

T.C.
İNONU ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

MONTE CARLO TEKNİĞİ KULLANILARAK HIZLANDIRICI
GÜDÜMLÜ SİSTEMLERDE NÜKLEER ATIK DÖNÜŞÜMLERİNİN
İNCELENMESİ

MEHMET EMİN KORKMAZ

YÜKSEK LİSANS TEZİ
FİZİK ANABİLİM DALI

MALATYA
Haziran 2005

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürlüğü'ne,

Bu çalışma Jürimiz tarafından Fizik Anabilim dalında YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.



Prof. Dr. Mahmut DOĞRU

Başkan



Prof. Dr. Başar ŞARER

Üye



Doç. Dr. Ali BAYRI

Üye

Onay

Yukarıdaki imzaların adı geçen öğretim üyelerine ait olduğunu onaylarım.

.... / /

Prof. Dr. Ali ŞAHİN

Enstitü Müdürü

ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

MONTE CARLO TEKNİĞİ KULLANILARAK HIZLANDIRICI GÜDÜMLÜ SİSTEMLERDE NÜKLEER ATIK DÖNÜŞÜMLERİNİN İNCELENMESİ

Mehmet Emin KORKMAZ

İnönü Üniversitesi
Fen Bilimleri Enstitüsü
Fizik Anabilim Dalı

94+xii sayfa

2005

Tez Danışmanı: Prof. Dr. Başar ŞARER

Bu çalışmada, Hızlandırıcı Güdümlü Sistem (ADS) kullanılarak sırasıyla ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}U ve ^{239}Pu beş uzun yarı ömürlü nükleer atığın kararlı veya kısa yarı ömürlü izotoplara dönüşümleri incelenmiştir. Yüksekliği 300 cm, iç yarı çapı 98 cm ve dış yarı çapı 100 cm olan silindir kabın içinde hegzagonal olarak dağılmış yüksekliği 300 cm, iç yarı çapı 0,425 cm ve dış yarı çapı 0,430 cm olan 90 çubuk vardır. Parçalanma reaksiyonları için kullanılan hedef, yüksekliği 190 cm ve yarı çapı 10 cm olan doğal kurşundan yapılmıştır.

Uzun yarı ömürlü nükleer atığın dönüşüm oranları, silindir kap içindeki nötron dağılımı, demet protonu başına nötron üretim sayısı 1, 2 ve 3 GeV'lik üç proton demet enerjileri için incelenmiştir. Üç boyutlu nükleonik hesaplamalar MCNPX Monte Carlo kodu ve ENDF/B-VI nükleer veri kütüphanesi kullanılarak gerçekleştirilmiştir. ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}U ve ^{239}Pu için hesaplanan dönüşüm oranları literatür sonuçlarıyla uyumludur.

ANAHTAR KELİMELELER: Hızlandırıcı Güdümlü Sistem, Nükleer Atık, Dönüşüm, MCNPX, ENDF/B-VI

ABSTRACT

Master

INVESTIGATION OF NUCLEAR WASTE TRANSMUTATION IN ACCELERATOR DRIVEN SYSTEMS BY USING MONTE CARLO METHOD

Mehmet Emin KORKMAZ

İnönü University
The Faculty of Science and Arts
Department of Physics

94+xii Pages

2005

Supervisor : Prof. Dr. Başar Şarer

In this study an Accelerator Driven System (ADS) is used to investigate the transmutation of five long-lived nuclear wastes like ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}U , ^{239}Pu into stable or short-lived isotopes. There are 90 bars, their outer and inner radius and heights are 0,430 , 0,425 and 300 cm with hexagonal distributing in the cylinder vessel with inner radius of 98 cm, outer radius of 100 cm and height of 300 cm. The spallation target is made of natural lead with an radius of 10 cm and height of 190 cm.

The transmutation rate of long-lived nuclear waste, the neutron production number per beam proton, neutron distribution in the cylinder vessel are analyzed for three proton beam energies of 1, 2 and 3 GeV. A proton beam is performed with current of 10 mA and power of 10 MW. Proton beam radius is 2 cm, incident beam is on the z axis. The liquid sodium is used as coolant. The structure material is ferritic steel. Three dimensional nucleonic calculations is carried out using Monte Carlo code MCNPX and ENDF/B-VI nuclear data. Calculated values of transmutation rates for ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}U , ^{239}Pu are in agreement with the existing literature results.

KEYWORDS : Accelerator Driven System, Nuclear Waste, Transmutation, MCNPX,
ENDF/B-VI

TEŐEKKÜR

Tez alıŐmalarım boyunca öneri, yardım ve desteęini esirgemeden bana yol gsteren hocam Prof. Dr. BaŐar ŐARER'e;

Yüksek Lisans alıŐmalarım boyunca bilgi ve deneyimlerinden faydalandığım İnönü Üniversitesi Fizik Bölümündeki deęerli hocalarıma;

Tezin oluşumunda yardımlarını esirgemeyen AraŐ. Grv. Mehtap GÜNAY'a ve tüm arkadaşlarıma teşekkürü bir borç bilirim.

Ayrıca tüm hayatım boyunca desteklerini üzerimden hiç eksik etmeyen AİLEM'e sonsuz teşekkür ederim.

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	iii
ABSTRACT.....	iv
TEŞEKKÜR.....	v
İÇİNDEKİLER.....	vi
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	viii
ÇİZELGELER DİZİNİ.....	x
SİMGELER VE KISALTMALAR.....	xi
1. GİRİŞ.....	1
2. AYIRMA VE DÖNÜŞÜM.....	7
2.1. Ayırma İşlemi.....	7
2.1.1. Sulu Ayırma işlemi.....	7
2.1.2. Susuz Ayırma İşlemi.....	9
2.2. Dönüşüm İşlemi.....	11
2.2.1. Termal Reaktörlerde Dönüşüm.....	14
2.2.2. Hızlı Reaktörlerde Dönüşüm.....	17
2.2.3. Füzyon-Fisyon (Hibrid) Sisteminde Dönüşüm.....	22
2.2.4. Hızlandırıcı Güdümlü Sistemde (HGS) Dönüşüm.....	23
2.2.4.1. HGS'in Özellikleri.....	26
2.2.4.2. Yüksek Yoğunluklu Hızlandırıcılar.....	27
2.2.4.3. Hedef.....	30
2.2.4.4. Kritikaltı Kor.....	35
3. DÜNYADA HGS İLE İLGİLİ YAPILAN ÇALIŞMALAR.....	38
3.1. Sodyum Soğutuculu HGS.....	40
3.2. Eriyik Tuz Karışımı Kullanan HGS.....	42
3.3. Eriyik Alaşım Kullanan HGS.....	44
3.4. Kurşun-Bizmut Soğutuculu HGS.....	45
4. DÖRDÜNCÜ KUŞAK REAKTÖRLERİ.....	47
4.1. Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktör Sistemi (GFR).....	47
4.2. Kurşun Soğutmalı Hızlı Reaktör Sistemi (LFR).....	47
4.3. Eriyik Tuz Reaktör Sistemi (MSR).....	48
4.4. Sodyum Soğutuculu Hızlı Reaktör Sistemi (SFR).....	48
4.5. Çok Yüksek Sıcaklık Reaktör Sistemi (VHTR).....	49
4.6. Süperkritik Su Soğutmalı Reaktör Sistemi (SCWR).....	49
5. UZUN YARI ÖMÜRLÜ FİSYON ÜRÜNLERİNİN DÖNÜŞÜM SORUNLARI.....	51
6. MONTE CARLO YÖNTEMİ.....	54
6.1. MCNPX Bilgisayar Programı.....	54

7. HESAPLAMALAR.....	56
7.1. Geometri.....	56
7.2. Çoğaltma Faktörü Hesabı.....	57
7.3. Akı Hesabı.....	59
7.4. Dönüşüm Hesabı.....	59
7.5. Güç Hesabı.....	61
8. TARTIŞMA ve SONUÇ.....	88
9. KAYNAKLAR.....	90
ÖZGEÇMİŞ.....	94

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1.	Purex Ayırma ve İşleme Metodu.....	8
Şekil 2.2.	Susuz ayırma yöntemi.....	11
Şekil 2.3.	Nükleer Yakıt Çevrimi.....	12
Şekil 2.4.	Nükleer Dönüşüm Metotları.....	13
Şekil 2.5.	Hafif Sulu Reaktörlerde dönüşüm.....	17
Şekil 2.6.	Hızlı Üretken Reaktör CAPRA , Hafif Sulu Reaktör ve Hızlandırıcı Güdümlü Sistem'den oluşan dönüşüm sistemi.....	19
Şekil 2.7.	Parçacık yataklı yakıt kullanan helyum soğutuculu aktinit yakan reaktörün yakıt elemanı.....	21
Şekil 2.8.	Hızlandırıcı Güdümlü Sistem.....	24
Şekil 2.9.	İki Kademeli Yakıt Döngüsü.....	25
Şekil 2.10.	Hızlandırıcı Güdümlü Sistemi oluşturan bölümler.....	26
Şekil 2.11.	JAERI ve KEK ortak araştırma hızlandırıcıları.....	28
Şekil 2.12.	1 GeV enerjili protonların sebep olduğu nükleer çığ reaksiyonları.....	31
Şekil 2.13.	Kurşun-Bizmut alaşımından yapılmış 40 cm çapında ve 50 cm uzunluğunda hedef.....	32
Şekil 2.14.	Hedef bölgesi ve demet penceresini gösteren Pb-Bi ile soğutulan, 2mm kalınlığına sahip 30 cm çapında HYPER (HYbrid Power Extraction Reactor) sistemine ait demet penceresi.....	33
Şekil 3.1.	Dünya'daki HGS çeşitleri.....	39
Şekil 3.2.	Sodyum Soğutuculu HGS.....	40
Şekil 3.3.	Eriyik Tuz Karışımı Kullanan HGS.....	42
Şekil 3.4.	Eriyik Alaşım Kullanan HGS.....	44
Şekil 3.5.	Kurşun Bizmut Soğutuculu HGS.....	45
Şekil 5.1.	Yüksek Seviyeli Atık Taşıma ve Depolama Kabı.....	52
Şekil 7.1.	HGS'in üç boyutlu kesiti.....	62
Şekil 7.2.	HGS'in boyuna kesiti.....	63
Şekil 7.3.	HGS'in üstten görünümü ve atık çubuğunun bir kesiti.....	64
Şekil 7.4.	Neptinyum-237' nin bozunma serisi.....	67
Şekil 7.5.	Uranyum-238' in bozunma serisi.....	68
Şekil 7.6.	Plutonyum-239' un bozunma serisi.....	69
Şekil 7.7.	1, 2 ve 3 GeV enerjili proton demetleri için proton başına nötron sayısındaki değişim.....	70
Şekil 7.8.	1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için nötron akısının halka numarasına göre değişimi...	71
Şekil 7.9.	2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için nötron akısının halka numarasına göre değişimi...	72
Şekil 7.10.	3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için nötron akısının halka numarasına göre değişimi....	73
Şekil 7.11.	Birinci halkada nötron akısının Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için demet enerjilerine göre değişimi	74
Şekil 7.12.	İkinci halkada nötron akısının Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için demet enerjilerine göre değişimi.	75
Şekil 7.13.	1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki dönüşüm miktarının x-eksenine göre değişimi.....	76

Şekil 7.14.	2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki dönüşüm miktarının x-eksenine göre değişimi.....	77
Şekil 7.15.	3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki dönüşüm miktarının x-eksenine göre değişimi.....	78
Şekil 7.16.	1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki toplam dönüşüm miktarının halka numarasına göre değişimi.....	79
Şekil 7.17.	2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki toplam dönüşüm miktarının halka numarasına göre değişimi.....	80
Şekil 7.18.	3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki toplam dönüşüm miktarının halka numarasına göre değişimi.....	81
Şekil 7.19.	1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için güç yoğunluğunun x-eksenine göre değişimi.....	82
Şekil 7.20.	2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için güç yoğunluğunun x-eksenine göre değişimi.....	83
Şekil 7.21.	3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için güç yoğunluğunun x-eksenine göre değişimi.....	84
Şekil 7.22.	1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için toplam gücün halka numarasına göre değişimi.....	85
Şekil 7.23.	2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için toplam gücün halka numarasına göre değişimi.....	86
Şekil 7.24.	3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için toplam gücün halka numarasına göre değişimi.....	87

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.1.	Yıllar itibariyle, dünyadaki Uranyum tüketimleri (Ton U).....	3
Çizelge 1.2.	Dünyadaki nükleer güç üretim tesisleri.....	4
Çizelge 1.3.	Dünyadaki toryum rezervleri (ton).....	5
Çizelge 2.1.	L-ABR ve P-ABR tasarım parametreleri.....	20
Çizelge 2.2.	Yüksek Güçlü Hızlandırıcı projeleri.....	29
Çizelge 2.3.	Parçalanma sonucu oluşan çekirdeklerin özellikleri.....	34
Çizelge 2.4.	Kurşun-Bizmut ve Sodyum soğutuculu HGS karşılaştırılması (820MWgücünde, 1,5 GeV (45mA) enerjili proton demeti, proton başına nötron üretimi 30).....	36
Çizelge 3.1.	Sodyum Soğutuculu Hızlandırıcı Güdümlü Sistem parametreleri.....	41
Çizelge 3.2.	İki farklı yakıt kullanan HGS'in karşılaştırılması.....	43
Çizelge 3.3.	Kurşun Bizmut HGS parametreleri.....	46
Çizelge 4.1.	Dördüncü Kuşak Reaktörlerinin parametreleri.....	50
Çizelge 7.1.	HGS'in tasarım parametreleri.....	65
Çizelge 7.2.	HGS'i oluşturan malzemenin özellikleri.....	66
Çizelge 7.3.	1, 2 ve 3 GeV enerjileri için izotopların bir aylık toplam dönüşümü.	66

SİMGELER VE KISALTMALAR

ADS	Hızlandırıcı Gdml Sistem
AAA	İleri Hızlandırıcı Uygulamaları
ABR	Aktinit Yakan Reaktr
ADEPT	Hızlandırıcı Gdml Enerji retim Projesi
AGR	Gaz Soğutuculu Reaktr
ANL	Argonne Ulusal Laboratuarı (Amerika)
APT	Hızlandırıcıyla Trityum retimi Projesi (Amerika)
ATW	Hızlandırıcıyla Atık Dnşm Projesi (Amerika)
BNL	Brookhaven Ulusal Laboratuarı (Amerika)
BWR	Kaynar Sulu Reaktr
CANDU	Kanada Dteryum Uranyum Reaktr
CAPRA	Plutonyum Kullanan Hızlı Reaktr
CEA	Atom Enerji Kurumu (Fransa)
CERN	Avrupa Nkleer Araştırma Organizasyonu
CIEMAT	Nkleer Araştırma Organizasyonu (İspanya)
CW	Srekli Dalga Durumu
EBR	Deneysel retken Reaktr
ENEA	Ulusal Enerji Araştırma Merkezi (İtalya)
ESS	Avrupa Parçalanma Kaynağı Projesi
eV	Elektron Volt
FBR	Hızlı retken Reaktr
FDTR	Atık Dnştren Kresel Torus Fzyon Reaktr
GEDEON	Hızlandırıcı Gdml Sistem Araştırma Projesi (Fransa)
GeV	Giga-Elektron-Volt (10^9 eV)
GFR	Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktr Sistemi
JAERI	Japon Atom Enerjisi Araştırma Enstits (Japonya)
JHF	Japon Hadron Fiziğı Araştırma Projesi (Japonya)
JPARC	Japon Proton Hızlandırıcı Araştırma Kompleksi (Japonya)
HYPER	Hibrid Gç retim Reaktr (Kore)
HGS	Hızlandırıcı Gdml Sistem
HLLW	Yksek Seviyeli Sıvı Atık
ITEP	Teorik ve Deneysel Fizik Enstits (Rusya)
KAERI	Kore Atom Enerjisi Araştırma Enstits (Kore)
KEK	Yksek Enerji Hızlandırıcı Araştırma Organizasyonu (Japonya)
KOMAC	Kore Çok Amaçlı Hızlandırıcı Kompleksi (Kore)
LANL	Los Alamos Ulusal Laboratuarı (Amerika)
LANSCE	Los Alamos Ntron Araştırma Merkezi (Amerika)
LBE	Kurşun Bizmut Karışımı
LFR	Kurşun Soğutmalı Hızlı Reaktr Sistemi
LMFBR	Sıvı Metal Soğutuculu Hızlı retken Reaktr
LWR	Hafif Sulu Reaktr
MA	Kçk Aktinit
MCNP	Monte Carlo N Parçacık Taşınım Kodu
MCNPX	Monte Carlo Geliştirilmiş N Parçacık Taşınım Kodu
MINATOM	Atom Enerjisi Bakanlığı (Rusya)
MOX	Oksijenle Karıştırılmış Yakıt
MSR	Eriyik Tuz Reaktr Sistemi
MW	Megawatt

MYRRHA	Hızlandırıcı Gdml Sistem Projesi (Belika)
OMEGA	Ayırma ve Dnm Aratırma Gelitirme Programı (Japonya)
PHOENIX	Hızlandırıcı Gdml Sistem Aratırma Projesi (Amerika)
PHWR	Basınlı Ađır Su Reaktr
PSI	Paul Scherrer Enstits (İsvire)
PUREX	Uranyum Plutonyum Yakıt Ayırma Yntemi
PWR	Basınlı Su Reaktr
RBMK	Grafit Moderatrl Su Sođutuculu Rus Reaktr
RCNPS	Hızlandırıcı Gdml Sistem Aratırma Projesi (in)
RF	Radyo Frekansı
SCK. CEN	Nkleer Aratırma Merkezi (Belika)
SCWR	Sperkritik Su Sođutmal Reaktr Sistemi
SFR	Sodyum Sođutuculu Hızlı Reaktr Sistemi
SNS	Paralanma Ntron Kaynađı Projesi (Amerika)
SPIN	Ayırma ve Dnm Programı (Fransa)
TRASCO	INFN/ENEA Hızlandırıcı Gdml Sistem Prođramı
VHTR	ok Yksek Sıcaklık Reaktr Sistemi

1. Giriş:

Günümüzde elektrik üretmek için işletilen nükleer güç reaktörleri (LWR, PWR, CANDU) genellikle, düşük zenginlikte uranyumdan (%3-3,5 oranında U-235) yapılmış yakıt kullanmaktadır (Çizelge 1.1). Nükleer yakıtların en önemli avantajları, 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 yakıtın bir kez kullanımı sonucunda “yüksek seviyeli atık” adını verdiğimiz uranyum-ötesi (Pu, Am, Np, Cm) 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 kullanımı sonucunda ortaya çıkmaktadır.

Kullanılmış nükleer yakıtlar reaktörden çıkarıldıktan sonra radyoaktif bozunma işlemi bir süre daha devam ettiği için soğutmayı gerektirecek ölçüde ısı üretirler ve bu nedenle de reaktörden alındıktan sonra derin su havuzlarında soğutularak muhafaza edilirler. Tasfiye öncesi kullanılmış yakıtlar, önce camlaştırılarak paslanmaz çelik (veya titanyum) silindirlere sonra da bu silindirler metal muhafazalara konmaktadır. Böyle bir tasarımda, dış kabın delinmesi ve radyoaktif çekirdeklerin çevreye yayılarak besin zincirine girmeleri olasılığı, yok denecek kadar azdır. Çünkü cam kırılrsa dahi, sadece kırılma yüzeyindeki radyoaktif çekirdekler açığa çıkar ve cam bünye içindekiler dışarı sızmaz. Nükleer atıkların yıllar boyunca dünya üzerindeki biyolojik hayatla karşılıklı etkileşimde bulunmamasını sağlamak için yeryüzünün 500 ile 1500 m altında özel olarak seçilmiş jeolojik oluşumlarda inşa edilen ve büyük bir maden işletmesini andıran depolara gömülmektedir.

Nükleer sektör son yıllarda atık teknolojisinde önemli gelişmeler kaydetmiştir ve modern radyoaktif atık depolama teknolojileri, oldukça yüksek güvenlik kriterlerini sağlamaktadır. Nükleer atıklar genel olarak düşük, orta ve yüksek seviyeli atıklar olarak sınıflandırılır. 1000 MWe gücünde, %75 yük faktörü ile çalışan ve yılda 6,6 milyar kWh enerji üreten bir nükleer güç santrali için yıllık radyoaktif atık miktarları, düşük seviyeli radyoaktif atıklar için 460 ton, orta seviyeli radyoaktif atıklar için 310 ton ve yüksek seviyeli radyoaktif atıklar için 27 tondur.

Radyoaktif atıkların çevre ve insan sağlığını etkilememesi, insanların ve çevrenin en etkin şekilde korunması amacıyla bütün dünyada çalışmalar sürmektedir. Amerika'da çalışan 100'e yakın reaktör çalışma ömürleri boyunca yaklaşık 87.000 ton atılmış veya kullanılmış yakıt üretecektir. Bu atıkların 60.000 tonu Nevada eyaletinde bulunan Yucca Dağı'nın altında hazırlanan jeolojik depolama bölgesine gönderilecektir, diğer bir 10.000 tonu korunması gereken atıklardır. Bu arada Amerika'nın yanı sıra Avrupa ve Japonya'da da resmi ya da devlet destekli araştırma kurumları uzun vadeli bir çözüm olarak nükleer santral atıklarını zararsız hale getirecek sistemler üzerinde çalışmaktadır.

Ticari reaktörlerin ürettiği atıkların en radyoaktif, en zehirli ve tehlikelisi olan plutonyum, nükleer enerji üretiminin kaçınılmaz bir sonucudur. Nükleer bombalarda kullanılacak fisil (filyon yapabilen) maddelerden günümüzde en çok tercih edileni, plutonyumdur. Bir nükleer bombada bulunan plutonyumun %20'si filyon yapar, kalanı ise saf toz olarak atmosfere yayılır. Günümüze kadar yapılan nükleer bomba denemelerinden, bu yöntemle, atmosfere 5.000 kg kadar plutonyum yayılmıştır ve bunun 4.000 kadar kanser vakasına yol açması beklenmektedir [1]. Nükleer silahların sökülmesinden ortaya çıkan (yüksek oranda zenginleştirilmiş ^{239}Pu ve ^{235}U) stratejik malzemenin yok edilmesi de bir başka sorundur. Askeri alanlardaki plutonyum stoğunun ortadan kaldırılması için özel sistemler tasarlanmaktadır.

Dünya'da çalışan 439 reaktör (Çizelge 1.2) olduğu düşünülürse, alternatif temiz nükleer enerji üretimi ve şu anda çalışan reaktörlerde kullanılmış olan 250 000 tondan fazla yakıtın yok edilmesi gerekmektedir. Depolama alanlarındaki atık miktarını azaltmak, harcanmış yakıtta bulunan uranyum-ötesi elementleri kullanmak üzere tekrar işleyerek geri kazanmak ve uzun ömürlü filyon ürünlerini zararsız hale getirmek için yeni nesil nükleer reaktörler üzerinde çalışılmaktadır. Son zamanlarda hızlandırıcı teknolojisindeki ilerlemelere paralel olarak nükleer atık dönüşümü ve enerji üretimi için hızlandırıcı güdümlü sistemlere (ADS; Accelerator Driven System) olan ilgi artmıştır.

ÜLKELER	1987	1988	1989	1990	1991
A B D	13.340	12.800	13.730	11.400	16.000
ALMANYA	3.300	3.300	3.300	3.300	3.300
ARJANTİN	100	100	100	147	150
B D T	-	-	6.800	7.000	7.500
BELÇİKA	960	960	950	950	950
BREZİLYA	110	110	110	110	140
BULGARİSTAN	-	-	700	700	700
ÇEKOSLOVAKYA	-	-	730	730	930
ÇİN	0	0	0	0	50
FİNLANDİYA	270	270	480	572	485
FRANSA	5.900	6.500	7.200	7.200	7.300
G.AFR. CUM.	270	270	270	270	270
HİNDİSTAN	-	-	220	220	255
HOLLANDA	100	100	95	95	95
İNGİLTERE	2.400	2.300	1.900	2.000	2.000
İSPANYA	1.301	1.393	1.100	1.124	1.233
İSVEÇ	1.300	1.400	1.400	1.400	1.500
İSVİÇRE	570	529	529	570	570
JAPONYA	4.900	5.300	6.600	6.900	7.100
KANADA	1.600	1.700	1.800	1.900	1.900
KORE	500	500	1.040	1.158	1 23
MACARİSTAN	-	-	420	40	420
MEKSİKA	-	-	145	111	120
PAKİSTAN	-	-	15	5	15
ROMANYA	0	0	0	0	75
SLOVENYA	-	-	102	102	102
TOPLAM	36.921	37.532	49.736	48.394	54.378

Çizelge 1.1. Yıllar itibariyle, dünyadaki Uranyum tüketimleri (Ton U) [2]

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

Çizelge 1.2. Dünyadaki nükleer güç üretim tesisleri [3]

C. Rubia ve arkadaşları 1990 yılında, bir hızlandırıcıdan gelen protonları kritikaltı reaktöre yerleştirilen hedefe göndererek nötron üretimiyle hızlandırıcının harcadığı enerjiden daha yüksek enerji üreten Enerji Yükseltici (EA) [4] adını verdikleri bir sistemin temelini oluşturdular. Doğada % 100 oranında bulunan ²³²Th, bu sistemde dönüştürüldüğü fisil çekirdekten (²³³U) fisyon enerjisi elde edilebilirliğinin mümkün olduğunu kanıtlamışlardır.

Toryum, 21. yüzyılın en stratejik maddesi olması nedeniyle, yapılması planlanan yeni tip nükleer enerji santrallerinde bir numaralı yakıt olarak kullanılacak, bu durum trilyonlarca varil petrole eş değerde bir enerji karşılığına denk gelmiş olacaktır. Belirtildiği gibi yeni nesil nükleer santraller, uranyum yakıtının yanı sıra, toryum elementi gibi daha tehlikesiz, verimli ve problemsiz yakıtların dönüşüme uğrayarak yakılması, bu tür enerji santrallerinin önemini bir kez daha ortaya koyacaktır.

Yerkabuğunda uranyumdan dört kat daha fazla olan toryum tek başına nükleer yakıt olarak kullanılmaz. Fertil (üretken) bir izotop olan ^{232}Th 'nin bir nötron yakalayarak fisyon yapabilen bir izotop olan ^{233}U 'ya dönüştürülmesi gerekir. Toryum'un yakıt olarak kullanılmasının bir çok avantajı vardır. Yakıt olarak ^{238}U 'ya göre ^{232}Th 'un seçilmesi, plutonyum üretimini önler. Ayrıca yüksek yanma oranında çalışabilir, bu da yakıtın reaktörde kalma süresini yani yakıtın yeniden yükleme periyodunu uzatarak tesisin kapasite faktörünün artmasına katkı sağlar. İzotropik zenginleştirme işlemine gerek duyulmadığı için yakıt maliyeti düşüktür. Toryumun ışınlanması yani nötronlarla bombardımanı sonucunda yüksek atom numaralı aktinitler (Np, Pu, Am, Cm gibi) çok az miktarlarda üretilir.

Hızlandırıcı Güdümlü Sistemler'de elde edilen hızlı nötron spektrumu toryumun nükleer yakıt olarak kullanılmasına imkan vermektedir [5]. Toryumlu yakıt denemeleri 1960 yıllarının ortalarında başlamış olmasına rağmen güç reaktörlerinde kullanılmasına 1976 yılında başlanmıştır. Almanya, Hindistan, Japonya, Rusya Fed., İngiltere ve ABD'de araştırma-geliştirme çalışmaları bulunmaktadır. Dünya'da bulunan toryum rezervleri Çizelge 1.3'de görülmektedir. Türkiye'de M.T.A. Genel Müdürlüğü tarafından geçmiş yıllarda yapılan aramalar sonucunda Eskişehir, Sivrihisar-Kızılcaören yöresindeki nadir toprak elementleri ve toryum kompleks cevher yatağında 380.000 ton görünür ThO_2 rezervi saptanmıştır [2]. Ayrıca Türkiye'deki Toryum yataklarının zenginliği, Toryumun kullanıldıktan sonra ortaya çıkan küçük aktinitlerin (Am, Np...) yeniden kritikaltı reaktörde kullanılabilir olması gibi bir çok faktörlerden dolayı, Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlere özel önem verilmesi gerektiği açıktır.

ÜLKELER	ÇIKARILABİLİR	BELİRLENMİŞ*
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.

Çizelge 1.3. Dünyadaki Toryum rezervleri (ton) [6]

Hızlandırıcı Güdümlü Sistemin kritikaltı ($k < 1$) durumda çalışması ve hedefe gönderilen demetin akımı kesildiğinde reaktörde meydana gelen reaksiyonların kesilmesi 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. Nötron üretmek için hedef, kritikaltı reaktör, yakıt ve yüksek güçlü hızlandırıcılar Hızlandırıcı Güdümlü Sistemi oluşturan başlıca elemanlardır. Hızlandırıcıdan çıkan yüksek enerjili (1-1,5 GeV) protonlar hedefe (Pb, Pb-Bi, W, Hg, Ta...) çarparak nötron üretirler. Bu nötronlar, kritikaltı reaktöre yerleştirilen yüksek seviyeli atıklarla etkileşerek dönüşüm işlemini gerçekleştirmektedir. Protonları kullanarak nötronların üretilmesi yoluyla hızlandırıcıya dayalı enerji üretimi (Enerji Yükseltici), nükleer atık dönüşümü ve trityum üretimi bakımından endüstriyel ölçekte bir çok uygulama alanları ortaya çıkarmıştır.

Reaktörden alınan harcanmış yakıt içerisinde tekrar kullanılabilir bir miktar yanmamış yakıt ve yüksek seviyeli radyoaktif atık bulunmaktadır. Tekrar kullanılabilir yakıtın işlenerek dönüştürülmesi ve yüksek seviyeli atık içerisindeki uzun yarı ömürlü atıkların ayrılması işlemine ayırma ve dönüşüm denir. Böylece reaktörlerde kullanılan yakıt verimli ve etkin bir şekilde kullanıldığı gibi atıkların kontrolü de sağlanmış olur.

2. AYIRMA VE DÖNÜŞÜM

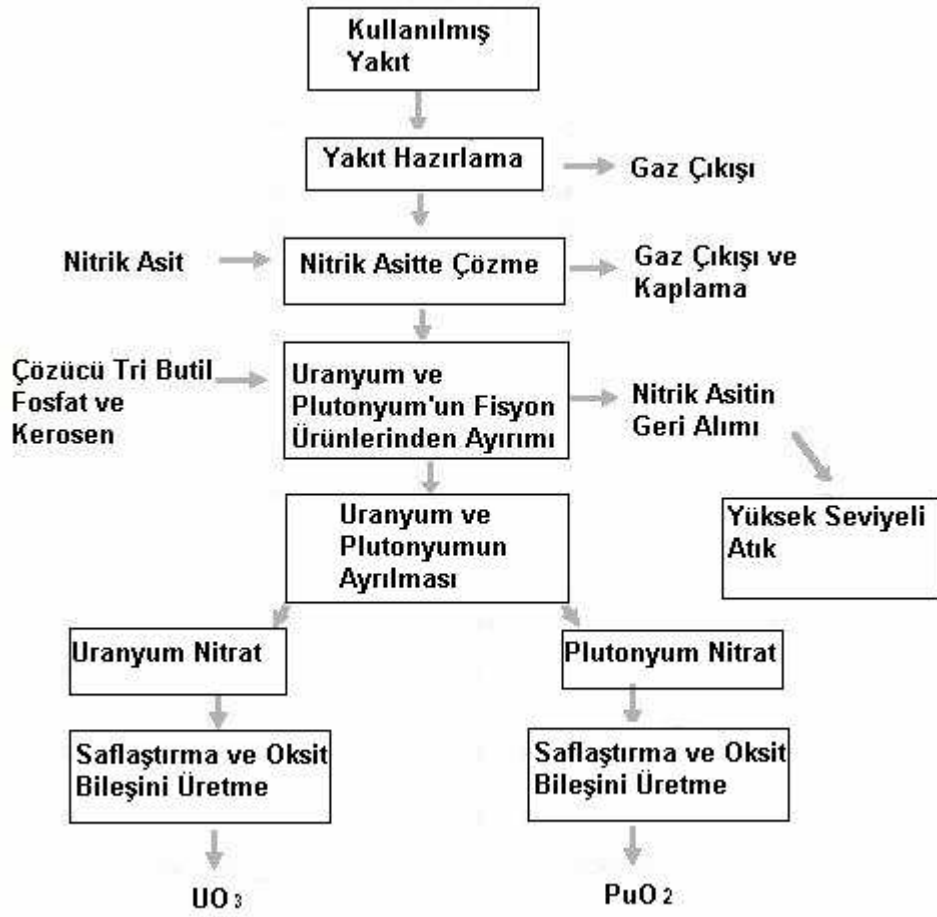
2.1. Ayırma İşlemi

2.1.1. Sulu Ayırma İşlemi

Ayırma ve geri alma işleminin temel amacı uzun ömürlü nükleer atıkların tekrar işlenerek miktarının azaltılmasıdır. Nükleer atıklar dönüştürülmeden önce kullanılmış yakıt çubuklarında bulunan bazı önemli çekirdeklerin ayrılması gereklidir. Genel olarak ayırma işlemi, kullanılmış yakıtta bulunan uzun ömürlü fisyon ürünleri ve radyoaktif aktinitlerin kontrollü ayırma metotlarıyla istenilen izotoplarının seçilmesidir. Uzun ömürlü radyoaktif çekirdeklerin harcanmış yakıttan ayrılması için uygulanan iki farklı metot vardır. Bunlardan biri sulu (hydrochemical) diğeri ise susuz (pyrochemical) kimyasal ayırma metodudur. Purex metodu harcanmış yakıttan plutonyum ve uranyumun ayrılması için uygulanan en önemli sulu geri alma tekniğidir.

1000 MWe gücündeki bir Hafif Su Reaktör'ünde (LWR) yılda yaklaşık 26 ton kullanılmış yakıt üretilir. Bu reaktörden alınan kullanılmış yakıt % 95 U (% 0,9 zengin), %1 Pu, %4 fisyon ürünleri ve az miktarda aktinitleri içerir. Bu yakıtın içerdiği uranyumun % 0,9'u ve plutonyumun % 75 kadarı fisildir (% 59 Pu-239 ve % 16 Pu-241). Ayırma işlemiyle yakıtın toplam % 96'sını oluşturan uranyum ve plutonyum elde edilebilir.

Hemen hemen bütün ayırma tesisleri solvent ekstraksiyonu (çözücüyle ayırma) metodunu kullanır. İlk aşamada yakıt elemanları küçük silindirler şeklinde kesilir ve bir sepete konarak nitrik asit ile yıkanır, nitrik asit yakıt elemanının et kısmını çözer, zarf tabakası katı atık olarak sepette kalır. Bu çözelti filitre edildikten sonra ekstraksiyon kolonlarında Tri-Butil-Fosfat (TBP) içeren bir organik çözücü ile temasa getirilerek uranyum ve plutonyumun organik faza transferi sağlanır. Fisyon ürünleri ve aktinitlerin çoğu sulu fazda kalır. Daha sonra plutonyumun indirgenmesi yoluyla (+3 değerlikli Pu organik fazda tutunamaz) uranyum ve plutonyumun birbirinden ayrılması sağlanabilir ve son aşamada çok seyreltik nitrik asit çözeltisi ile organik faz yıkanarak uranyum da sulu faza alınır. Purex metodu (Şekil 2.1) olarak bilinen bu işlemler ayırma ve geri işleme uygulamasının temelini oluşturur [7].



Şekil 2.1 Purex Ayırma ve İşleme Metodu [8]

Purex solvent ekstraksiyon metodu şu bölümlerden oluşmaktadır:

Ekstraksiyon: U, Pu ve fisyon ürünlerinden oluşan sulu çözelti bir seyreltici içerisinde olan Tri-Butil-Fosfat (TBP) ile temas ettiği zaman, U ve Pu'nun hemen hemen hepsi çözücünün olduğu organik faza geçmektedir. Dağılım katsayılarının farklılığından dolayı, fisyon ürünleri sulu fazda kalmaktadır. Bu işleme "ekstraksiyon" denir ve istenilen ve istenilmeyen ayrımı ilk olarak bu aşamada yapılır.

Scrubbing: Ekstraksiyon işleminden ayrılan U, Pu ve az miktarda fisyon ürünleri ile yüklü olan organik akıntı HNO_3 çözeltisi ile temas ettiğinde, fisyon ürününün büyük bir kısmı ve çok az da olsa U ve Pu'nun bir kısmı organik akıntıdan sulu faza geri dönmektedir. Bu işleme "scrubbing" denir. Ayrıca U ve Pu'nun fisyon ürünlerinden temizlenmesi bu aşamada gerçekleştirilir.

Geri yıkama: U ve Pu ile yüklü olan çözücü faz seyreltik HNO_3 çözeltisi ile temas ettiğinde, HNO_3 'ün düşük konsantrasyonlarında U ve Pu'nun dağılım katsayılarının az olmasından dolayı, U ve Pu'nun tamamı sulu faza geçer. Bu işlem "geri yıkama" olarak adlandırılır ve istenilen ürün daha sonraki aşamalarda kullanabilmek için en uygun hal olan sulu fazdadır [9].

2.1.2 Susuz Geri Alma İşlemi

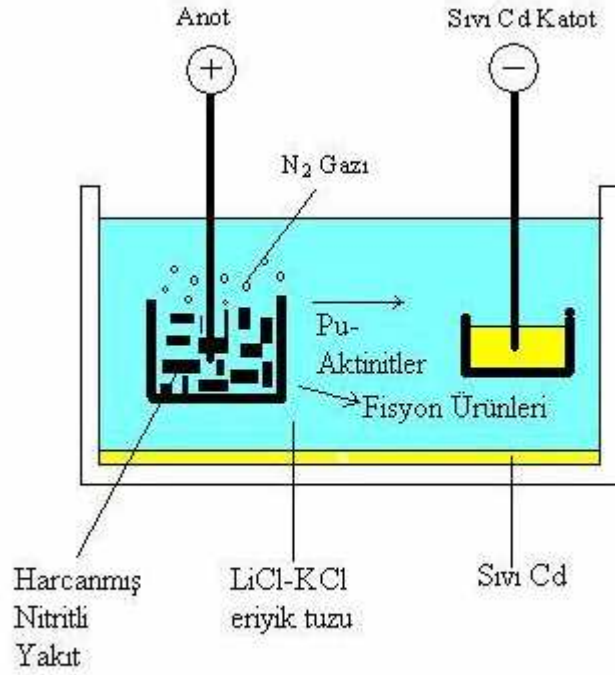
Sulu geri alma metoduna alternatif olarak eriyik tuzunda ayırma işleminin yapıldığı susuz (pyrochemical) geri alma tekniği kullanılmaktadır (Şekil 2.2). Bu teknolojinin temeli elektro-ayırma ya da birbirine karışmayan eriyik tuz-metal fazı arasındaki dağılıma dayanmaktadır. Kullanılmış yakıtların geri alımı için uygulanan sulu ayırma tekniklerine kıyasla susuz ayırma tekniklerinin en yaygın avantajları, geri alma bölümü ve ışınlama bölümü arasında birleşik bir sistem oluşturması için araç ve gereçlerin daha yoğun bir şekilde olmasına imkan sağlamaktadır. Böylece nükleer materyallerin taşınması önemli miktarda azaltılmıştır. Özellikle oksit yakıtlar (uranyum-ötesi elementlerle karıştırılmış, inert-matris, bileşik) ve metal yakıtlar için ayrıca nitrit ya da toryuma dayalı yakıtlar için bu metod tercih edilmektedir. Bunlara ek olarak sulu ayırma metodundaki organik çözücüye kıyasla susuz metotdaki tuzun radyasyon dengesi yüksek oranda aktif olan harcanmış yakıtdaki aktinitlerle ilgili önemli bir avantaj sağlamaktadır [10].

Susuz geri alma metodunda radyoaktif atık sıvısından önemli çekirdekleri ayırmak için bazı yöntemler kullanılmaktadır. Bunlar, buharlaştırma, birbirine karışmayan metal-metal fazları ya da metal-tuz fazları kullanarak sıvı-sıvı ayırma yöntemi, eriyik tuzunda elektro-ayırma yöntemi ve küçük kristalleştirme yöntemleridir. Genel olarak, bu yöntemler klorid ya da florid ($\text{LiCl}+\text{KCl}$ veya $\text{LiF}+\text{CaF}_2$) gibi düşük erime noktasına sahip eritilmiş tuzların kullanımı ya da Cd, Bi, Al gibi eritilmiş metallerin kullanılması temeline dayanmaktadır. Susuz geri alma işleminin çalışma sıcaklığı yüksek olduğu için kısa soğutma sürelerine sahip yüksek oranda yanmış yakıtta kolaylıkla uygulanabilir.

Eritilmiş tuz banyosunda bulunan aktinitlerin ayrılması, tuz banyosu ve eriyik metal (Li gibi) arasında ya da tuz banyosunda oksidinin çökertilmesiyle katot üzerinde elektro-kaplama yöntemi kullanılarak yapılır. Bir çok susuz geri alma tekniği daha önceki dönemlerde geliştirilmiştir. Bunlardan biri Amerika'nın Argonne Laboratuvarları'nda (ANL) geliştirilen 1963-1994 yılları arasında çalıştırılan deneysel hızlı reaktör olan EBR-II'den alınan harcanmış yakıtın susuz geri alma tekniğinin uygulan yöntemidir. Aslında bu metot bir ayırma ve dönüşüm uygulamasıdır. Çünkü ne plutonyum ne de diğer fisil uranyum-ötesi elementlerin geri dönüşümünü sağlamak için tekrar kazanılmaktadır. Bu metot, harcanmış yakıtın tamamen yok edilmesini azaltmak için kullanılır. Aksi takdirde kullanılmış yakıt doğrudan jeolojik depolamanın yapıldığı alanlara gönderilecektir.

Harcanmış uranyum metal yakıtı, $\text{LiCl}+\text{KCl}$ eriyik banyosunda çözülür ve katı katot üzerinde toplanır. Paslanmaz çelik kaplama ve önemli metal fisyon ürünleri anotta kalır daha sonra kararlı metalik atık biçimine getirmek için eritilerek biriktirilir.

Uzun ömürlü fisyon ürünleri ve aktinitler için ayırma teknikleri sulu ve susuz ayırma teknikleri üzerinde laboratuvar araştırmaları devam etmektedir. Amaç fisyon ürünlerinde $> \% 95$ ve aktinitlerde $> \% 99.9$ ayırma verimi elde etmektir [11].

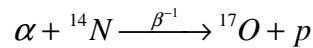


Şekil 2.2. Susuz ayırma yöntemi. [12]

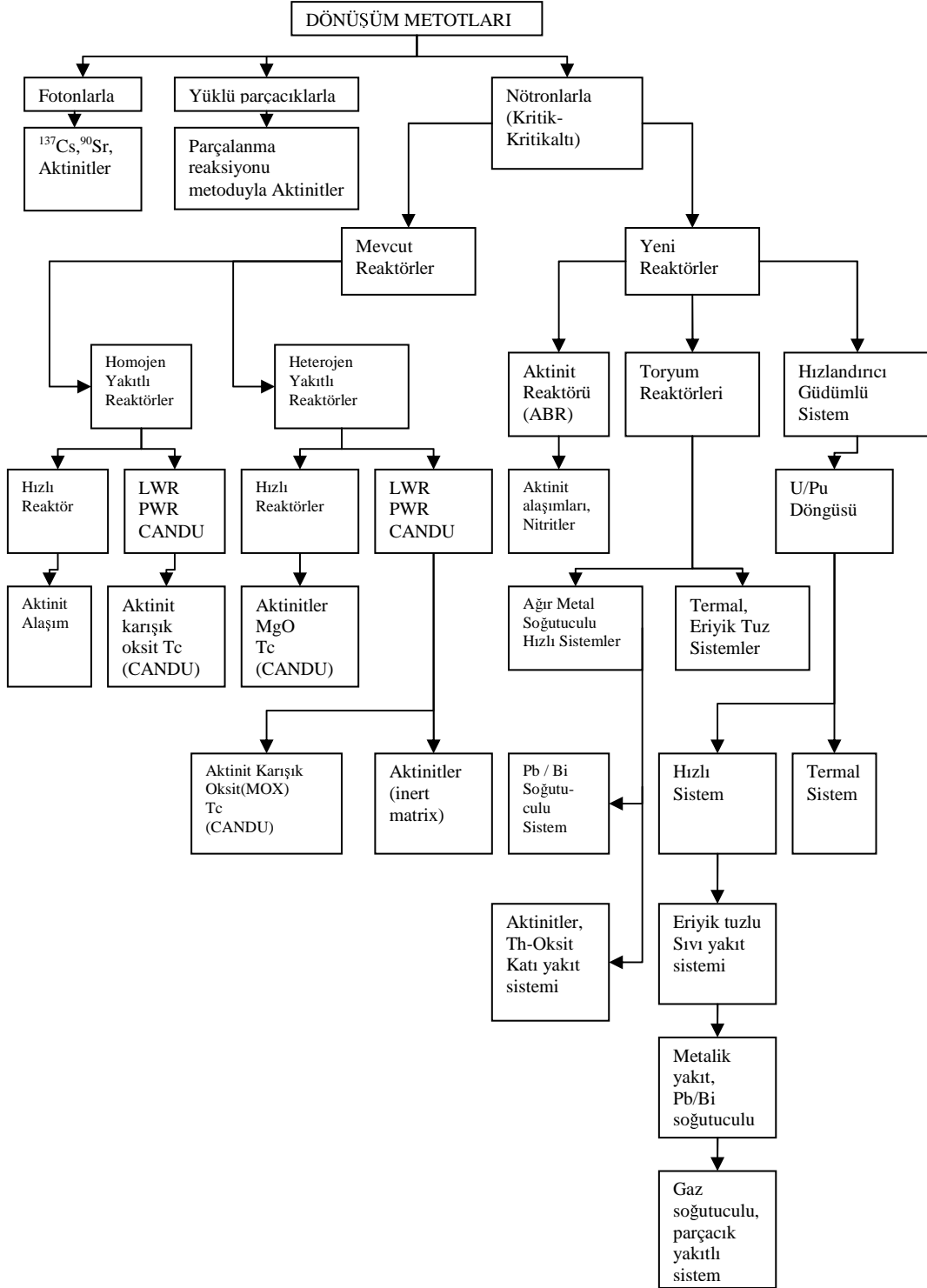
2.2. Dönüşüm İşlemi

Dönüşüm, nükleer reaksiyonlar (fisyon, nötron yakalama gibi) yoluyla atom çekirdeğinin yapısında meydana gelen değişikliklerle bir çekirdeğin bir başka çekirdeğe dönüşmesidir. Nükleer yakıt çevirimi (Şekil 2.3) sonucunda oluşan uzun ömürlü radyoaktif çekirdekler daha kısa ömürlü ya da kararlı çekirdeklere dönüştürülebilir.

Nükleer dönüşüm, ilk kez 1919'da Rutherford tarafından havadaki ^{14}N 'ün alfa parçacıklarıyla bombardımanı ile ^{17}O 'yi elde etmesi sonucunda olmuştur [13].



Frederic Joliot ve Irene Curie 1933'de kararlı bir element olan Alüminyum'un alfa parçacıkları ile bombardımanı sonucu yapay olarak radyoaktif olabileceğini kanıtladılar [14]. E. O. Lawrence'ın siklotron hızlandırıcısını icadından sonra yüklü parçacıkların daha ağır elementlerin çekirdeklerine girmesi için geçmesi gereken Coulomb engeli aşılmış oldu [15]. İtalya'da Enrico Fermi ve



Şekil 2.4. Nükleer Dönüşüm Metotları. [18]

Atık izotoplarının dönüşümü için bir çok farklı tipte nükleer parçacık kullanılmasına rağmen enerji dengesi açısından atıkların dönüşümünde en etkin yol nötron reaksiyonlarıdır.

Nötronlarla dönüşüm 4 farklı sistem kullanılarak yapılmaktadır.

- 1) Termal Reaktörler
- 2) Hızlı Reaktörler
- 3) Füzyon-Fisyon (Hibrit) Reaktörleri
- 4) Hızlandırıcı Güdümlü Sistem (HGS)

2.2.1. Termal Reaktörlerde Dönüşüm

Fisyon, bir nötronun uranyum gibi ağır bir element atomunun çekirdeğine çarparak yutulması, bunun sonucunda bu atomun kararsız hale gelerek daha küçük iki ayrı çekirdeğe bölünmesi reaksiyonudur. Burada çekirdeğin “**kararsız**” olması demek, çekirdek içindeki proton ve nötron sayıları arasında fark oluşması ve bu nedenle çekirdekte bir dengesizliğin meydana gelmesi demektir.

Fisyon, bir çekirdek tepkimesidir. Fisyon sonucunda ortaya çıkan ürünlere “**fisyon ürünleri**” denir. Bunların bazıları radyoaktiftir. Bir nötron yutulması ile başlayan fisyon tepkimesi sonucunda, büyük miktarda enerji ile birlikte, birden fazla (yaklaşık 2,43 nötron) nötron ortaya çıkar. Açığa çıkan nötronlar, diğer uranyum çekirdeklerini de etkiler ve gittikçe hızlanan bir tepkimeler zinciri ortaya çıkar. Böyle tepkimelere “**zincir tepkimesi**” denir. Bölünme reaksiyonu sonucu açığa çıkan nötronların etkili bir şekilde kullanılabilmesi için bölünmeye yatkın izotoplarla etkileşme olasılıklarını arttırmak gerekir. Bu nedenle bölünme reaksiyonlarından açığa çıkan hızlı nötronlar moderatör adı verilen yavaşlatıcı malzemeler yardımı ile yavaşlatılarak bölünmeye yatkın malzemelerle etkileşim olasılıkları artırılır. Diğer bir malzeme de yansıtıcı (reflector) dır. Bu malzeme korun etrafına yerleştirilerek nötronların sistemden dışarı kaçma olasılıklarını azaltmak için kullanılır. Moderatör malzemesi aynı zamanda yansıtıcılık işlevini de görebilir. Sonuçta oldukça büyük bir enerji açığa çıkar. Bu reaksiyon sonucu açığa çıkan bölünme enerjisi yaklaşık 200 MeV' dir. Nükleer santrallerde üretilen elektrik, fisyon'daki zincir tepkimesinin yavaşlatılması sonucu elde edilir [16].

Bir nükleer reaktörde bu zincirleme reaksiyon, çok daha yavaş ve kontrollü olarak gerçekleşir. Fakat fisyon sonucu açığa çıkan nötronlar hızlıdır. Fisyon'dan çıkan hızlı nötronların yavaşlatıldığı reaktörlere, "**yavaş**" anlamında, "**termal**" reaktör denir. Bu durum aslında reaktörün değil, reaktör kuru (kalbi) içinde hareket eden nötronların enerjisinden (0,025 eV) dolayı yavaş olduğunu ifade etmektedir.

Günümüzde, elektrik üretimi için kullanılan santrallerin büyük bir bölümü Basıncılı Su Reaktörü (PWR), Kaynar Su Reaktörü (BWR) ve Basıncılı Ağır Su Reaktörüdür (CANDU). Bunlardan ilk ikisi, hafif su soğutmalı termal reaktör (LWR) sınıfına girer, moderatör ve reflektör malzemesi olarak da hafif su kullanılır. Hafif su reaktörlerinde açık ve kapalı olmak üzere iki tip yakıt çevrimi vardır. Açık yakıt çevriminde, kullanılmış yakıt içinde plutonyum ve uranyumun kazanılarak tekrar hafif sulu reaktörde ya da hızlı reaktörlerde kullanılır. Kapalı çevrimde ise hafif sulu reaktörlerde kullanılmış yakıtın yeniden işletilmesi yapılmaksızın doğrudan depolanması yapılır. Üçüncü reaktör tipi ise dünyada ilk olarak Kanada'da elektrik üretimi için kurulan ve soğutucu olarak ağır su kullanan Basıncılı Ağır Su Reaktörü'dür. Ağır sulu reaktörlerde yakıt çevrimi, hafif sulu reaktörlerle karşılaştırıldığında önemli fark ağır sulu reaktör yakıtlarında zenginleştirme yapılmaması ancak üretilen enerji başına daha fazla kullanılmış yakıt ve plutonyum ortaya çıkmasıdır.

Nükleer reaktörlerde fisyon ve diğer reaksiyonların meydana gelmesi için etkileşen parçacık ile atomun tesir kesitinin bilinmesi gerekir. **Tesir kesiti**, atom'a gönderilen parçacıkla atom'un nükleer reaksiyon yapma olasılığının bir ölçüsüdür. Termal reaktörlerde kullanılan termal nötronların aktinit izotoplarıyla reaksiyon tesir kesiti hızlı nötronların sahip olduğu reaksiyon tesir kesitinden daha büyüktür.

Aktinitler, Aktinyum elementinden (^{57}Ac) sonra gelen ve 4f orbitallerinin dolmasıyla oluşan 14 elementin oluşturduğu seridir. Termal nükleer reaktörlerde ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am gibi uzun yarı ömürlü aktinit izotoplarının dönüşümü için en uygun yöntem **nötron yakalama** reaksiyonlarıdır. Bu reaksiyon, termal reaktörde nötronun atom çekirdeğine dahil olmasıyla gerçekleşir. Bu aktinit izotoplarının dolaylı bir yolla yakılmasıyla yani nötronlarla bombardıman edilmesiyle çok yüksek tesir kesitli ve daha ağır bozunum ürünleri olan ^{238}Pu , ^{239}Pu , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Cm ve ^{245}Cm gibi izotoplar oluşur.

Reaktör korunda yüksek nötron yakalama tesir kesitli küçük aktinitlerin oluşması yakıtın aktifliğini azaltacak ve daha fazla fisil zenginleştirme gerektirecektir. Yakıtın aktifliği fisil çekirdeklerin reaktörde bulunmasıyla artırılabilir.

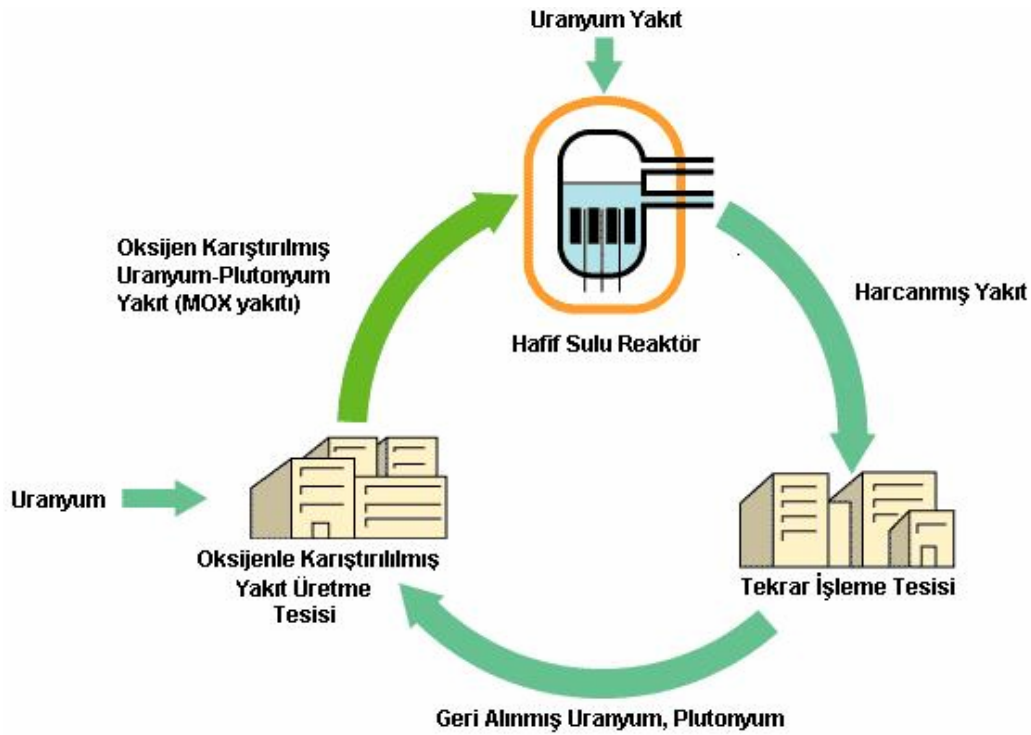
Atom numarası 57 olan lantan ile atom numarası 71 olan lutesyum arasında yer alan Lantanidler nadir toprak elementleri olarak isimlendirilirler. Reaktörde bulunan nadir toprak elementlerinden Am ve Cm gibi elementlerin ayırma matotlarıyla çıkarılmasıyla aktivite azaltılır. Am ve Cm'den nadir toprak elementlerinin ayrılması nötron ekonomisi açısından gerekli olmaktadır.

Küçük aktinitlerin geri dönüşümüyle ilgili iki tip yöntemden bahsetmek mümkündür. Birincisi homojen dönüşüm diğeri ise heterojen geri dönüşüm yöntemidir. Heterojen reaktörlerde yakıt ve yavaşlatıcı ayrı kümeler halinde, homojende ise karıştırılmış halde bulunur.

Heterojen dönüşüm, yaklaşık olarak homojen dönüşümle aynı miktarda küçük aktinitleri dönüştürebilir ve küçük aktinitlerin bulunduğu yakıt çubuklarının sayısını en aza indirebilir. Ancak, yüksek yoğunluklu küçük aktinitlerle yüklenmiş yakıt sisteminin termal karakteristiği yüzünden, özel olarak tasarlanmış yakıt çubuklarının ve yakıt sisteminin kullanımını gerektirmektedir. Bu durumda şiddetli nötron spektrumu dönüşümün önemli derecede azalmasına neden olabilir.

^{99}Tc (2,11E+5 yıl) ve ^{129}I (1,57E+7 yıl) gibi bazı uzun ömürlü fisyon ürünleri de nötron yakalama reaksiyonlarıyla kararlı izotoplara dönüştürülebilir. Bu çekirdekler için termal nötron tesir kesitleri hızlı nötronların tesir kesitinden daha büyüktür. Fakat verimli bir şekilde dönüştürmek için yeterince büyük değildir. ^{99}Tc ve ^{129}I 'un etkin bir şekilde dönüşümü için yüksek akıllı termal reaktörlere gereksinim duyulmaktadır [19].

Bir çok ülkede plutonyum'un ortadan kaldırılması için oksijen karıştırılmış (MOX) yakıt kullanılmaktadır (Şekil 2.5). Amerika'da şu an çalışmakta olan yaklaşık 100 tane hafif sulu reaktör bulunmaktadır. Hafif sulu reaktörlerin yaygın olarak bir çok ülkede bulunması plutonyum miktarının azaltılması açısından bir diğer seçenektir [20].



Şekil 2.5. Hafif Sulu Reaktörlerde dönüşüm [17]

2.2.2. Hızlı Reaktörlerde Dönüşüm

1960 ve 1970 yılları arasında bir çok bilim adamı oksijen karıştırılmış (MOX) yakıt kullanan hızlı üretken reaktörler üzerinde uranyum-plutonyum yakıt döngüsünün geliştirilmesi için çalışmıştır. Prensip olarak hızlı nötron akı spektrumunu kullanan bu reaktörlerde bütün aktinitler fisyon yaparak dönüştürülebilir. Bu özel tip hızlı nötron reaktörü plutonyum tüketimini maksimum düzeyde yapabilmektedir [21].

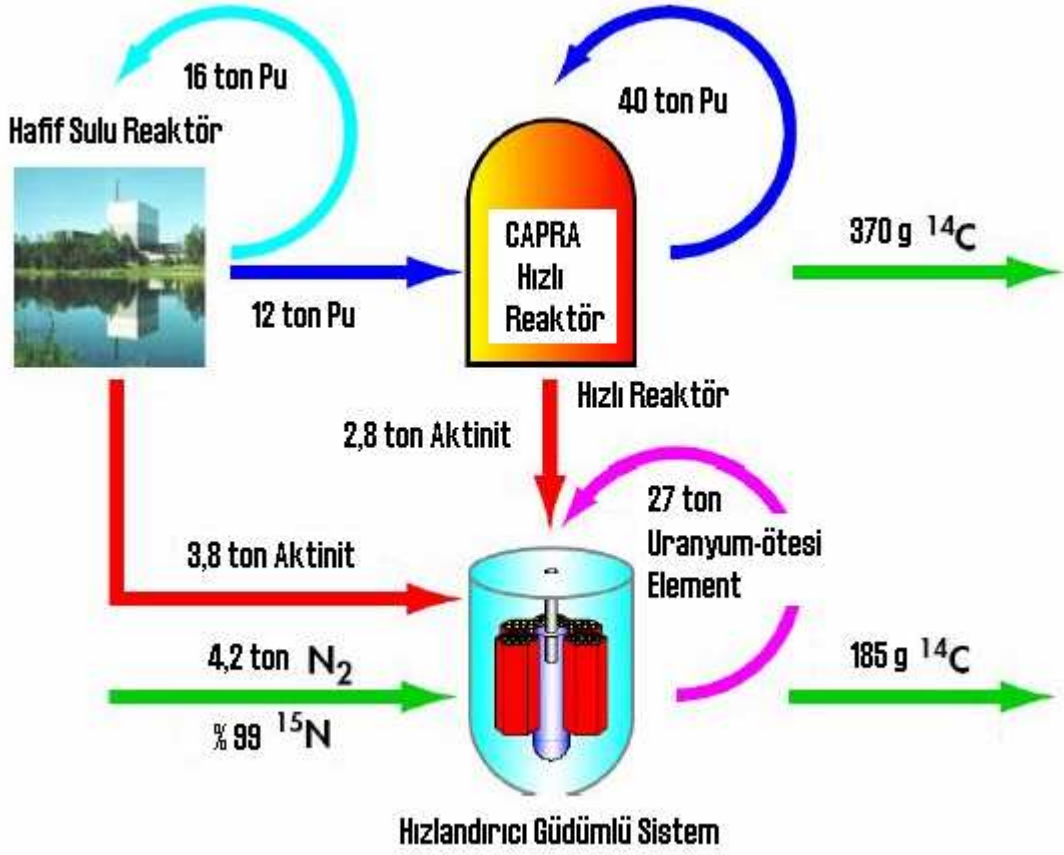
Hızlı nötronların reaksiyon tesir kesitleri termal nötronlarınkinden daha küçüktür. Nötron yakalayarak daha yüksek kütle numaralı aktinitlerin oluşması termal nötronlarla olana kıyasla hızlı nötronlarla daha küçüktür. Şiddetli nötron spektrumlu hızlı nötron reaktörlerinde termal reaktörlerde olduğu gibi küçük aktinitler atık materyal yerine ek fisyon yapabilen kaynaklardır. Ancak, küçük aktinitlerin yükleme miktarı, soğutucu-boşluk katsayısı, Doppler katsayısı, etkin gecikmiş nötron fraksiyonu ve hızlı nötron yaşam zamanı gibi güvenlik fizik parametreleri nedeniyle özellikle sınırlı tutulur.

Hızlı reaktör koruna küçük aktinitlerin yüklenmesi üç şekilde yapılmaktadır. Bunlar sırasıyla homojen, heterojen ve hibrid yükleme metotlarıdır. Homojen metotta reaktör korunda bütün yakıt boyunca küçük aktinitler aynı şekilde dağılmıştır. Heterojen metotta yoğun küçük aktinitli yakıt çubukları reaktör koruna yüklenmektedir. Hibrid yükleme metodu ise homojen ve heterojen metodun birleştirilmesidir. Bu metotta örneğin Np çekirdeği reaktörün kor bölgesine aynı şekilde yüklenip ve Am, Cm içeren az miktardaki yakıt çubuğu da blanket bölgesine yüklenmektedir [22].

Fransa'da bulunan CEA (Commissariat a l'energie atomique) tarafından 1992'de yürütülen CAPRA reaktör projesinde (Şekil 2.6) yakıttaki plutonyum konsantrasyonunun artışı, plutonyum yakan hızlı üretken reaktörlerle azaltılmıştır. Buna paralel olarak küçük aktinitlerin yakılması SPIN projesi altında yürütülmüştür [23].

CEA tarafından 1450 MWe'lik LMFBR (Sıvı Metal Soğutuculu Hızlı Üretken Reaktör) teknolojisine dayalı iki tip dönüşüm kavramı tasarlanmıştır. Birincisi aktinitlerin homojen yüklendiği diğeri ise Am ve Np'ların ayrı yüklendiği heterojen dönüşümdür.

Teknik olarak hızlı üretken reaktörlerin şiddetli nötron enerji spektrumlu ve yüksek nötron akılı olması küçük aktinitlerin dönüşümü açısından önemlidir. Ayrıca uzun ömürlü fisyon ürünleri de (^{99}Tc , ^{129}I) uygun enerjili nötronlar kullanılarak hızlı reaktörlerde dönüştürülebilir.



Şekil 2.6. Hızlı Üretken Reaktör CAPRA , Hafif Sulu Reaktör ve Hızlandırıcı Güdümlü Sistem'den oluşan dönüşüm sistemi [24]

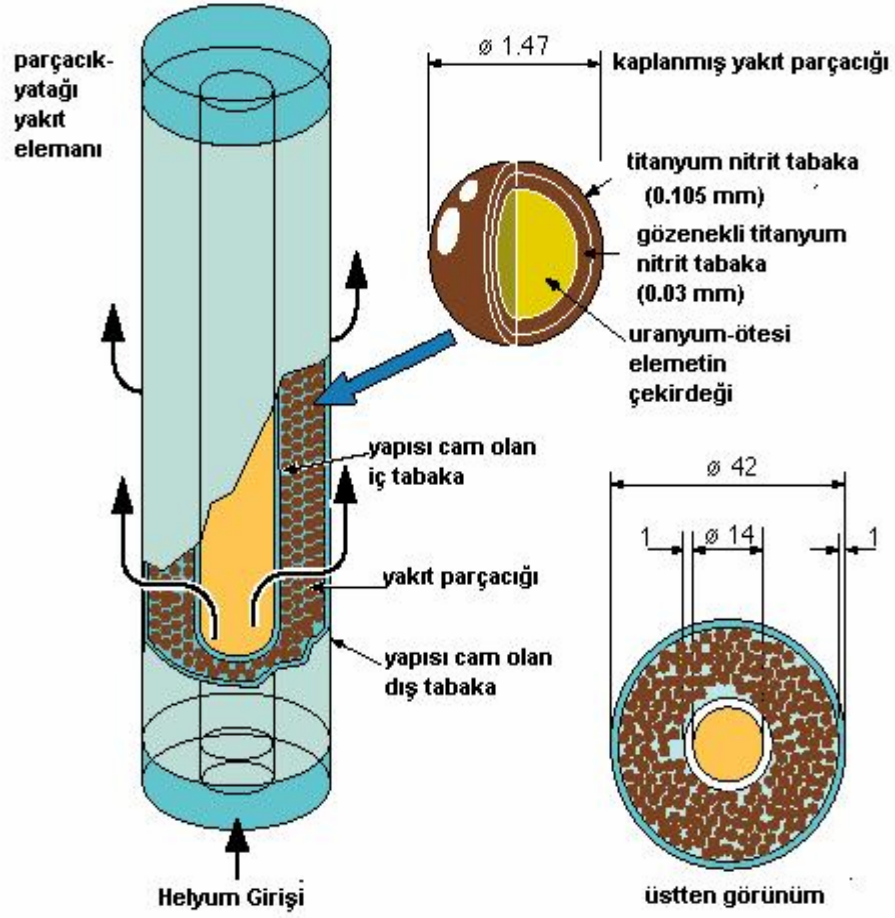
Japon Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü (JAERI) tarafından uranyum-ötesi elementleri dönüştürmek için iki tip hızlı üretken reaktör önerilmiştir. Birincisi sodyum soğutuculu aktinit metal yakıtlı sistem (M-ABR) diğeri helyum soğutuculu nitrit kaplı küçük aktinit parçacık yakıtlı (P-ABR) sistemdir. Birinci sistemde ayrıca soğutucu sodyum yerine kurşun (L-ABR) da kullanılabilir (Çizelge 2.1). Ayrıca iyi termal özelliği ve susuz geri alma tekniğine uygunluğu nedeniyle nitrit yakıt türü seçilmiştir [25].

M-ABR'nin reaktör kuru iki bölüme ayrılmıştır. İçeride bulunan bölgede Np-Pu-Zr yakıt ve dış bölgede (Am,Cm)-Pu-Y yakıtı bulunmaktadır. Reaktör korunda bulunan nötronların ortalama enerjisi 800 keV dir. Bu şiddetli nötron spektrumu hızlı fisyon reaksiyonlarıyla etkili şekilde küçük aktinitleri dönüştürebilir. Bir M-ABR reaktörü 300 kg/yıl aktinit dönüştürmektedir.

Parametreler	L-ABR	P-ABR
Yakıt Materyali	$64\text{NpAmCm-36U}_{1.0}\text{N}_{1.0}$	$(65\text{NpAmCm-35U})_{1.0}\text{N}_{1.0}$
Başlangıç Aktinit Miktarı(kg)	918	2870
Aktinit / U	588 / 330	1865 / 1005
Reaktör Gücü (MW)	180	1200
Soğutucu	Kurşun	Helyum
Nötron Akısı (10^{15} n/cm ² .sn)	3,1	6,6
B_{eff}	$2,6 \times 10^{-3}$	$2,6 \times 10^{-3}$

Çizelge 2.1. L-ABR ve P-ABR tasarım parametreleri [25].

P-ABR' de parçacık yatağı şeklinde yakıt elemanları bulunmaktadır (Şekil 2.7). Yakıt parçacıkları helyum gazıyla soğutulmaktadır. Parçacık yakıtı aktinit nitrit mikro küreleri ve ince TiN (Titanyum Nitrit) kaplamasından oluşmaktadır. P-ABR 1200 MW termal güç üretmektedir. Bu tür reaktörler ise yıllık 360 kg aktinit dönüştürmektedir [26].



Şekil 2.7. Parçacık yataklı yakıt kullanan helyum soğutuculu aktinit yakan reaktörün yakıt elemanı [27].

2.2.3. Füzyon-Fisyon (Hibrit) Sisteminde Dönüşüm

Döteryum-Trityum (D-T) ve Döteryum-Döteryum (D-D) füzyon reaksiyonları üzerine kurulu füzyon reaktörleri fisil yakıt üretilmesi, nükleer atıkların dönüşümünün yapılması ve aynı zamanda enerji üretilmesi için fisyon reaktörleriyle birleştirilerek Füzyon-Fisyon (hibrit) reaktörlerini oluşturmaktadır. Füzyon-Fisyon sistemi, füzyon (kaynaşma) ve fisyon (bölünme) reaksiyonlarının bir kombinasyonu olup, bu özellikleri birbirini tamamlamaktadır. Füzyon-Fisyon Reaktörü, yüksek orandaki füzyon nötronlarının yakılmasıyla füzyon plazmayı çevreleyen mantodaki fertil malzemelerin (^{238}U veya ^{232}Th) fisil malzemelere (^{239}Pu veya ^{233}U) dönüşümü prensibine dayanır. Fertil malzemelerin önemli bir miktarı özellikle yüksek enerjili döteryum-trityum nötronlarının ışıması altında fisyonla uğrayabilir. Hibrit reaktörlerinde oluşan füzyon reaksiyonlarında D-T ve D-T füzyon reaksiyonlarından çıkan nötronların enerjisi sırasıyla yaklaşık olarak 14 MeV ve 2,45 MeV' dir.

Hibrit reaktörün diğer bir potansiyeli ise hafif sulu reaktörlerden alınan harcanmış yakıtlarda bulunan aktinitleri yüksek etkinlikle yakmasıdır. Oldukça yüksek enerjili füzyon nötronları, bunların çoğunu değerli bir yakıt olarak yakabilmekte ve bazılarını yeni çok yüksek nükleer kalitede plutonyum fisil malzemesine dönüştürebilmektedir.

Hibrit reaktörün bir avantajı da hafif sulu reaktörlerinin harcanmış yakıtını gençleştirerek, yakıt çevirim prosedürünü ortadan kaldırmasıdır. Aynı zamanda, plutonyum izotoplarının oluşumu devam ederken, belli bir ışıma periyodundan sonra harcanmış yakıtın fisil stoku hafif su reaktörlerinin yeni yakıt şarjı seviyesine getirecektir [28].

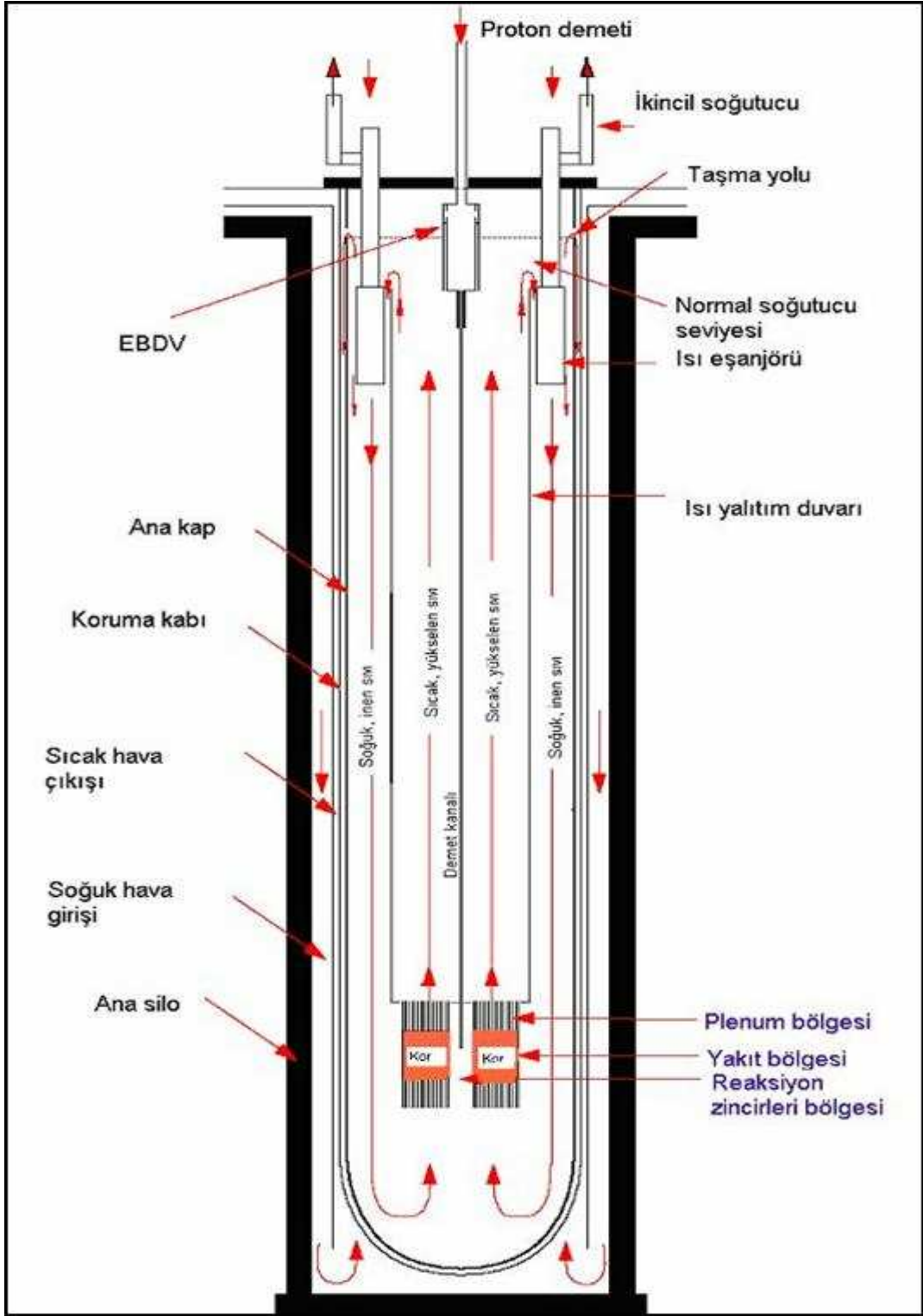
Son yıllarda yüksek seviyeli atıkların dönüşümünde küresel torus yapısında olan tokamak reaktörü FDTR (Fusion-Driven Waste Transmutation Reactor) üzerinde bazı çalışmalar yapılmıştır. Bu reaktörde, basınçlı su reaktöründen alınan aktinitler dönüştürülmektedir. Reaktörün dizaynında yüksek nötron akısı ve dönüşüm oranı elde etmek için nötron çoğaltma materyali olarak ^{239}Pu kullanılmaktadır [29].

2.2.4. Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemde Dönüşüm (HGS)

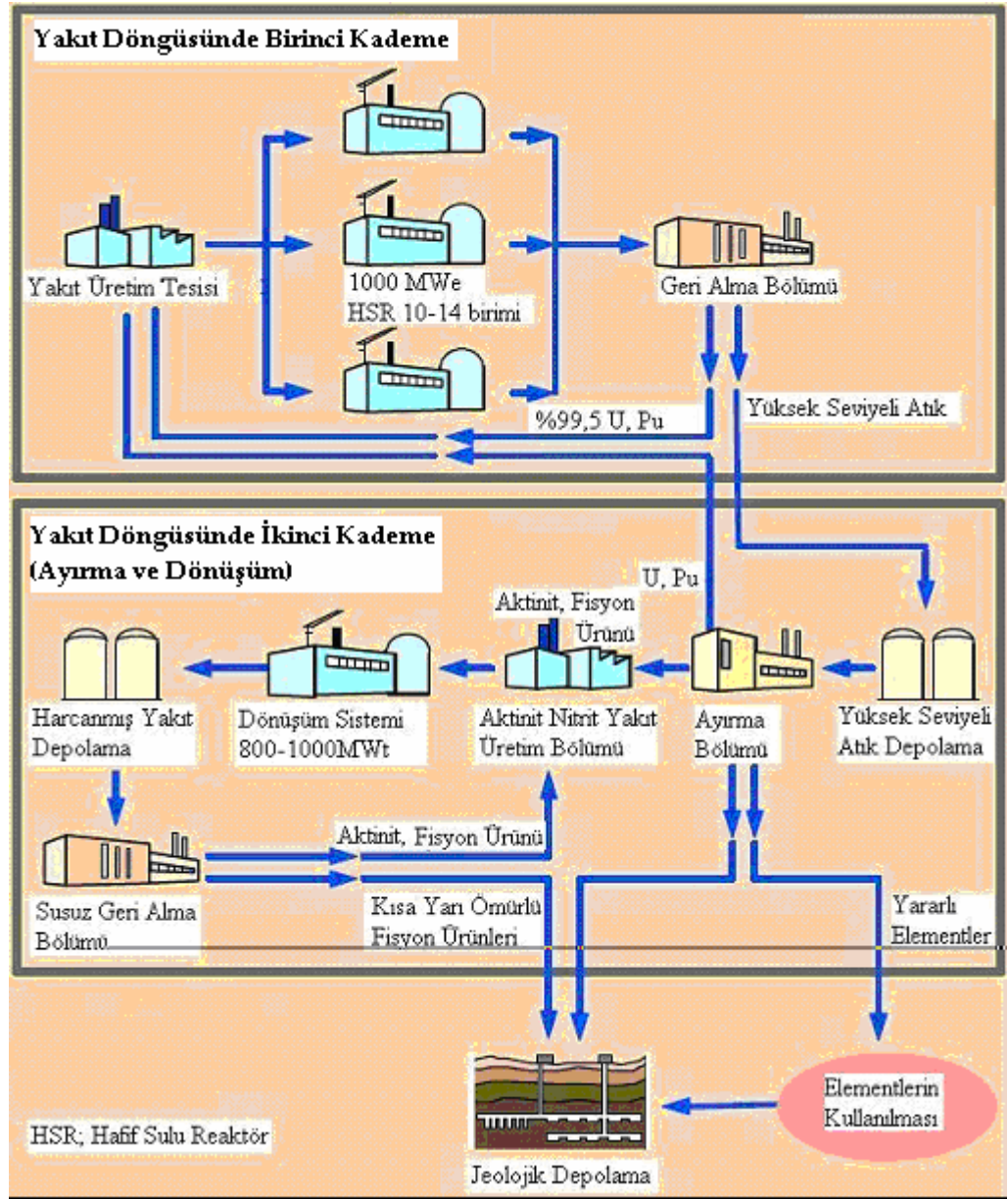
Bu sistem, bir yüklü parçacığın hızlandırılarak hedefte meydana getirdiği parçalanma (spallation) reaksiyonuyla nötron üretimi temeline dayanmaktadır. Dönüşüm amacıyla, güçlü bir parçacık hızlandırıcısıyla kritikaltı bir reaktör'ün birleştirilmesi yeni bir düşünce değildir. Hızlandırıcı GÜdümlü Sisteme özellikle Japonya'da ve Amerika'da 1980'lerde ve 1990'ların başında yeniden ilgi duyulmaya başlandı. Buradaki amaç uzun yarı ömürlü fisyon ürünlerinin ve küçük aktinitlerin dönüştürülmesi için hızlı nötronları kullanan hibrit sisteminin kullanılması ayrıca toryum yakıt döngüsüne bağlı termal bir nötron sistemi kurmaktır. Bugünkü anlamıyla, güvenli bir şekilde elektrik üretmeyi ve atıkları yakmayı hedefleyen HGS tasarımı, 1991 yılında ABD'nin BNL ve LANL laboratuvarları tarafından ortaya atıldı. 1993 yılında, CERN'deki bilim adamları Nobel ödüllü Carlo Rubia'nın önderliğinde "Enerji Yükselteci" (EA; Energy Amplifier) olarak adlandırılan tasarımı geliştirdiler (Şekil 2.8).

Reaktörden çıkarılan kullanılmış yakıt uranyum, plutonyum, uzun yarı ömürlü fisyon ürünleri ve diğer küçük aktinitleri içermektedir. Kullanılmış yakıtı kimyasal ayırma metotlarıyla işleyerek uranyumu ve plutonyumu geri kazanmak mümkündür. Bu şekilde geri kazanılan uranyumu ve plutonyumu enerji üretiminde kullanarak nükleer hammadde kaynaklarının daha verimli kullanılabilmesi hep gündemde kalmıştır. Kaynakları sınırlı ve nükleer enerjiden maksimum düzeyde yararlanmak niyetinde olan ülkeler (Fransa, Japonya gibi) bu yolu benimsemişlerdir [30].

Ayırma ve dönüşüm işlemlerini kapsayan iki çeşit yakıt döngü kavramı bulunmaktadır. Bunlardan birincisi dönüşüm için ticari hızlı üretken reaktörlerin kullanıldığı "ileri yakıt döngü" kavramıdır. Diğeri ise ticari güç reaktörlerinin kullanıldığı geleneksel yakıt döngüsünden (birinci kademe) tamamen ayrılan ayırma ve dönüşümünde içine alan "iki kademeli yakıt döngü" (ikinci kademe) kavramıdır (Şekil 2.9) [31]. HGS'ler iki kademeli yakıt döngüsünde tercih edilerek küçük aktinitleri ve fisyon ürünlerini yakmak için yeni özelliklere sahiptir. İki kademeli yakıt senaryosunda uranyum ve plutonyum öncelikle harcanmış yakıt ayırma bölümlerine gönderilerek aktinitlerden ve fisyon ürünlerinden ayrılmaktadır. Termal ya da hızlı reaktörlerde kullanılan MOX yakıt (oksijence zenginleştirilmiş yakıt) diye bilinen biçime getirmek için plutonyum ve uranyum oksitlenerek karıştırılır [10].



Şekil 2.8. Hızlandırıcı Güdümlü Sistem [32]



Şekil 2.9. İki Kademeli Yakıt Döngüsü [33]

Hızlandırıcı Güdümlü Sistemler aşağıdaki elemanlardan oluşmuştur.

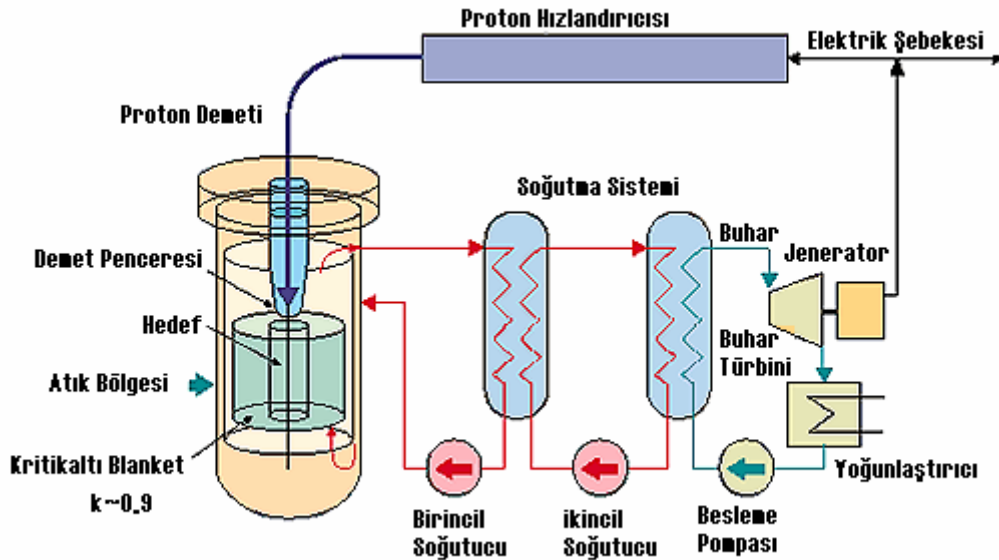
- 1) Protonları 1 GeV ya da daha fazla enerjilerde hızlandırabilecek süperiletken bir lineer (linak) veya dairesel (siklotron) hızlandırıcı,
- 2) Sisteme parçalanma reaksiyonlarıyla nötron sağlamak için ağır bir element atomundan oluşan hedef,

- 3) Nötronları kullanarak uzun yarı ömürlü fisyon ürünleri ve uranyum-ötesi elementlerini dönüştüren kritikaltı reaktör,
- 4) Fisyon ve radyoaktif bozunum yoluyla ortaya çıkan enerjiyi kontrol altına alarak sistemler ve hızlandırıcı için elektrik desteği sağlayan sistem.

Günümüzdeki araştırmalar HGS'ler için daha çok ilk üç basamak üzerinde odaklanmaktadır.

2.2.4.1. HGS'in Özellikleri

Hızlandırıcı Güdümlü Sistemler (hibrid sistem), hedefe yüksek yoğunluklu proton demeti gönderen hızlandırıcılar ile blanketli ya da blanketsiz bir kritikaltı reaktörün birleştirilmesidir (Şekil 2.10). 1 GeV ya da daha fazla enerjili ve istenilen demet akım şiddetine sahip sürekli dalga modunda (CW) çalışan yüksek yoğunluklu proton demeti, ağır bir metalden oluşan hedefe gönderilmektedir. Kritikaltı reaktöre gönderilen proton demeti, parçalanma reaksiyonuyla hedef içinde nükleer çığ ve nükleer reaksiyonları meydana getirerek nötronları üretir. Prensip olarak kritikaltı reaktör, ya termal ya da hızlı nötron spektrumunda işletilmektedir [23].



Şekil 2.10. Hızlandırıcı Güdümlü Sistemi oluşturan bölümler [34]

HGS'ler kritikaltı durumda çalışmalarından dolayı kritiklikle ilgili güvenlik problemleri ortadan kaldırmıştır. Kritik reaktörlere kıyasla HGS'ler daha fazla nötron üretebilmektedir. Bu nötron fazlalığı fisil yakıt olarak üretimi, nükleer atıkların güvenli ve etkin bir şekilde dönüşümü ve çeviriminde kullanılmaktadır. Bu sistemde de homojen ve heterojen yakıt döngüsü mevcuttur.

2.2.4.2. Yüksek Yoğunluklu Hızlandırıcılar

HGS için tercih edilen iki tip hızlandırıcı vardır. Bunlardan birincisi hızlandırmanın doğrusal bir yol boyunca sıralanmış bir veya birden fazla RF (radyo frekansı) ile gerçekleştirildiği lineer (linak) hızlandırıcılardır. Diğer ise; parçacıkların RF (radyo frekansı) boşluklarında hızlandırıldıkları ve manyetik alanlar yardımıyla dairesel yörüngelerde tutulduğu dairesel (siklotron) hızlandırıcılardır.

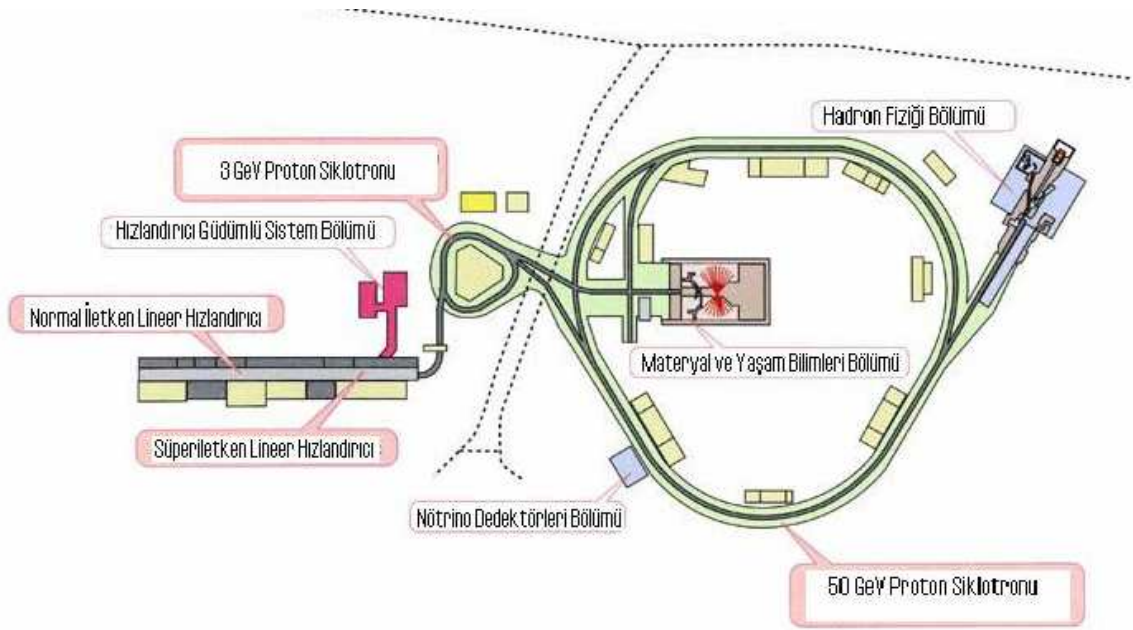
Geçtiğimiz son on yılda endüstriyel uygulamalar için gerekli yüksek yoğunluklu proton hızlandırıcı teknolojisi sürekli gelişme göstermiştir. HGS'deki demet güçleri 10-100 MW arasındaki bölgede çalışılmıştır. Çünkü son on yıl içerisinde maksimum demet gücü siklotron hızlandırıcılarda 10 MW civarında ve lineer hızlandırıcılarda 100 MW kadar ulaşılmıştır.

LANL'de (Los Alamos National Laboratory) bulunan LANSCE (Los Alamos Neutron Science Centre) hızlandırıcısı dünyada çalışmakta olan en güçlü (1 MW civarı) lineer proton hızlandırıcısından biridir. Bu hızlandırıcı puls modunda ve uzay yük sınırları altında iyi çalışmaktadır. Aynı demet gücünde siklotronlar lineer hızlandırıcılara göre daha düşük maliyet ve daha küçük fiziksel boyutlardan dolayı avantajlara sahiptir. Dünyada bulunan en güçlü siklotronlardan (1 MW civarı) birisi de PSI'deki (Paul Scherrer Institute) proton hızlandırıcısıdır [23].

Yüksek güçlü hızlandırıcılar konusunda Amerika'da yürütülen SNS (Spallation Neutron Source) projesinde 1 MW puls modunda çalışması planlanan ve nötron saçılma deneylerinde kullanılan hızlandırıcının çalışma kapasitesi 4 MW kadar çıkarılmıştır. Avrupada yürütülen ESS projesi 5 MW süperiletken proton hızlandırıcısı da parçalanma reaksiyonlarıyla nötron kaynağı konusunda çalışmaktadır.

Yüksek enerji fiziği, nötron saçılma fiziği, muon fiziği ve radyoizotop demet fiziği gibi konularda Yüksek Enerji Hızlandırıcı Organizasyonu (KEK) tarafından 3 GeV (200 mA) – 50 GeV enerjili iki halka siklotrondan oluşan JHF projesi ile uzun yarı ömürlü nükleer atıkların dönüşümü ve nötron saçılma çalışmaları için 1,5 GeV (5,3 mA) süperiletken lineer hızlandırıcısı JAERI Nötron Araştırma Projesi

birleştirilerek ortak bir proje yürütülmektedir. JAERI ve KEK 1998’den itibaren yüksek güçlü hızlandırıcı projesinde Malzeme ve Yaşam Bilimi, Parçacık Fiziği, Nükleer Fizik ve Hızlandırıcı Güdümlü Sistem teknolojileri gibi bilim dallarını birlikte sürdürmek için çalışmaya başlamıştır (Şekil 2.11).



Şekil 2.11. JAERI ve KEK ortak araştırma hızlandırıcıları [25]

Kore’de ise KOMAC projesinde, 1 GeV (20 mA) enerjili proton üreten çok amaçlı hızlandırıcı kompleksiyle HYPER hızlandırıcı güdümlü sistem projesinin birleştirilmesiyle bu konuda çalışmalar yapılmaktadır. Bir çok ülkede HGS konusunda yürütülen çalışmalardan birisi de Çin’dedir. Çin’nin yüksek güçlü proton hızlandırıcı projesinde kritikaltı (0,94-0,98) çalıştırılan 3,5 MW gücündeki bir Hafif Su Reaktörü’ne 150 MeV (3 mA) enerjili proton demeti gönderilmektedir.

İtalya’da 1998’de başlatılan TRASCO projesinde nükleer atıkların dönüşümü için hızlandırıcı güdümlü sistemlerin geliştirilmesinde gerekli teknolojiler üzerinde

çalışılmıştır. Enerji Yükseltici için bu projede 1 GeV (30 mA) proton enerjili hızlandırıcılar kullanılmıştır (Çizelge 2.2.) [35].

Proje Adı	Ülke	Özellikler	Kullanım Amacı
SNS	Amerika	1 GeV, 1 mA, 1MW (4MW)	Nötron Saçılma
ESS	Avrupa	1,333 GeV, 3,75 mA, 5 MW	Nötron Saçılma
JAERI-NSP	Japonya	1,5 GeV, 5,33 mA, 8 MW	Nötron Saçılma, HGS
KEK-JHF	Japonya	3 GeV - 200 mA, 50 GeV - 10 mA	Nötron Saçılma, Müon, Kaon
KOMAC	Kore	1 GeV ,20 mA	Radyo İzotop Üretimi, Terapi, HGS
RCNPS	Çin	150 MeV, 3 mA	Radyo İzotop Üretimi, Terapi, HGS
TRASCO	İtalya	1 GeV, 30 mA	HGS
GEDEON	Fransa	-	HGS
ATW	Amerika	1 GeV, 140mA (APT)	HGS
-	Rusya	Hedef ve Kritikaltı sistem	HGS
-	Çek Cumhuriyeti	35 MeV Döteron	HGS

Çizelge 2.2. Yüksek Güçlü Hızlandırıcı projeleri [35]

Yüksek yoğunluklu proton hızlandırıcısında, hızlandırıcı donanımının çalışmasında ve hızlandırıcıda meydana gelecek hasar demet akımının kesilmesiyle önlenmektedir. Hızlandırıcıların endüstriyel uygulamalar için en temel problemleri denge, verimlilik, güvenilirlik, işletilebilirlik ve sürdürülebilirlik şeklinde sıralanabilir. Hızlandırıcıların güvenli bir şekilde çalışmasının gözden geçirilmesi sırasında demet hatalarının ve proton kaynak hatalarının çok sık olduğunu görülmüştür.

Proton demetinin etrafını kaplayan yapı malzemeleriyle etkileşmesi, hedef malzemesi ve yapının hareketini kuvvetli bir şekilde etkileyecektir. Proton demeti, reaktöre gönderilirken demet yöneliminin değiştirildiği bölgede meydana gelen

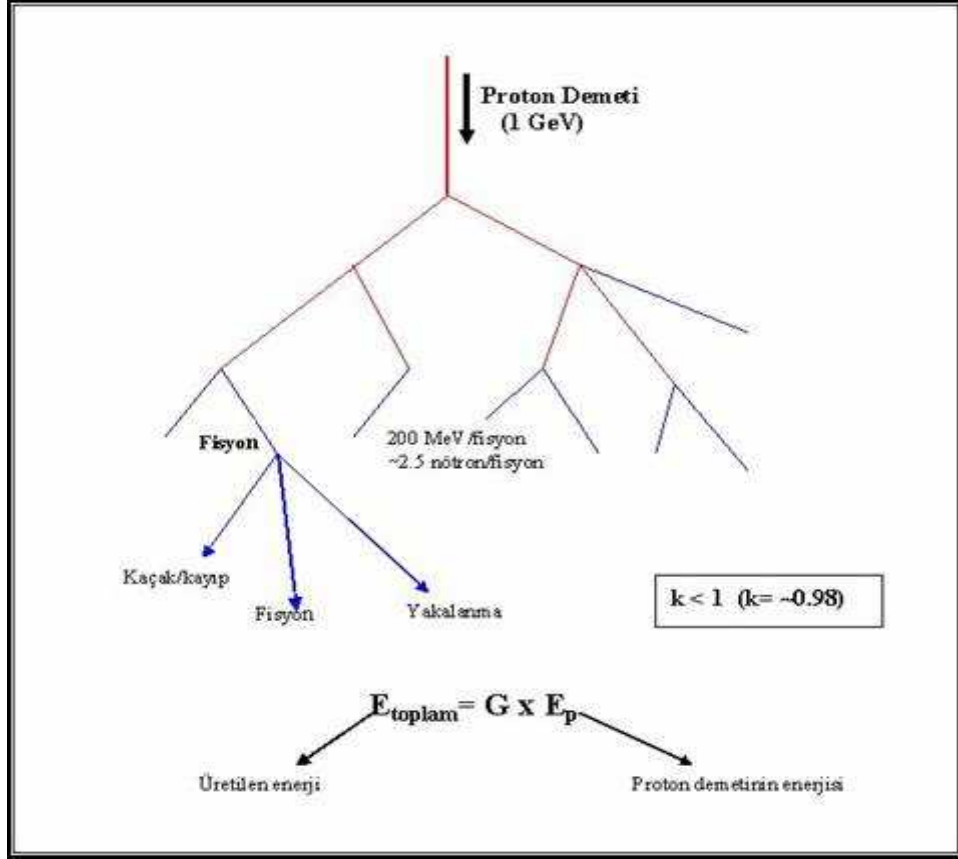
sızmalardan dolayı demet t p n n yapı malzemesiyle etkileşimde bulunacaktır. Bu durum demet t p n n yavaş yavaş hareket etmesine sebep olur. Radyoaktif kirliliğın yapısı b y k  l de kullanılan materyalin tipine baėlı olacaktır. Yapı malzemesi olarak genellikle elik kullanıldıėı iin eliğın durumu, sıvı metal soėutuculu hızlı reakt rlerdeki kullanıldıėı duruma ve radyoizotop  retmek iin kullanılan geleneksel proton hızlandırıcılarında olduėu duruma benzer olacaktır [23].

2.2.4.3. Hedef

HGS'in anahtar elemanı hedef'dir. Paralanma reaksiyonu, y ksek enerjili paracıklarla (proton, d teron, n tron, pion ve muon gibi) hedef atomik ekirdeklerinin etkileşerek oluřturduėu n kleer reaksiyonların bazı tipleri iin genel bir ifadedir. N tron  retimi aısından bir ok reaksiyon bulunmasına raėmen n tron  retiminde protonların kullanılması en uygun yoldur (Őekil 2.12).

Hedefe gelen y ksek enerjili proton hedef ekirdekleriyle etkileřtikten sonra, hedeften bazı n kleonların ya da hafif ekirdeklerin ıkmasına neden olur. Hedef ekirdekten y ksek enerjili n tronlar ıkararak etrafındaki ekirdeklerle etkileşerek n kleer ıė reaksiyonlarını (intranuclear cascade) gerekleřtirirler [32]. Paralanma reaksiyonu, n kleer ıė ve buharlařma olarak iki basamakta meydana gelmektedir. Kalın hedefler iin, y ksek enerjili (20 MeV  zeri) ikincil paracıklar ilave paralanma reaksiyonları meydana getirmektedir. Bazı hedef materyaller iin, d ř k enerjili (20 MeV altında) paralanma n tronları (n kleer ıė ve evaporasyon n tronları) d ř k enerjili (n, xn) reaksiyonlarıyla n tron  retimini arttırabilirler.

Etkin ve verimli bir Őekilde y ksek enerjili paracıklarla paralanma reaksiyonu yapabilen materyallere kurřun, kurřun-bizmut (Őekil 2.13), tungsten ve tantal  rnek verilebilir [36].



Şekil 2.12. 1 GeV enerjili protonların sebep olduğu nükleer çığ reaksiyonları [32].

HGS' de hedefin çevresinde yüksek seviyeli atıklar ya da yakıt çevrimine bağlı olarak yüklenen yakıt bulunmaktadır. Parçalanma reaksiyonlarıyla üretilen nötronlar hedefin çevresindeki atıklarla veya yakıtla etkileşmektedir. Hızlandırıcının akımı kesildiğinde parçalanma reaksiyonları da duracağından gecikmiş nötron üretimi, reaktör korunu kritiküsti yapmaya yetecek bir nötron çoğaltma katsayısını geçmeyecektir. Güvenlik sınırları göz önüne alındığında bu sınır $k_{eff}=0,98$ civarında bir rakam olarak belirlenmiştir. Hızlandırıcının net elektrik tüketimi, nötron çoğaltma katsayısının bir fonksiyonudur. Bu fonksiyon aşağıdaki gibi ifade edilir.

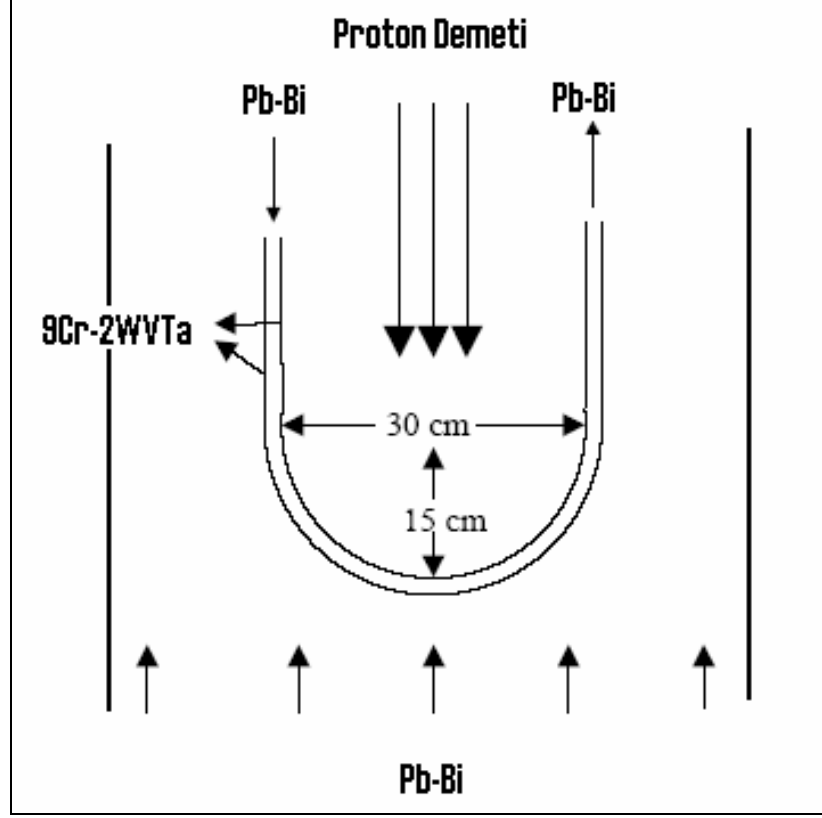
$$G = \frac{G_0}{1 - k_{eff}}$$

Bu fonksiyonda G reaktörün termal gücünü, G_0 hızlandırıcının tükettiği net elektrik gücünü ifade eder. Sistemin net elektrik üretimi k_{eff} değerinin düşmesiyle olumsuz yönde etkilenecektir. Yapılan analizlerde, çoğaltma katsayısının 0,96 civarındaki değerlerin altına düşmesi durumunda, HGS'nin işletilmesinin ekonomik olmayacağını göstermektedir [32].



Şekil 2.13. Kurşun-Bizmut alaşımından yapılmış 40 cm çapında ve 50 cm uzunluğunda hedef [37].

Hedefe gönderilen şiddetli proton demetinin meydana getirdiği hızlı nötronlar ve hızlandırıcıdan gelen protonlar, hedefi çevreleyen yapı malzemesi ve demet penceresinde (Şekil 2.14) hasarlara neden olacaktır. Bu radyasyon hasarı, materyaller üzerinde özellikle de demet penceresinin mekanik özelliklerinde ve boyutlarında aşınmalara neden olur. Materyallerin yüksek akılara ve enerjilere maruz kalması normal reaktörlerdekinden çok daha şiddetli olabilmektedir. HGS geliştirilmesi için yüksek enerjili proton ve nötron demetlerinin yapı malzemelerine özellikle de demet penceresine olan etkisinin araştırılması çok önemlidir.



Şekil 2.14. Hedef bölgesi ve demet penceresini gösteren Pb-Bi ile soğutulan, 2mm kalınlığına sahip 30 cm çapında HYPER (HYbrid Power Extraction Reactor) sistemine ait demet penceresi [38].

Hızlandırıcıdan kritikaltı kor sistemine gönderilen proton demeti hızlandırıcı ve kor arasındaki hızlandırıcının yüksek vakumlu bölgesinden geçmektedir. Bu bölgede metalik “pencere” adı verilen metalik zarda çok yüksek enerji kayıpları olmaması için proton geçişi kolayca sağlanmak zorundadır. Yapılan hesaplamalara göre protonların sebep olduğu çok şiddetli basıncın demet penceresi çatlaklarına neden olduğu ileri sürülmüştür. Nötron üretim süreci kesilmeden hasarlı pencere zarının alınarak yenisiyle yer değiştirilmesi oldukça zor bir mühendislik çalışmasıdır. Çünkü bu pencerenin

altında bulunan yüksek oranda aktif soğutma malzemesi ve hedeften çıkan parçacıklar kaçabilir ve HGS'nin çevresini ve hızlandırıcı kanallarını kirletebilir [23].

Parçalanma reaksiyonlarının sonucunda oluşan çekirdeklerin uygun özellikleri bakımından genellikle hedef malzemesi olarak Pb-Bi eriyik karışımı (LBE) seçilmiştir. Bu hedefin seçilmesinde parçalanma reaksiyonları yoluyla oluşan çekirdeklerin, atık yönetimi ve güvenlik açısından önemli olan yüksek buhar basıncına sahip ve nispeten uzun yarı ömürlü olması önemli rol oynamaktadır. Parçalanma reaksiyonları sonucu oluşan çekirdeklerin özellikleri aşağıdaki Çizelge 2.3'de verilmektedir.

İzotop	Yarı ömür	Sıvı/Gaz Hal (°C)	Bozunum Modu	Enerji (MeV)
Po-210	138,3 gün	254 / 962	Alfa	5,3
Po-209	103 yıl	254 / 962	Alfa	4,88
Po-208	2,93 yıl	254 / 962	Alfa	5,11
Bi-208	3,7E+5 yıl	135 / 270	Elektron Yakalama	2,6
Bi-207	30 yıl	135 / 270	$\beta(+)$	0,56
Tl-204	3,77 yıl	303 / 1457	$\beta(-)$	0,76
Hg-203	46 gün	-38 / 356	$\beta(-)$	0,2
Hg-194	1,9 yıl	-38 / 356	Elektron Yakalama	0,4

Çizelge 2.3. Parçalanma reaksiyonu sonucu oluşan çekirdeklerin özellikleri [23].

Hedeften parçalanma reaksiyonlarıyla elde edilen nötron kaynağı, yoğun madde araştırmaları ve nötron saçılma araştırmaları gibi bir çok bilimsel amaçlar için çok faydalı ve çekici bir kaynaktır. Amerika'da Los Alamos Ulusal Laboratuvarı, İngiltere'de Rutherford Laboratuvarı ve İsviçre'deki Paul Scherer Enstitüsü gibi bazı hızlandırıcı merkezlerinde kullanılmaktadır. Yeni nesil nötron kaynakları Amerika'da Parçalanma Nötron Kaynağı (SNS) projesi olarak Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı'nda ve Japonya'da da JPARC projesi altında devam etmektedir.

Hızlandırıcı ve kritikaltı reaktör arasındaki fiziksel ve fonksiyonel arayüzü meydana getiren parçalanma nötron kaynağı ya da bir başka deyişle hedef ünitesi, HGS'in en çok ilgilenilen elemanlarından birisidir.

2.2.4.4. Kritikaltı Kor

Kritikaltı kor, etkin çoğaltma faktörünün 1'den küçük olması ($k_{eff}<1$) dışında prensip olarak kritik çalışan reaktörün kor sistemine çok benzemektedir. 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 tam olarak 1 ise reaktör kritik, $k > 1$ ise kritiküstü ve $k < 1$ ise reaktör kritikaltıdır. HGS'in kritikaltı çalışması önemli bir güvenlik özelliğidir.

Sıvı metal soğutuculu kritikaltı kor sistemi, sıvı metal soğutuculu hızlı reaktörde bulunan teknolojiyi tamamıyla kullanabilir. Sistemin kritikaltı çalışması dizayn ve işletim açısından büyük serbestlik sağlamaktadır. HGS'ler, kritik reaktörlerde kullanılması çok zor olan ya da mümkün olmayan yakıtları kullanabilir ve gerekirse bunların döngü süresini uzatabilir.

Gelen proton demetinin hataları ve dalgalanmaları kor elemanları üzerinde termal şoklara neden olması kaçınılmazdır. HGS dizayn edilirken güç dağılımı, etkin çoğaltma faktörü, nötron akı biçimi ve sistemin büyüklüğü göz önünde bulundurulmalıdır.

Hızlı üretken sıvı metal soğutuculu sistemlerle HGS'ler için aynı soğutucu sıvısı kullanılırsa atık yönetimi üzerinde sebep olduğu etkiler çok benzer olacaktır. Daha önceleri sıvı metal soğutuculu reaktörlerde kullanılan sodyum üzerinde oldukça fazla deneyim kazanılmıştı. Fakat boşluk etkileşim katsayısı pozitif olduğu için HGS'lerde soğutucu olarak seçileceği belli değildir.

Kurşun-Bizmut eriyik karışımı (LBE), soğutucu için termal, nötronik ve güvenlik özelliklerinden dolayı tercih edilmektedir. Kurşun-Bizmut eriyik karışımının avantajları kimyasal eylemsizlik, soğutucunun yüksek kaynama sıcaklığı ve buna karşılık düşük erime sıcaklığı (123,5 °C), iyi ısı iletkenliği ve katılaştıkça hacim genişlemesinin olmaması şeklinde sıralanabilir. Fakat korozyondan dolayı daha az çekici bir seçenektir. LBE'nin atık yönetimindeki en önemli etkisi yarı ömrü 138 gün olan alfa yayınlayan bir izotop olan ^{210}Po üretimidir [23].

HGS ağır etkileşme kazaları için belli güvenlik avantajlarına sahiptir. Kritik reaktörlerde çıkış sistemleri için çok hızlı meydana gelebilen artış oranı kazaları ile başa çıkabilmektedir. Hızlı etkileşme kazalarına uyum sağlama toleransı süperkritiklik

kazalarını önlemek için önemlidir. HGS için soğutucunun arızalanmasının sonuçları kritik reaktörlerdekine benzerdir.

JAERI, nitrit yakıt kullanan 820 MW termal güçlü iki kritikaltı kor dizayn etmiştir. Bunlardan biri hedef olarak merkezde katı tungsten ve sodyumla soğutulan diğeri hedef ve soğutucusu kurşun-bizmut olan kritikaltı sistemdir. Parçalanma hedefi, enerjisi 1,5 GeV ve 45 mA akıma sahip proton demetiyle bombardıman edilmektedir.

Küçük aktinit dönüşüm oranını maksimum yapmak ve termal seyreltici olarak ZrN (inert matris) ve plutonyum nitrit yakıtlarının parçasıyla ayarlanarak ışınlama esnasında yanma etkileşmelerinin ani artışını minimum yapmak için kritikaltı korun en uygun nötronik karakteristiğini elde etmede parametrik çalışmalar yapılmıştır. Dizayn parametreleri ve iki sistemin karşılaştırılması Çizelge 2.4’de verilmiştir.

Parametreler	Sodyum Soğutuculu HGS	Pb-Bi Soğutuculu HGS	Pb-Bi Soğutuculu HGS (Aktinit, Filyon Ürünü)
Hedef	Tungsten	Eriyik Pb-Bi Alaşımı	
Başlangıçdaki Yakıt (Aktinit/Pu/Filyon Ürünleri)	1950/1300/0	2500/1660/0	2500/1660/1000
Aktinitler ($^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}$)	56,2 / 26,4 / 12,0 / 5,11		
Çoğaltma Faktörü (Başlangıç/Maks./Min.)	0,93/0,94/0,90	0,95 /0,95/ 0,94	0,93 /0,93/ 0,92
Soğutucu Boşluk Etkileşme Sabiti (% $\Delta k/k$)	+4,5	-4,8	-7,1
Dönüşüm Oranı (kg/yıl) (Aktinitler/Filyon Ürünleri)	250 / -		250 / 40

Çizelge 2.4. Kurşun-Bizmut ve Sodyum soğutuculu HGS karşılaştırılması (820 MW gücünde, 1,5 GeV (45 mA) enerjili proton demeti, proton başına nötron üretimi 30) [23].

Soğutucu boşluk etkileşme katsayısı kurşun-bizmut soğutuculu sistemde negatiftir. Buna karşılık sodyumla soğutulan sistemde pozitiftir.

Her iki sistemde de aktinitlerin dönüşümü 250 kg/yıl olmaktadır. Bu miktar 10 Hafif Su Reaktörü'nde üretilen aktinit miktarına karşılık olarak gelmektedir. Reaktörün kor-yansıtıcı bölgesine ZrH_2 moderatör çubuklarıyla yüklenen fisyon ürünleri (^{99}Tc , ^{129}I) için dönüşüm hesaplamaları yapılmıştır. Fisyon ürünleri için reaktörün kor performansı Çizelge 2.4'de verilmiştir.

HGS' in potansiyel avantajı reaktör koruna yakıt yüklemenin esnekliğidir. Bu sistemler çok yüksek miktarda uranyum-ötesi element ya da küçük aktinit nükleer yakıtı dönüştürebilmektedir [23].

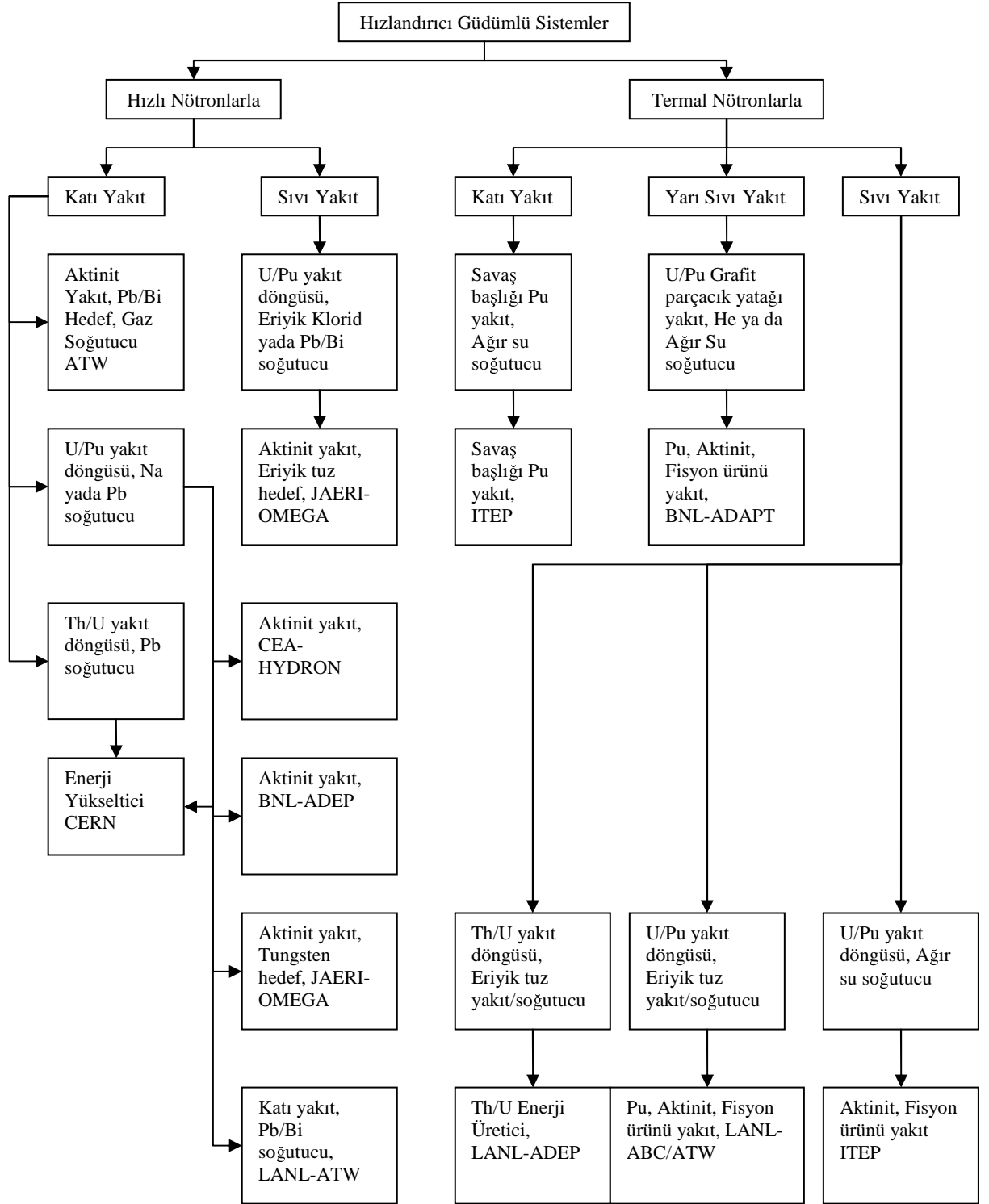
Ayrıca kritikaltı sistemde ortaya çıkan termal enerji elektrik enerjisine çeviren, bir kısmını hızlandırıcıyı işletmek için geri kalanını ise elektrik şebekesine dağıtan güç üretim sistemine sahip olması HGS' in diğer bir avantajıdır.

3. DÜNYADA HGS İLE İLGİLİ YAPILAN ÇALIŞMALAR

Enerji üretimi ve nükleer atıkların dönüşümü için Hızlandırıcı Gdümlü 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 [10].

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 geliştirmeler sıvı ayrıştırma metodunun geliştirilmesi, dönüşüm sisteminin tasarım çalışmaları, yüksek güçlü hızlandırıcıların geliştirilmesi, nitrit yakıt döngü teknolojileri ve yakıt özelliklerinin datası üzerine temel konuları kapsamaktadır [39]. 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 [32].

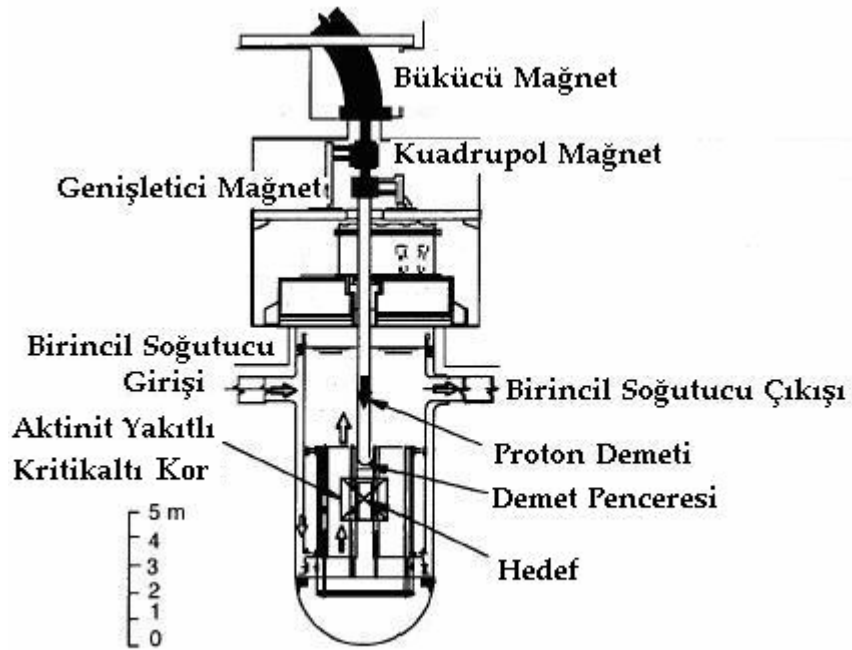
Hızlandırıcı Gdümlü Sistemleri çalışma şekli, kullandığı yakıt cinsi, nötron akısı, sistemi soğutmak için kullanılan soğutucu tipleri, hedef çeşitleri ve hızlandırılan protonların enerjisi bakımından farklı sınıflara ayırmak mümkündür. Bir çok sistem hala tasarım aşamasında olmasına rağmen bu konuda çalışan ülkelerin kullandığı bazı hızlandırıcı güdümlü sistem özelliklerini şu şekilde sıralayabiliriz (Şekil 3.1).



Şekil 3.1. Dünya'daki HGS çeşitleri [40]

3.1. Sodyum Soğutuculu HGS

Bu sistem, Sodyum Soğutuculu Hızlı Üretken Reaktör (FBR) tasarımından yola çıkılarak tasarlanmıştır. Proton demeti, reaktörün merkezinde bulunan tungsten hedefe demet penceresinden gönderilmektedir. Bu sistemde aktinit nitrit yakıt, hedefin etrafında bulunan kritikaltı kora yüklenmektedir. Hedef, soğutucu geçişi için ayrılan boşluklar boyunca çok katmanlı tungsten diskten oluşmuştur. Hedef'in tasarımı eksensel güç dağılımını yaymak ve nötron üretimini arttıracak şekildedir. Yakıt ve hedef elemanları, yukarıdan aşağıya doğru şiddetli bir şekilde akan birincil sodyum soğutucusuyla soğutulmaktadır. Ayrıca hedef çıkışından soğutucunun geçmesiyle demet penceresi de soğutulmaktadır. Sodyum soğutuculu HGS'in bölümleri Şekil 3.2'de görülmektedir.



Şekil 3.2. Sodyum Soğutuculu HGS [34].

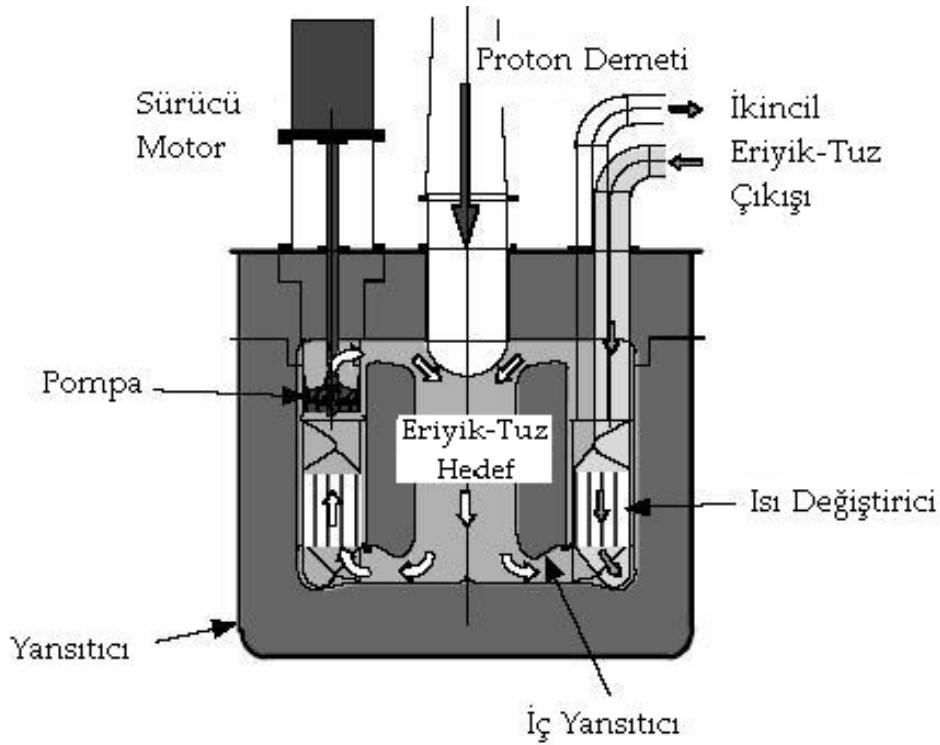
Etkin nötron çoğaltma faktörü 0,95 civarında olan kritikaltı sisteme 1,5 GeV (33mA) enerjili protonlar gönderilmekte ve 820 MW'lık termal güç elde edilmektedir. Net dönüşüm oranı reaktöre %80 yükleme faktörüne karşılık yaklaşık olarak yılda %10 olmaktadır. Isı iletimi ve güç dönüşüm sistemleri Sodyum Soğutuculu Hızlı Üretken Reaktör tasarımındakine çok benzemektedir. Geleneksel buhar türbinleriyle 270 MW'lık elektrik elde edilmektedir. Elde edilen elektrik gücünün üçte biri sisteme yüksek enerjili protonları gönderen hızlandırıcıya verilmektedir [34]. Çizelge 3.1'de bu sistemin parametreleri verilmiştir.

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

Çizelge 3.1. Sodyum Soğutuculu Hızlandırıcı Güdümlü Sistem parametreleri [34].

3.2. Eriyik Tuz Karışımı Kullanan HGS

Bu sistemde, eriyik tuz karışımı hem hedef hem de yakıt olarak hareket etmektedir. Bunun dışında sistemde ayrıca soğutucu görevi de görmektedir. Bu tasarımda hedef ve korun fiziksel ve fonksiyonel ayrımı ortadan kaldırılmıştır. Böylece hedef ve kor konfigürasyonu önemli ölçüde basitleştirilmiştir (Şekil 3.3).



Şekil 3.3. Eriyik Tuz Karışımı Kullanan HGS [39].

Akışkan yapıya sahip yakıt sistemlerinin büyük ölçüde aktinit gerektirmesi önemli dezavantajlardan birisidir. $64\text{NaCl}-5\text{PuCl}_3-31\text{MACl}_3$ (MA; Küçük Aktinit) bileşiminden oluşan klorid tuzu, şiddetli nötron enerji spektrumunda kullanılan ve uygun çalışma sıcaklıklarında çözülmüş aktinit yakıt olarak seçilmiştir. Etkin çoğaltma

faktörü 0,92 ve 1,5 GeV (25mA) 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. Hızlı spektrum eriyik tuz karışımı sistemde kullanılan $PbCl_2$ - $AnCl_3$ (An; Aktinit) malzemesi diğer bir yakıt adayıdır. Çizelge 3.2'de iki farklı yakıt (Na ve Pb eriyik tuz karışımı) sisteminin karşılaştırılması gösterilmiştir [39].

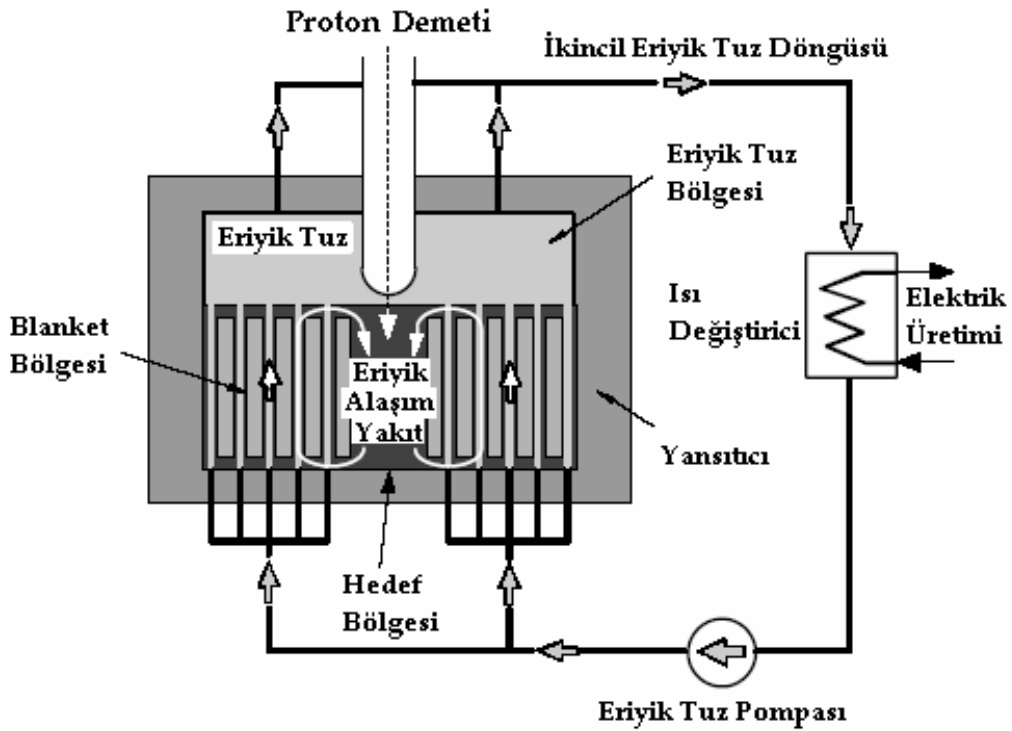
Hedef / Soğutucu	Eriyik Klorid Tuzu	
	$64NaCl-36An^*Cl_3$	$70PbCl_2-30An^*Cl_3$
Yakıt	$64NaCl-36An^*Cl_3$	$70PbCl_2-30An^*Cl_3$
k_{eff}	0,93	0,88
Proton Demetinin Enerjisi (GeV)	1,5	1,5
Proton Başına Üretilen Nötron Sayısı	37	40
Ortalama Nötron Enerjisi (keV)	800	768
Güç Yoğunluğu (keV / cm^3) (maks./min.)	66 / 27	54 / 16
Pik Faktörü	2,5	3,5
Birincil Sistem Hacmi (m^3)	2,7	3,2
Eriyik Tuz / Aktinit Miktarı (kg)	10,000 / 5,400	17,000 / 4,100

* An; Aktinit

Çizelge 3.2. İki farklı yakıt kullanan HGS'in karşılaştırılması [39].

3.3. Eriyik Alaşım Kullanan HGS

Hızlı nötron spektrumunda çalışan sistemler için diğer bir akışkan hedef ve yakıt sistemi de Eriyik Alaşım Kullanan Hızlandırıcı Güdümlü Sistemler'dir (Şekil 3.4). Eriyik-alaşım hedef ve yakıt sistemi, dikey soğutucu kanalları boyunca grafit blanket ve eriyik florid tuzunun bulunduğu üst bölgeden oluşmuştur. İlk çalışma (11-32,5) Np-(4-12,5) Pu -24 Co -(60-30) Ce -Tc kompozisyonundan oluşan bir alaşımla yapılmıştır. İkincil eriyik florid tuz (Li_2BeF_4) döngüsü blanketdeki dikey kanallar boyunca eriyik alaşımla doğrudan temas etmektedir. Birlikte akan iki akışkan arasındaki temas arayüzünde etkin ısı, kütle ve momentum transferi olmaktadır. Bu durum, birincil eriyik alaşım pompaları ve ısı değiştirici donanımı gereksinimini ortadan kaldırmaktadır.



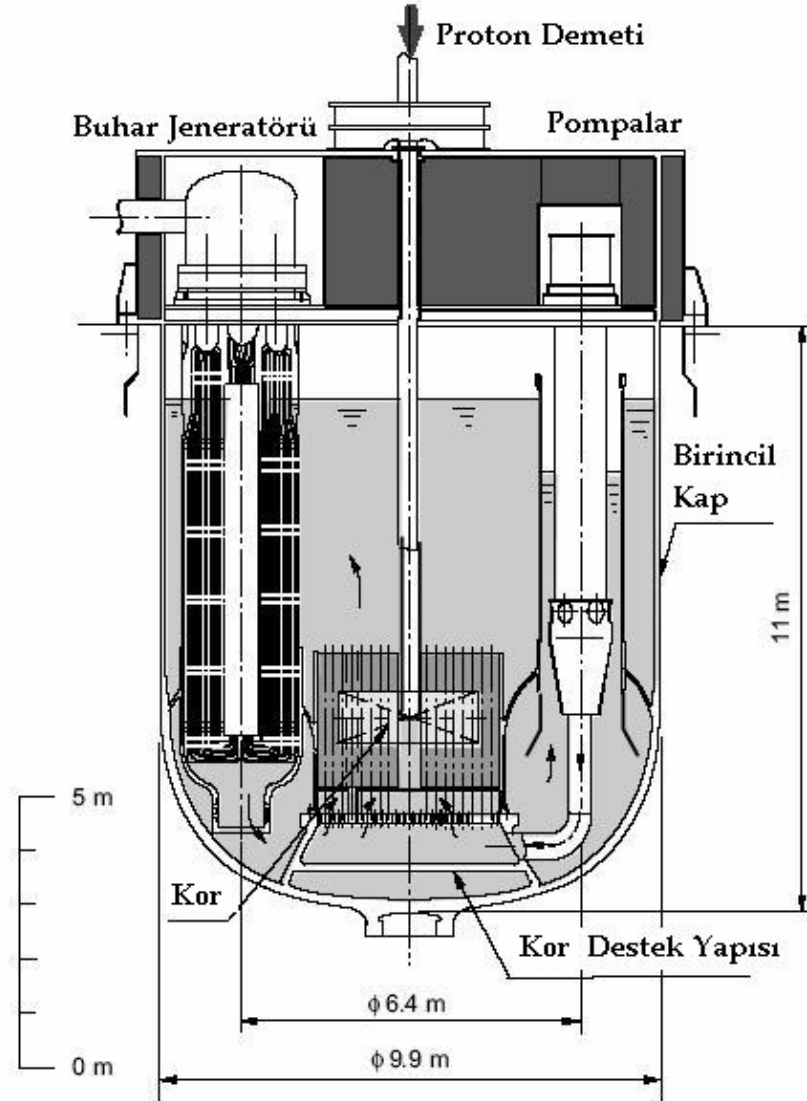
Şekil 3.4. Eriyik Alaşım Kullanan HGS [39].

Sistem, etkin çoğaltma faktörü 0,90 ve 1,5 GeV (16 mA) enerjili protonlarla çalışırken yıllık 145 kg aktinit dönüştürerek 455 MW termal güç üretmektedir. Eriyik

alařım sisteminin avantajları, az aktinit envanteri gerektirmesi ve yüksek dönüşüm oranıdır. Ayrıca sisteme sürekli küçük aktinit yakıt yüklenebilmesi ve ortamdaki reaksiyon ürünlerinin alınması diğer avantajlarındandır. Fakat güvenlik ve materyal uyumluluęu gibi problemlerden dolayı akıřkan yakıt sistemlerinin tasarım çalışmaları durdurulmuřtur [39].

3.4. Kurřun Bizmut Soęutuculu HGS

Kurřun-Bizmut bu sistemde hem soęutucu hem de parçalanma reaksiyonlarıyla nötron üretmek için hedef olarak kullanılmaktadır. Kurřun-Bizmut eriyik karřım soęutucusu, kurřun soęutucudan daha düşük fakat sodyum soęutucusuyla aynı sıcaklık seviyesinde sistemin çalışmasına izin vermektedir (Şekil 3.5) .



Şekil 3.5. Kurřun Bizmut Soęutuculu HGS [39].

Hızlandırıcı, demet penceresinden kritikaltı korun merkezinde bulunan parçalanma hedefi bölgesine 1,5 GeV enerjili proton demetini göndermektedir. Kritikaltı kora yerleştirilen yakıt materyali aktinit mononitritdir. Kor, çelikten yapılmış ve kuru çevreleyen birincil kap içerisinde bulunmaktadır. Buhar jeneratörleri, temel pompalar ve yardımcı ısı değiştiricileri birincil sistemin diğer bileşenleridir. Bu tank tipi konfigürasyon ağır birincil pompa gereksinimini ortadan kaldırmaktadır. Geleneksel buhar jeneratörlerine kıyasla buhar jeneratörleri, kurşun-bizmut havuzuna daldırılan demet penceresinin derinliğindeki azalmaya izin veren bir tasarıma sahiptir. Böylece demet penceresi üzerindeki basınç yükü azaltılmış olur.

Korozyon ve erozyon, Kurşun-Bizmut soğutuculu sistemlerde yaygın teknik problemlerden biridir. Krom-Molibden çelik (2,25 Cr-1 Mo çelik, 9 Cr- 1Mo çelik) birincil sistemde yapı elemanları için kullanılan bir materyaldir.

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. Kurşun-Bizmut hedef ve soğutucu HGS'in parametreleri Çizelge 3.3'de verilmiştir.

Hedef / Soğutucu	Kurşun-Bizmut
Yakıt	Aktinit / Pu Mononitrit
Termal Güç	800 MW
Reaktör kor yüksekliği / yarıçapı	1000 / 1200 mm
k_{eff} (Başlangıç / Maks./ Min.)	0,95 / 0,95 / 0,93
Güç Yoğunluğu (Maks. / Ort.)	310 / 180 MW / m ³
Aktinit / Pu Miktarı	2500 / 1660 kg
Soğutucu Sıcaklığı (Giriş / Çıkış)	330 / 430 °C
Soğutucu Hızı (Maksimum)	2 m / s
Dönüşüm Oranı	500 kg / döngü (%20 / döngü)

Çizelge 3.3. Kurşun Bizmut HGS parametreleri [39].

4. DÖRDÜNCÜ KUŞAK REAKTÖRLERİ

Dördüncü Kuşak Uluslararası Formu (GIF; Generation IV International Form) olarak adlandırılan Arjantin, Brezilya, Kanada, Fransa, Japonya, Kore, Güney Afrika, İsviçre, İngiltere ve Amerika'dan oluşan komite, toplam 10 ülkenin birlikte yürüttüğü gelecek nesil nükleer enerji üretim sistemlerinin planlanması ve geliştirilmesi üzerinde çalışmalarını sürdüren resmi bir gruptur. Günümüz reaktörlerinden çok daha yüksek enerjilerde çalışacak olan ve belirli ölçütlere göre seçilen, plana göre 2010-2030 yılları arasında geliştirilecek 6 değişik reaktör tasarımı yapılmıştır.

Komitenin seçimi yaparken üzerinde durduğu ölçütler arasında uzun işletme ömrü, kabul edilebilir işletme maliyetleri, sürdürülebilirlik ve güvenlik ağırlıklı önem taşımaktadır. Komite, nükleer enerjinin kirletici enerji kaynaklarına alternatif olarak çevreye olumlu bir etki yapması gerektiğini savunmaktadır. Ayrıca nükleer atıkların uzun sürelerle (1000 yıl ve ötesi) yer altı depolarında güvenli biçimde saklanabilmesi ve atıkların depolanmadan önce dönüştürülerek yarı ömürlerinin ve zehirliliklerinin önemli ölçüde azaltılması üzerinde bu sistemlerde çalışılmaktadır [41].

4.1. Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktör Sistemi (GFR)

Sistem, hızlı nötron spektrumuna sahip helyum soğutuculu bir reaktör ve kapalı yakıt döngüsünden oluşmaktadır. Termal nötron spektrumlu ve helyum soğutmalı reaktörlerde olduğu gibi, soğutucu helyum gazının yüksek çıkış sıcaklığı, elektrik, hidrojen ya da işletme ısısında yüksek verim sağlamaktadır. Tasarımdaki reaktör, 288 MW'lık bir helyum soğutuculu sistemdir. Çok yüksek sıcaklıklarda çalışma ve parçalanma ürünlerini etkili biçimde tutma kapasitesine sahip çeşitli yakıt biçimleriyle çalışabilir. Kompozit seramik yakıt, ileri tasarımda yakıt karışımları, ya da seramikle kaplanmış aktinit bileşimler örnek verilebilir. Hızlı bir spektrum ve aktinitlerin yeniden işlenmesi sayesinde GFR, uzun yarı ömürlü nükleer atık üretimini en aza indiren bir tasarımıdır [42].

4.2. Kurşun Soğutmalı Hızlı Reaktör Sistemi (LFR)

Bu sistem, üretken uranyumun işlenmesi ve aktinitlerin etkin biçimde azaltılması için hızlı spektrumlu, kurşun ya da kurşun / bizmut ve yüksek erime yetenekli metalle soğutulan bir reaktörle kapalı yakıt döngüsünden oluşmaktadır. Sistem, merkezi ya da yerel yakıt döngü tesisleriyle aktinitlerin tümüyle yeniden işletilmesini sağlayan bir

yakıt döngüsüne sahiptir. Reaktörler, isteğe bağlı olarak 50-150 MW'lık, uzun süre yakıt gerektirmeyen bir güç kaynağı, 300-400 MW gücünde bir modüler sistem ya da tek üniteli 1200 MW'lık büyük bir santral olarak inşa edilebilmektedir. LFR, doğal konveksiyon yoluyla soğutulmaktadır [42].

4.3. Eriyik Tuz Reaktör Sistemi (MSR)

Sistem içinde dolaşan eriyik tuz karışımıyla beslenen bir “termal üstü spektrum” (epitermal) reaktörüyle nükleer güç üretmek tasarlanmıştır. Sistem aktinitleri tümüyle işleyen bir yakıt döngüsünden oluşmaktadır. MSR sisteminde kullanılan yakıt, sürekli dolanan ve sodyum, zirkon ve uranyum floridlerinden oluşan bir karışımdır. Eriyik tuz yakıtı kor içindeki grafit kanallardan geçerek termal üstü bir spektruma neden olmaktadır. Kapalı yakıt döngüsü, plutonyum ya da küçük aktinitlerin etkin biçimde yakılması için ayarlanmaktadır. MSR'nin sıvı yakıtı, plutonyum gibi aktinitlerin eklenmesine uygun ve yakıtın fabrikada yapımına gerek kalmadan kullanımına izin vermektedir. Aktinitler ve fisyon ürünlerinin büyük çoğunluğu, sıvı soğutucu içinde florid'ler oluşturmaktadır. Erimiş florid tuzları, mükemmel ısı transfer yeteneğine sahiptir. Bu sistem 100 MW güç kapasitesinde çalışabilmektedir [42].

4.4. Sodyum Soğutuculu Hızlı Reaktör Sistemi (SFR)

Bu sistem, hızlı spektruma sahip sodyum soğutmalı bir reaktör ve kapalı yakıt devresinden oluşmaktadır. Aktinitlerin kontrolü ve üretken uranyumun çevirimi uygundur. Yakıt döngüsü, iki seçenekle aktinitleri yeniden işlemektedir. Birinci seçenek, uranyum-plutonyum-küçük aktinit-zirkon metal bileşimi yakıtla çalışan ve reaktörle entegre edilmiş bölmelerde pirometalurjik süreçlere dayanan bir yakıt döngüsüyle desteklenen 150-500 MW arası güç üretmek için tasarlanmış orta ölçekli bir reaktördür. İkinci seçenekse, birden çok reaktöre hizmet veren ileri sıvı işleme süreçleriyle çalışan merkezi bir yakıt döngüsüyle desteklenen, yakıt olarak uranyum-plutonyum oksitlerinin karışımını kullanan, sodyum soğutmalı, 500-1500 MW'lık orta ölçekli bir reaktördür. SFR, başta plutonyum ve öteki aktinitler olmak üzere yüksek düzeyde radyoaktif atıkların yok edilmesi ya da azaltılması için geliştirilmiş tasarımıdır [42].

4.5. Çok Yüksek Sıcaklık Reaktör Sistemi (VHTR)

Bu tasarım, nötronların grafit ile yavaşlatıldığı, helyum soğutuculu ve sadece bir kez kullanılan uranyum yakıt döngüsüne sahip bir reaktördür. Standart reaktör 600 MW'lık çalışma kapasitesine sahiptir. Çok Yüksek Sıcaklık Reaktör Sistemi, çok geniş bir yelpazede elektrik kullanımına dayanmayan, yüksek sıcaklık gerektiren süreçlere çalışma ısıyı sağlamak üzere tasarlanmış yüksek verimle çalışan bir sistemdir. Sistem ayrıca U / Pu yakıt döngülerini kullanabilecek kadar esnek ve atık miktarını da önemli ölçüde azaltmaktadır [42].

4.6. Süperkritik Su Soğutmalı Reaktör Sistemi (SCWR)

Yüksek sıcaklıkta ve yüksek basınçta suyla soğutulan reaktör, suyun termodinamik kritik noktasının (374 °C) üzerindeki (süperkritik) sıcaklıkla çalışmaktadır. Süperkritik soğutma suyu, günümüzde kullanılan hafif su reaktörlerinininkinden üçte bir daha fazla termal verim sağlamasının yanı sıra, santralin yapısının basitleştirilmesine de olanak sağlamaktadır. Standart sistem, 1700 MW güçle çalışmaktadır. Bu sistem, temel olarak verimli elektrik üretimi için tasarlanmıştır. Ancak, kor tasarımında iki ayrı seçenekle aktinitleri azaltmak mümkündür. Reaktör, termal ya da hızlı nötron spektrumuna sahip olduğu için iki yakıt döngü seçeneğiyle de çalışabilmektedir. Bunlardan birincisi, hızlı spektrum reaktörüyle çalışan açık yakıt döngüsü, ikincisiyse hızlı spektrum reaktörleriyle çalışan ve aktinitleri yeniden işlemek için merkezi konumlu sıvısal işleme tesisi içeren kapalı yakıt döngüsüdür [42]. Bu 6 reaktörün sistem parametreleri Çizelge 4.1 de verilmiştir.

Reaktör Tipi	Güç (MW)	Yakıt	Soğutucu	Soğutucu Çıkış Sıcaklığı (°C)
Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktör Sistemi-GFR	288	Aktinit	He	850 °C
Kurşun Soğutmalı Hızlı Reaktör Sistemi-LFR	1200	Aktinit, UO ₂	Doğal Konveksiyon Pb-Bi	800 °C
Eriyik Tuz Reaktör Sistemi-MSR	100	Aktinit, Pu	Erimiş Florid Tuzları	700 °C
Sodyum Soğutmalı Hızlı Reaktör Sistemi-SFR	150-500	Aktinit, Pu	Sıvı Na	550 °C
Çok Yüksek Sıcaklık Reaktör Sistemi-VHTR	600	U / Pu	He	1000 °C
Süperkritik Su Soğutmalı Reaktör Sistemi-SCWR	1700	Aktinit, UO ₂	Süperkritik Su	510 °C

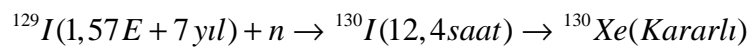
Çizelge 4.1. Dördüncü Kuşak Reaktörlerinin parametreleri [42].

5. UZUN YARI ÖMÜRLÜ FİSYON ÜRÜNLERİNİN DÖNÜŞÜM SORUNLARI

Nükleer enerjiyi yoğun olarak kullanan ülkeler bu teknolojinin en önemli dezavantajlarından olan harcanmış yakıt çubuklarında bulunan uzun yarı ömürlü uranyum, plutonyum ve fisyon ürünlerini ayırarak radyoaktifliğinin azaltılması için dönüştürmesi ve bu malzemelerin işlenerek yeniden yakıt olarak kullanılması çalışmalarına yönelmiştir. Reaktörlerde yakıtın kullanımı sonucunda geriye kalan uzun ömürlü radyoaktif fisyon ürünleri, borsilikat camlarından yapılmış kaplar içinde saklanmaktadır (Şekil 5.1). Bu cam kapların bor elementinden yapılmış olması nötronların dışarıya kaçmasını engeller. Bu radyoaktif camlar daha sonra kapalı kaplara yerleştirilerek özel depolara konulmaktadır.

Uzun ömürlü fisyon ürünlerinin dönüşümü oldukça zor bir iştir. Çünkü radyoaktif çekirdekleri kararlı ya da daha kısa ömürlü çekirdeklere dönüştürmek için çekirdeklerin 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 akıllı reaktörler ya da Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem gibi dönüşüm tesisleri mümkün olan seçeneklerdir. Uzun ömürlü radyoaktif fisyon ürünlerinden bazılarını ^{129}I , ^{99}Tc , ^{135}Cs , ^{93}Zr , ^{95}Se ve ^{126}Sn şeklinde radyoaktiflik önemine göre sıralayabiliriz [23].

^{129}I 'un dönüşümü, küçük termal tesir kesitine (27 barn) sahip olduğu için oldukça zordur. ^{129}I gaz halinde bulunan ^{130}Xe ve ^{132}Xe gibi elementlere dönüştürülerek kararlı duruma getirilmeye çalışılır. Şimdiye kadar termal olarak kararlı iyot bulunamamıştır. Genel olarak bu konudaki hesaplamaların çoğu NaI, CaI₂ ve CeI₃ gibi bileşikler için yapılmıştır. Bu adayların hepsi bazı sınırlamalara sahip ama CeI₃ çalışmalar için ümit verici görünmektedir. Dönüşüm esnasında birbirine zıt iki güvenlik gereksinimi yerine getirilmek zorundadır. Bir yandan ışınlama esnasında hedef kapsülde iyot bileşiğinin sınırlandırılması diğer yandan üretilen ^{130}Xe gazının sistemden boşaltılmasıdır. Bu konuda iyot filitreli bir ağız delik kapsül üzerinde çalışılmaktadır. ^{129}I un bir nötron yakalayarak dönüşümünü şöyle ifade edebiliriz.



olarak bulunabilmesi bakımından radyolojik değeri önemlidir. Aktifliğin azalma koşulları, ^{99}Tc 'u derin saklama havuzlarında kararlı ve çözünmez Tc metali ya da TcO_2 olarak depolamaktır. ^{99}Tc , kararlı bir element olan ^{100}Ru 'e şu şekilde dönüştürülür.



^{99}Tc 'un dönüşümü, dönüşüm ürünü aktif olmayan ve metalik fazda bulunan ^{100}Ru olduğundan ^{99}Tc metalik hedef olarak bulunursa teknik olarak dönüşüm mümkündür. ^{99}Tc 'un 20 barn (10^{-28} m^2) gibi çok küçük termal tesir kesitine sahip olmasından dolayı hedef yarı çapına uygun moderatörlü ve yüksek termal akıllı reaktöre yüksek miktarda yüklenmesi gerekecektir. Bunun için metalik ^{99}Tc çubuğu etrafında ZrH_2 moderatör bulunan hızlı reaktör iyi bir seçenek olabilir [23].

Sezyum, ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{133}Cs ve ^{135}Cs gibi farklı izotropik biçimlerde bulunabilir. Yüksek seviyeli atıklarda bulunan izotoplardan radyoaktiflik bakımından en önemli olanlarından birisi de ^{137}Cs 'dir. ^{135}Cs çok uzun yarı ömüre (yaklaşık 2 milyon yıl) sahiptir. Fakat radyoaktifliği bir milyon defa (^{137}Cs : $1,1E+17 \text{ Bq/GWe-yıl}$; ^{135}Cs : $5E+11 \text{ Bq/GWe-yıl}$) daha düşüktür. Sezyum, cam halinde ya da uygun bir matris durumunda değilse çok aktif bir elementtir.

Kararlı ^{136}Cs 'ya dönüştürerek ^{135}Cs 'i yok etmek, fisyon ürünleri karışımında kararlı ^{133}Cs ve ^{134}Cs 'ün bulunmasından dolayı zordur ve uzun ışınlama süresi boyunca yeni ^{135}Cs üretilmektedir.

^{93}Zr , çok uzun yarı ömüre (1,5 milyon yıl) sahip olması gibi bazı yönlerden ^{135}Cs 'e benzemektedir. Fakat fisyon ürünleri karışımında toplam yüklü Zirkonyum'un küçük bir kısmını (%14) ^{93}Zr oluşturmaktadır. ^{93}Zr 'ün fisyon ürünlerinden ayrılması, izotropik ayırma metotlarının geliştirilmesini gerektirmektedir.

^{126}Sn 'nın yarı ömrü yaklaşık 100 000 yıldır. Sıvı geri alma işlemlerinde yüksek seviyeli atıklardan kısmen çözülebilir. Bu özelliği bakımından ^{99}Tc 'a benzemektedir. ^{126}Sn 'nın yüksek seviyeli atıklardan ayrılması, izotropik ayırma tekniklerini gerektirdiğinden özel işlemler uygulanmaktadır [23].

6. MONTE CARLO YÖNTEMİ

Monte Carlo yöntemiyle istatistiksel teknikler kullanılarak istenilen deney ya da olay taklit edilerek çözüm yapılır. Hesaplar için kullanılan MCNP kodu, Monte Carlo simülasyonunu ve bir takım modelleri içeren nükleer özellikleri olan fizik ve matematik konularını kapsamaktadır. Bu metotların temelini olasılık teorisi oluşturmaktadır. Problemin çözümünde rastgele sayılar kullanılarak olay taklit edilerek, hesap edilmek istenen parametrenin bu olay sonucunda yaklaşık olarak hesaplaması yapılır. Monte Carlo yöntemi 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 tekniğinin kullanıldığı bir çok alan vardır. Bunlar, fisyon ve füzyon reaktör tasarımı, nükleer güvenlik, radyasyon koruması, dedektör tasarım ve analizi, sağlık fiziği, hızlandırıcı tasarımı gibi alanlardır [44].

6.1. MCNPX Bilgisayar Programı

Yüksek enerji ve çok parçacıklı uygulamalar için kullanılan MCNPX (Monte Carlo N-Particle Extending code) kodu, Trityum Üretim Hızlandırıcısı (APT) projesi ve İleri Hızlandırıcı Uygulamaları (AAA) projelerinin desteğiyle 1994' de Los Alamos laboratuvarlarında hazırlanmıştır. MCNPX, parçalanma hedefi etrafındaki blanket ve korumalar için APT projesinde kullanılan bilgisayar simülasyon araçlarının bir parçasıdır. MCNPX kodu, proton ve nükleer etkileşmeler için 1-150 MeV ve nötronlar için 20-150 MeV arasındaki enerjilerde kullanılan yeni nükleer bilgileri kapsamaktadır. İleri Hızlandırıcı Uygulamaları (AAA) projesinin bir parçası olan Hızlandırıcı Atık Dönüşüm (ATW) programında aktinitlerin nükleer özellikleri ve fisyon fiziği konularında kapsamlı çalışmalar yapılmıştır.

MCNPX bilgisayar programı, LAHET ve MCNP bilgisayar programlarının birleştirilmesiyle oluşturulmuştur. MCNP kodunun yeteneklerinin geliştirilerek oluşturulan MCNPX'in çalışma prensibi, bütün enerjiler için programda bulunan fizik simülasyon modelleri kullanılarak etkileşme olasılıklarının hesaplanmasına dayanmaktadır. MCNPX programının kullanıldığı alanları şöyle sıralayabiliriz [45].

- 1) Nötron saçılma deneyleri için hızlandırıcı ile parçalanma hedeflerinin tasarım arařtırmalarında,
- 2) Hızlandırıcı kullanılarak nükleer atıkların dönüşümünü kapsayan izotop üretim ve yok etme programları arařtırmalarında,
- 3) Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerin enerji kaynakları arařtırmasında,
- 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 arařtırmalarda,
- 6) Plazmada yüklü parçacıkların izlenmesinde,
- 7) Nötrino deneyleri konusunda yapılan arařtırmalarda,
- 8) Yüklü parçacıklar kullanılarak tanımlama teknolojileri konusunda,
- 9) Nükleer kritiklik güvenliği ve radyasyon koruması konularında MCNPX bilgisayar programı kullanılmaktadır.

7. HESAPLAMALAR

Kullanılmış yakıtın reaktör depolama alanlarındaki miktarını en aza indirmek, özellikle de uranyum-ötesi elementleri ve aktinidleri dönüştürmek için HGS teknolojisi seçilmiştir. Sistemde kullanılan hızlandırıcı akımıyla reaktör gücünün orantılı olması reaktörün kontrolünü kolaylaştırır. Hızlandırıcının güç tüketiminden dolayı sistemde üretilen net elektrik veriminin az olması ayrıca hedef ve demet penceresinin anormal basınç, korozyon ve ışınlama koşullarına maruz kalması HGS'in bazı dezavantajlarındandır. Yapılan hesaplamalarda kritikaltı çalışan ($k < 1$) HGS tasarımı kullanılarak, seçilen beş uzun yarı ömürlü ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}U ve ^{239}Pu gibi nükleer atıkların kararlı ya da daha kısa yarı ömürlü izotoplara dönüşümleri incelenmiştir. Bu çalışmada, uzun ömürlü atıkların dönüşüm oranları, sırasıyla 1, 2 ve 3 GeV proton demet enerjileri için proton başına üretilen nötron sayısı (çoğaltma faktörü), nötron akı dağılımları ve güç yoğunluğu hesaplanmıştır. Üç boyutlu nükleonik hesaplamalar, MCNPX Monte Carlo bilgisayar programı ve ENDF/B-VI nükleer veri kütüphanesi kullanılarak gerçekleştirilmiştir [45].

7.1. Geometri

Bu çalışmada, kullanılan HGS'in tasarımı ve hesaplamalar MCNPX bilgisayar programında yapılmıştır. Sistemin geometrisi, 100 cm yarı çaplı silindir bir kap, merkezinde 10 cm yarı çaplı bir silindir kurşun hedef ve etrafında bulunan silindirik atık çubuklarından oluşmuştur. 100 cm yarı çaplı silindir kabın et kalınlığı 2 cm'dir. Bu et kalınlığı paslanmaz çelikten yapılmıştır. Silindir kap, 300 cm yüksekliğindedir. Silindir kabın merkezine yerleştirilen kurşun hedefin boyu 190 cm'dir. 10 cm yarı çapındaki hedefin yapı malzemesi doğal kurşundur. Kaynak proton demetinin boyu 10 cm ve yarı çapı 2 cm'dir. Şekil 7.1'de sistemin üç boyutlu bir kesiti görülmektedir.

Atık çubukları, merkezde bulunan doğal kurşun hedeften dışa doğru simetrik olarak altıgen halkalar şeklinde yerleştirilmiştir. Şekil 7.2'de hedefin etrafına yerleştirilen atık çubukları kurşunun bulunduğu merkezden dışarıya doğru renkli bölgelerle ifade edilmiştir. Şekil 7.2'de bu halkalar ve sistemi oluşturan diğer bölgelerin boyuna bir kesiti gösterilmiştir. Atık çubukları hedef ile silindir kap arasındaki bölgeye simetrik olarak yerleştirilmiştir. Hedefin etrafına yerleştirilen atık çubuğunun dış yarı çapı 0,430 cm ve iç yarı çapı 0,425 cm'dir. Atık çubuğunun et kalınlığı 0,005 cm

ve paslanmaz çelikten yapılmıştır. Her bir atık çubuğu altıgen bölgelerle ifade edilen peteklerin merkezine sırasıyla 6, 12, 18, 24 ve 30 tane olacak şekilde içeriden dışa doğru halkalar şeklinde yerleştirilmiştir. Birinci halkada 6, ikinci halkada 12, üçüncü halkada 18, dördüncü halkada 24 ve beşinci halkada 30 adet atık çubuğu yerleştirilmiştir. Sistemde toplam 90 atık çubuğu bulunmaktadır. Sistem HGS'in üstten görünümü ve bir altıgen yapının boyutu Şekil 7.3'de verilmiştir. Sistemi oluşturan parametreler Çizelge 7.1'de verilmiştir. Sistemde soğutucu olarak sodyum kullanılmıştır. Kurşun hedefin dış bölgesi ve atık çubuklarının etrafı sodyum soğutucusuyla doldurulmuştur. HGS'in yapısını oluşturan elementlerin yüzde bileşimleri, atom ve kütle yoğunlukları Çizelge 7.2'de verilmiştir.

7.2. Çoğaltma Faktörü Hesabı

Sistemin merkezinde bulunan doğal kurşun hedefe, 10 mA demet akımına sahip ve enerjileri sırasıyla 1, 2, 3 GeV olan proton demetleri gönderilmiştir. Bu üç enerji değerleri için proton başına hedefte üretilen nötron sayıları hesaplanmıştır. Proton başına çıkan nötron sayısı, MCNPX bilgisayar programının özelliğinden yararlanılarak bulunmuştur. 10 mA proton demet akımında bulunan proton sayısını şöyle hesaplarız.

$$Q=I \times t$$

Burada protonun yükü $Q=1,602 \times 10^{-19}$ C, zaman $t=1$ s ve demet akımı $I=10$ mA alınır proton sayısı (PS) şu şekilde hesaplanır;

$$I=PS \times Q$$

$$10 \times 10^{-3} \text{ A} = PS \times 1,602 \times 10^{-19} \text{ C / s}$$

$$PS=6,242197253 \times 10^{16} \text{ proton / s}$$

1 GeV enerjili 10 mA akıma sahip proton demetinin gücü ise; $P=I \times V$ ifadesiyle bulunur. Bu eşitlikten demet gücü 10 MW olarak hesaplanır. Genel olarak bütün HGS uygulamalarında hedefe gönderilen yüksek enerjili proton başına üretilen nötron sayısı önemli bir parametredir. Farklı enerjilerde hızlandırılan protonlar hedefte proton başına farklı sayıda nötron üretmektedir. Şekil 7.7'de sırasıyla 1, 2 ve 3 GeV enerjili

proton demetleri için atık çubuklarında ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}U ve ^{239}Pu bulunduğu durumlarda hedefte proton başına üretilen nötron sayısı görülmektedir. Proton başına üretilen nötron sayısı demet akımı, demetin enerjisi, hedefin yapıldığı malzeme ve hedefin geometrisine bağlıdır. Hedefe gelen proton, hedef materyal atomunun çekirdeğiyle yaptığı nükleer etkileşmeler (Nükleer Çıg, Buharlaştırma) sonucunda hedef içinde nötron üretimi ve nötron yutulma olaylarını meydana getirmektedir. Bu mekanizmadan yola çıkılarak net nötron üretimi için hedeften kaçan nötron sayısı ve yutulan nötron sayısı hesaplanabilir. Hedef içinde meydana gelen çarpışmalar sonucunda, gelen proton başına üretilen nötron sayısının hesabı şu şekilde yapılmaktadır.

MCNPX bilgisayar programında, proton başına üretilen nötron sayısı iki şekilde yapılmaktadır.

$$1.\text{Metot; Net Nükleer Etkileşmeler} + \text{Net (n,xn)} = n / p$$

$$2.\text{Metot; Hedeften Kaçan Nötronlar} + \text{Hedefte Yutulan Nötronlar} = n / p$$

Bu iki hesap metodu da yaklaşık olarak aynı sonucu vermektedir. Birinci metotta, nötron üretiminde hesaplanan nükleer etkileşmelerden nötron kayıplarında bulunan nükleer etkileşmeler çıkarılarak net nükleer etkileşmeler hesaplanır. Daha sonra nötron üretiminde meydana gelen (n, xn) reaksiyonundan nötron kayıplarında meydana gelen (n, xn) çıkarılarak net (n, xn) bulunur. Net nükleer etkileşmeler ve net (n, xn) sonuçlarının toplanmasıyla gelen proton başına üretilen nötron sayısı hesaplanmış olur. Şekil 7.7’de farklı atık konfigürasyonlarıyla yüklü sistem için hedefte proton başına nötron üretimi gösterilmektedir.

MCNPX hesaplama kodunda 10 cm yarıçaplı kurşun silindir hedefe gönderilen 1 GeV enerjili proton demetinin hedefte proton başına ürettiği nötron sayısı şu şekilde hesaplandı.

$$\text{Net Nükleer Etkileşmeler} = (2,5644\text{E}+01 - 3,2751) = 22,3689$$

$$\text{Net (n, xn)} = (1,8881 - 9,2044\text{E}-01) = 0,96766$$

$$\text{Net Nükleer Etkileşmeler} + \text{Net (n, xn)} = 23,34 \text{ n / p}$$

Bu hesaplamalar sonucunda proton başına bir saniyede üretilen nötron sayısı (NS) ise;

$$NS = \text{Çoğaltma Faktörü} \times PS$$

ifadesiyle hesaplanır. Eşitlikte 1 GeV için MCNPX'de hesaplanan çoğaltma faktörü (23,34 n / p) ve 10 mA deki proton sayısı (PS= 6,242197253 x 10¹⁶ proton / s) yerine konursa yaklaşık olarak NS= 1,45 x 10¹⁸ nötron / s bulunur.

7.3. Akı Hesabı

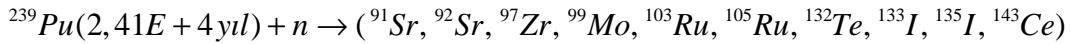
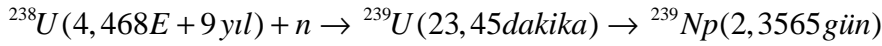
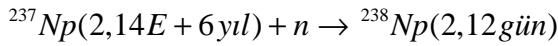
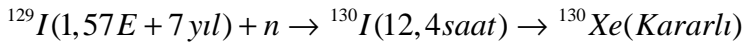
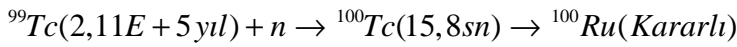
Sırasıyla hedefe 1, 2 ve 3 GeV enerjili proton demetleri gönderilmiş ve çubuklara yerleştirilen atıklar için halka numarasına göre akıdaki değişim hesaplanmıştır. Birinci halkadan beşinci halkaya giderken her bir halkadaki toplam akı azalmaktadır. Bu hesaplamaların sonuçları sırasıyla Şekil 7.8, Şekil 7.9 ve Şekil 7.10'da verilmektedir. Sistemde öncelikle 1 GeV enerjili proton demeti hedefe gönderilerek sırasıyla ⁹⁹Tc, ¹²⁹I, ²³⁷Np, ²³⁸U ve ²³⁹Pu atıklarının çubuklara yerleştirilmesiyle halka numarasına göre akıdaki değişim incelenmiştir. Daha sonra aynı atıklar için 2 GeV enerjili proton demeti kullanılarak halkalardaki akı değişimi hesaplanmıştır. 2 GeV enerjili protonların ürettiği nötron sayısı arttığı için akıda genel bir artış olmuştur. Son olarak 3 GeV enerjili proton demeti kullanılarak aynı atıklar için halkalardaki akı değişimi incelenmiştir. Halkalardaki genel akı dağılımında 2 GeV proton demet enerjisine göre artış olmuştur. Fakat birinci halkadan beşinci halkaya doğru gidildikçe yine akıda azalma olmuştur.

Ayrıca birinci halkadaki atık çubuklarına sırasıyla yerleştirilen ⁹⁹Tc, ¹²⁹I, ²³⁷Np, ²³⁸U ve ²³⁹Pu izotoplarının proton demet enerjisine göre bu halkadaki toplam akısı hesaplanmıştır. Birinci halkadaki akı değişimleri ²³⁹Pu hariç birbirlerine benzer çıkmıştır. ²³⁹Pu'un farklı çıkması fisyon reaksiyonlarıyla dönüşümünün yapılmasıdır. Aynı atıkların ikinci halkadaki akı değişimi de hesaplanmıştır. Burada da ²³⁹Pu hariç diğer izotopların akılarındaki değişim görülmektedir. Şekil 7.11 ve 7.12'de birinci ve ikinci halkaya ait akı değişimleri hesaplanmıştır.

7. 4. Dönüşüm Hesabı

Yapılan hesaplamaların amacı, tasarlanan bu sistemde sırasıyla hedef etrafındaki atık çubuğu bölgesine yerleştirilen seçilmiş bu beş uzun yarı ömürlü fisyon ürünleri ve

küçük aktinitlerin fisyon ve nötron yakalama reaksiyonlarıyla kararlı ya da daha kısa yarı ömürlü hale getirmektir. Atık çubuklarına yerleştirmek için fisyon ürünlerinden ^{99}Tc ve ^{129}I , küçük aktinitlerden ise ^{237}Np , ^{238}U ve ^{239}Pu seçilmiştir. Ele alınan aktinit izotopları çok uzun seneler sonucunda kendiliğinden kararlı hale gelebilmektedir. ^{237}Np bozunma serileri sonucunda kararlı ^{209}Bi 'a, ^{238}U bozunma serileri sonucunda kararlı ^{206}Pb 'ya ve ^{239}Pu bozunma serileri sonucunda kararlı ^{207}Pb 'ye dönüşmektedir. ^{237}Np , ^{238}U ve ^{239}Pu 'un bozunma serileri sırasıyla Şekil 7.4, Şekil 7.5 ve Şekil 7.6 ile gösterilmiştir. ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np ve ^{238}U nötron yakalama, ^{239}Pu fisyon reaksiyonlarıyla dönüştürülmüştür. Bu elementlerin dönüşümleri şu reaksiyonlarla olmaktadır.

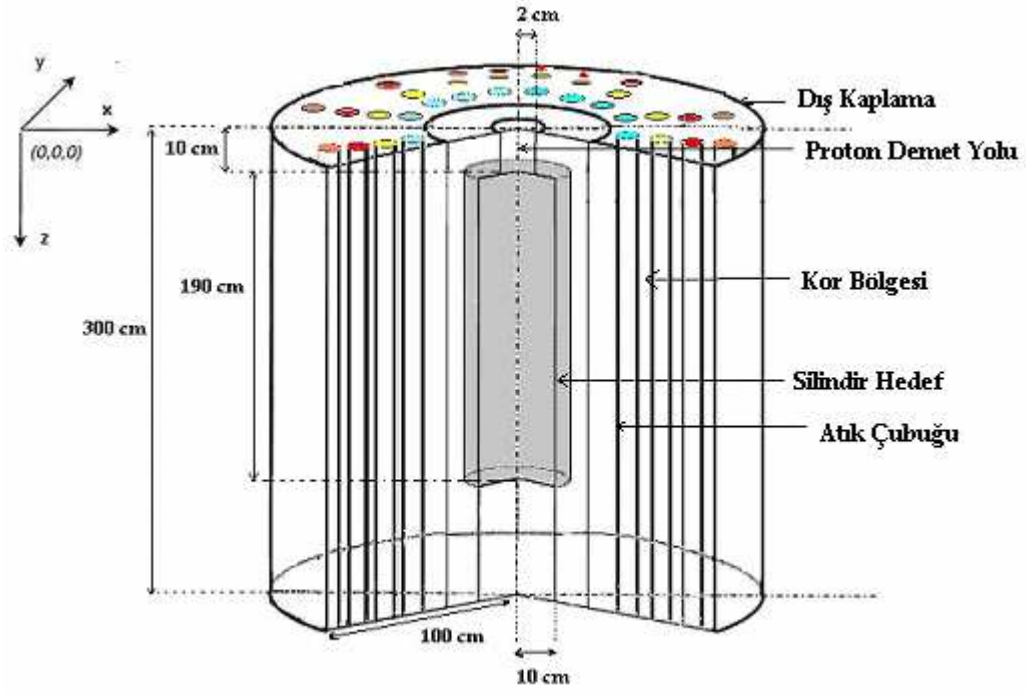


^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}U ve ^{239}Pu 'un dönüşüm hesaplamaları için bir aylık zaman dilimi seçilmiştir. Çizelge 7.3'de bu izotopların bir aylık süre için dönüşüm oranları verilmiştir. MCNPX'de her bir elementin dönüşümünün hesaplanmasında hata paylarını azaltmak için bilgisayar programının çalışma süresi bir saat seçildi. Merkezden dışa doğru x eksenini boyunca sıralanmış atık çubuklarında seçilen bu beş element için dönüşüm hesaplamaları yapıldı. Şekil 7.13'de 1 GeV enerjili, Şekil 7.14'de 2 GeV enerjili ve Şekil 7.15'de 3 GeV enerjili proton demeti için eksen boyunca yerleştirilmiş atık çubuklarındaki bir aydaki dönüşüm oranı hesaplanmıştır. 100 cm yarı çaplı silindirik sistemin merkezinden x eksenini boyunca dışa doğru gidildikçe hesaplamalara göre atık çubuklarındaki dönüşümün azaldığı görülmektedir. Bunun sebebi, merkezden uzaklaştıkça nötron akı dağılımının azalmasıdır. Sistemin etkin ve verimli dönüşüm yapması için atık çubuklarının yapı malzemesi olan paslanmaz çeliğin et kalınlığı çok ince seçilmiştir. 1, 2 ve 3 GeV enerjili proton demetleri için atıkların halka numarasına göre bir aydaki toplam dönüşümü sırasıyla Şekil 7.16, Şekil 7.17 ve Şekil 7.18'de gösterilmiştir. Sistemde içeriden dışarıya doğru üçüncü halkaya kadar halkalardaki

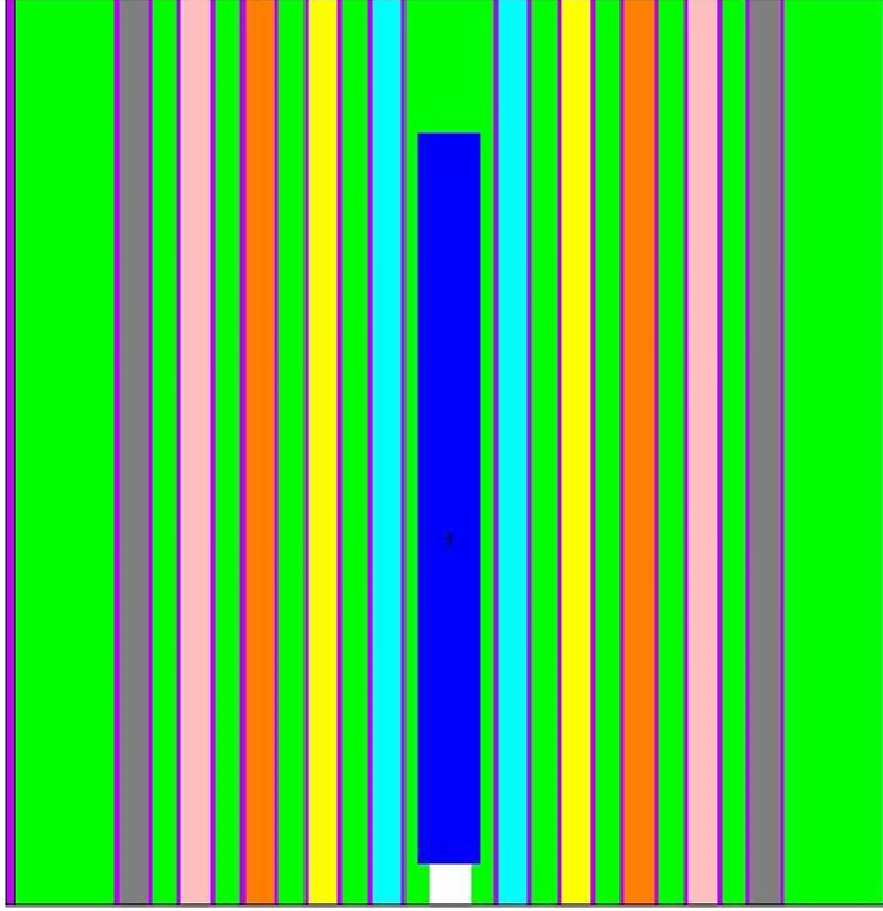
toplam atık çubuğunun sayısının artmasına paralel olarak bir aylık halkalardaki dönüşüm oranı da artmaktadır.

7. 5. Güç Yoğunluğu Hesabı

Hedefe gönderilen sırasıyla 1, 2 ve 3 GeV enerjili proton demetleri için atık çubuklarına koyulan farklı malzemelerle x ekseni boyunca meydana gelen güç yoğunluğundaki değişim incelenmiştir. Merkezden 15 cm uzaklıktaki x ekseninden başlayarak yerleştirilmiş atık çubuklarındaki genel güç yoğunluğu azalmıştır. Nötron akılarının merkezden uzaklaştıkça azalması güç yoğunluğunda azalmaya neden olmuştur. Sistemin merkezinden uzaklaştıkça x eksenindeki güç yoğunluğunun değişimi sırasıyla Şekil 7.19, Şekil 7.20 ve Şekil 7.21 görülmektedir. Beş halkadan oluşan ve her halkada sırasıyla 6, 12, 18, 24 ve 30 tane atık çubuğu olacak şekilde yerleştirilmiş sistemin her halkasındaki toplam güçteki değişim incelenmiştir. Sırasıyla hedefe gönderilen 1, 2 ve 3 GeV enerjili proton demetleri için her halkada bulunan atık çubuklarında toplam güç hesaplanmıştır. ^{239}Pu hariç diğer izotopların bulunduğu sistemdeki halkaların güç hesaplamalarında toplam güç azalmıştır. ^{239}Pu 'da ise üçüncü halkaya kadar artış daha sonra bir azalma görülmüştür. ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}U ve ^{239}Pu atıklarının kullanılması ile sırasıyla 1, 2 ve 3 GeV enerjili proton demeti için halka numarasına göre toplam güçteki değişim Şekil 7.22, Şekil 7.23 ve Şekil 7.24 de gösterilmiştir.

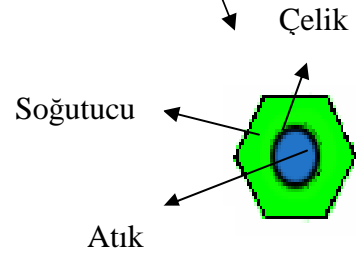
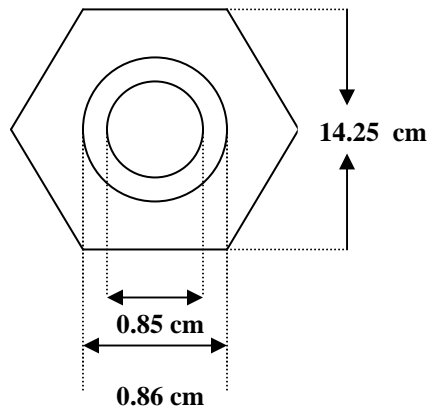
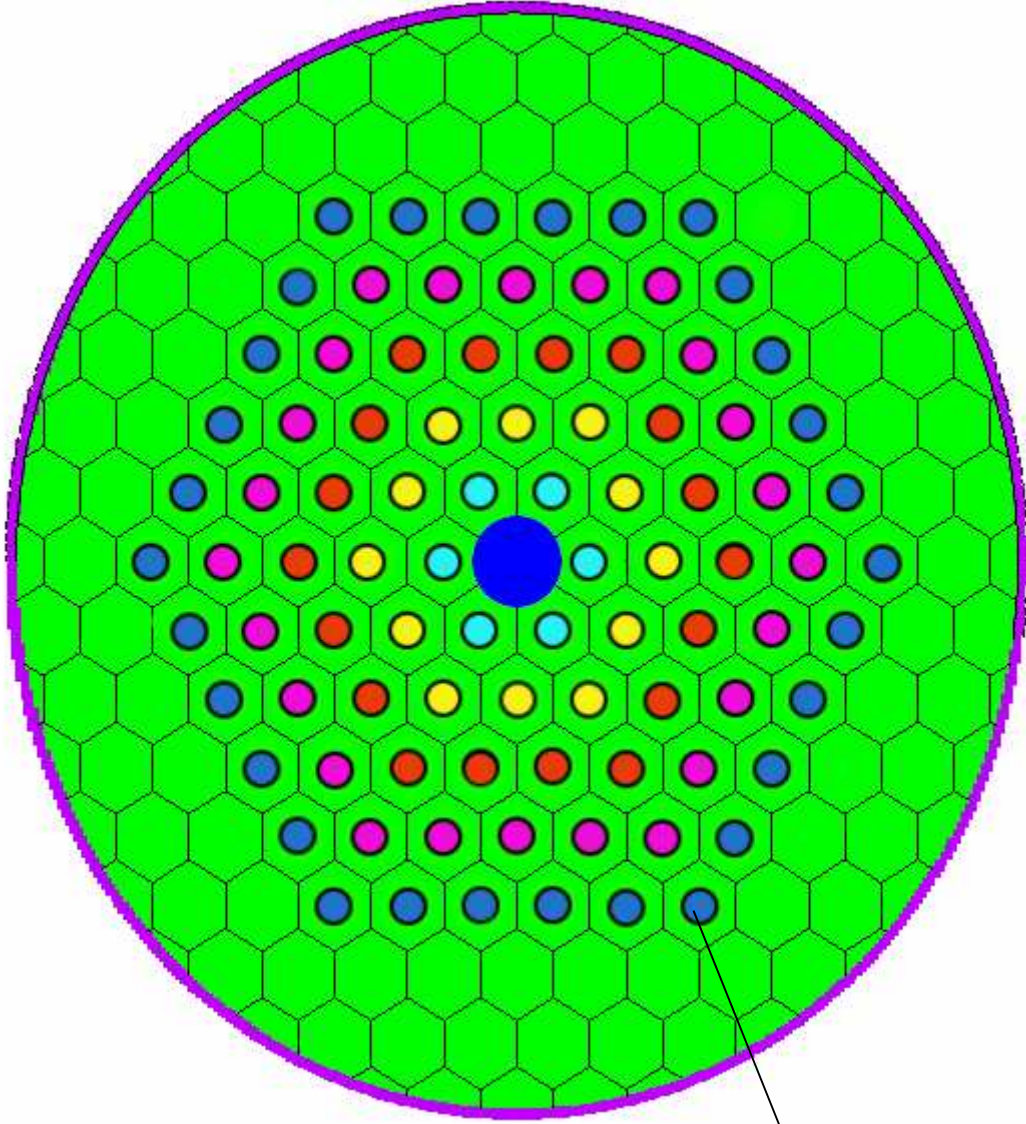


Şekil 7.1. HGS'in üç boyutlu kesiti



- Proton Demeti
- Sıvı Sodyum
- Kurşun Hedef
- 1.Halka
- 2.Halka
- 3.Halka
- 4.Halka
- 5.Halka

Şekil 7. 2. HGS'in boyuna kesiti



Şekil 7. 3. HGS'in üstten görünümü ve atık çubuğunun bir kesiti

Sistem Parametreleri	
Soğutucu Tipi	Sodyum
Hedef Tipi	Kurşun
Hedef Şekli	Silindir
Hedef Boyu	190 cm
Hedef Yarıçapı	10 cm
HGS'in Şekli	Silindir
HGS'in Boyu	300 cm
HGS'in Yarıçapı	100 cm
HGS'in Yapı Malzemesi	Çelik
HGS'in Yapı Kalınlığı	2 cm
Yakıt Çubuğu Şekli	Silindir
Yakıt Çubuğu Yapı Malzemesi	Çelik
Yakıt Çubuğu Yapı Kalınlığı	0,005 cm
Yakıt Çubuğu Yarıçapı	0,425 cm
Hızlandırılan Demet Tipi	Proton
Demet Yarıçapı	2 cm
Demet Enerjileri	1, 2, 3 GeV
Demet Akımı	10 mA

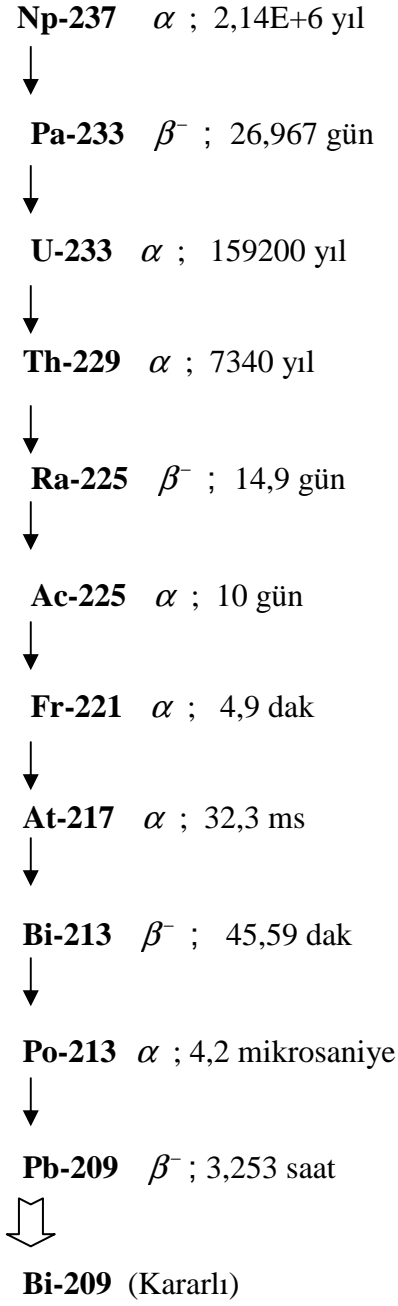
Çizelge 7. 1. HGS'in tasarım parametreleri

Malzeme	İçerdiği İzotoplar	%	Kütleli Yoğunluk (gr/cm ³)	Atomik Yoğunluk (atom/barn)
Çelik (Ferritic Steel)	C	0,001000	8,03	8,32425x10 ⁻²
	V	0,002500		
	Cr	0,090000		
	Fe	0,885800		
	Ta	0,000700		
	W	0,020000		
Hedef	Pb	1,000000	11,35	3,29849x10 ⁻²
Soğutucu	Na	1,000000	0,927	2,42823x10 ⁻²
Atık	Tc	1,000000	11,50	7,00193x10 ⁻²
	I	1,000000	4,94	2,30782x10 ⁻²
	Np	1,000000	20,25	5,14437x10 ⁻²
	U	1,000000	18,95	4,79384x10 ⁻²
	Pu	1,000000	19,81	4,99040x10 ⁻²

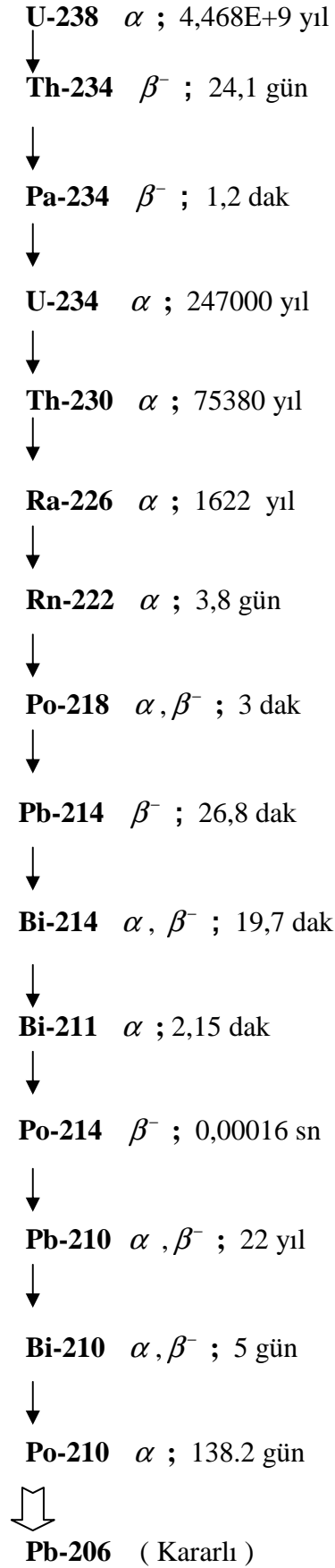
Çizelge 7. 2. HGS'i oluşturan malzemenin özellikleri

İzotoplar	Başlangıç Miktarı (gr)	Dönüşüm (mg/ay) (1 GeV için)	Dönüşüm (mg/ay) (2 GeV için)	Dönüşüm (mg/ay) (3 GeV için)
⁹⁹ Tc	176193	317,48	1342,68	2695,52
¹²⁹ I	75686,4	326,1	1381,76	2799,38
²³⁷ Np	310253,4	922,13	3911,61	7826,56
²³⁸ U	290335,5	200,11	848,02	1680,29
²³⁹ Pu	303512,4	1444,47	6091,28	12204,77

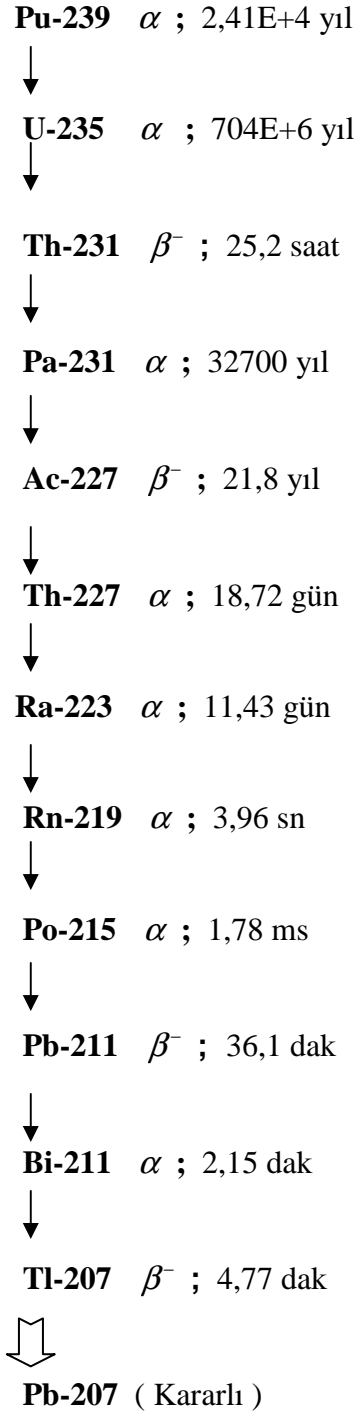
Çizelge 7. 3. 1, 2 ve 3 GeV enerjileri için izotopların bir aylık toplam dönüşüm oranı



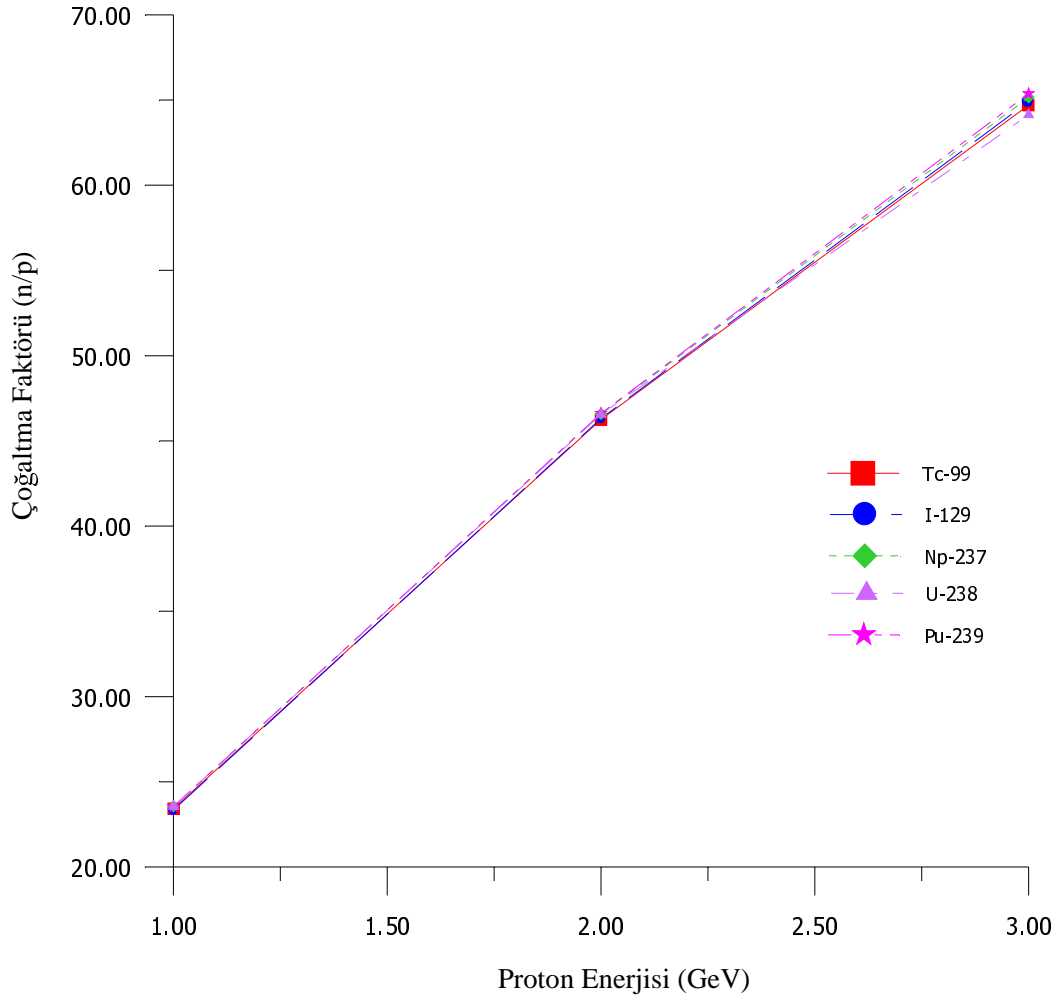
Şekil 7.4. Neptinyum-237' nin bozunma serisi.



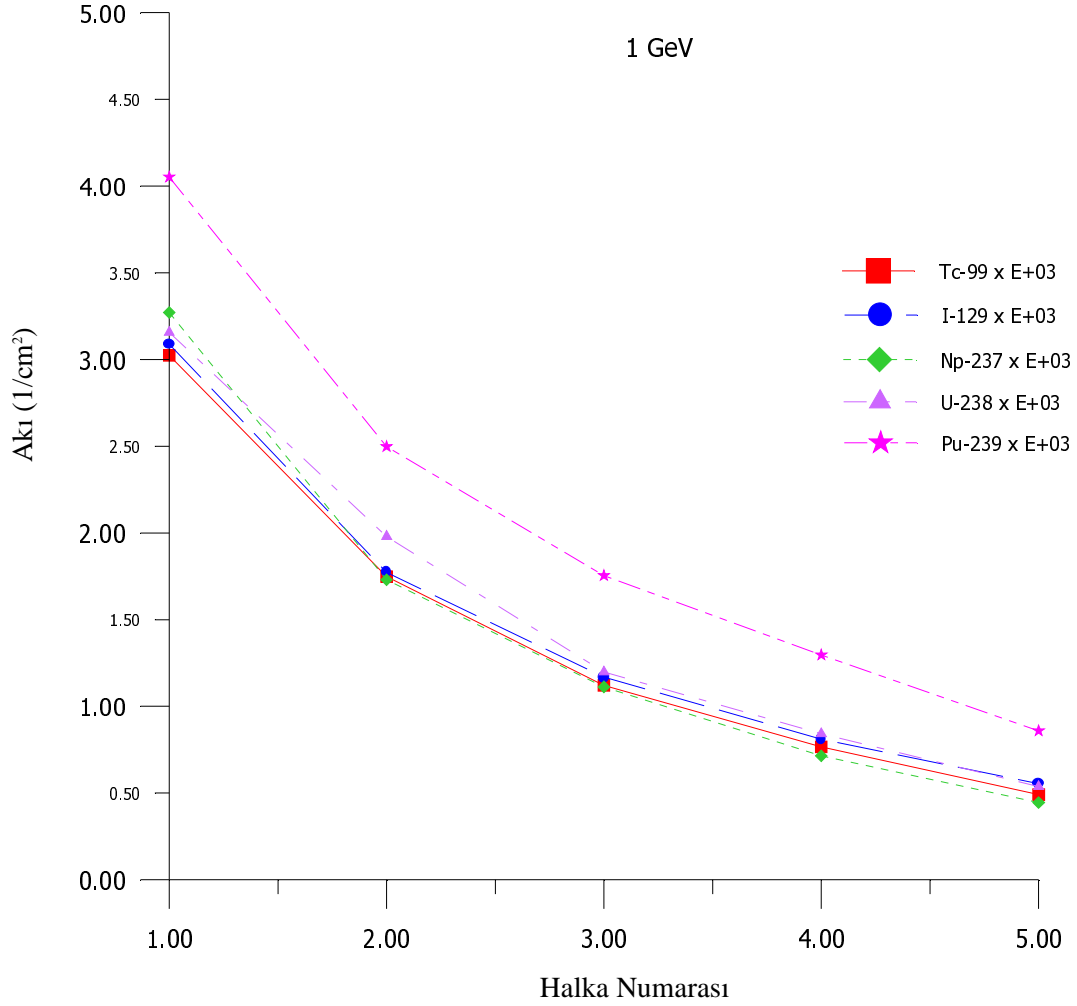
Şekil 7.5. Uranyum-238'in bozunma serisi.



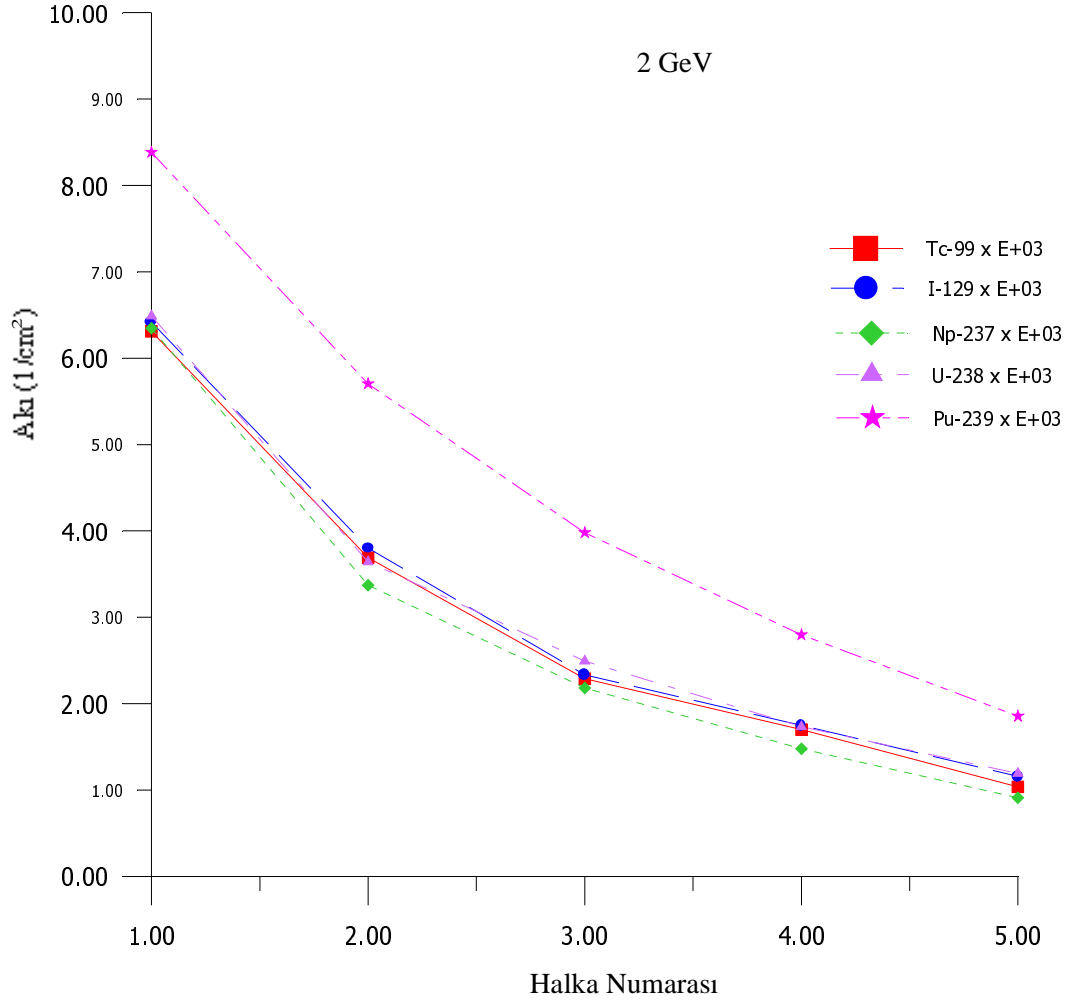
Şekil 7.6. Plutonyum-239'un bozunma serisi.



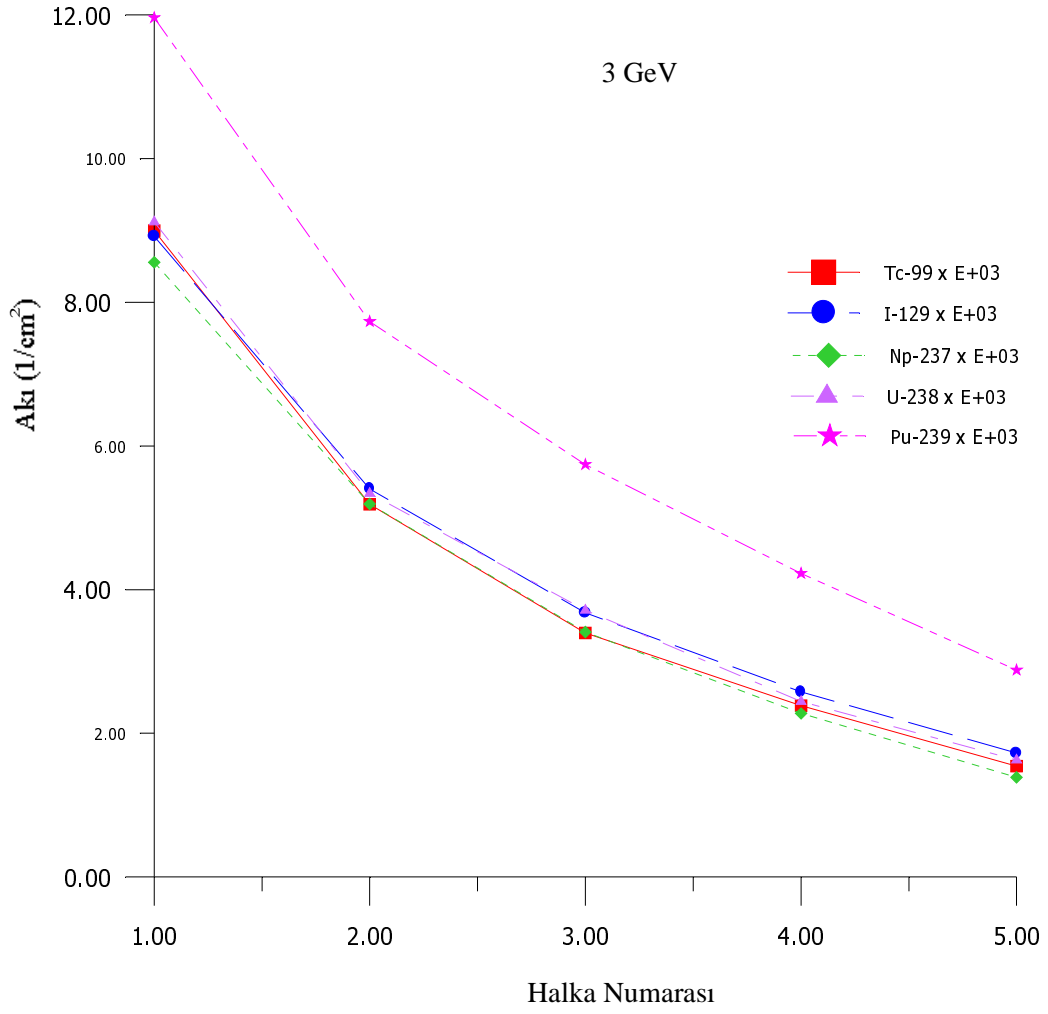
Şekil 7.7. 1, 2 ve 3 GeV enerjili proton demetleri için proton başına nötron sayısındaki değişim.



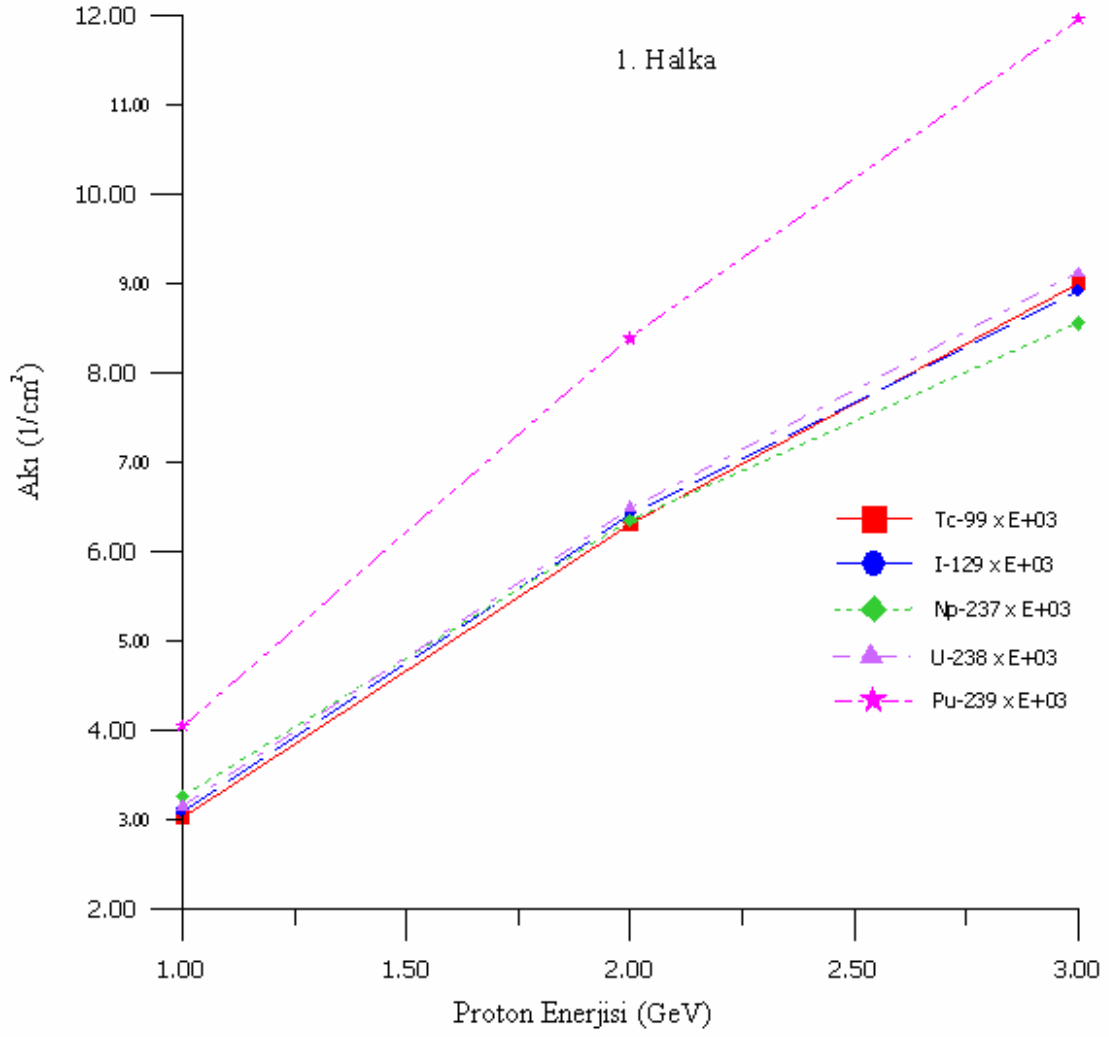
Şekil 7.8. 1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için nötron akısının halka numarasına göre değişimi.



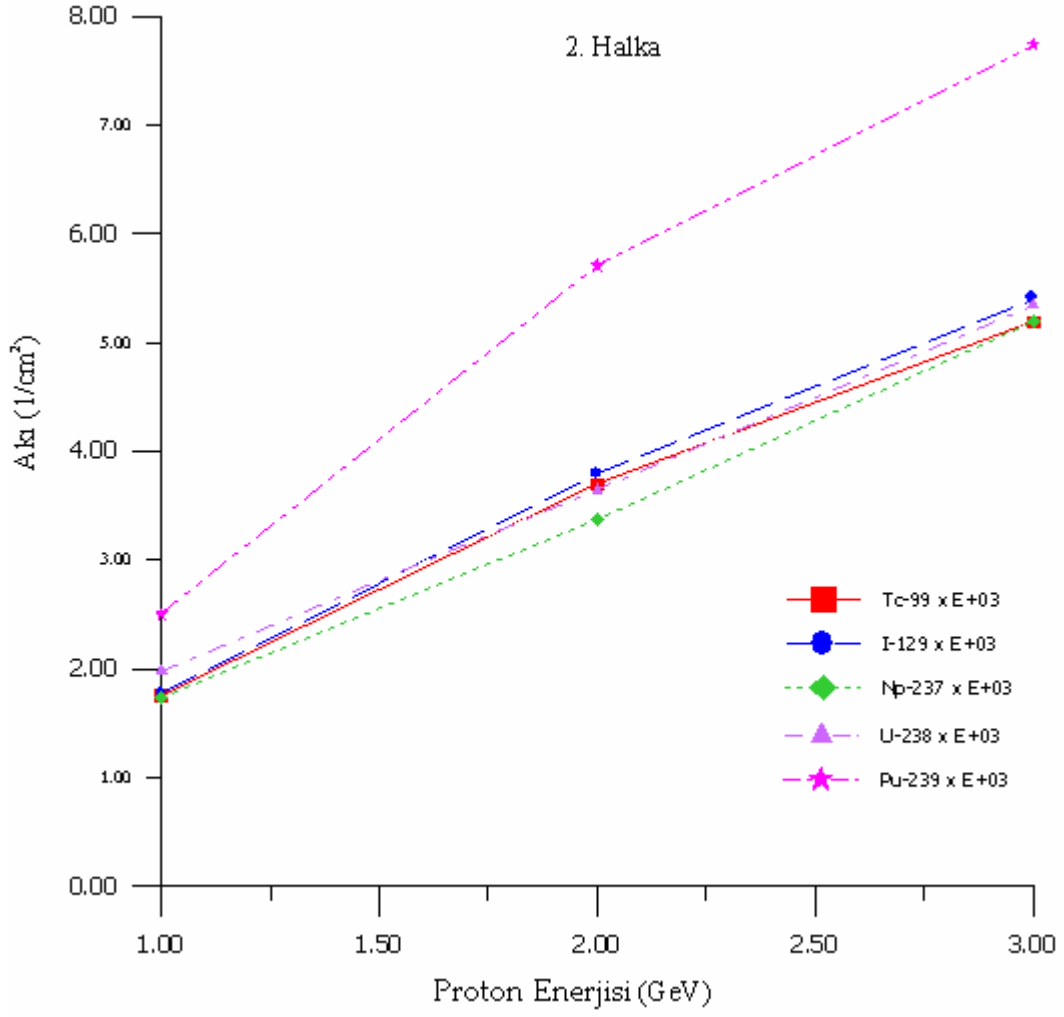
Şekil 7.9. 2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için nötron akısının halka numarasına göre değişimi.



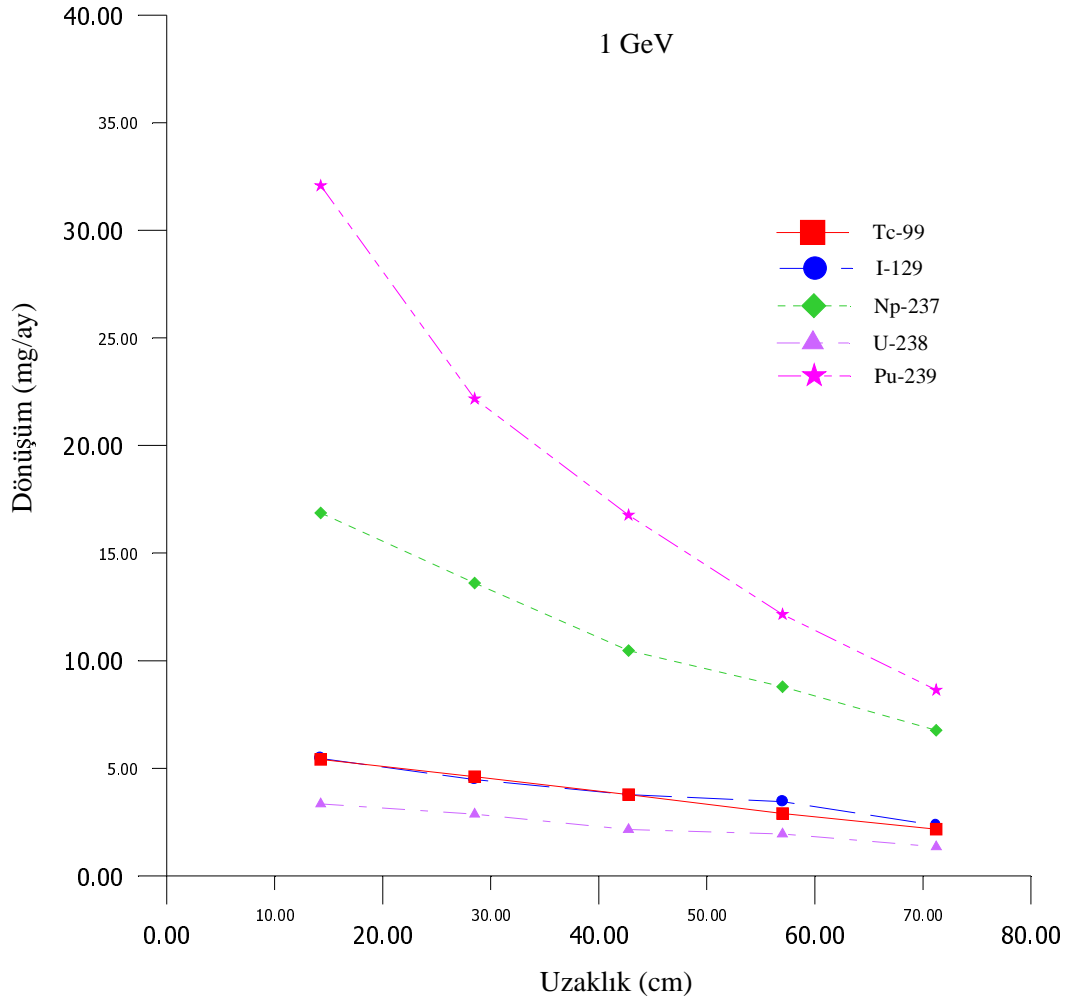
Şekil 7.10. 3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için nötron akısının halka numarasına göre değişimi.



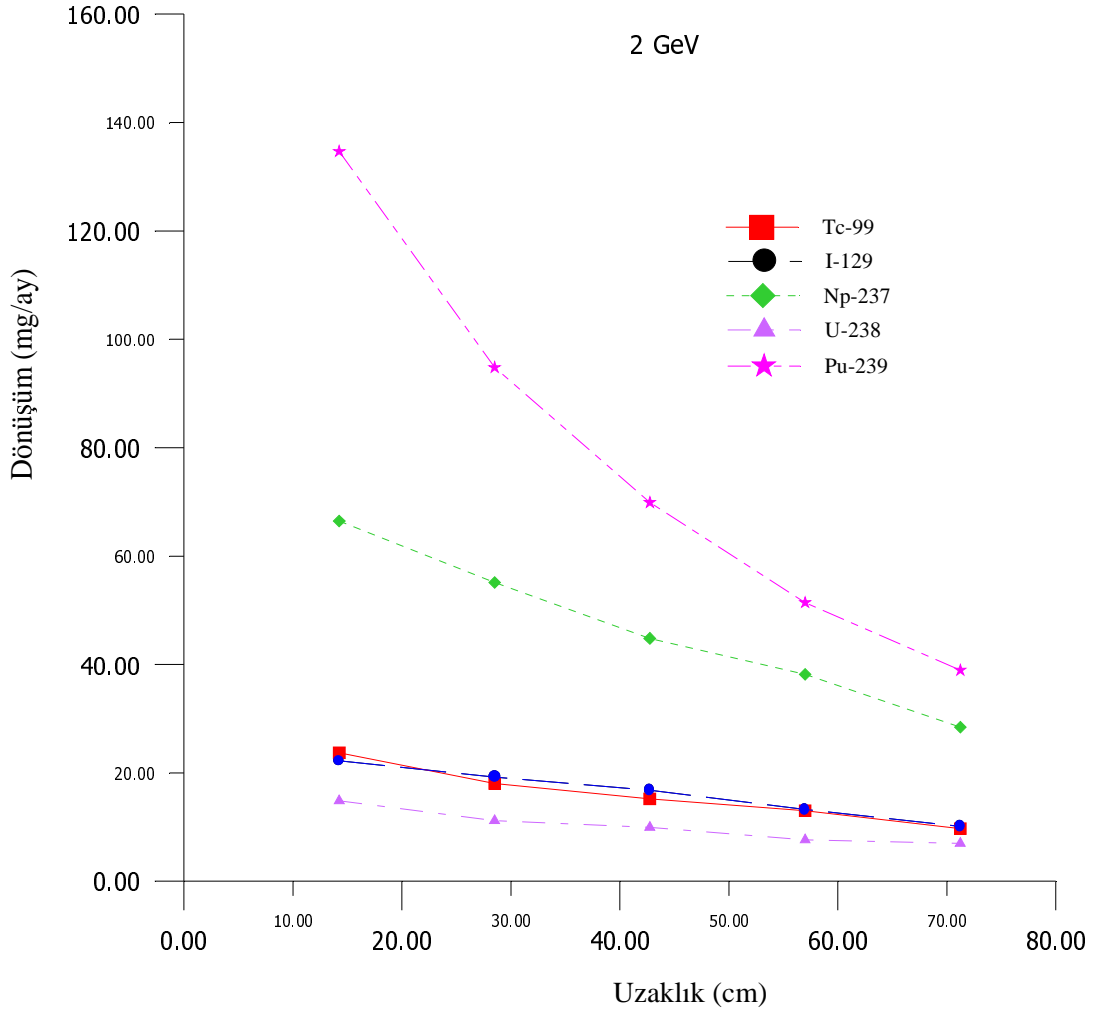
Şekil 7.11. Birinci halkada nötron akısının Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için demet enerjilerine göre değişimi.



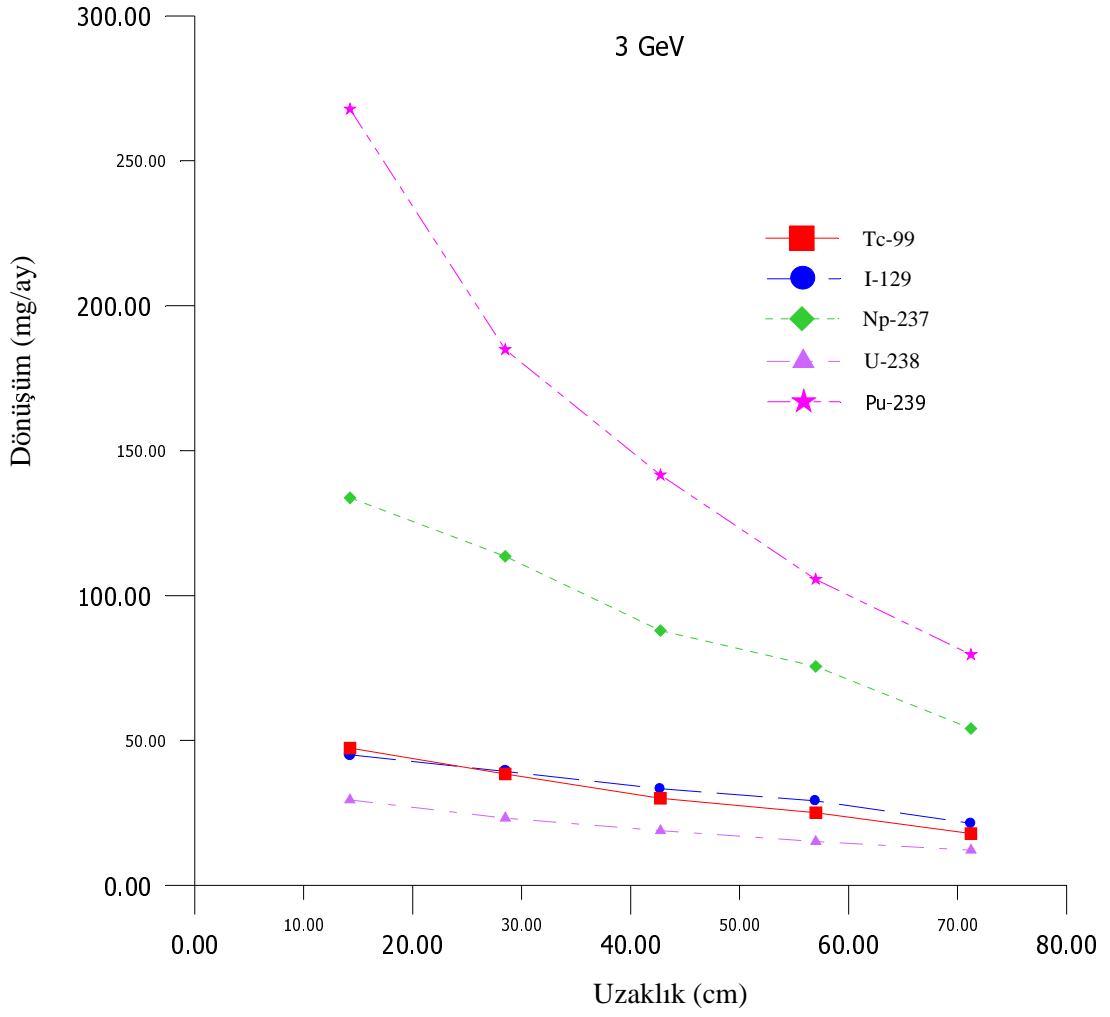
Şekil 7.12. İkinci halkada nötron akısının Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için demet enerjilerine göre değişimi.



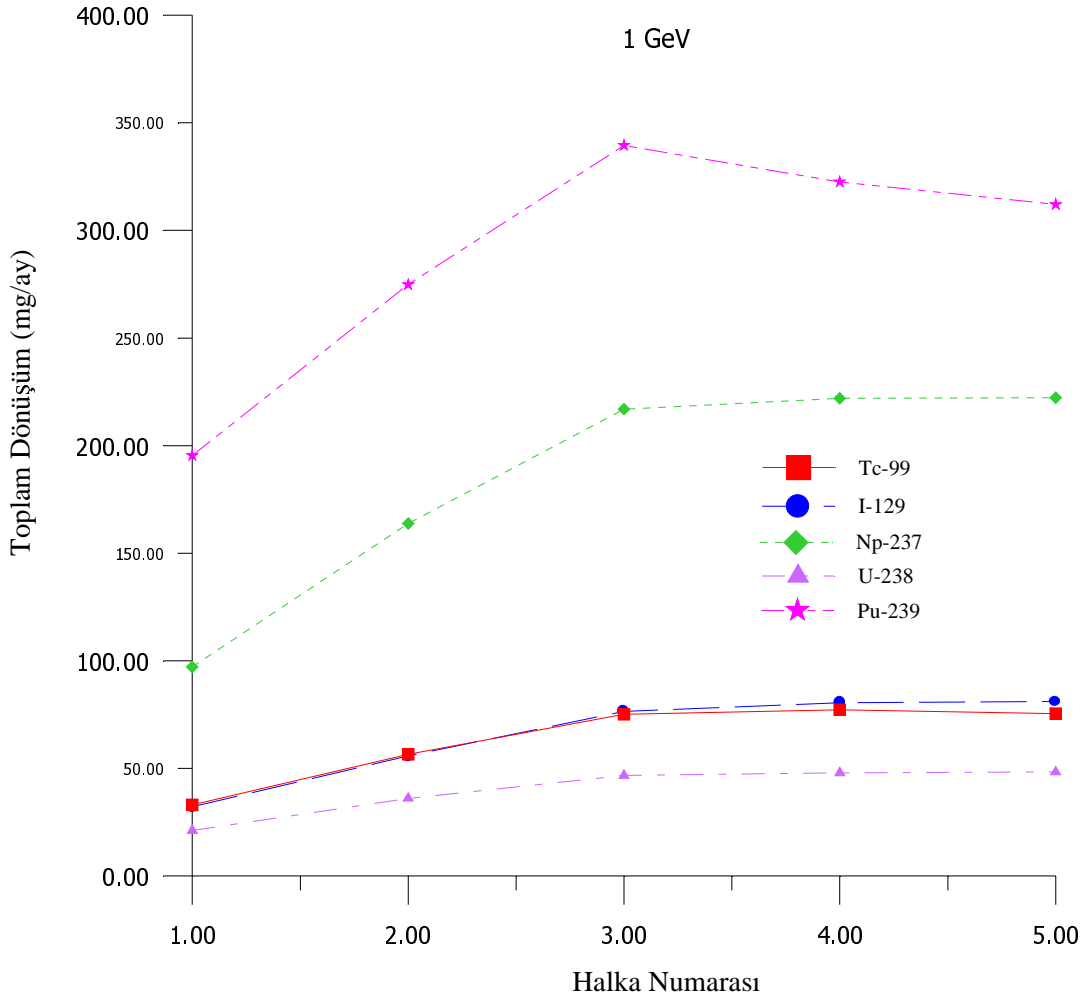
Şekil 7.13. 1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki dönüşüm miktarının x-eksenine göre değişimi.



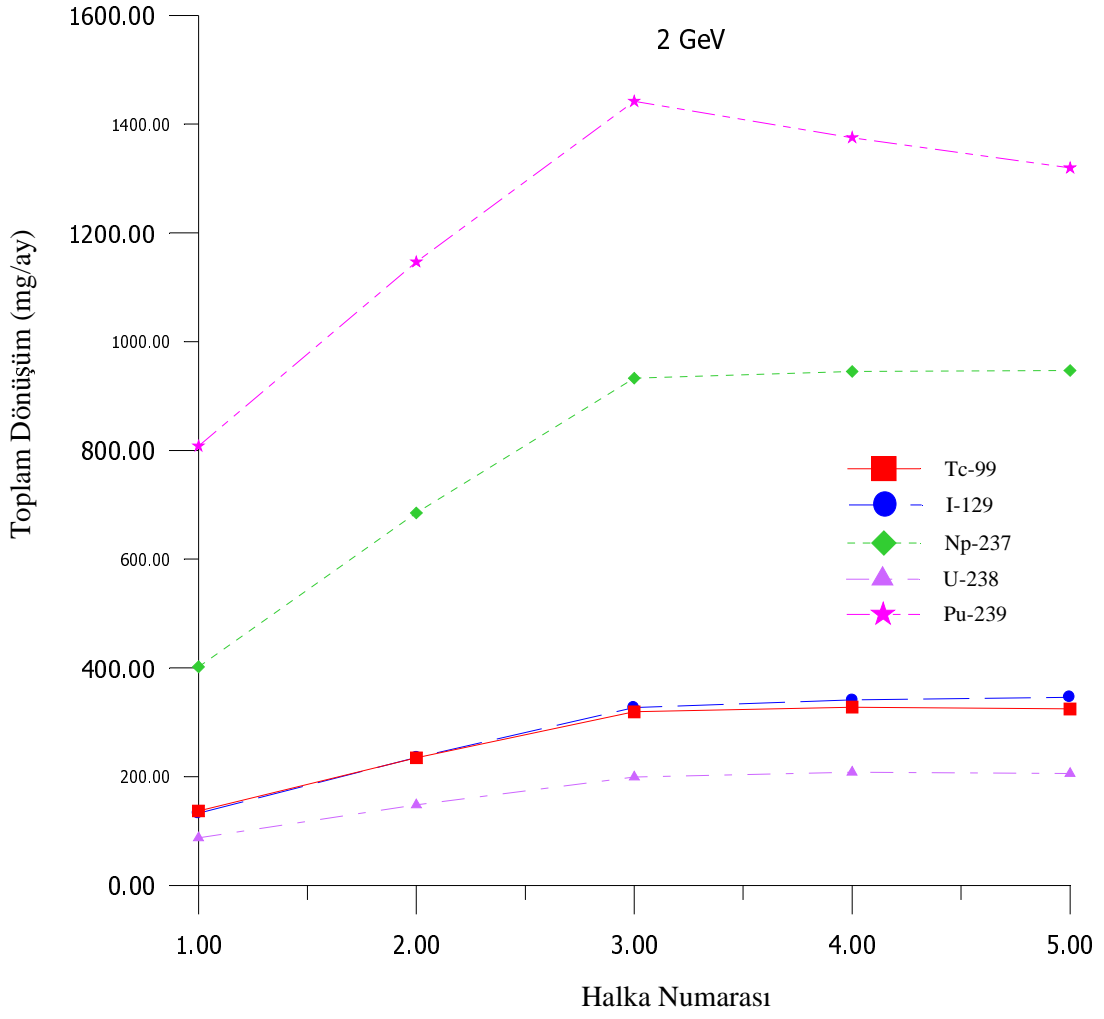
Şekil 7.14. 2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki dönüşüm miktarının x-eksenine göre değişimi.



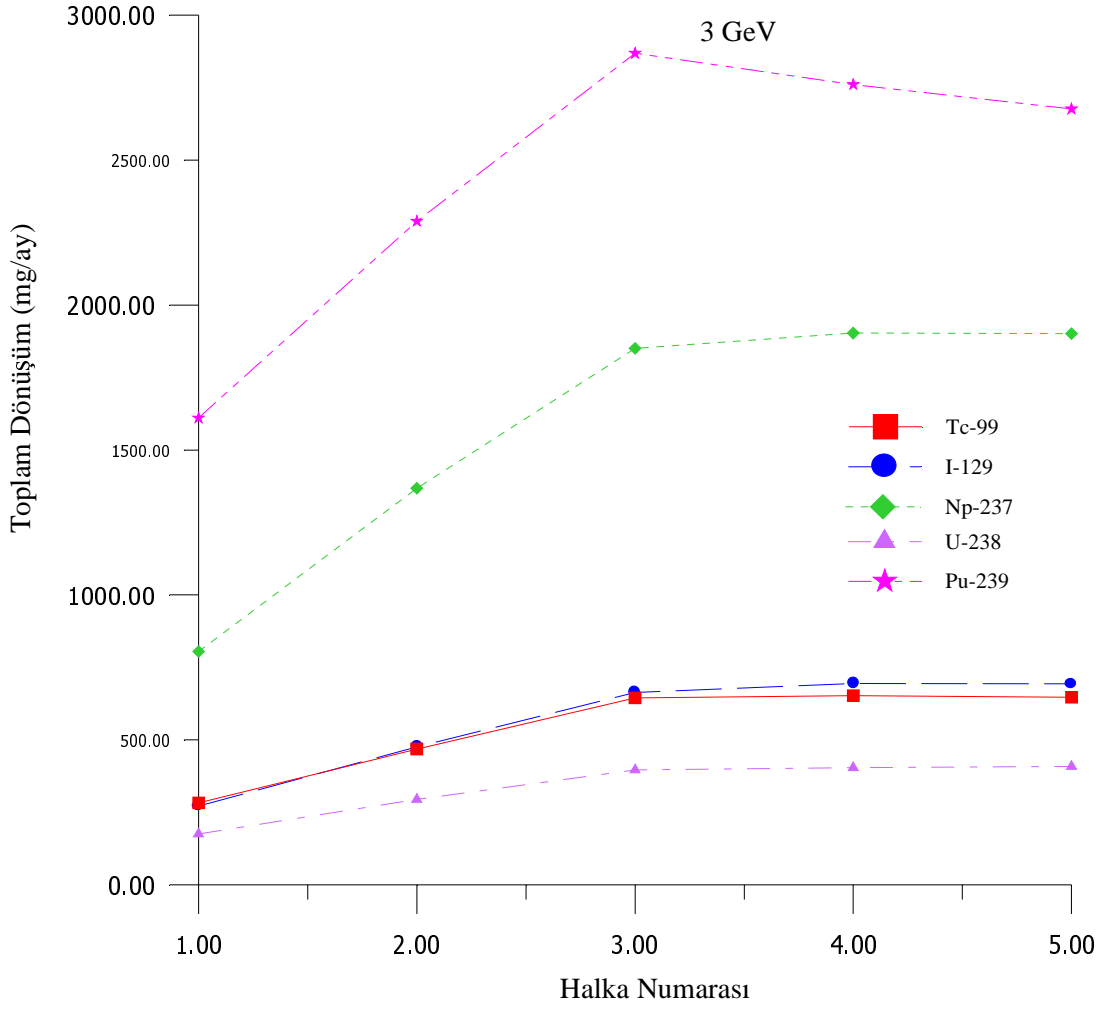
Şekil 7.15. 3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki dönüşüm miktarının x-eksenine göre değişimi



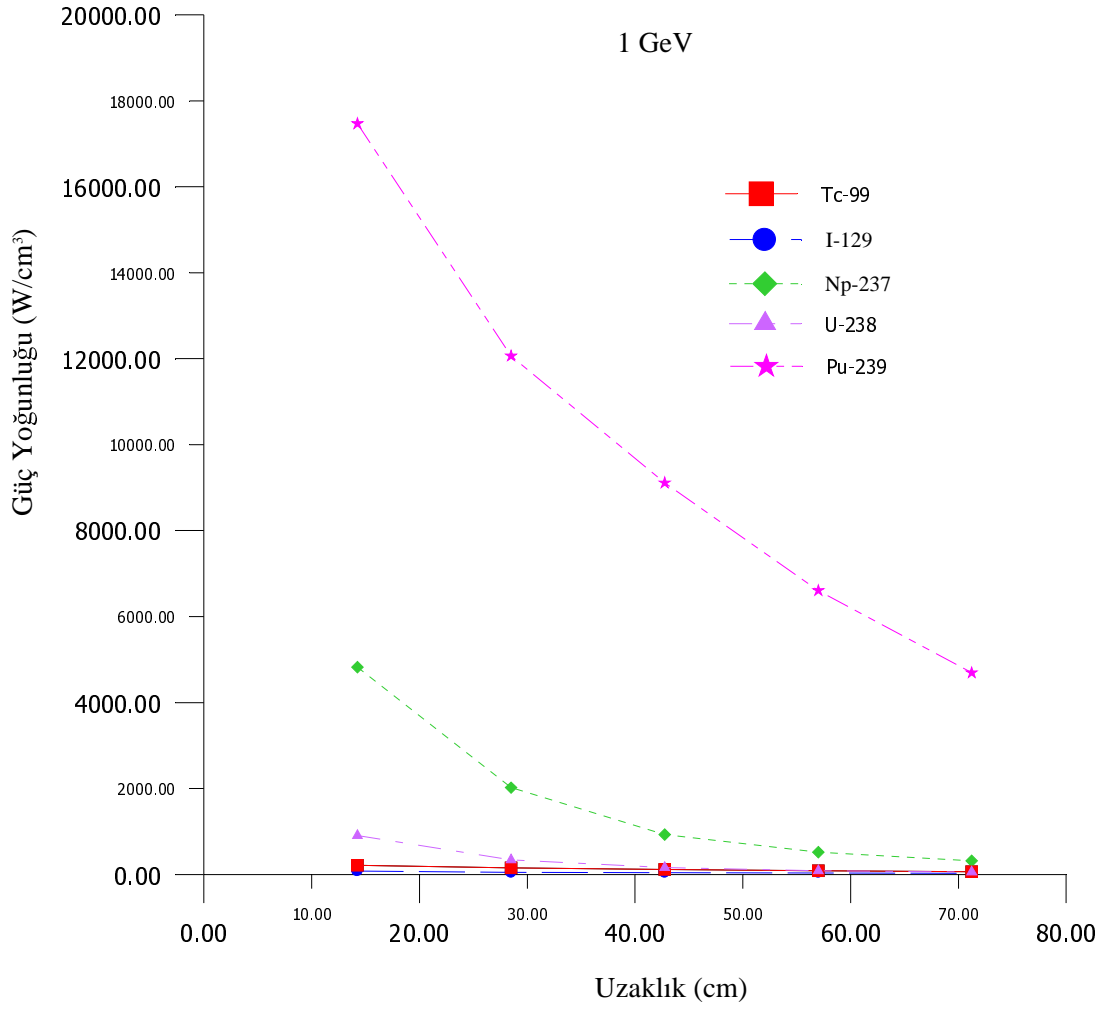
Şekil 7.16. 1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki toplam dönüşüm miktarının halka numarasına göre değişimi.



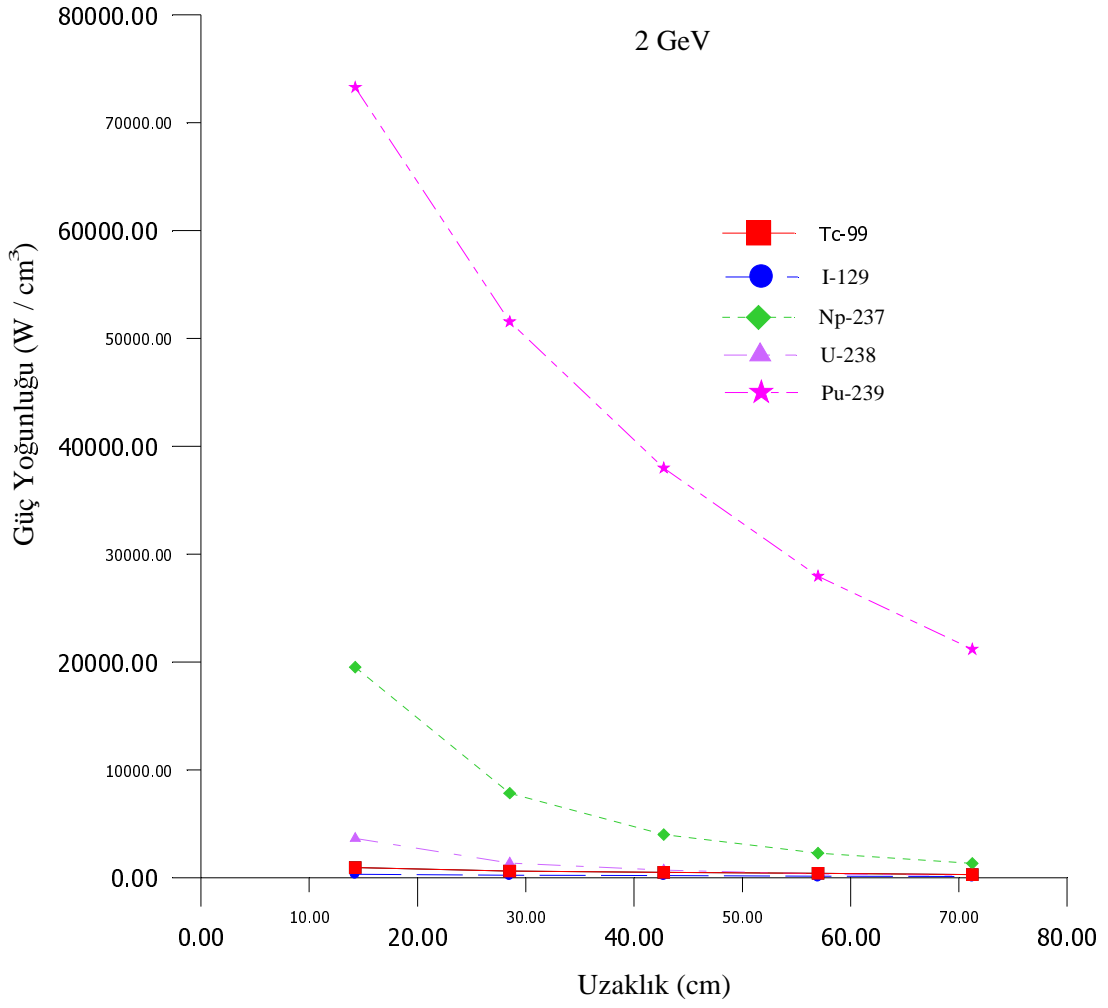
Şekil 7.17. 2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki toplam dönüşüm miktarının halka numarasına göre değişimi.



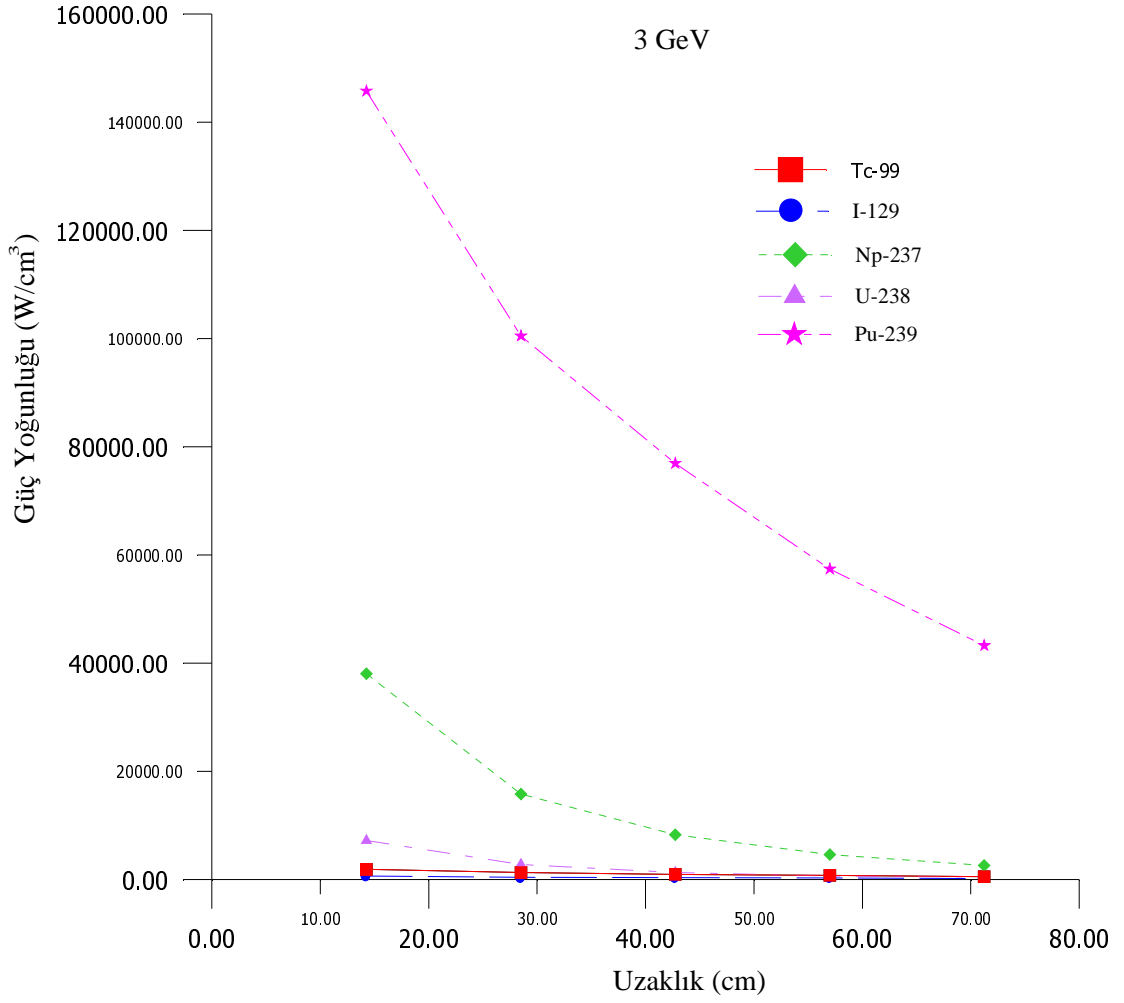
Şekil 7.18. 3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için bir aydaki toplam dönüşüm miktarının halka numarasına göre değişimi.



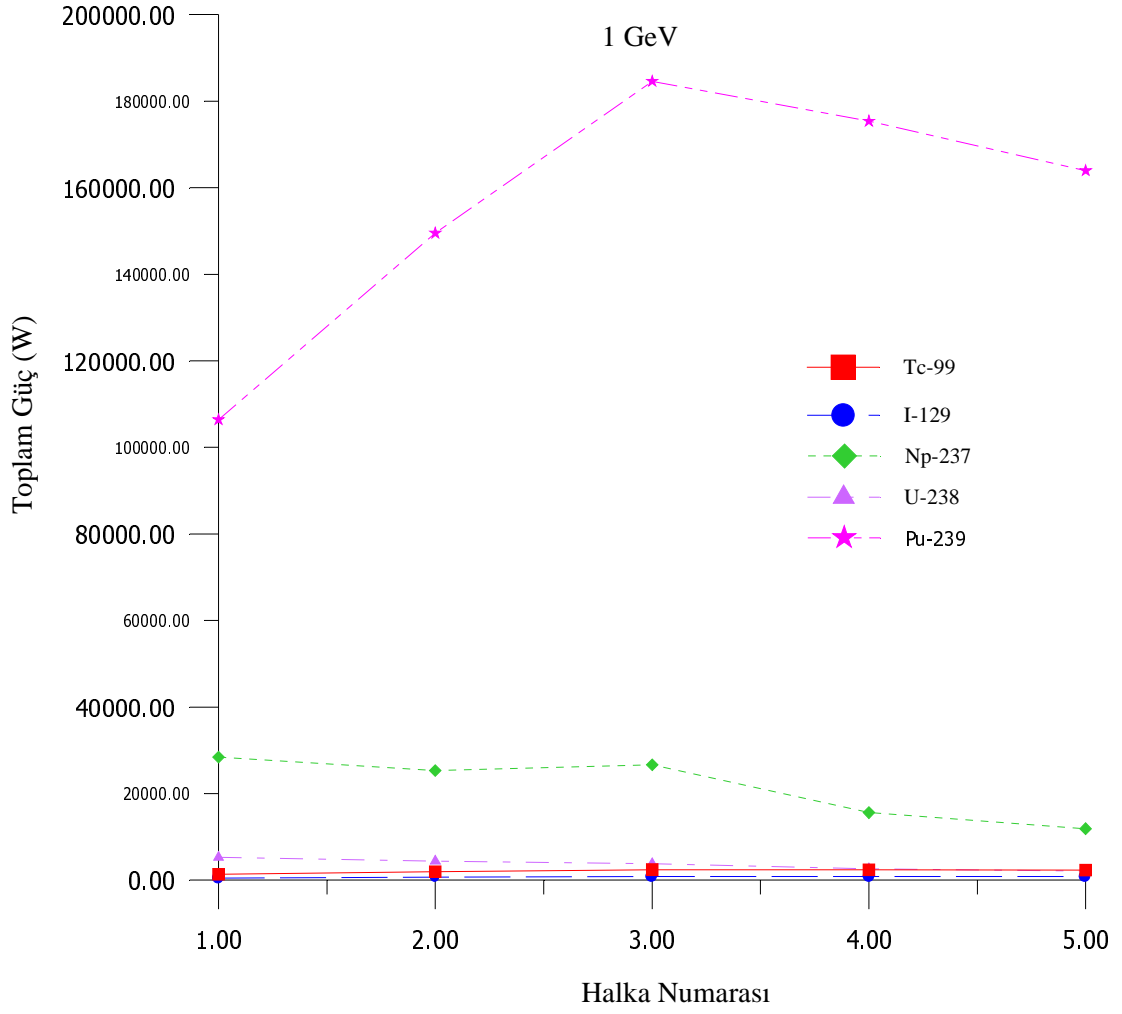
Şekil 7.19. 1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için güç yoğunluğunun x-eksenine göre değişimi



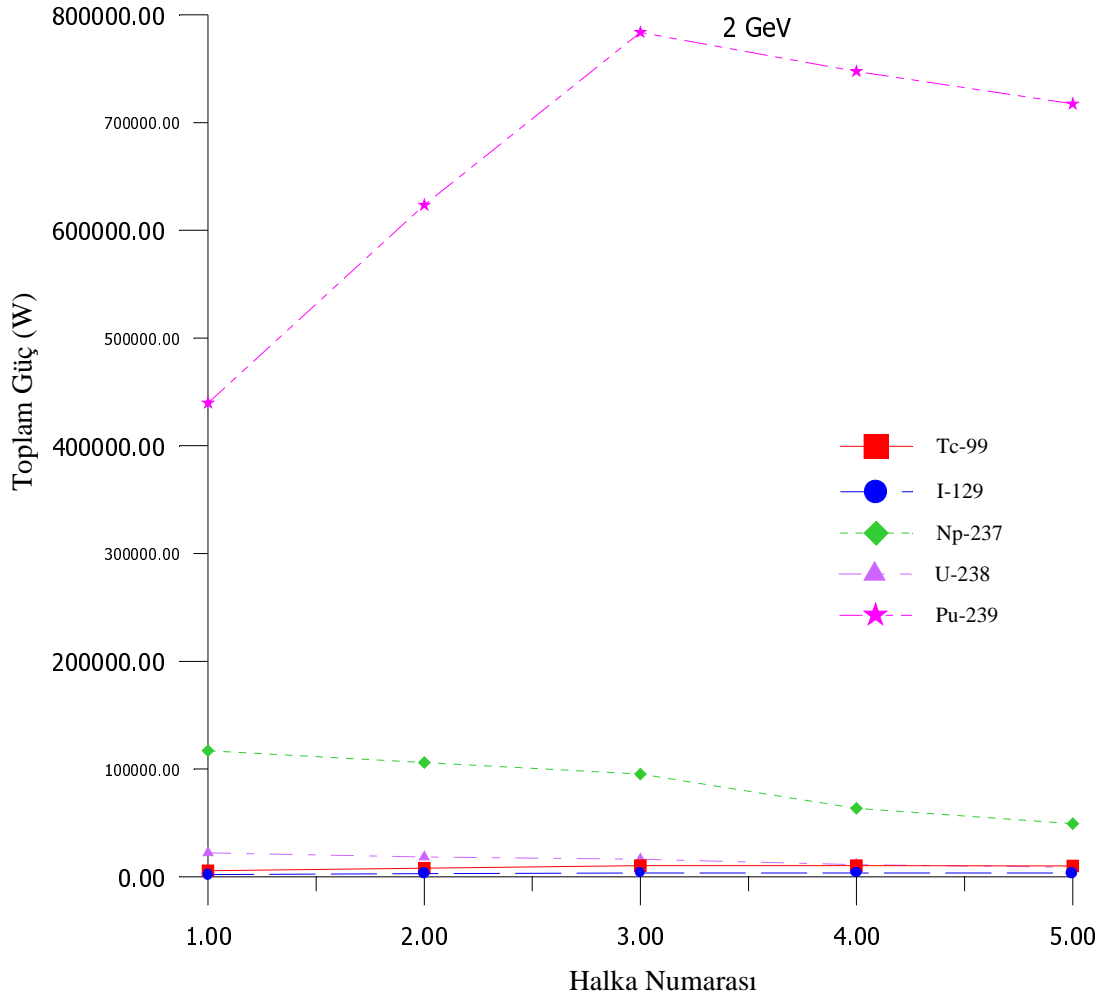
Şekil 7.20. 2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için güç yoğunluğunun x-eksenine göre değişimi



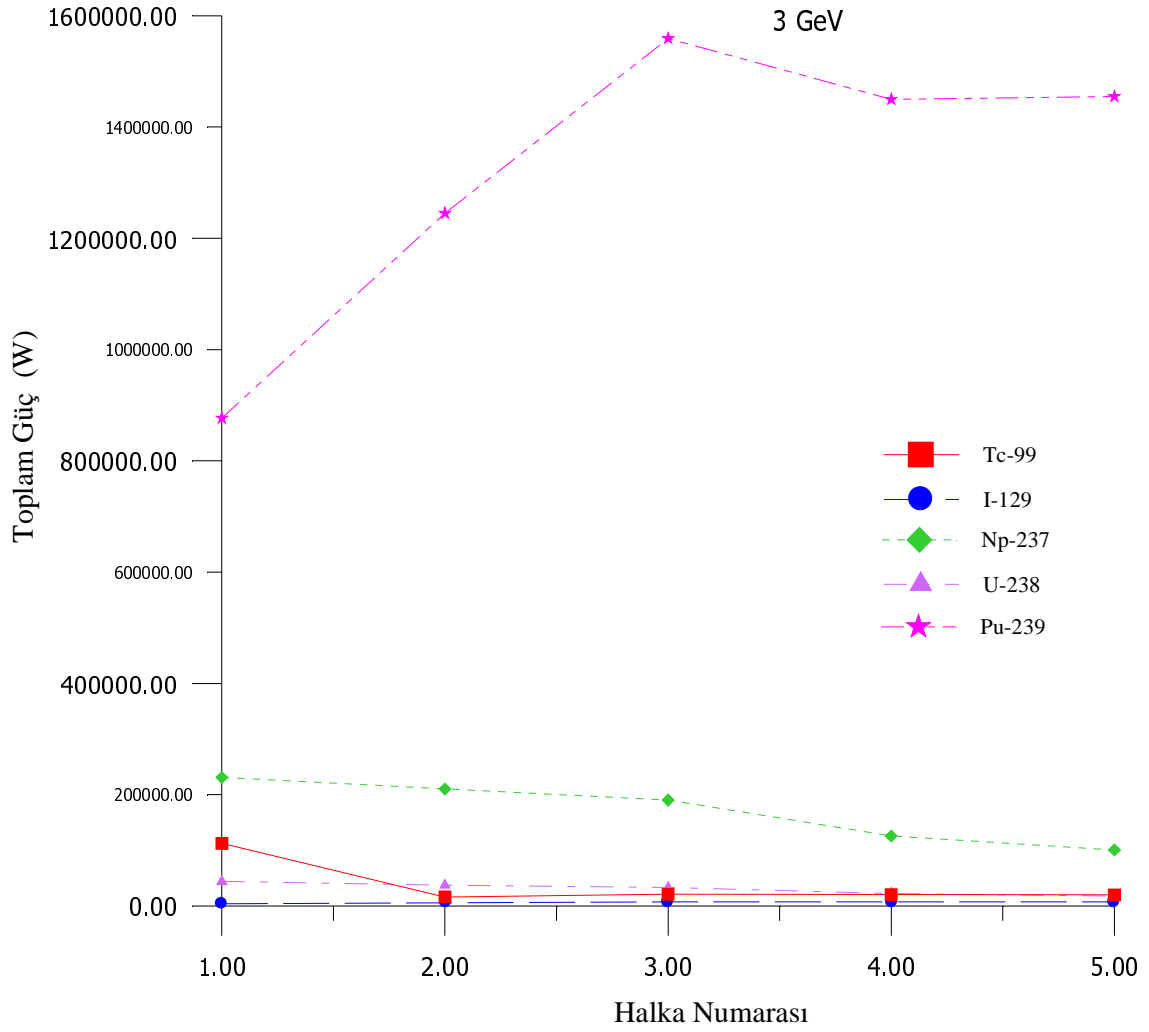
Şekil 7.21. 3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için güç yoğunluğunun x-eksenine göre değişimi.



Şekil 7.22. 1 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için toplam gücün halka numarasına göre değişimi.



Şekil 7.23. 2 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için toplam gücün halka numarasına göre değişimi



Şekil 7.24. 3 GeV enerjili proton demeti ve Tc-99, I-129, Np-237, U-238, Pu-239 atıkları için toplam gücün halka numarasına göre değişimi

8. TARTIŞMA ve SONUÇ

Günümüzde gelişmiş olan ülkelerin hemen hemen hepsi elektrik enerjisi gereksinimini önemli ölçüde nükleer enerji teknolojisinden sağlamaktadır. Bu ülkelerde elektrik enerjisi elde etmek için kullanılan nükleer reaktörler, yakıt olarak uranyum kullanmakta ve bu kullanım sonucunda nükleer enerjinin en önemli sorunlarından olan uzun yarı ömürlü radyoaktif atıklar meydana gelmektedir. Reaktörden alınan büyük miktardaki harcanmış yakıtın jeolojik depolama alanlarında saklanması uygun bir seçenektir. Atıkların depolanmasını zorlaştıran etken, harcanmış yakıt içinde bulunan küçük miktardaki uzun yarı ömürlü yüksek seviyeli atıklardır. Bunların harcanmış yakıttan ayrılmasıyla tehlikesiz olan kalan atıkların uzun süreli depolanması daha kolay olacaktır.

Hızlandırıcı Güdümlü Sistem olarak bilinen hibrid sistemi, kritikaltı bir reaktörle bir proton hızlandırıcısının birleşmesinden meydana gelmektedir ve atıkların dönüşümü için dikkate değer bir potansiyele sahiptir. Genel anlamda bu yolla atıkların etkin bir şekilde dönüştürülmesi mümkündür. Böylece yüksek seviyeli atıkların miktarı azaltılabilmektedir. HGS, atıkların dönüşümünün gerçekleşmesinde gerekli olan yeterli nötron enerjisi, nötron akı ve yoğunluğu gibi özelliklerinden dolayı seçilmiştir.

Hızlandırıcı Güdümlü Sistem, nükleer silahsızlanma antlaşmaları sonucunda bozulan nükleer füze başlıklarındaki plutonyumun ve geleneksel reaktörlerde üretilen büyük miktardaki plutonyumun ortadan kaldırılmasında çok etkili bir çözüm oluşturmaktadır. Plutonyumun HGS’de ortadan kaldırılması, jeolojik depolama yöntemiyle karşılaştırıldığında sadece çevresel olarak değil aynı zamanda ekonomik olarak da yararlı bir alternatiftir. Güç reaktörlerinin en büyük problemlerinden olan kritik güç artışı ve erime kazalarından uzak olması HGS’in bir diğer avantajıdır.

Nükleer enerjiden faydalanan tüm ülkeler mevcut kaynaklarını maksimum düzeyde kullanmak için ayırma ve dönüşüm projeleri başlatmıştır. Ayırma ve dönüşüm teknolojisi için araştırma ve geliştirmeler tamamıyla yakıt döngü teknolojisinin geliştirilmesiyle koordinasyon içinde olmalıdır. Yüksek seviyeli radyoaktif atıklarda bulunan uzun yarı ömürlü elementlerin ayrılarak kararlı ya da kısa yarı ömürlü elementlere dönüştürme teknolojisi hala araştırma ve geliştirmenin düşük bir basamağındadır. HGS’de nükleer atık dönüşüm sistemi için bir çok alanda temel araştırma ve teknik geliştirme yapılması gerekmektedir. Bu konular, parçalanma hedef

teknolojisini, kritikaltı reaktör fiziğini, hibrid sistem çalışma ve kontrolünü, nükleer dönüşüm işlemini, metal ve yakıt geliştirmeyi kapsamaktadır.

Bu çalışmada ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}U ve ^{239}Pu izotoplarının Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem teknolojisi kullanılarak kararlı ve daha kısa yarı ömürlü duruma getirilmesi incelenmiştir. Bu izotopları dönüştürmek için fisyon ve nötron yakalama reaksiyonları kullanılmıştır. Bir ayda dönüştürülen izotopların miktarı miligram cinsinden ifade edilmiştir. Proton demetinin enerjisinin artmasıyla proton başına üretilen nötron sayısı artmıştır. Artan nötron sayısı dönüşüm oranlarını arttırmıştır. Sistemde x eksenı boyunca sıralanan hücrelerde dönüşümler incelendiğinde merkezden uzaklaştıkça dönüştürülen izotopların miktarı azalmıştır. Kurşun hedefin etrafında 6, 12, 18, 24 ve 30 olarak artan bir şekilde sıralanan atık çubuklarındaki dönüşüm, artan çubuk sayısından dolayı dışa doğru genel olarak artmıştır. Fakat dışa doğru azalan nötron akısından dolayı da aynı zamanda azalmıştır. Plutonyum'un dönüştürülmesinde fisyon reaksiyonları kullanıldığından farklı bir dönüşüm oranı elde edilmiştir.

Yapılan hesaplamalarda bir eksen boyunca ve tüm sistemde merkezden dışa doğru güç ve güç yoğunlukları incelenmiştir. Bir eksen boyunca azalan nötron akısından dolayı güç yoğunluğunda azalma olmuştur. Hesaplamaların literatür bilgileriyle uyumlu olduğu görülmüştür.

Sonuç olarak, Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem temiz ve güvenli enerji üretimi, harcanmış yakıttan alınan atığın kontrolü ve yok edilmesi ayrıca toryum gibi önemli bir yakıt kaynağını kullanma avantajlarına sahiptir. Bu avantajlar Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemin konumunu her geçen gün daha da arttırmaktadır. Yapılan araştırmalar ve geliştirmeler Hızlandırıcı GÜdümlü Sistemin gelecek nesiller için sorun oluşturan atıkların ortadan kaldırılmasında en önemli seçenek olduğunu göstermiştir.

KAYNAKLAR

[1] <http://www.nuke.hun.edu.tr/turkce/index.html>

[2] T. C. Başbakanlık Devlet Planlama Teşkilatı Müsteşarlığı, Yayın No: DPT: 2429, ÖİK: 487, (1996).

[3] <http://www.world-nuclear.org/info/inf32.htm>

[4] C. Rubbia et al. *Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier*, CERN/AT/95-44 (ET), Sept. 29, (1995).

[5] H. Karadeniz, et al. *Hızlandırıcı Güdümlü Reaktörler / Enerji Yükselteci*, I. Ulusal Parçacık Hızlandırıcıları ve Uygulamaları Kongresi, TAEK, ANKARA, (2001).

[6] http://www.mmo.org.tr/muhendismakina/arsiv/2004/subat/makale_enerji.htm

[7] L. Özdemir, H. O. Zabunoğlu, *U-Pu Tabanlı Yakıtların Beraberce Yeniden İşlenmesi*, Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü, ANKARA.

[8] http://www.ieer.org/sdfiles/vol_5/5-1/purexch.html

[9] <http://www.nuke.hun.edu.tr/~lo/paperson3web.htm>

[10] H. Condé, *Introduction to ADS for Waste Incineration and Energy Production*, Dept. of Neutron Research, Uppsala University, Box 525, SE-751 20 Uppsala, Sweden

[11] <http://www.world-nuclear.org/info/inf69.htm>

[12] M. Takano, et al. *Nitride Fuel and Pyrochemical Process Nitride Fuel and Pyrochemical Process Developments for Transmutation of Minor Actinides* *Transmutation of Minor Actinides in JAERI in JAERI*, Japan Atomic Energy Research Institute, OECD/NEA 8th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, Las Vegas, USA, 9-11 Nov. (2004).

- [13] E. Rutherford, *Bakerian Lecture: Nuclear Constitution of The Atoms*, lecture delivered June 3. (1920).
- [14] I. Curie and F. Joliot, *Un nouveau type de radioactivite, Physique Nucleaire*, Academies des Sciences, Seance du 15 Janvier, (1934).
- [15] E. O. Lawrence and N. E. Edlfsen, *On the Production of High Speed Protons*, *Science*, LXXII, NO, 1867, 376. October 10. (1939).
- [16] S. Kennth, *Nükleer Fizik II*, Çeviri Editörü B. Şarer, Palme Yayıncılık, Ankara (2002).
- [17] *Japan's Nuclear Energy Program: A Graphical Flip Chart*, The Federation of Electric Power Companies of Japan, (2004).
- [18] W. Gudowski, *Accelerator-Driven Transmutation Projects. The Importance of Nuclear Physics Research for Waste Transmutation*, 436c-457c, Sweden , (1999).
- [19] *Overview of Physics Aspects of Different Transmutation Concepts*, NEA/Nsc/Doc(94)11, (1994).
- [20] H. R. Trelle, *Reduction of the Radiotoxicity of Spent Nuclear Fuel Using a Two-Tiered System Comprised of Light Water Reactors and Accelerator-Driven Systems*, New Mexico, (2003).
- [21] K. Tucek, *Burnable Poisons in Sub-Critical Cores Dedicated to Radiotoxic Waste Transmutatation*, Royal Institute of Technology , Stockholm (2000).
- [22] T. Wakabayashi and N. Higano, *Study on MA and FP Transmutation in Fast Reactors*, Oarai Engineering Center Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita, Japan.
- [23] L. H. Baetsle, *Application of Partitioning/Transmutation of Radioactive Materials in Radioactive Waste Management*, Nuclear Research Centre of Belgium Sck/Cen, Mol, Belgium (2001).

- [24] J. Wallenius, *N-15 Requirement for 2nd Stratum ADS Nitride Fuel*, Department of Nuclear and Reactor Physics Royal Institute of Technology Stockholm Centre for Physics, Astronomy and Biotechnology S-106 91, Stockholm.
- [25] T. Mukaiyama, *Omega Program in Japan And ADS Development at JAERI*, Center for Neutron Science, Japan Atomic Energy Research Institute Tokai-mura, Ibaraki-ken 319-1195, Japan
- [26] T. Takizuka, T. Nishida, M. Mizumoto and H. Yoshida, *Present Status of Accelerator-Based Transmutation Study at JAERI*, (1994).
- [27] <http://inisjp.tokai.jaeri.go.jp/ACT95E/11/1104.htm>
- [28] A. Sözen, H. M. Şahin, M. Übeyli, *Nükleer Yakıt Üretimi ve Nükleer Atık Dönüşümünde Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemle Füzyon-Fisyon (Hibrid) Sistemlerin Karşılaştırılması*, Gazi Üniversitesi Teknik Eğitim Fakültesi Makine Bölümü, Enerji Anabilim Dalı, 06500, Beşevler, Ankara, (2001).
- [29] K. M. Feng and G. S. Zhang, *Transmutation of transuranic actinides in a spherical torus tokamak fusion reactor*, Nucl. Fusion 43, 756–760, (2003).
- [30] International Atomic Energy Agency. The Nuclear Fuel Cycle Information System. Vienna, (1996).
- [31] T. Takizuka et al. *Dedicated Accelerator-Driven System For Nuclear Waste Transmutation*, Ibaraki-ken 319-1195, JAERI, (1999).
- [32] <http://www.taek.gov.tr/bilgi/nukleer/hizlandirici/hizlandirici.html>
- [33] T. Mukaiyama, *Status of Partitioning & Transmutation R & D, and Research Needs for ATW from JAERI perspective*, ATW Meeting, USDOE / OCRWM, (1999).
- [34] T. Takizuka, et al. *Studies On Accelerator-Driven Transmutation Systems*, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.
- [35] N. Watanabe et al. *Highlight Of OECD/NEA Workshop On Utilisation And Reliability Of High Power Proton Accelerator*, Ibaraki-ken 319-1195, JAERI, (1998).

- [36] Technical Report, TR-04-15, *Partitioning and Transmutation Current Developments*, (2004).
- [37] AAA Quarterly Report, LA-UR-02-5515, (2002).
- [38] *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, 6th Information Exchange Meeting, Madrid, Spain, (2000).
- [39] T. Mukaiyama 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.
- [40] W. Gudowski, *Status of ATW technology and research needs from the Swedish perspective and opportunities for international collaboration*, DOE Expert Panel, (1999).
- [41] R. Grdilek, *Nkleer Enerjinin Karşı Saldırısı Drdnc Kuşak*, Tubitak Bilim ve Teknik Dergisi, Sayı: 435 (2004).
- [42] *Overview of Generation IV Tecchnology Roadmap*, Roadmap Backgrounder RQ07-01, (2002).
- [43] http://www.taek.gov.tr/bilgi/bilgi_maddeler/depolama.html
- [44] J. Briesmeister, *Rsic Computer Code Collection MCNP 4A, Monte Carlo N-Particle Transport Code System*, Los Alamos National Laboratory, New Mexico, (1993).
- [45] LA-UR-02-2607, MCNPX User's Manual Version 2.3.0, (2002).

ÖZGEÇMİŞ

1977 yılında Adana'da doğdu. İlk, orta ve lise öğrenimini Adana'da tamamladı. 1997 yılında Ankara Üniversitesi, Fen Fakültesi, Fizik Bölümüne girmeye hak kazandı. 2002 yılında bu bölümden mezun oldu. 2003 yılında İnönü Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Fizik Anabilim Dalında Yüksek Lisans yapmaya başladı.

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