atık değişik katmanlardan oluşan özel bir kabın içinde bulunmaktadır.

#### *Radyoaktif atıkların sınıflandırılması*

Radyoaktif atıklar tıp, endüstri, araştırma gibi değişik uygulama alanlarında değişik aktivite, fiziksel ve kimyasal durumlarda ortaya çıkmaktadırlar. Radyoaktif atıkların güvenli, ekonomik ve çevresel açılardan kabul edilebilir bir şekilde yönetilmeleri gerekir. Atık yönetimini kolaylaştırabilmek amacıyla radyoaktif atıklar değişik ölçütler çerçevesinde sınıflandırılmaktadırlar. Radyoaktif atıklar genellikle

radilyasyon dzeyi ve aktif kalma srelerine gre sınıflandırılır. Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA) tarafından nerilen sınıflandırmaya gre radyoaktif atıklar serbest atık (exempt waste, EW), dşk seviyeli atık (low level waste, LLW), orta seviyeli atık (intermediate level waste, ILW) ve yksek seviyeli atık (high level waste, HLW) olarak 4 farklı gruba ayrılmıştır.

Serbest atıklar (EW); ok az radyoaktif materyal ierdiđinden dolayı ‘‘radyoaktif’’ olarak sınıflandıramayacađımız ve nkleer dzenleme kontrollerinden muaf atıklardır. TAEK tarafından, ‘‘Toplum yesi kiřilerde en ok 0,01 mSv mertebesinde yıllık doz oluřturacak aktivite veya aktivite konsantrasyonu ieren radyoaktif atık’’ olarak tanımlamaktadır. IAEA tarafından tavsiye edilen aktivite konsantrasyonları ele alınan radyonklidin tipine bađlı olup 0,1 Bq/g’dan 104 Bq/g’a kadar deđiřiklik gsterir. Tamir edilen ya da sklen nkleer tesislerdeki kullanılmıř materyaller (beton, sıva, tuđla, metal, vana, boru tesisatı), kimya ve elik endstrisinde retimde kullanılan eřitli minerallerdeki dođal radyoaktiviteden kaynaklanan atıklar bu muaf atık rnekleridir. Bu atıkları depolamak iin zel tesisler kurulmaya devam edilmektedir [47, 48].

Dřk seviyeli atık (LLW); yksek aktivite dzeyine sahip kısa yarı mrl radyoanklitler ile dřk aktiviteli uzun mrl radyoanklitleri kapsar. Normal olarak, elbise, eldiven, řiře, řırınga gibi az miktarda ve kısa mrl radyoaktif maddelere temas etmiř eřyalar ve aralar dřk seviyeli atık olarak sınıflandırılmaktadır. Dřk seviyeli atıklara plastik eldivenler kullanarak temas etmek mmkndr. İřleme ve tařıma sırasında dřk radyoaktif ieriđi sebebiyle zırhlama gerektirmez. Dřk seviyeli atıklar ortaya ıkan toplam radyoaktif atıkların hacimce %90’ını, radyoaktivite ynnden %1’ini oluřtururlar. Bunlar ortama verilmeden nce radyoaktivitelerinin tehlike sınırlarının altına dřrlmesi gerekir. Genellikle kapalı konteynırlarda yakılarak veya sıkıřtırılarak hacim azaltılması da uygulanır [47, 48].

Orta seviyeli atık (ILW); daha ok endstri sektrnde ortaya ıkmaktadır. Nkleer malzemelerle beraber kullanılmıř donanımlar veya radyoaktif sıvıları temizlemek iin kullanılan iyon-deđiřim reineleri bu sınıfa girmektedir. Orta seviyeli atıklar

genellikle ihmal edilebilir düzeyde ısı oluşmasına sebep olmakta, fakat çevresindekileri korumak için zırh kullanımı gerektirecek kadar da ışınlam salmaktadır. Kullanılmış yakıtların yeniden işlenmesi sırasında, yakıttan arta kalan yapısal metal parçaları da orta seviyeli atık sınıfına girmektedir. Radyoaktivitesi fazla özel koruma kaplarına ihtiyaç duyan orta seviyeli atıklar tüm radyoaktif atıkların hacimce %7'sini, radyoaktiflik yönünden %4'ünü oluştururlar. Kısa yarı ömürlü olanlar yakılır, uzun yarı ömürlü olanları (genellikle yakıtı yeniden işleme tesislerinden kaynaklanır); uygun koşullarda derin yer altı yapılarında zararsız hale gelinceye kadar depolanır.

Yüksek seviyeli atık (HLW); yeniden işlemeye sokulmayan kullanılmış nükleer yakıtlar ve yeniden işleme tesisi atıkları bu sınıfta bulunmaktadır. Bu iki tür atık her ne kadar farklı şekil ve biçimlerde de olsa, birçok açıdan aynı şekilde yönetilmektedir. Temel olarak çok yüksek ışınlam seviyesine sahip bulunmakta ve genellikle çok uzun süreler radyoaktif kalmaktadır. Bu atıklar, tüm radyoaktif atıkların hacimce %3'ünü, radyoaktivite yönünden %95'ini oluştururlar. Yüksek oranda ısı yadıklarından öncelikle üretim yerlerinde soğutma havuzlarında soğutulur ve ilk andaki ısı üretiminin ve radyoaktifliğinin azalması sağlanır. Yeniden işlenecek atıkların taşınması ve ulaşımı da özel önlem altında yapılmalıdır. Derin, kararlı jeolojik oluşumlar içinde gömme genellikle bu tip atığın uzun dönem yönetiminde kullanılması planlanan bir seçenektir. Şimdiye kadar çıkan yüksek seviyeli radyoaktif atıklar geçici depolama yöntemleriyle bekletilmektedir [47, 48].

#### *Nükleer atığın ayrılması ve dönüşümü*

Günümüzde nükleer atıkların çoğu reaktörlerin soğutma havuzlarında bekletilmektedir. Bu nükleer atıkların atmosfere sızmasını engellemek için ya derin jeolojik depolama alanlarında muhafaza etmek ya da bu atıkları ayırma ve dönüşüm işlemleriyle zararsız izotoplara dönüştürmek gerekmektedir. Atık problemine çözüm getirmek için nükleer enerjiyi kullanan ülkeler kullanılmış yakıtta bulunan uzun yarı ömürlü uranyum, plütonyum ve fisyon ürünlerini ayırarak radyoaktifliğinin azaltılması için dönüştürme ve bu malzemelerin işlenerek yeniden yakıt olarak kullanılması çalışmalarına yönelmiştir [14, 49]. Bu sayede depolanacak madde

miktarı önemli derecede azaltılarak nükleer atık problemine çözüm bulunacak ve nükleer atığı yakıt olarak kullanarak enerji üretimi sağlanacaktır.

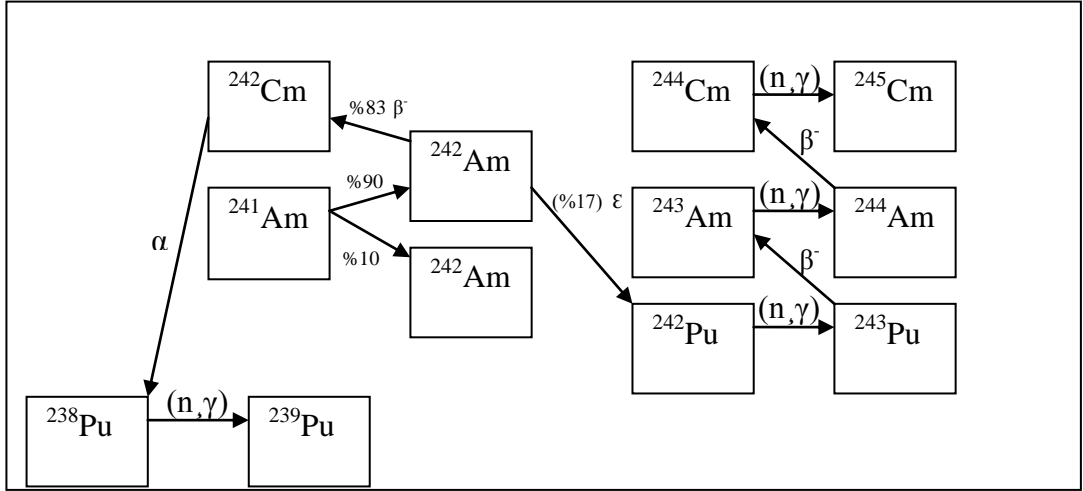
Nükleer atığın ayrılması ve dönüşümü işlemi Purex (Sulu) metodu ve Susuz (pyroprocess) teknikler olmak üzere iki değişik şekilde gerçekleştirilir.

Purex metoduyla ayırma işlemi; nitrik asitte yakıtın eritilerek ayrıldığı sulu bir süreçtir. Bir organik çözücü ve bir sıvı karışım kullanıldığı için bu ayırma süreci sıvı-sıvı ayırma metodu olarak da bilinir [14].

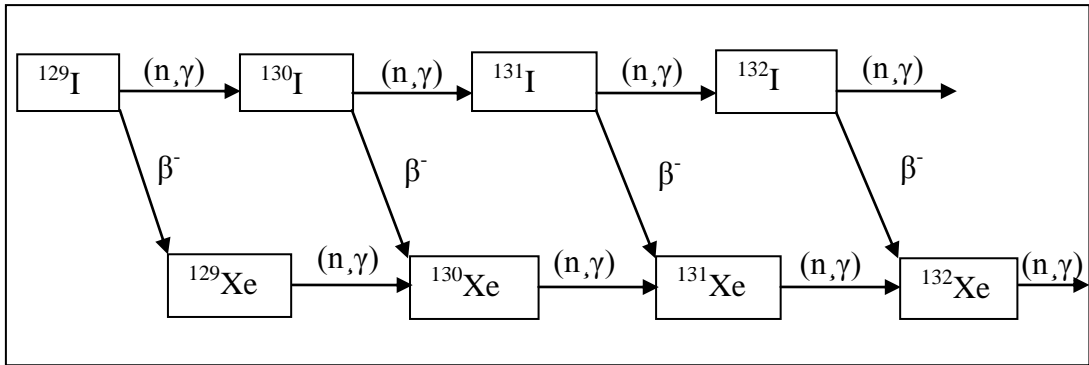
Susuz (pyroprocess) teknikle ayırma işlemi ise; bir çözücüyle çıkarma prensibi yerine, bir sıvı karışımından tek tek aktinitlerin geri alınması elektrolitik ayırma işlemiyle yapılır. Pyro kimyasal tekniklerin en yaygın avantajları sulu teknikler ile karşılaştırıldığında pyro kimyasal süreçte kullanılan malzemeler sulu süreçte kullanılan organik çözücülerle kıyaslandığında çok daha fazla radyasyona dayanıklı olmasıdır [14].

Uzun ömürlü fisyon ürünlerinin dönüşümü ise oldukça zor bir iştir. Çünkü radyoaktif çekirdekleri kararlı ya da daha kısa ömürlü çekirdeklere dönüştürmek için çekirdeklerin nötron yakalama tesir kesiti çok küçüktür. Bu elementlerin miktarında önemli bir tüketim elde etmek için çok uzun ışınlama periyotları gerekmektedir. Bu çok pahalı çalışmayı yapmak için yüksek termal nötron akımlı reaktörler ya da Hızlandırıcı Güdümlü Sistem gibi dönüşüm tesisleri mümkün olan seçeneklerdir.

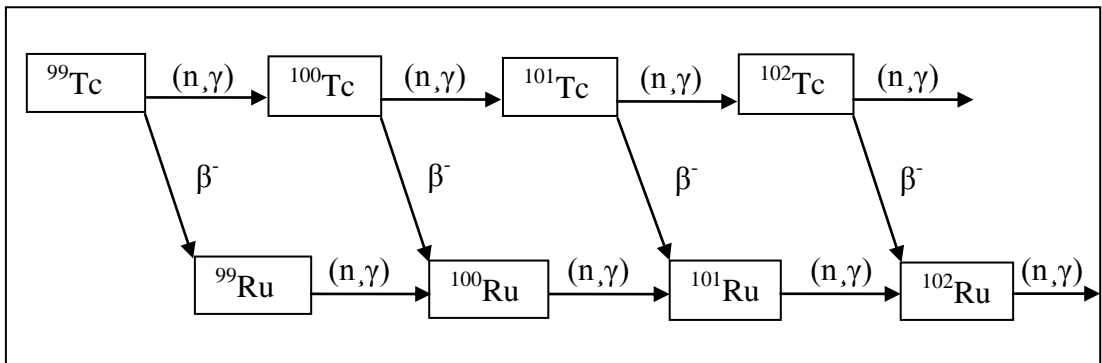
HGS'de yüksek enerjili proton demeti hedef üzerine gönderilerek hedefteki malzemeyle nükleer reaksiyonların gerçekleşmesi sağlanır. Hedef çekirdek tarafından üretilen yüksek akımlı nötronlar uzun ömürlü radyoaktif atıklar ile fisyon ve diğer nükleer reaksiyonlar gerçekleştirirler (dönüşüm). Böylece kararlı veya daha kısa yarı ömürlü izotoplar elde edilir [49, 50]. Şekil 2.8., Şekil 2.9. ve Şekil 2.10'da bu dönüşüm reaksiyonlarının bazıları verilmiştir.



Şekil 2.8. Termal nötronlarla ışınlanan  $^{241}\text{Am}$  ve  $^{243}\text{Am}$ 'un reaksiyonları [51].



Şekil 2.9.  $^{129}\text{I}$ 'un dönüşüm reaksiyonları [14].



Şekil 2.10.  $^{99}\text{Tc}$ 'un dönüşüm reaksiyonları [14].

### 3. MONTE CARLO METODU VE MCNPX BİLGİSAYAR PROGRAMI

#### 3.1. Monte Carlo Metodu

Monte Carlo metodu, çeşitli fiziksel işlemler için etkileşim olasılıklarını taklit etmede rastgele sayılar kullanarak problemlerin çözümlenmesinde kullanılır. Metodun bir probleme uygulanması, problemin tesadüfi sayıları kullanılarak defalarca simüle (simulation) edilip, hesap edilmek istenen parametrenin bu simülasyonların sonuçlarına bakılarak yaklaşık olarak hesaplanması fikrine dayanmaktadır [52]. Problemin çözümünde rastgele sayılar kullanılarak olay taklit edilerek, hesap edilmek istenen parametrenin bu olay sonucunda yaklaşık olarak hesaplanması yapılır. Monte Carlo metodu integral yöntemler kullanarak ortalama parçacık hareketi için transport denklemlerinin çözümüyle sonuca ulaşır. Nükleer parçacıkların madde ile etkileşmesinin sonucu ortaya çıkan fiziksel olayların istatistiksel bir yaklaşım içinde üç boyutlu ve zamana bağlı problemlerin çözümü için uygun bir metottur.

Monte Carlo metodu, özellikle karmaşık sistemlerin simülasyonları için uygun olan istatistik tabanlı algoritmalar dizisidir. Diferansiyel denklemler kullanarak çözüm üreten birçok model tabanlı tekniklerden farklı olarak, Monte Carlo metodu çok sayıda bağımsız deneme sonrası olasılık dağılımını değerlendirerek çözüm üretir [53]. Monte Carlo simülasyonunun temel unsurları; sistem alt bileşenleri, olasılık dağılım fonksiyonu ve rastgele sayılardır. Bir olasılık dağılımı fonksiyonu, belirli boyutlar içinde olayın oluşma olasılığını modelleyen basit bir matematiksel ifade ya da geometrik eğridir ve sistemin alt bileşenlerinin davranışlarını atamak için kullanılır.

İlk Monte Carlo bilgisayar simülasyonu II. Dünya Savaşı sırasında, John Von Neumann ve Stan Ulam liderliğinde ABD atom bombası projesinde (Manhattan projesi) uygulanmıştır. Maddedeki nötron geçişi, düzensiz rastgele sayılara dayalı olarak simüle edilmiştir [54].

Bir süre sonra, Monte Carlo yöntemi karmaşık çok boyutlu integralleri değerlendirmek ve fizikte ortaya çıkan analitik çözüme uygun olmayan belirli integral denklemlerini çözmek için kullanılmaya başlandı [55].

Monte Carlo metodunun kullanıldığı birçok alan vardır. Bunlar; nümerik integrasyon, stokastik optimizasyon sistem analizi, kısmi diferansiyel denklemler, integral denklemler, ekonomik modelleme, matematiksel finans, kuantum mekaniği, istatistiksel fizik, nükleer ve katıhal fiziği, sağlık fiziği gibi alanlardır [52].

### **3.2. MCNP ve MCNPX Bilgisayar Programı**

MCNP kodu Monte Carlo simülasyonunu ve bir takım modelleri içeren, nükleer özellikleri olan fizik ve matematik konularını içermektedir. Parçacık taşınımı sırasında nötron, foton, elektron kullanılır. Bu metot 1940 yıllarında nükleer savunma ve silahları için geliştirilmiş bir koddur. Nötron enerji aralığı klasik reaktör benzetimleri ve pek çok nötron iletim problemleri için yeterli olan 20 MeV ile sınırlandırılır. Ancak bu sınırlama, protonun neden olduğu parçalanma reaksiyonları gibi yüksek enerjili etkileşmelerin incelendiği HGS'nin benzetimi yapılırken bir problem oluşturur [14].

MCNPX yüksek enerjili taşınım kodu, MCNP-4B ve LAHET-2.8'in birleşmiş kodu olarak 1994'te kullanılmaya başlanmıştır. İlk olarak 1999'da MCNPX-2.1.5 versiyonu yayımlanmıştır. MCNP-4C ve Fortran 90 ile 12 yeni özellik geliştirilerek 2002'de MCNPX-2.4.0 versiyonu yayımlanmıştır. 2002'den beri MCNPX; 300 kuruluş ve 1400 üzerinde kullanıcıya ulaşmıştır. MCNPX dünyada radyasyon taşıma kodlarının en yaygın kullanılanlarından biridir. Yeni özelliklerin ilave edilmesi ile 2005'te MCNPX-2.5.0 versiyonu yayımlanmıştır [56, 57].

MCNPX, Monte Carlo N-Parçacık iletim kodu anlamına gelmektedir. MCNPX düşük enerjide çalışan MCNP'nin bir benzeridir. MCNP tamamıyla düşük enerjiler için bir nükleer iletim kodu olarak test edilmiştir. MCNPX yüksek enerjili bir parçacık bir çekirdeğe çarptığında meydana gelen olayların tanımlandığı farklı fizik modellerine sahiptir. MCNPX kodu, proton ve nükleer etkileşmeler için 1-150 MeV ve nötronlar için 20-150 MeV arasındaki enerjilerde kullanılan yeni nükleer bilgileri kapsamaktadır [56].

MCNPX kodu 3 fiziksel modelden oluşmuştur. Bu modeller; LAHET'ten alınan BERTINI, ISABEL ve CEM modelleridir. MCNPX-2.5.0 kodu MCNPX'in bir üst

versiyonudur. MCNPX-2.5.0 yaklaşık 40000 satır FORTRAN ve yorumlar içeren 1000 satır C kaynak kodlayıcı ve programı uygulayan genel bir bloğa sahiptir. FORTRAN 77 ile uyum içindedir.

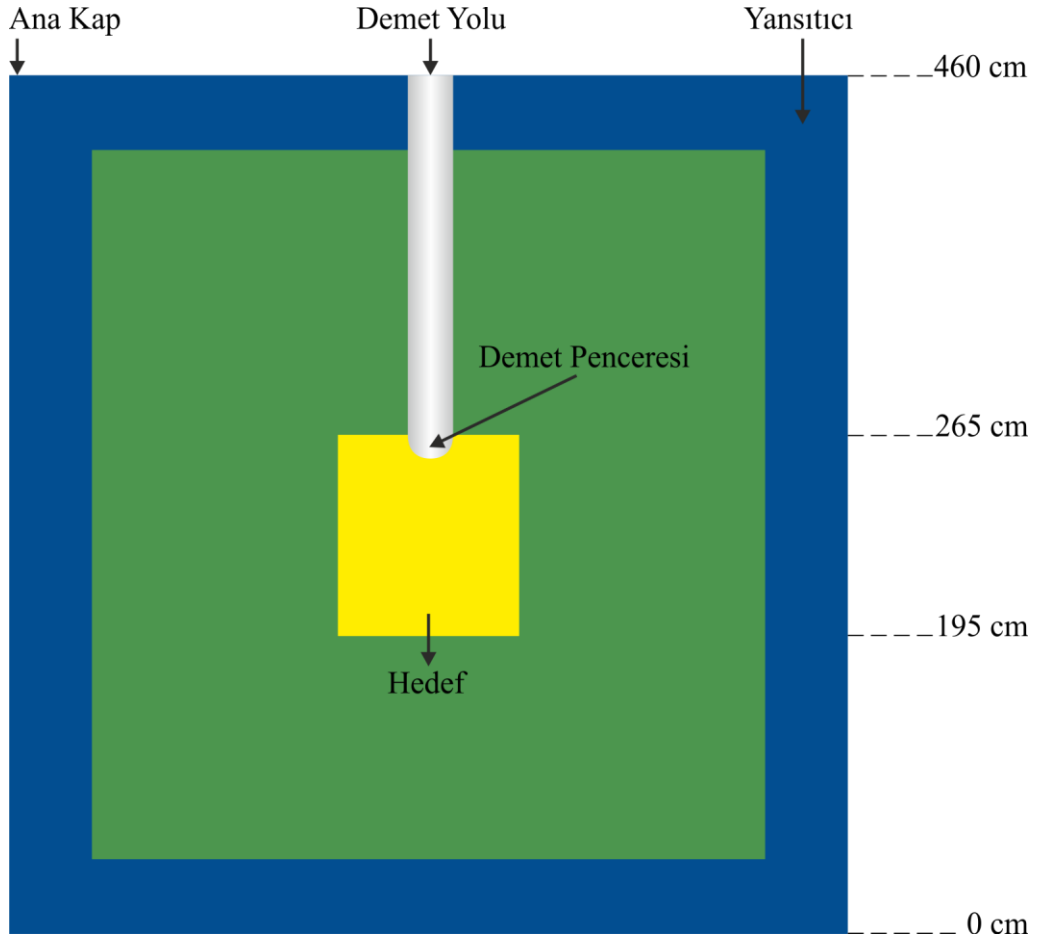
MCNPX'in çalışma prensibi, bütün enerjiler için programda bulunan fizik simülasyon modelleri kullanılarak etkileşme olasılıklarının hesaplanmasına dayanmaktadır. MCNPX programının kullanıldığı alanları şöyle sıralayabiliriz [58, 59].

1. Nötron saçılma deneyleri için hızlandırıcı ile parçalanma hedeflerinin tasarım araştırmalarında,
2. Hızlandırıcı kullanılarak nükleer atıkların dönüşümünü kapsayan izotop üretim ve yok etme programları araştırmalarında,
3. Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerin enerji kaynakları araştırmalarında,
4. Proton, nötron terapi ve görüntüleme yöntemlerini kullanan tıbbi fizik dallarında,
5. Yüksek uçuş seviyesinde bulunan uçaklar ve uzay araçlarının kozmik geri plan ışımından korunması için yapılan araştırmalarda,
6. Plazmada yüklü parçacıkların izlenmesinde,
7. Nötrino deneyleri konusunda yapılan araştırmalarda,
8. Yüklü parçacıklar kullanılarak tanımlama teknolojileri konusunda,
9. Nükleer kritiklik güvenliği ve radyasyon koruması konularında,
10. Filyon ve füzyon reaktör tasarımında MCNPX bilgisayar programı kullanılmaktadır.

#### 4. HESAPLAMALAR VE BULGULAR

Hızlandırıcı Gdml Sistem genel olarak; ykl paracıkları hızlandırmak iin hızlandırıcı, kaynak ntronları retmek iin hedef, reaktrde oluřan ısıyı almak ve radyasyon hasarını nlemek iin sođutucu, atık ve yakıt izotoplarının bulunduđu yakıt demetleri ve ntron kaađını engellemek iin yansıtıcıdan oluřur. HGS’de hedef malzeme zerine yksek enerjili proton demeti gnderilerek nkleer reaksiyonların gerekleřmesi sađlanır ve bu reaksiyonlar sonucu dnřm iřlemine gerekleřtirecek kaynak ntronları retilir. Hızlandırıcıdan gnderilen her bir proton bařına hedefte onlarca ntron retilir. Hedefte elde edilen bu ntronlar, kritik altı reaktre yerleřtirilen yksek seviyeli atık ve yakıt izotopları ile reaksiyona girerek dnřm iřlemine gerekleřtirmektedir.

Bu tezde HGS’nin orijinal tasarımımdan farklı olarak sistemde atık ve yakıt izotoplarının bulunduđu yakıt demetleri olmaksızın hesaplamalar yapılmıřtır. Ayrıca Hızlandırıcı Gdml Sistem ile ilgili ntronik hesaplamalar yapabilmek iin paket programlarından biri olan MCNPX kullanılmıřtır. Bu sistemin tasarımı da MCNPX programı ile uyumlu alıřan bir grnt ara yz programı olan MCNP-vised kullanılarak yapılmıřtır. Őekil 4.1.’de MCNP-vised programı yardımıyla tasarlanan HGS’nin grnm verilmektedir.



Şekil 4.1. MCNPX-vised programı yardımıyla tasarlanan HGS'nin görüntüsü

Hesaplamaların yapıldığı HGS'nin bu tasarımında; hızlandırıcıdan gelen yaklaşık 1, 3 ve 5 GeV enerjili ve  $>10$  mA'lık protonları hedefe gönderen demet yolu, demet yolundan gelen protonları hedefe yönlendiren demet penceresi, parçalanma reaksiyonuyla nötron üreten hedef, hedefin soğutulduğu soğutucu bölgesi, sistemden kaçan nötronları tekrar kor bölgesine göndermek için yansıtıcı, biyolojik zırh ve yapı malzemesi olarak da paslanmaz çelik bulunmaktadır. Çizelge 4.1.'de HGS'i oluşturan bu elemanların teknik özelliklerinin tanımlanması görülmektedir.

Çizelge 4.1. HGS’i oluşturan elemanların teknik özellikleri

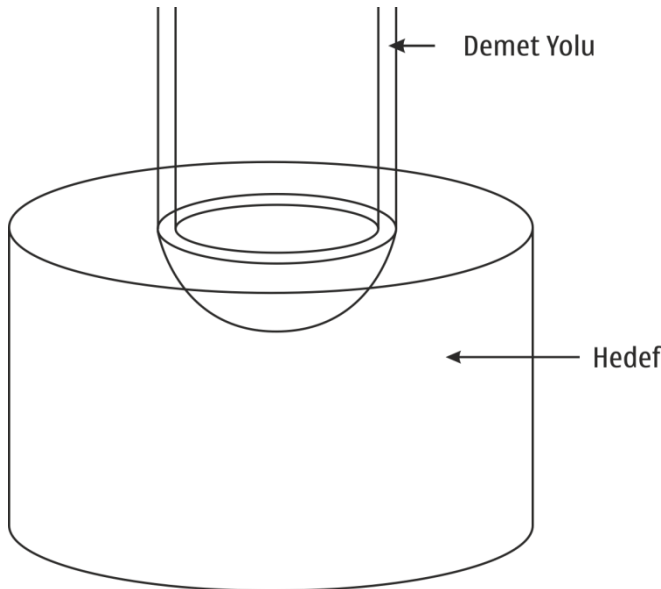
<b>SİSTEM ELEMANLARI</b>	<b>TEKNİK ÖZELLİKLERİ</b>
<b>HEDEF</b>	
Hedefin şekli	Silindirik
Hedef yarıçapı (cm)	20
Hedef boyu (cm)	70
Hedef malzemesi	Doğal Kurşun
<b>SOĞUTUCU</b>	Sıvı Sodyum
<b>DEMET PENCERESİ</b>	
Pencere geometrisi	Yarım Küre
Pencere iç yarıçapı (cm)	5,0
Pencere dış yarıçapı (cm)	5,3
Pencere yapı malzemesi	Paslanmaz Çelik (HT9)
<b>PROTON DEMETİ</b>	
Demet akımı (mA)	>10
Demet enerjisi (GeV)	1, 3, 5
<b>YANSITICI</b>	
Yansıtıcı şekli	Silindirik
Yansıtıcı kalınlığı (cm)	40
Yansıtıcı yapısı	Karbon (Grafit)
<b>DIŞ KAP</b>	
Zırh kalınlığı (cm)	2,0
Dış kap yapı malzemesi	Paslanmaz Çelik (HT9)

#### 4.1. Proton Demet Yolu ve Demet Penceresi

Yüksek enerjili protonları hedefe gönderen demet yolu 0,3 cm kalınlıklı 5 cm yarıçaplı paslanmaz çelikten (HT9) yapılmış silindirik bir borudur. Demet yolu ile hedefin birleştiği noktada bulunan demet penceresi 0,3 cm kalınlığında 5 cm yarıçaplı yarı küresel şekle sahip paslanmaz çelikten yapılmıştır. Demet penceresinin, protonları hedefe uygun şekilde yönlendirmek ve kaçakların azaltılması için tamamı hedefin içindedir.

#### 4.2. Hedef

Parçalanma reaksiyonuyla verimli bir şekilde nötron üretimi için Ta, W, Hg, Pb, Pb-Bi gibi ağır metal çekirdekleri muhtemel hedef malzemesi olarak kullanılabilir. Çalışmamızda hedef 70 cm uzunluğunda, 20 cm yarıçapında silindir şeklinde doğal kurşundan yapılmıştır. Doğal kurşun; Pb-206, Pb-207 ve Pb-208 izotoplarından oluşmaktadır. Uygun bir nötron akı dağılımı elde etmek için hedefin konumu korun ortasındadır. Hedefin ve demet yolunun üç boyutlu görünümü Şekil 4.2.'deki gibidir.



Şekil 4.2. Hedef ve demet yolunun üç boyutlu görünümü

### **4.3. Soğutucu**

Soğutucu malzemeleri olarak kurşun, kurşun-bizmut karışımı, sodyum, He ya da CO<sub>2</sub> gibi gaz soğutucuları kullanılmaktadır. Bu tezde yüksek termal iletkenlik ve yüksek kaynama noktası olması nedeniyle sıvı sodyum soğutucu olarak seçilmiştir. Ayrıca hedefi ve demet yolunu soğutmak amacıyla sıvı sodyum çevrelerini kaplamaktadır.

### **4.4. Yansıtıcı**

Yansıtıcı, sistemden kaçan nötronları tekrar kor bölgesine göndermek için korun bulunduğu bölgenin etrafında bulunmaktadır. HGS'de nötron kaçağını azaltır ve dolayısıyla kritikliğini ayarlar. Yansıtıcı, grafitten yapılmış 40 cm kalınlıklı silindir şeklinde ve reaktör kabını içten çevrelemiştir.

### **4.5. Yapı Malzemesi**

Sistemin kor bölgesinde meydana gelen nükleer reaksiyonlar sonucunda radyasyonun reaktörün dış bölgesine kaçmasını engellemek için HGS'de zırh malzemesi olarak paslanmaz çelik HT9 materyali kullanılmıştır. HT9, %12 krom içeren bir mantisit-demir çeliğidir. Çizelge 4.2.'de HT9'u (paslanmaz çelik) oluşturan izotoplar ve kütle oranları görülmektedir. Ayrıca demet yolu ve demet penceresi de HT9 malzemesinden oluşmaktadır. HT9 yüksek sıcaklık, basınç ve ışınlamalara maruz kaldığında nükleer reaktörlerde iyi sonuç verdiği için dolayı yapı malzemesi olarak kullanılmaktadır. Biyolojik zırh sistemin en dışında bulunur. Sistemi çevreleyen yapı malzemesi 2 cm kalınlığında silindirik şekle sahiptir. Reaktör kabı ise 230 cm yarıçapa ve 460 cm yüksekliğe sahip silindir şeklindedir ve radyasyonun kaçmasını engellemektedir.

Çizelge 4.2. HT9'u oluşturan izotoplar ve kütle oranları

HT9 izotopları	Kütle (%)	HT9 izotopları	Kütle (%)
C	0,0019	Fe-58	0,002389
Al	0,002	Ni-58	0,003404
Si	0,002	Ni-60	0,001311
P	0,0001	Ni-61	0,000057
S	0,000019	Ni-62	0,000181
V	0,003	Ni-64	0,000046
Cr-50	0,005002	Cu-63	0,000276
Cr-52	0,096358	Cu-65	0,000123
Cr-53	0,010925	Mo-29	0,01
Cr-54	0,002714	W-182	0,001324
Mn	0,004	W-183	0,000715
Fe-54	0,049922	W-184	0,001532
Fe-56	0,782976	W-186	0,001421
Fe-57	0,018091		

#### 4.6. Hesaplamalar

Bu tezde, Monte Carlo Tekniği kullanılarak 1, 3 ve 5 GeV enerjili protonlar için Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemde üç boyutlu nükleonik hesaplamalar yapılmıştır. HGS'nin tasarımı ve hesaplamalar MCNPX bilgisayar programında yapılmıştır. HGS'de 1, 3 ve 5 GeV enerjili (>10 mA) proton demeti 0,3 cm kalınlıklı, 5 cm yarıçaplı paslanmaz çelik bir silindirik borudan 70 cm uzunluğunda 20 cm yarıçapında doğal kurşun hedefe yönlendirilmiştir. Reaktör kabı 230 cm yarıçaplı, 460 cm yüksekliğe sahip silindirik bir yapıdadır ve grafitten yapılmış 40 cm kalınlıklı yansıtıcı ile içten çevrilmiştir. Zırh ve yapı malzemesi olarak 2 cm kalınlığında özel bir paslanmaz çelik (HT9) ve soğutucu olarak da sıvı sodyum kullanılmıştır. Bu hesaplamalarda HGS'nin orijinal tasarımından farklı olarak yakıt çubukları kullanılmamıştır. Hesaplamalar hızlandırıcı, hedef ve soğutucudan oluşan bir Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem için yapılmıştır.

Bu çalışmada MCNPX bilgisayar programı kullanılarak 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen nötron sayısı (nötron çoğaltma faktörü) ve proton başına üretilen proton, pion ve foton sayısı hesaplamaları yapılmıştır. Demet penceresi ve hedefte enerjiye bağlı nötron ve proton akısı hesaplamaları yapılmıştır. Hedefte r'ye ve z'ye bağlı nötron, proton, pion akıları ve ısı depolanması incelenmiştir. Demet penceresi ve hedefteki gaz üretimi incelenmiştir. Demet yolunda, demet penceresinde, hedefin alt, üst ve yan yüzeylerindeki nötron kaçağı hesaplamaları yapılmıştır.

#### 4.6.1. Çoğaltma faktörü

MCNPX'de doğal kurşun hedefe 1, 3 ve 5 GeV enerjili ve 10 mA demet akımına sahip proton demetleri yönlendirilmiştir. Bu enerji değerleri için proton başına hedefte üretilen nötron, proton, pion ve foton sayıları hesaplanmıştır.

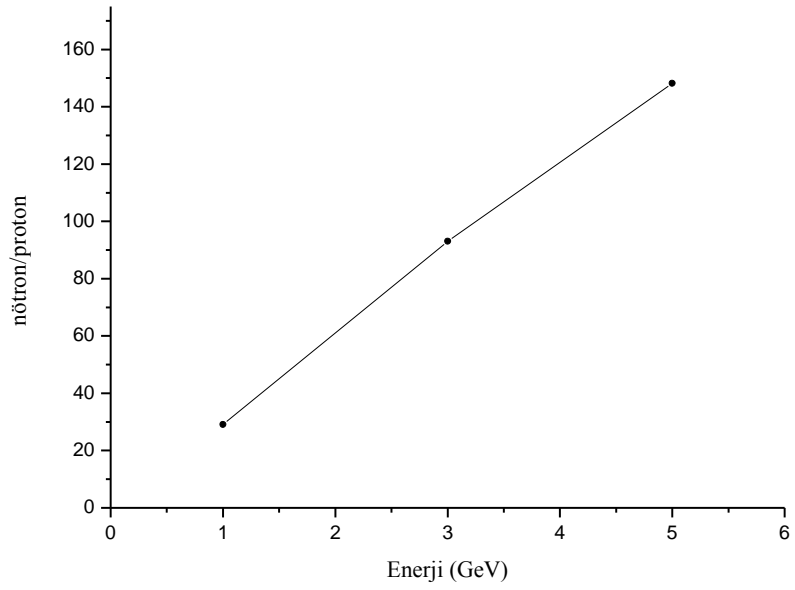
MCNPX hesaplama kodunda 20 cm yarıçaplı doğal kurşun hedefe yönlendirilen 1 GeV enerjili proton demetinin hedefte proton başına ürettiği nötron sayısı şu şekilde hesaplanmıştır:

$$\begin{aligned} n/p &= \text{Net Nükleer Etkileşme} + \text{Net} (n, xn) \\ &= 29,1157 \end{aligned}$$

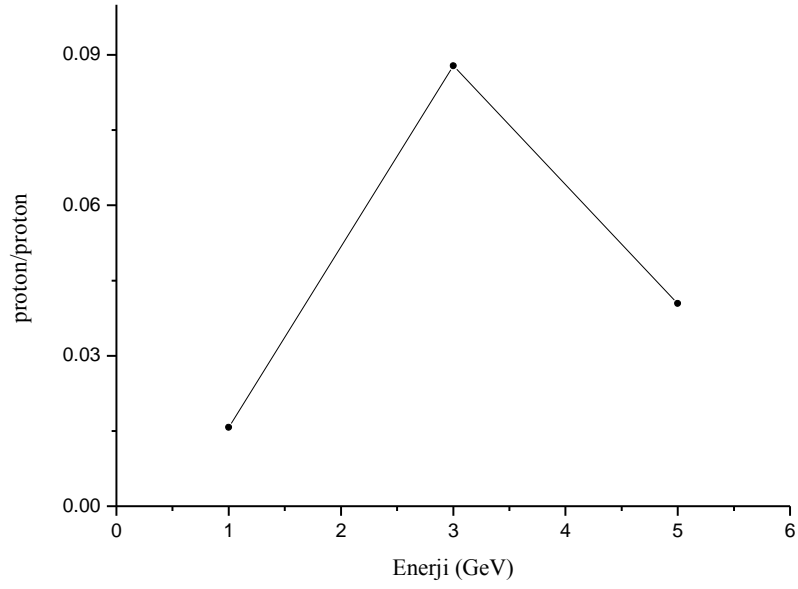
3 ve 5 GeV enerjili protonlar için hesaplamalar aynı şekilde yapılmıştır ve sonuçlar Çizelge 4.3.'de verilmiştir. Farklı enerjilerdeki proton demeti için hedefte proton başına farklı sayıda nötron, proton, pion ve foton üretilmektedir. Bunun nedeni ise; proton başına üretilen nötron, proton, pion ve foton sayısı demet akımı, demetin enerjisi, hedefin yapıldığı malzeme ve hedefin geometrisine bağlı olmasıdır.

Çizelge 4.3. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen nötron, proton, pion ve foton sayısı

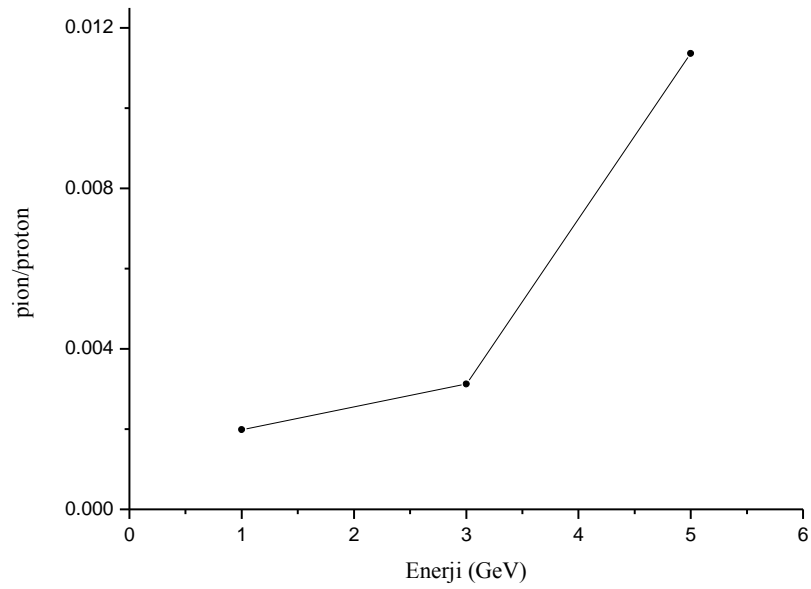
	<b>1 GeV</b>	<b>3 GeV</b>	<b>5 GeV</b>
<b>nötron/proton</b>	29,116	93,073	148,194
<b>proton/proton</b>	0,016	0,088	0,040
<b>pion/proton</b>	0,002	0,003	0,011
<b>foton/proton</b>	283,686	1829,017	3281,297



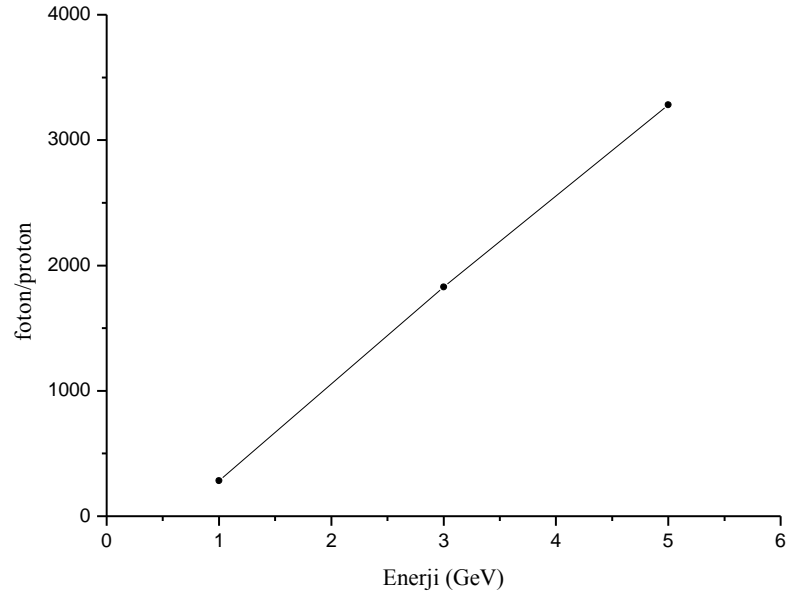
Şekil 4.3. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen nötron sayısı



Şekil 4.4. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen proton sayısı



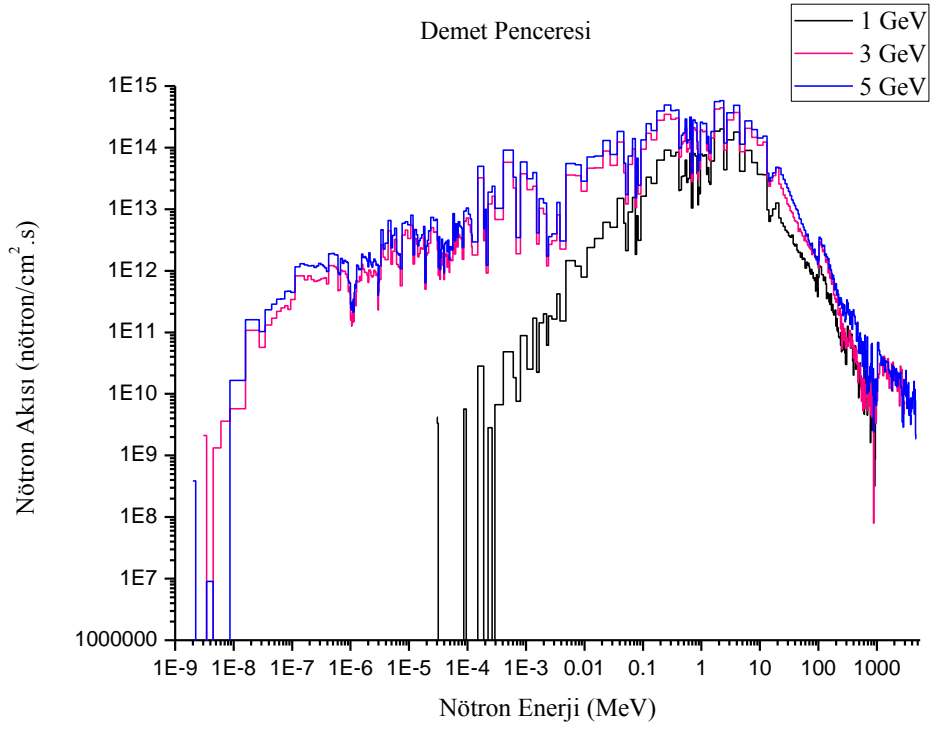
Şekil 4.5. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen pion sayısı



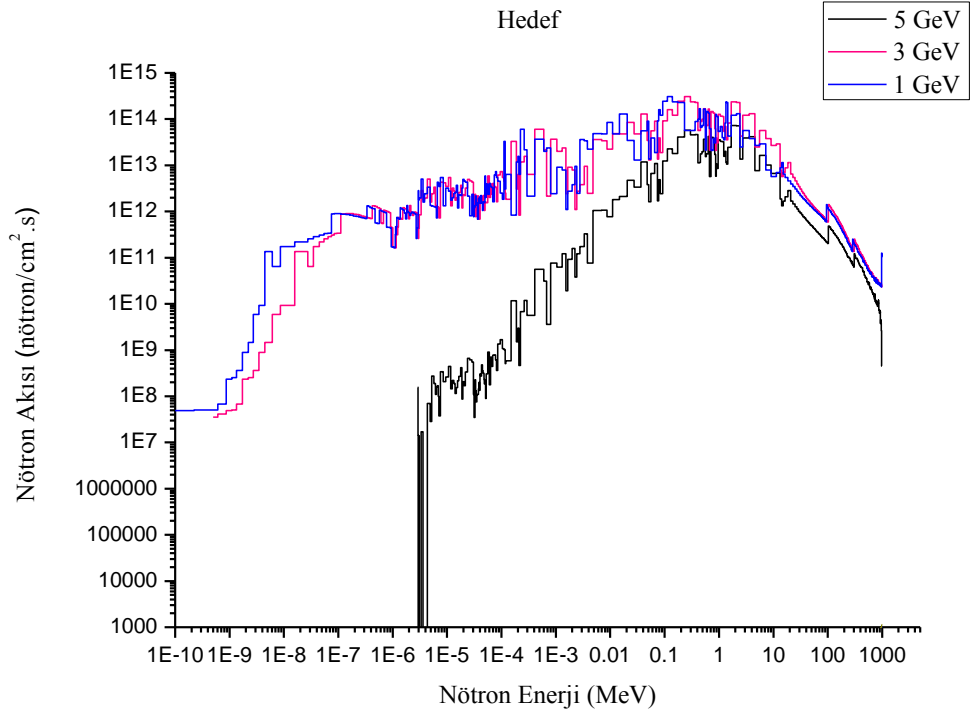
Şekil 4.6. 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için proton başına üretilen foton sayısı

#### 4.6.2. Hedefte ve demet penceresinde parçacık akıları

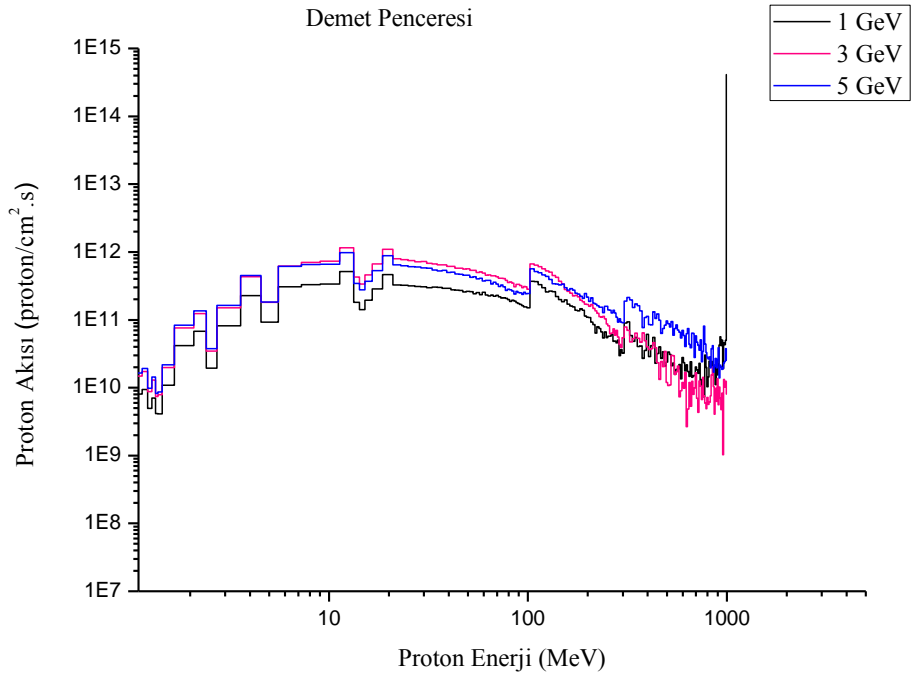
Hedefte ve demet penceresinde nötron ve proton akı hesabı tüm sistemin nötronik davranışını belirlediği için çok önemlidir. Kritik altı çalışan Hızlandırıcı Güdümlü Sistem'in kendini devam ettirebilmesi yani sistemin kritikliği için hedefte ve demet penceresindeki nötron akılarının hesaplanması gereklidir. Ayrıca parçalanma reaksiyonunda üretilen nötronların demet penceresine olan etkileri pencere tasarımı için önemlidir. Sistemin tasarımı ve hedeften saçılan nötronların pencerede meydana getirdiği hasarların tespitinde akı hesabı bir fikir verir. Bu yüzden demet penceresinde ve hedefte 1, 3 ve 5 GeV enerjiye sahip proton demeti için enerjiye bağlı nötron, proton akıları ve hedefte de  $r'$ 'ye,  $z'$ 'ye bağlı nötron, proton ve pion akıları hesaplanmıştır. Yarıçapı 20 cm ve yüksekliği 70 cm olan hedef merkezden dışa doğru 1'er cm aralıklara bölünerek nötron, proton ve pion akıları ve hedefin alt yüzeyinden üst yüzeyine doğru 2'şer cm aralıklara bölünerek de nötron, proton ve pion akıları hesaplanmıştır. Bu akı hesapları histogram şeklinde grafiklerle gösterilmiştir.



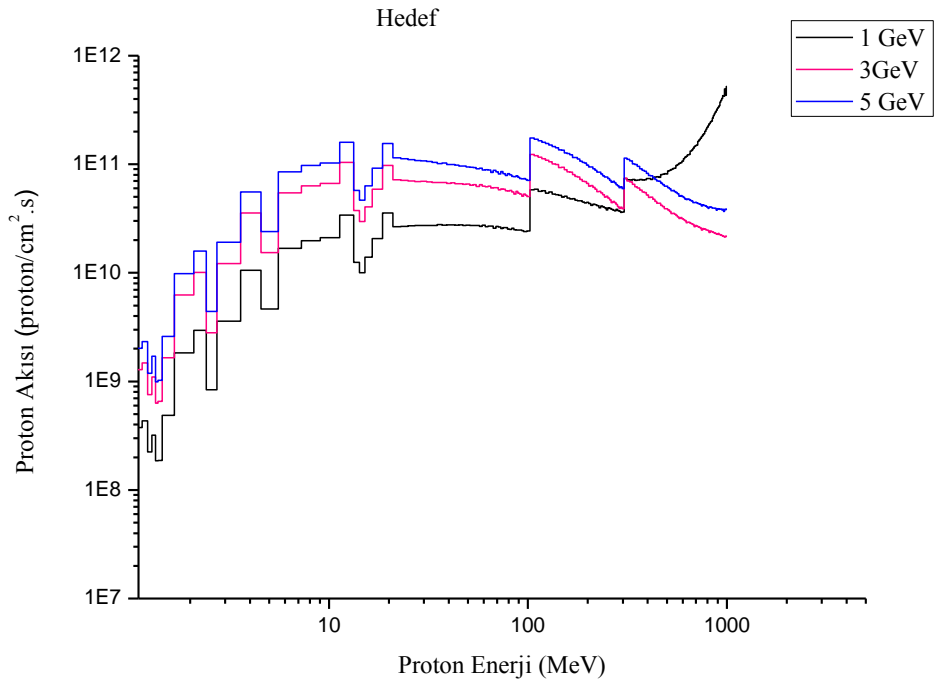
Şekil 4.7. Demet penceresinde enerjiye bağlı nötron akısı



Şekil 4.8. Hedefte enerjiye bağlı nötron akısı



Şekil 4.9. Demet penceresinde enerjiye bağlı proton akısı



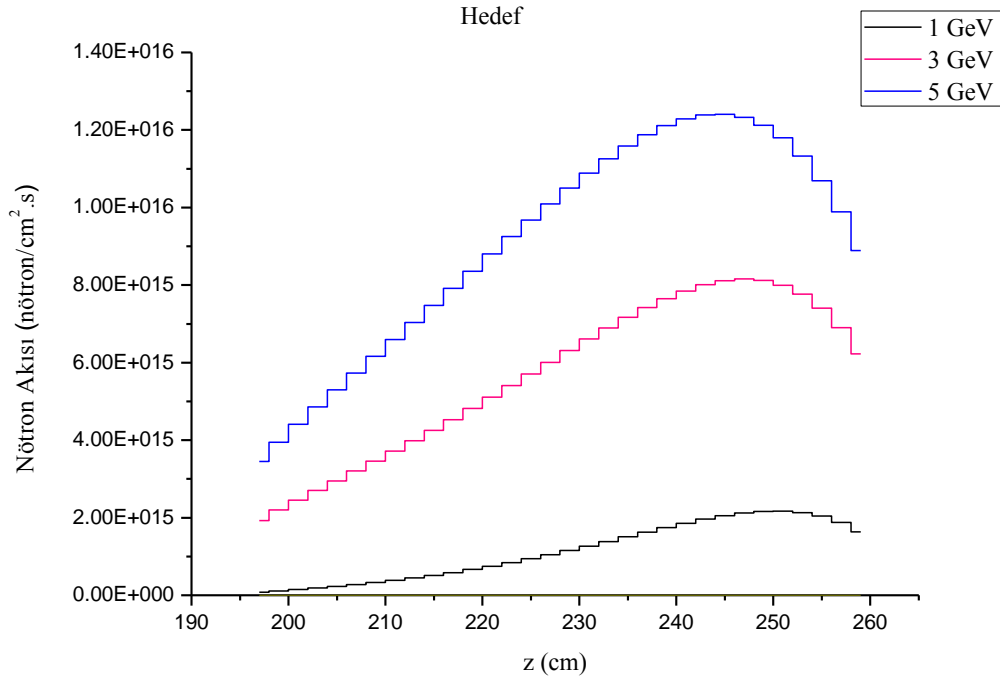
Şekil 4.10. Hedefte enerjiye bağlı proton akısı

Bu grafiklere göre nötron akı değerleri 1-10 MeV enerji değerleri arasında maksimum değerlere ulaşmıştır ve proton demetinin enerjisi arttıkça da nötron akısının da arttığı gözlenmektedir. Ayrıca proton akısı da proton demet enerjisinin artmasıyla artmaktadır ve maksimum proton akı değerleri de 10-100 MeV arasında gözlenmektedir.

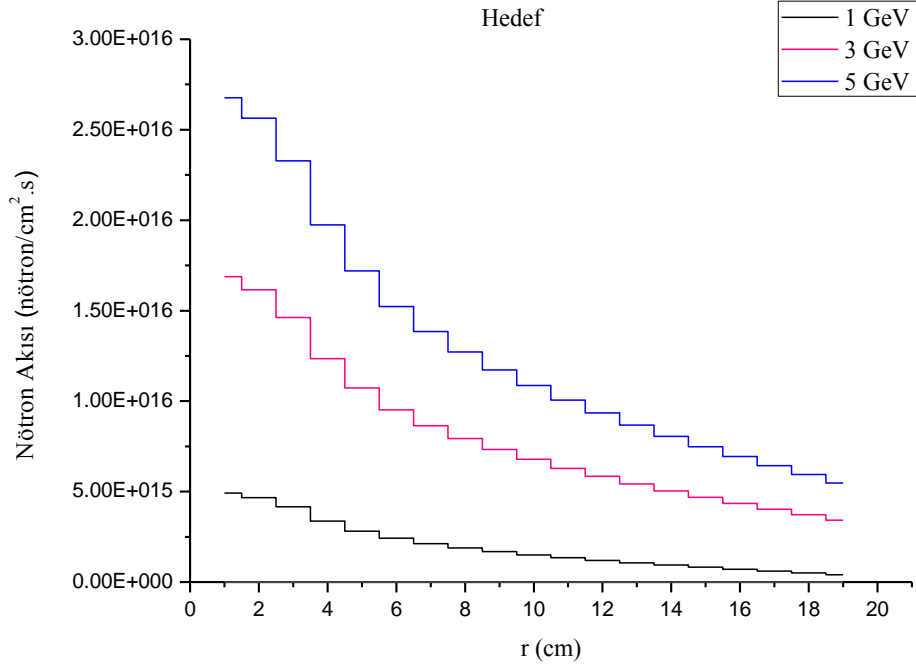
Aynı şekilde hedefte 1, 3 ve 5 GeV enerjiye sahip proton demeti için z'ye ve r'ye bağlı nötron, proton ve pion akısı hesaplanıp histogram şeklinde gösterilmiştir.

Hedefte z'ye bağlı parçacık akı grafiklerinde görüldüğü gibi hedefte nötron, proton ve pion akıları z büyüdükçe artmaktadır. Yani akı, hedefin merkezine ve hedefle demet penceresinin birleşim noktasına doğru artmaktadır. Hedefte maksimum nötron, proton ve pion akı değerini hedef ve demet penceresinin birleşim noktasında vermektedir. Bunun nedeni, hedef ile demet penceresinin birleşim noktasında maksimum reaksiyon gerçekleşmesidir.

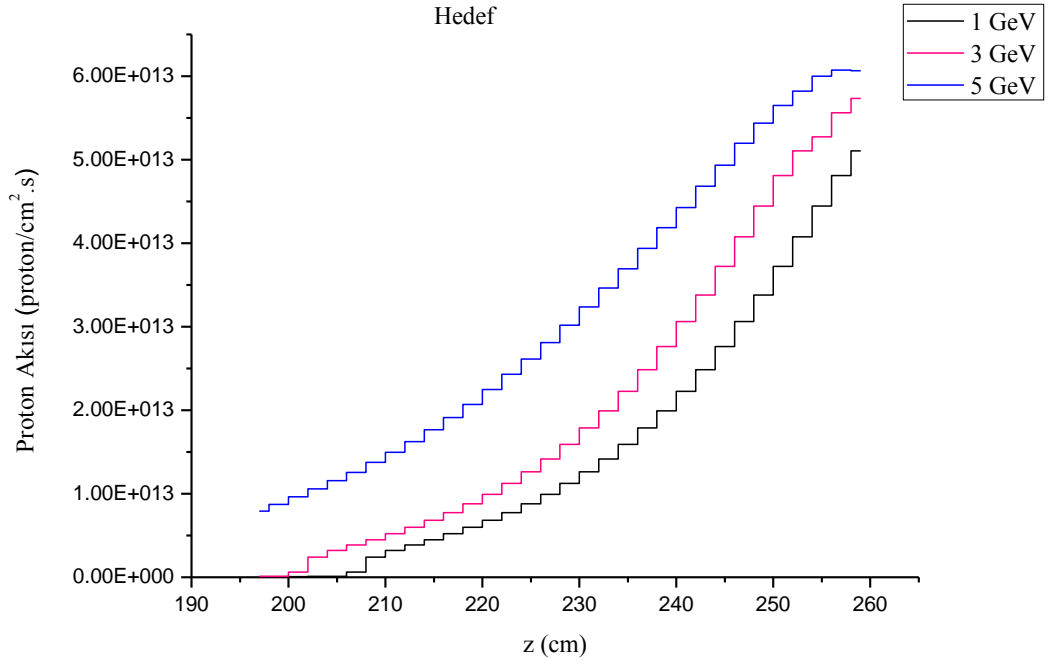
Hedefte r'ye bağlı parçacık akı grafiklerinde ise hedefte nötron, proton ve pion akı değerleri merkezden uzaklaştıkça yani r yarıçap değeri arttıkça azalmaktadır. Hedefte nötron, proton ve pion akı değerlerinin maksimum olduğu nokta hedefin merkezi, minimum olduğu nokta ise hedefin en dış bölgesidir. Bunun nedeni de hedefin merkezinde yani demet penceresi ve hedefin birleşim noktasında maksimum parçalanma reaksiyonunun meydana gelmesidir. Ayrıca bu grafiklerden de anlaşıldığı üzere hızlandırıcıdan gönderilen proton demetinin enerjisinin artması ile de parçacık akıları da doğru orantılı olarak artmaktadır. Bu oran 3 GeV'in 1 GeV'e göre yaklaşık olarak 3 katı iken, 5 GeV'in 1 GeV'e göre yaklaşık olarak 5 katıdır.



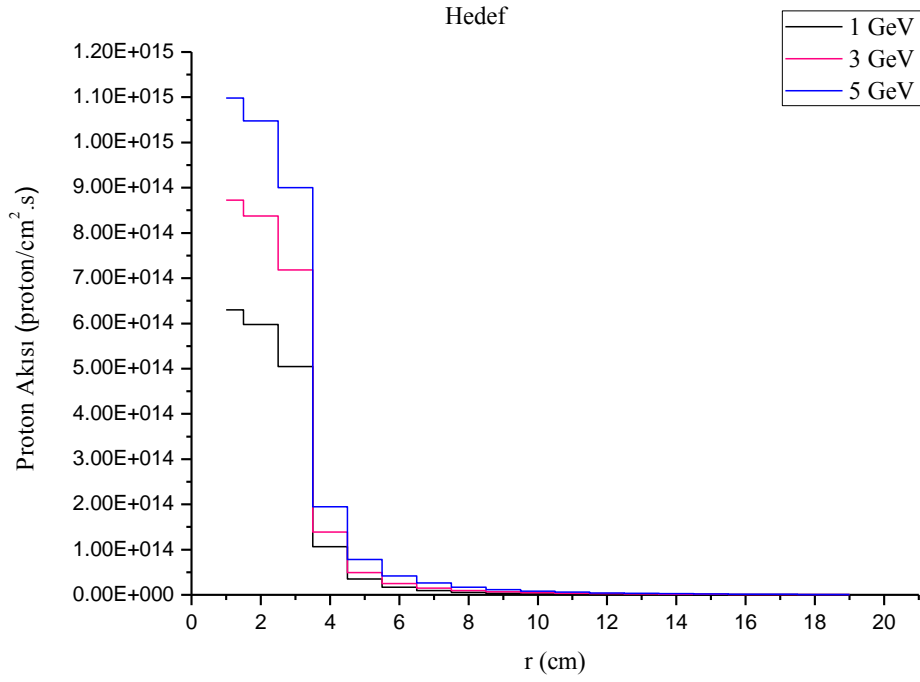
Şekil 4.11. Hedefte z'ye bağlı nötron akısı



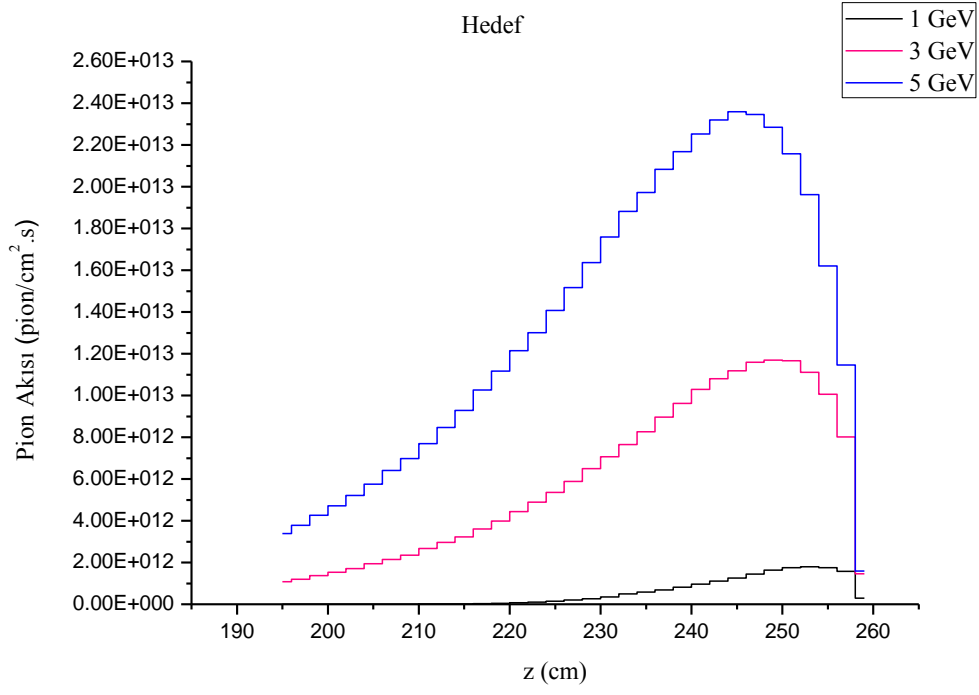
Şekil 4.12. Hedefte r'ye bağlı nötron akısı



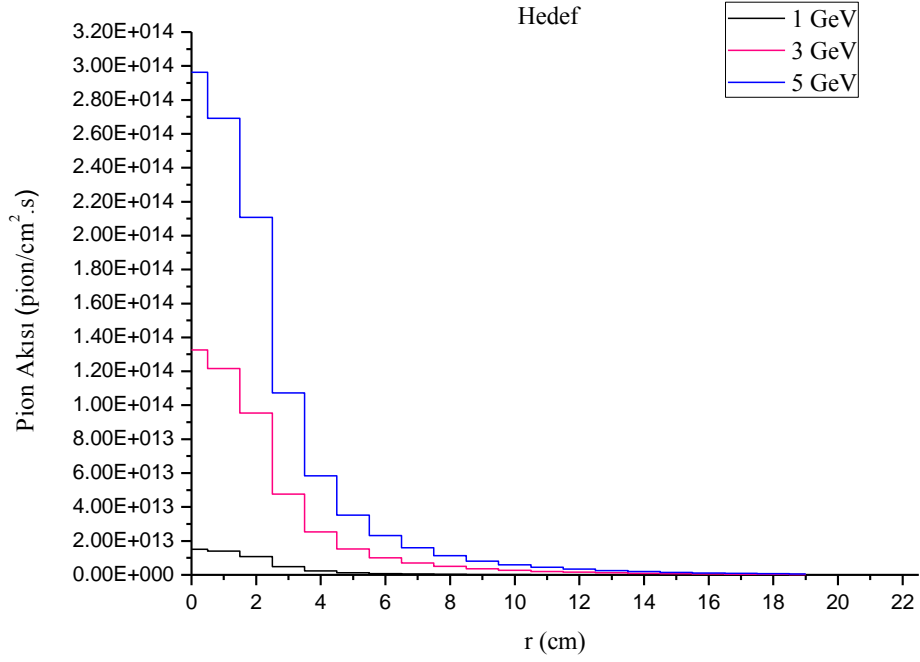
Şekil 4.13. Hedefte z'ye bağlı proton akısı



Şekil 4.14. Hedefte r'ye bağlı proton akısı



Şekil 4.15. Hedefte z'ye bağlı pion akısı

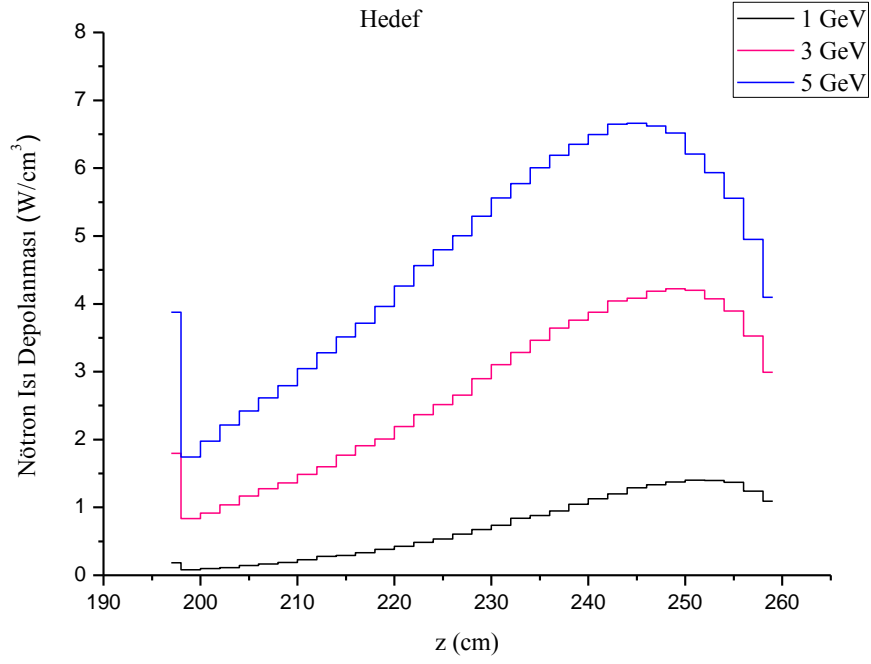


Şekil 4.16. Hedefte r'ye bağlı pion akısı

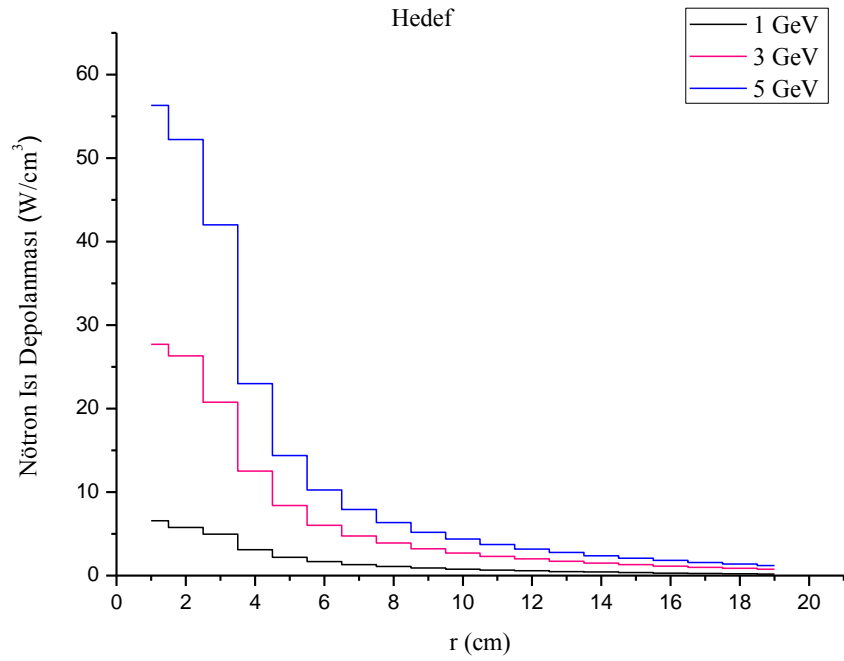
### 4.6.3. Isı depolanması

Hedefte ısı depolanması (heating) hedef tasarımında önemli bir parametredir. HGS’de hedefteki ısı depolanması hedefin kullanım ömrü ve nötronik karakterinin belirlenmesinde gereklidir. Ayrıca nükleer enerji üretimi ve sistemin verimli bir şekilde çalışması için ısı depolanması hesabı önemlidir. 1, 3 ve 5 GeV enerjiye sahip proton demeti için hedefte  $z$ 'ye (boyuna) ve  $r$ 'ye (enine) bağlı ısı depolanması hesaplamaları yapılmıştır ve bu hesaplamalar histogram şeklinde grafiklerle gösterilmiştir.

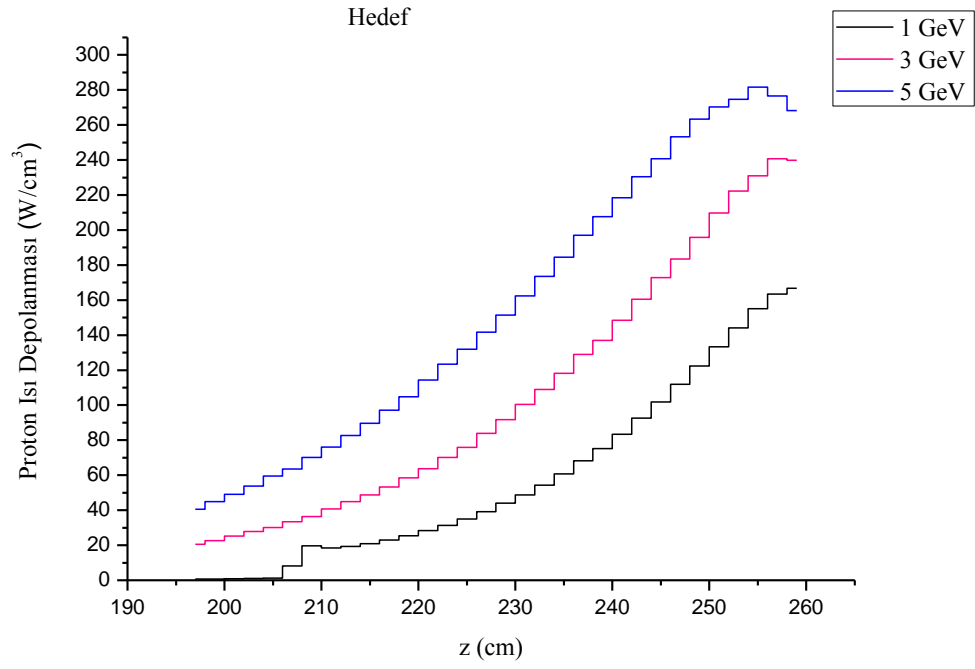
Hedefte  $z$ 'ye bağlı ısı depolanması grafiklerinde hedefin alt yüzeyi 195 cm hedefin üst yüzeyi de 259 cm'ye karşılık gelmektedir. Ayrıca hedef alt kısmından üst kısmına kadar 2 cm aralıklara bölünerek her bölmede ısı depolanması (heating) hesabı yapılmıştır. Hedefte  $r$ 'ye bağlı ısı depolanması grafiklerinde ise 1, 3 ve 5 GeV enerjili proton demeti için hedefin  $r$  eksenine göre 1'er cm aralıklara bölünerek her bölmedeki nötronların, protonların ve pionların meydana getirdiği ısı depolanmasının değişimi görülmektedir. Bu grafiklerde görüldüğü gibi ısı depolanması hedefin merkezinden başlayarak azalmaktadır. Bunun nedeni, demet penceresi hedefin merkezine konumlandığı için yüksek enerjili protonlar tam olarak merkez doğrultusunda hedefe çarpmaktadır. Yüksek enerjili protonların merkezde oluşturduğu parçalanma reaksiyonlarının yoğun olması merkezde ısı depolanmasının yüksek çıkmasına neden olmuştur. Grafiklerden de görüldüğü gibi hedefte  $r$  yarıçap değeri arttıkça yani hedefin merkezinden uzaklaştıkça ısı depolanması azalacaktır. Maksimum ısı depolanması değeri hedefin merkezinde görülmektedir. Ayrıca hedefte  $z$ 'ye göre ısı depolanmasının maksimum değerini de demet penceresinin ve hedefin birleşim yerinde vermektedir. Merkezden uzaklaştıkça ısı depolanması azalmaktadır. Bununla beraber proton demet enerjisinin artmasıyla ısı depolanması da artmaktadır. Nötron ısı depolanması grafiklerine göre bu oran, 3 GeV'in 1 GeV'e göre yaklaşık olarak 4 katı, 5 GeV'in 1 GeV'e göre yaklaşık olarak 8 katıdır.



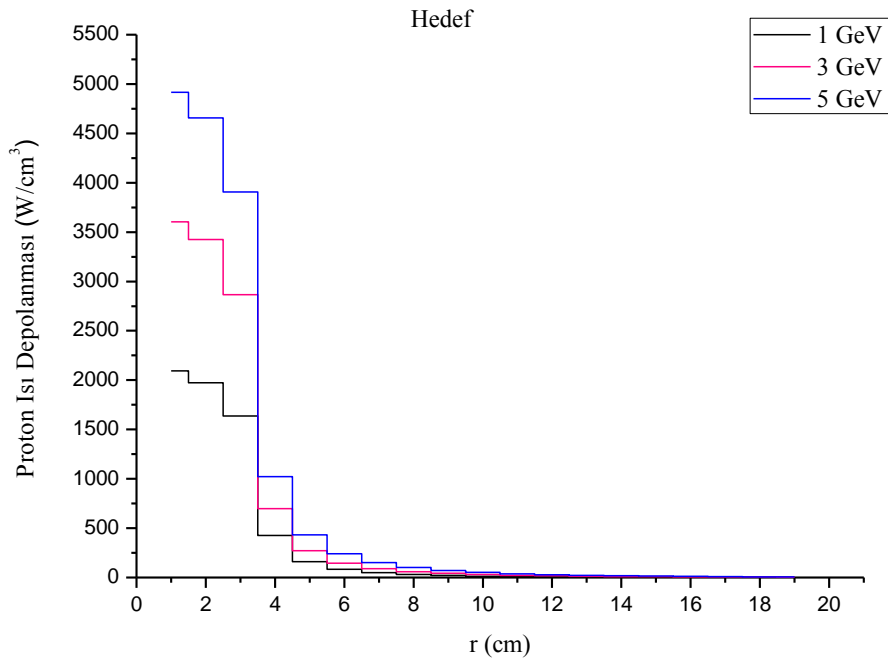
Şekil 4.17. Hedefte z'ye bağlı nötron ısı depolanması



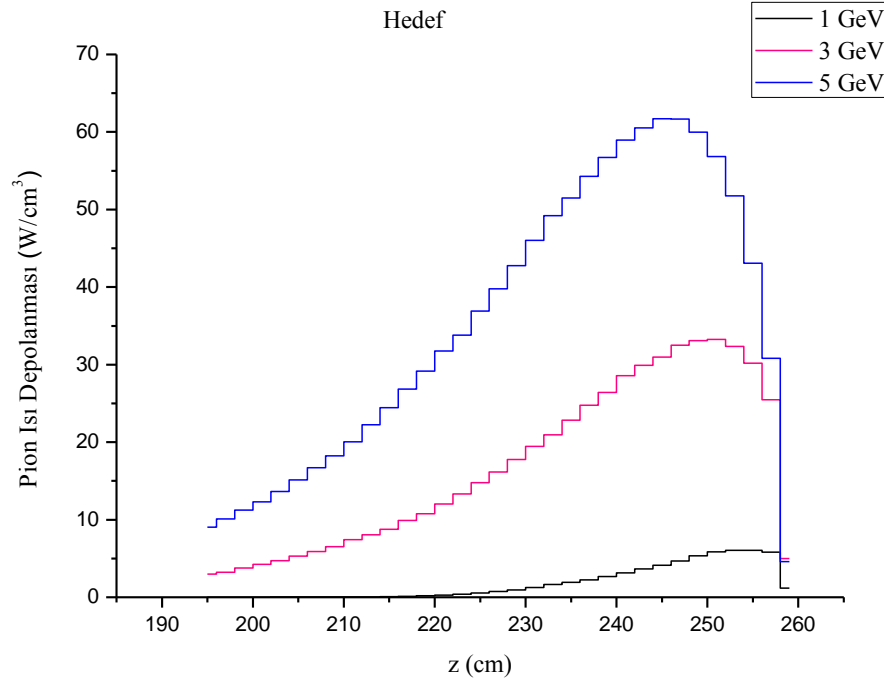
Şekil 4.18. Hedefte r'ye bağlı nötron ısı depolanması



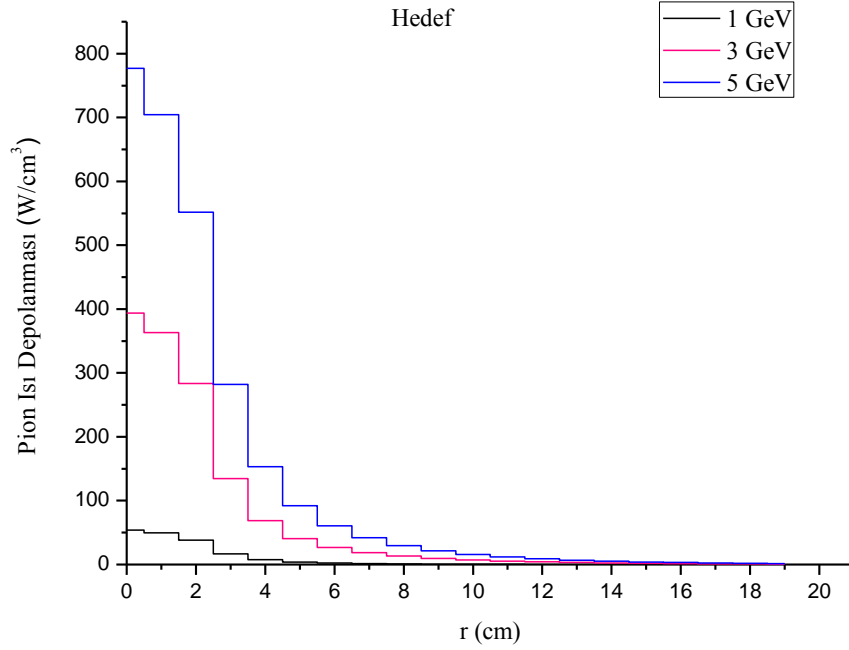
Şekil 4.19. Hedefte z'ye bağlı proton ısı depolanması



Şekil 4.20. Hedefte r'ye bağlı proton ısı depolanması



Şekil 4.21. Hedefte z'ye bağlı pion ısı depolanması



Şekil 4.22. Hedefte r'ye bağlı pion ısı depolanması

#### 4.6.4. Demet penceresinde ve hedefte gaz üretimi

Hedefteki ve demet penceresindeki gaz üretimi hesabı materyalin kullanım ömrünün belirlenmesi açısından önem taşımaktadır. Yüksek enerjili protonlar hedefin ve demet penceresinin yapı malzemeleriyle reaksiyona girerek materyalin deformasyonuna sebep olur. Bu deformasyon, yüksek enerjili parçacıkların metale çarpmasıyla atomların örgü pozisyonundaki yerini değiştirmesi olarak ifade edilir. Bu reaksiyonlar sonucunda H, H-2, H-3, He-3, He-4 gibi gaz çıkışı görülmektedir. Bu gaz çıkışı yapıyı meydana getiren malzemenin örgü dizilişini bozarak yapının kırılmasına neden olur. Böylece hedefte ve demet penceresinde hava kabarcıkları şeklinde aşınmaya sebep olmaktadır. Bu yüzden gaz üretiminin hesabı ekonomik açıdan reaktörün kullanım ömrünün belirlenmesi için oldukça önemlidir. 1, 3 ve 5 GeV enerjiye sahip proton demeti için hedefteki ve demet penceresindeki bu gaz üretiminin miktarı Çizelge 4.4.'de ve Çizelge 4.5.'de verilmiştir. Bu iki çizelge karşılaştırıldığında demet penceresinde hedefe göre gaz üretiminin daha fazla olduğu görülmektedir. Çünkü yüksek enerjili proton demetinin ilk teması demet penceresinde gerçekleşmektedir. Ayrıca proton demet enerjisi arttıkça hedefte ve demet penceresindeki gaz üretimi de artmaktadır ve bu bölgelerde en fazla üretilen gaz ise hidrojen gazıdır.

Çizelge 4.4. Hedefteki gaz üretimi

<b>Hedefte Gaz Üretimi(apmm/fpy)</b>	<b>1 GeV</b>	<b>3 GeV</b>	<b>5 GeV</b>
H	1,56E-05	4,90E-05	7,44E-05
H-2	1,08E-06	3,25E-06	4,94E-06
H-3	1,96E-07	5,61E-07	8,34E-07
He-3	1,45E-10	5,62E-10	8,22E-10
He-4	2,35E-06	7,63E-06	1,17E-05

Çizelge 4.5. Demet penceresindeki gaz üretimi

<b>Demet Penceresinde Gaz Üretimi (apmm/fpy)</b>	<b>1 GeV</b>	<b>3 GeV</b>	<b>5 GeV</b>
H	9,74E-05	2,64E-04	3,67E-04
H-2	6,19E-06	1,65E-05	2,44E-05
H-3	8,09E-07	2,00E-06	2,89E-06
He-3	1,29E-09	4,53E-09	5,02E-09
He-4	1,53E-05	4,41E-05	6,01E-05

Ayrıca HGS'nin kritiklik hesabı ( $k_{eff}$ ) için proton demet yolunda, demet penceresinde, hedefin alt, üst ve yan yüzeylerindeki nötron kaçağı hesabı yapılmıştır ve bu veriler Çizelge 4.6.'da gösterilmiştir. Buna göre hedefin yan yüzeyinde nötron kaçağı maksimum, hedefin alt yüzeyinde ise nötron kaçağı minimum olmaktadır ve proton demetinin enerjisi arttıkça nötron kaçağı da artmaktadır.

Çizelge 4.6. Demet penceresindeki, proton demet yolundaki, hedefin alt üst ve yan yüzeylerindeki nötron kaçağı

<b>Nötron kaçağı</b>	<b>1 GeV (nötron/cm<sup>2</sup>.s)</b>	<b>3 GeV (nötron/cm<sup>2</sup>.s)</b>	<b>5 GeV (nötron/cm<sup>2</sup>.s)</b>
<b>Hedefin Üst Yüzeyi</b>	3,48E+17	2,27E+18	3,30E+18
<b>Hedefin Yan Yüzeyi</b>	1,40E+18	1,38E+19	2,21E+19
<b>Hedefin Alt Yüzeyi</b>	4,11E+16	1,15E+18	2,05E+18
<b>Demet Penceresi</b>	2,08E+17	6,76E+17	9,36E+17
<b>Proton Demet Yolu</b>	8,36E+16	2,10E+18	3,10E+18

## 5. TARTIŞMA, SONUÇ VE ÖNERİLER

Bu bölümde hesaplamalardan elde edilen bulgulara dayanan sonuçlar ve öneriler yer almaktadır.

Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemde hedef ve demet penceresindeki parçacıkların üç boyutlu nükleonik hesaplamalarının analizinden elde edilen bulgular göz önüne alındığında aşağıdaki gibi sonuçlar elde edilmiştir.

- a) Demet penceresi ve hedefteki parçacık akı hesaplamalarına bakıldığında akı miktarlarının hedef ve demet penceresinin birleşim noktasında maksimum olduğu, bu bölgeden uzaklaştıkça da azalmakta olduğu görülmektedir. Bunun sebebi hedef malzemesi olan doğal kurşun ile yüksek enerjili proton demetinin hedefin merkezinde maksimum reaksiyon meydana getirmesidir. Ayrıca bu akı değerlerinin proton demetinin enerjisiyle doğru orantılı olarak değiştiği görülmektedir.
- b) Yine demet penceresi ve hedefin birleşim noktasında reaksiyonun maksimum seviyede gerçekleşmesi nedeniyle meydana gelen ısı depolanması da bu bölgede maksimum seviyede olur. Bu bölgeden yani hedefin merkezinden uzaklaştıkça bu seviyenin düştüğü gözlenmektedir.
- c) Sistemde oluşan gaz üretimi hesaplamalarında demet penceresinde hedefe göre üretilen gaz miktarının daha fazla olduğu ve proton demetinin enerjisine göre de üretilen gaz miktarının azalıp arttığı tespit edilmiştir.

Bütün bu bulgular ve sonuçlar Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemde sistemin tasarımının, kritikliğinin, hedefte ve demet penceresinde üretilen parçacıkların sistemde meydana getirdiği hasarın tespitinin ve reaktörün ekonomik açıdan kullanım ömrünün belirlenebilmesi için bize bir fikir vermektedir.

Yüksek verimli enerji üretmeyi, uzun ömürlü radyoaktif atıkları daha kısa ömürlü radyoaktif elementlere dönüştürmeyi ve uranyum dışındaki yakıtları kullanmayı amaçlayan Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemin çalışma maliyetinin yüksek olması ve ticari bir sistem olarak kullanılması için üstesinden gelinmesi gereken birçok

problem bulunması nedeniyle HGS Őu anda araŐtırma aŐamasındadır. Ancak nųkleer atık dųnųŐmų iin gelecekte kullanımı dųŐųnųlmektedir.

HGS'nin amalarından biri atık dųnųŐmų de olduĐu iin bu teze benzer bir alıŐma da sisteme atık ve yakıt ubukları eklenerek yapılabilir.

## KAYNAKLAR

1. Nifenecker, H., David, S., Loiseaux, J. M., Meplan, O., “Basics of Accelerator Driven Subcritical Reactors”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 463: 428-467 (2001).
2. Korkmaz, M. E., “Monte Carlo Tekniđi Kullanılarak Hızlandırıcı Gdml Sistemlerde Nkleer Atık Dnmlerinin İncelenmesi”, Yksek Lisans Tezi, *İnn niversitesi Fen Bilimleri Enstits*, Malatya, (2005).
3. Tucek, K., “Burnable Poisons in Sub-Critical Cores Dedicated to Radiotoxic Waste Transmutation”, *Royal Institute of Technology*, Stockholm, (2000).
4. İnternet: World Nuclear Association “Nuclear Power Reactors”, <http://www.world-nuclear.org/info/inf32.htm> (2011).
5. Gregson, M. W., “Full Core Analysis of ATW Prototype for Development of Nuclear Cross Section Data for Critical Core Components”, *Master Thesis of Science in Engineering*, 13-38 (2003).
6. Kadi, Y., Reval, J. P., “Design of an Accelerator-Driven System for the Destruction of Nuclear Waste”, *European Organization for Nuclear Research*, CERN, Geneva, Switzerland, (2001).
7. VanAtta, C. M., “A brief History of the MTA Project”, *ERDA Information Meeting on Accelerator Breeding*, 32: 41-60 (1977).
8. Rubbia, C., et al., “A European Roadmap for Developing Accelerator Driven System (ADS) for Nuclear Waste Incineration”, *ENEA, ISBN 88-8286-008-6*, Roma, (2001).
9. Vassylkov, R. G., Goldanski V. L., “Possible Energy Parameters for Continuum Angular Distributions”, *Atomnaya Energiya*, 48: 329-345 (1978).
10. Roche, C. and Rubbia, C., “Some Preliminary Considerations on the Economical Issues of the Energy Amplifier”, *CERN AT/95-45 (ET)*, (1995).
11. Bowman, C., et al., “Nuclear Energy Generation and Waste Transmutation Using an Accelerator-Driven Intense Thermal Neutron Source”, *LA-UR-91-91-2061*, LANL (1991).
12. Abánadesn, A., et al., “Experimental Measurements of <sup>99</sup>Tc and <sup>129</sup>I Transmutation in Tarc at Cern”, *Dept. Nuclear Fission, Avda. Complutense 22 Edif.*, 17, 28040, Madrid, (1997).
13. Gonzalez, et al., “Update of the TARC Experimental Results”, *Technical Committee Meeting by IAEA at CIEMAT*, Madrid, (1997).

14. Korkmaz, M. E., “Monte Carlo Yöntemi Kullanılarak Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemde Bazı Aktinitlerin Dönüşümü ve Enerji Elde Edilmesi”, Doktora Tezi, **Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Ankara, (2009).
15. Salvatores, M., et al., “MUSE-1: A First Experiment at MASURCA to Validate the Physics of Sub-critical Multiplying Systems Relevant to ADS”, **Proc. Of the 2<sup>nd</sup> ADTT Conference**, 45: 23-39 (1996).
16. Conde, H., “Introduction to ADS for Waste Incineration and Energy Production”, **Uppsala University**, Box 525, SE-751 20 Uppsala, Sweden.
17. Mukaiyama, T., et al., “Review of Research and Development of Accelerator Driven System in Japan for Transmutation of Long Lived Nuclides”, **Tokai-mura**, Ibaraki-ken, 319-1195.
18. Nifenecker, H., Meplan, O. and David, S., “Accelerator Driven Subcritical Reactors”, **IOP Publishing Ltd**, Bristol and Philadelphia, (2003).
19. Martinez, A. H., Kadi, Y., Parks, G. “Transmutation of Nuclear Waste in Accelerator-Driven Systems: Thermal Spectrum”, **Annals of Nuclear Energy**, 34: 550-563 (2007).
20. Takizuka, T., et al., “Studies on Accelerator-Driven Transmutation System”, **Japan Atomic Energy Research Institute**, Tokai-mura, Ibaraki-ken, Japan, 319-1195.
21. Rubbia, C., Rubio, J. A., Buono, S., Carminati, F., “Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier”, **CERN/AT/95-44 (ET)**, (1995).
22. Bowman, C. D., Arthur, E. D., Lisowski, P. W., “Nuclear Energy Generation and Waste Transmutation Using an Accelerator-Driven Intense Thermal Neutron Source”, **Nuclear Instruments and Methods in Physics Research**, Section A, 320, 336-367 (1992).
23. Salvatores, M., Slessarev, I. Tchistiakov, A., Ritter, G., “The Potential of Accelerator Driven Systems for Transmutation or Power Production Using Thorium or Uranium Fuel Cycles”, **Nuclear Science and Engineering**, 126, 333 (1997).
24. Şarer, B., Korkmaz, M. E., Günay, M., Aydın, A., “Monte Carlo Studies in Accelerator-Driven Systems for Transmutation of High-Level Nuclear Waste”, **Energy Conversion and Management**, 49, 1966-1971 (2008).
25. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemler” <http://www.taek.gov.tr/bilgi-kosesi/nukleer-enerji-ve-reaktorler/83-nukleer-reaktorler/250-hizlandirici-gudumlu-sistemler.html> (2009).

26. Takizuka, T., et al., "Studies On Accelerator-Driven Transmutation Systems", Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.
27. A Comparative Study "Accelerator-Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles", Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-Operation and Development.
28. Rubbia, C. and Rubio, J. A., "A Tentative Programme Towards a Full Scale Energy Amplifier", *CERN/LHC/96-11*, Geneva, 36 (1996).
29. Carminati, F., et al., "An Energy Amplifier for Cleaner and Inexhaustible Nuclear Energy Production Driven by a Particle Beam Accelerator", *CERN/AT/93-47 (ET)* (1993).
30. Andriamonje, S., et al., "Experimental Determination of the Energy Generated in Nuclear Cascades by a High Energy Beam", *Physics Letters B*, 348, 697-709 (1995).
31. Nifenecker, H., David, S., Loiseaux, J. M., Meplan, O., "Basics of Accelerator Driven Subcritical Reactors", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 463: 428-467 (2001).
32. Krane, K. S., "Nükleer Fizik, 2.Cilt", Başar Şarer, *Palme Yayıncılık*, Ankara, 559-599 (2002).
33. Westlen, D., "A Cost Benefit Analysis of an Accelerator Driven Transmutation System", *Royal Institute of Technology*, Stockholm, (2001).
34. Baetsle, L. H., "Application of Partitioning/Transmutation of Radioactive Materials in Radioactive Waste Management Lectures Given at the Workshop on Hybrid Nuclear Systems for Energy Production Utilisation of Actinides and Transmutation of Long-Lived Radioactive Waste Trieste", Belgium, 5-36 (2001).
35. Technical Report, "Partitioning and Transmutation Current Developments", TR-04-15, (2004).
36. Slowinski, B., "Spallation Reactions and Accelerator-Driven Systems", *Applied Energy*, 75: 129-136 (2003).
37. Kadi, Y., "Transmutation Capabilities of the CERN Energy Amplifier System", *Progress in Nuclear Energy*, 49: 606-616 (2007).
38. Enqvist, P., ve ark., "Primary Residue Production Cross Section and Kinetic Energies in 1GeV  $^{208}\text{Pb}$  on Deuteron Reactions", *Nuclear Physics A*, 703: 435-465 (2002).

39. Wlazlo, W., ve ark., “Cross Sections of Spallation Residues Produced in 1 GeV  $^{208}\text{Pb}$  on Proton Reactions”, *Physical Review Letters*, 84: 5736-5739 (2000).
40. Mashnik, S. G., “Cascade-Eksiton Model Analysis of Proton of Induced Reactions from 10 MeV to 5 GeV”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 414: 68-72 (1998).
41. Filges, D., ve ark., “Spallation Neutron Production and the Current Intra-Nuclear Cascade and Transport Codes”, *European Physical Journal A*, 11(4): 476-490 (2001).
42. Gromov, B.F., ve ark., “Use of Lead-Bismuth Coolant in Nuclear Reactors and Accelerator-Driven Systems”, *Nuclear Engineering and Design*, 173: 207-217 (1997).
43. Pelloni, S., “Sensitivities of the Proton Beam Current Resulting from Variations in the Source Term for a Pb-Bi Cooled Accelerator Driven System with a Pb-Bi Target”, *Annals of Nuclear Energy*, 30: 983-1000 (2003).
44. Wallenius, J., “Neutronic Aspects of Inert Matrix Fuels for Application in ADS”, *J. Nucl. Mat.*, 10: 32-39 (2003).
45. Monti, S., et al., “Interim Report of the Technical Working Group on Accelerator Driven Sub-Critical Systems”, 12: 49-65 (1998).
46. Carminati, F., Geles, C., Klapish, R., Revol, J. P., Rubio, J. A., Rubbia, C., “An Energy Amplifier for Cleaner and Inexhaustible Nuclear Energy Production Driven by a Particle Beam Accelerator” *CERN/AT/93-47 (ET)*, CERN Internal Report, Geneva, (1993).
47. Özgener, A., “Nükleer Atık Yönetimi”, *İTÜ Enerji Enstitüsü*, Nükleer Araştırmalar ABD.
48. Yapıcı, H., Genç, G., Demir, N., “A 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: 1264-1273 (2008).
49. Taczanowski, S., “Transmutations of Nuclear Waste in Accelerator-Driven Subcritical Systems”, *Applied Energy*, 75: 97-117 (2003).
50. Baetsle, L. H., “Application of Partitioning/Transmutation of Radioactive Materials in Radioactive Waste Management”, *Nuclear Research Centre of Belgium Sck/Cen*, Mol, Belgium (2001).
51. Berthou, U., Degueldre C., Magill J., “Transmutation Characteristics in Thermal and Fast Neutron Spectra: Application to Americium”, *Journal of Nuclear Materials*, 320: 156-162 (2003).

52. Briesmeister, J., "RSIC Computer Code Collection MCNP4A, Monte Carlo N-Particle Transport Code System", *Los Alamos National Laboratory*, New Mexico, (1993).
53. Palmer, G., "Physics for Game Programmers", New York, 403-421 (2005).
54. Rubinstein R. Y., "Simulation and the Monte Carlo Method", New York, 1-17 (1981).
55. Rogers, D., "Fifty Years of Monte Carlo Simulations for Medical Physics", *Phys. Med. Biol.*, 51: 287-301 (2006).
56. Chadwick, M. B., Hughes, H. G., Little, R. C., Pitcher, E. J. And Young, P. G., "Nuclear Data for Accelerator-Driven Systems", *Progress in Nuclear Energy*, 38(1-2): 179-219 (2001).
57. Allen, K., Knight, T., "Destruction Rate Analysis of Transuranic Targets in Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) Assemblies using MCNPX and SCALE 6.0", *Progress in Nuclear Energy*, 52: 387-394 (2010).
58. Günay, M., "Monte Carlo Tekniği Kullanılarak Bir Füzyon-Fisyon Hibrit Reaktöründe Üç Boyutlu Nötronik Hesaplamalar", Doktora Tezi, *İnönü Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü*, Malatya, (2009).
59. LA-UR-02-2607, "MCNPX User's Manual Version 2.3.0", (2002).

## ÖZGEÇMİŞ

### Kişisel Bilgiler

Soyadı, adı : PAMUK, İlknur İlay  
Uyruđu : T.C.  
Dođum tarihi ve yeri : 15.09.1987 Altındađ  
Medeni hali : Bekar  
Telefon : 0 (312) 356 67 17  
e-mail : ilay\_pamuk@hotmail.com

### Eđitim

Eđitim Derece	Eđitim Birimi	Mezuniyet tarihi
Lisans	Gazi Üniversitesi/ Fizik Bölümü	2008
Lise	Mustafa Kemal Lisesi	2004

### Yabancı Dil

İngilizce