

**YÜKSEK ENERJİLİ PROTONLAR İLE BOMBARDIMAN EDİLEN
BÜYÜK Z ' Lİ HEDEFLERDE NÖTRON ÇIĞININ İNCELENMESİ**

ESRA ÇELİK

**YÜKSEK LİSANS TEZİ
FİZİK**

**GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**EKİM 2005
ANKARA**

Esra ÇELİK tarafından hazırlanan YÜKSEK ENERJİLİ PROTONLAR İLE BOMBARDIMAN EDİLEN BÜYÜK Z ' Lİ HEDEFLERDE NÖTRON ÇIĞININ İNCELENMESİ adlı bu tezin yüksek lisans tezi olarak uygun olduğunu onaylarım.

Prof. Dr. Başar ŞARER

Tez Yöneticisi

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

Başkan : Prof. Dr. Güneş TANIR

Üye : Prof. Dr. Başar ŞARER

Üye : Yard. Doç. Dr. Abdullah AYDIN

Üye : _____

Üye : _____

Bu tez, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü tez yazım kurallarına uygundur.

YÜKSEK ENERJİLİ PROTONLAR İLE BOMBARDIMAN EDİLEN BÜYÜK Z ' Lİ HEDEFLERDE NÖTRON ÇIĞININ İNCELENMESİ

(Yüksek Lisans Tezi)

Esra ÇELİK

**GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

Ekim 2005

ÖZET

Bu çalışmada, Hızlandırıcı Güdümlü Sistemin tasarımı (simülasyonu) MCNPX bilgisayar programı kullanılarak yapılmıştır. Çalışmada 92 cm yarıçaplı, 250 cm yüksekliğinde silindir bir kap kullanılmıştır. Bu kap paslanmaz çelikten yapılmıştır ve et kalınlığı 2 cm'dir. Çalışmada dört farklı HGS tasarımı incelenmiştir: Kurşun silindir, kurşun küre, tantal silindir, tantal küre hedef. Silindir hedefler 15 cm yarıçaplı ve 150 cm yüksekliğindedir. Küre hedeflerin yarıçapı 29 cm'dir. Hedeflerin etrafında sodyum soğutucu bulunmaktadır. Hesaplamalarda nötron üretimi için, hedefe hızlandırıcıdan gelen 1 GeV enerjili ve 10 mA akıma sahip proton demetleri gönderilmiştir. Hesaplamalarda MCNPX bilgisayar programı kullanılarak hızlandırıcıdan gelen proton başına üretilen nötron sayısı, hedefteki ve hedefle kap arasındaki bölgede proton ve nötron akıları, heating ve DPA hesaplanmıştır.

Bilim Kodu	: 218
Anahtar Kelimeler	: Hızlandırıcı Güdümlü Sistem, spallation, MCNPX
Sayfa Adedi	: 84
Tez Yöneticisi	: Prof. Dr. Başar ŞARER

**EXAMINATION OF NEUTRON CLOUD IN BIG Z TARGETS BOMBARDED
WITH HIGH ENERGY PROTONS**

(M.Sc. Thesis)

Esra ÇELİK

**GAZI UNIVERSITY
INSTITUTE OF SCIENCE AND TECHNOLOGY**

October 2005

ABSTRACT

In this study, an Accelerator Driven System simulation has been conducted in a computer programme called MCNPX. A cylindrical cup with 92 cm radius and 250 cm long is used in the study. This cup is made of steeling stell and has a wall thickness of 2 cm. It is examined four kinds of HGS representations in the study. The lead cylinder, the lead sphere, the tantalum cylinder and the tantalum sphere are the targets. The cylindrical targets are 15 cm radius and 150 cm long. The sphere targets are 29 cm radius. The targets have a sodium cooler around them. In calculations target has been bombarded with proton beam having 1 GeV energy and 10 mA current coming out of the accelerator for neutron production. Using MCNPX computer programme, the number of neutrons, neutron and proton flux in target and the region between the target and the cup and DPA and heating is calculated for every single proton coming from the accelerator.

Science Code	: 218
Key Words	: Accelerator Driven System, spallation, MCNPX
Page Number	: 84
Adviser	: Prof. Dr. Başar ŞARER

TEŞEKKÜR

Çalışmalarım boyunca beni yönlendiren, her konuda yardımcı olan saygıdeğer hocam Sayın Prof. Dr. Başar ŞARER ‘ e sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

Tez çalışmam boyunca çeşitli konularda yardımcı olan Sayın Ali Arasoğlu’na, İnönü Üniversitesi’nden Araş.Gör. Mehtap GÜNAY ‘a ve Mehmet Emin Korkmaz ‘ a çok teşekkür ederim.

Bu tezi, hayatım boyunca maddi ve manevi desteklerini her zaman yanımda hissettiğim sevgili anne ve babama ithaf ediyorum.

İÇİNDEKİLER

	Sayfa
ÖZET.....	iii
ABSTRACT.....	iv
TEŞEKKÜR.....	v
İÇİNDEKİLER.....	vi
ÇİZELGELERİN LİSTESİ.....	viii
ŞEKİLLERİN LİSTESİ.....	ix
SİMGE VE KISALTMALAR.....	xvii
1. GİRİŞ.....	1
2. HIZLANDIRICI GÜDÜMLÜ SİSTEMLER/ENERJİ YÜKSELTECİ.....	4
2.1. Parçalanma (Spallation) Süreci.....	5
2.2. Hızlandırıcı Güdümlü Sistem Tasarımı.....	10
2.3. ADS ' nin Tarihi Altyapısı.....	16
3. NÜKLEER TRANSMUTASYON.....	19
3.1. Hızlandırıcı Güdümlü Transmutasyon.....	19
3.2. Uzun Ömürlü Nükleer Atıkların Ortadan Kaldırılması.....	20
3.3. Transmutasyonun Avantajları.....	21
4. ÜLKELERDE YÜRÜTÜLEN PROGRAMLAR.....	23
5. ENERJİ YÜKSELTECİNİ AVANTAJLI HALE GETİREN FAKTÖRLER.....	28
6. HIZLANDIRICILAR.....	31
6.1. Enerji Yükseltecinde Kullanılacak Olan Hızlandırıcı.....	32
7. HESAPLAMALAR.....	34
7.1. Çoğaltma Faktörü.....	41

	Sayfa
7.2. DPA Hesabı.....	42
8. SONUÇLAR.....	79
KAYNAKLAR.....	81
ÖZGEÇMİŞ.....	84

ÇİZELGELERİN LİTESİ

Çizelge	Sayfa
Çizelge 2.1. Nötron üreten nükleer reaksiyonlar.....	5
Çizelge 2.2. ADS/EA ' nin bazı temel parametreleri.....	11
Çizelge 2.3. ADS/EA ve konvansiyonel reaktörlerin termodinamik verimleri ve yanma oranları.....	13
Çizelge 2.4. ADS/EA için gelecek çalışma aşamaları.....	18
Çizelge 7.1. Hesaplamalarda kullanılan hedeflerin hacimleri ve yoğunlukları.....	38
Çizelge 7.2. Kurşun ve tantalın fiziksel özellikleri.....	38
Çizelge 7.3. HGS ' nin tasarım parametreleri.....	39
Çizelge 7.4. HGS ' nin tasarım parametreleri.....	39
Çizelge 7.5. HGS ' nin tasarım parametreleri.....	40
Çizelge 7.6. HGS ' nin tasarım parametreleri.....	40
Çizelge 7.7. Hesaplanan çoğaltma faktörleri.....	41
Çizelge 7.8. Yıldaki nötron sayısı.....	43
Çizelge 7.9. Hesaplanan DPA değerleri.....	43
Çizelge 7.10. Depolanan enerji değerleri.....	44

ŞEKİLLERİN LİSTESİ

Şekil	Sayfa
Şekil 1.1. Spallation (parçalanma) süreci ve nötron üretimi.....	3
Şekil 1.2. Hızlandırıcı güdümlü sistemde elektrik üretim mekanizması.....	3
Şekil 2.1. Farklı hedef çekirdekler için farklı enerjilerde gelen protonların ortaya çıkardığı nötron miktarı.....	6
Şekil 2.2. Çekirdekteki zincirleme reaksiyonlar.....	7
Şekil 2.3. Proton enerjisine göre spallation sonrası üretilen nötron sayısının değişimi	9
Şekil 2.4. Termal (LWR) ve hızlı nötron (EA) akılarıyla transuranyum elementlerin nötron yutma ve fisyon olasılıklarının karşılaştırılması.....	9
Şekil 2.5. Enerji yükseltecinin genel tasarımı.....	14
Şekil 2.6. Geleneksel yakıt ve toryum tabanlı yakıt.....	15
Şekil 7.1. Hesaplama da kullanılan sistemin iki boyutlu kesiti.....	35
Şekil 7.2. Hesaplama da kullanılan sistemin iki boyutlu kesiti.....	36
Şekil 7.3. Hesaplamalarda kullanılan sistemlerin z ekseni boyunca üstten görünüşü.....	37
Şekil 7.4. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	48
Şekil 7.5. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	49
Şekil 7.6. (a) Kurşun silindir (b) Tantal silindir hedef içinde silindirik bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	50
Şekil 7.7. (c) Kurşun küre (d) Tantal küre hedef içinde küresel bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	50

Şekil	Sayfa
Şekil 7.8. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede silindirik olarak incelenen nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	51
Şekil 7.9. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z ekseni boyunca nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	52
Şekil 7.10. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	53
Şekil 7.11. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	54
Şekil 7.12. (a) Kurşun Silindir (b) Tantal Silindir hedefler içinde silindirik bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	55
Şekil 7.13. (c) Kurşun Küre (d) Tantal Küre hedefler içinde küresel bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	55
Şekil 7.14. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede silindirik olarak incelenen nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	56
Şekil 7.15. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z ekseni boyunca nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	57
Şekil 7.16. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama proton akısının enerjiye göre değişimi.....	58
Şekil 7.17. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama proton akısının enerjiye göre değişimi.....	59
Şekil 7.18. (a) Kurşun Silindir (b) Tantal Silindir hedefler içinde silindirik bölgelerde proton akısının enerjiye göre değişimi.....	60
Şekil 7.19. (c) Kurşun Küre (d) Tantal Küre hedefler içinde küresel bölgelerde proton akısının enerjiye göre değişimi.....	60

Şekil	Sayfa
Şekil 7.20. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede silindirik olarak incelenen proton akısının enerjiye göre değişimi.....	61
Şekil 7.21. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenini boyunca proton akısının enerjiye göre değişimi.....	62
Şekil 7.22. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	63
Şekil 7.23. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	64
Şekil 7.24. (a) Kurşun Silindir (b) Tantal Silindir hedefler içinde silindirik bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	65
Şekil 7.25. (c) Kurşun Küre (d) Tantal Küre hedefler içinde küresel bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	65
Şekil 7.26. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede silindirik olarak incelenen nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	66
Şekil 7.27. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenini boyunca nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	67
Şekil 7.28. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama proton akısının enerjiye göre değişimi.....	68
Şekil 7.29. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama proton akısının enerjiye göre değişimi.....	69
Şekil 7.30. (a) Kurşun Silindir (b) Tantal Silindir hedefler içinde silindirik bölgelerde proton akısının enerjiye göre değişimi.....	70
Şekil 7.31. (c) Kurşun Küre (d) Tantal Küre hedefler içinde küresel bölgelerde proton akısının enerjiye göre değişimi.....	70

Şekil	Sayfa
Şekil 7.32. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede silindirik olarak incelenen proton akısının enerjiye göre değişimi.....	71
Şekil 7.33. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenini boyunca proton akısının enerjiye göre değişimi.....	72
Şekil 7.34. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde nötron akısının radyal değişimi.....	73
Şekil 7.35. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedef ile kap arasındaki bölgede nötron akısının radyal değişimi.....	74
Şekil 7.36. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenini boyunca nötron akısının değişimi.....	75
Şekil 7.37. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde proton akısının radyal değişimi.....	76
Şekil 7.38. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedef ile kap arasındaki bölgede proton akısının radyal değişimi.....	77
Şekil 7.39. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenini boyunca proton akısının değişimi.....	78

SİMGELER VE KISALTMALAR

Kisaltmalar	Açıklamalar
ADS	Accelerator Driven System
BWR	Basıncılı Ağır Su Reaktörü
DPA	Displacement Per Atom
FEAT	First Energy Amplifier Test
EA	Energy Amplifier
KAERI	Kore Atom Enerjisi Araştırma Enstitüsü (Kore)
KeV	Kilo elektron volt
LANL	Los Alamos Ulusal Laboratuvarı
LWR	Hafif Su Reaktörü
MeV	Milyon elektron volt
MCNP	Monte Carlo N Parçacık Taşınım Kodu
MCNPX	Monte Carlo Geliştirilmiş N parçacık Taşınım Kodu
MTA	Meteriyal Testing Accelerator
MW	Megawatt
MYRRHA	Hızlandırıcı Güdümlü Sistem Projesi (Belçika)
PHWR	Basıncılı Ağır Su Reaktörü
PSI	Paul Scherrer Enstitüsü (İsviçre)
PWR	Basıncılı Su Reaktörü
RF	Radyo Frekansı

Kısaltmalar**Açıklamalar****SCK.CEN**

Nükleer Araştırma Merkezi

VHTR

Çok Yüksek Sıcaklık Reaktör Sistemi

1. GİRİŞ

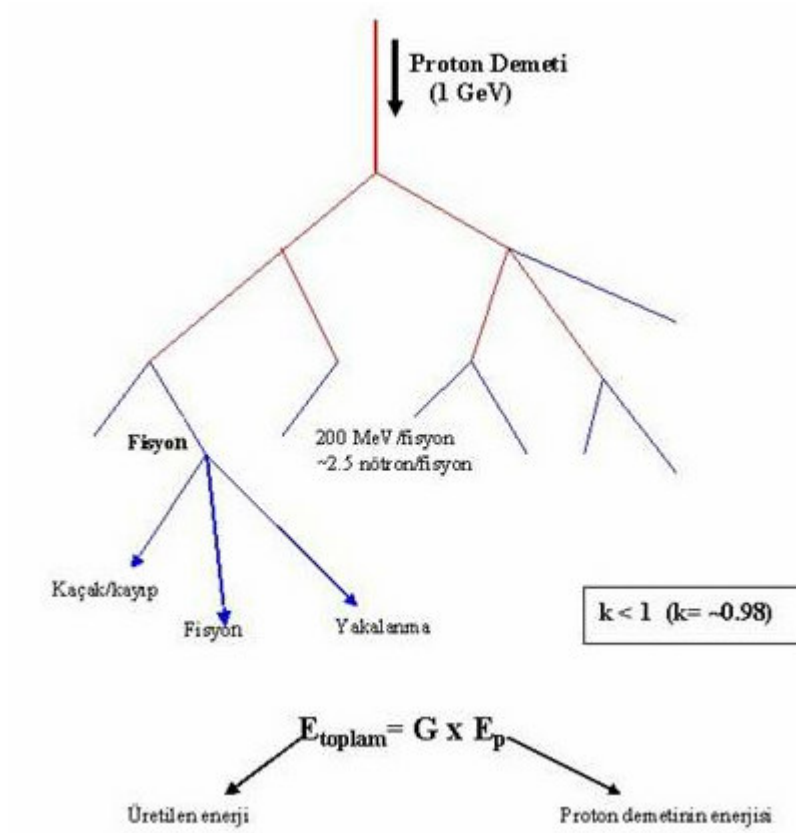
21. Yüzyılda Dünya enerji tüketiminin giderek artması ile mevcut enerji kaynakları azalmakta ve hali hazırda işlemekte olan mevcut reaktörler büyük miktarda radyoaktif atık oluşturmaktadırlar. Bu problemler ile karşı karşıya gelen dünya ülkeleri enerji üretimi ve atıkların ortadan kaldırılması için büyük bir çaba içerisindeyler.

Dünyada nükleer enerjiden elektrik üretim kapasitesi 350 GWe civarındadır ve bu üretim kapasiteleri 100-120 GWe'lik üç dilim halinde Amerika Birleşik Devletleri, Avrupa ve dünyanın geri kalan ülkeleri arasında paylaşılmaktadır. Buna bağlı olarak dünyada yaklaşık yılda 10500 ton ağır metal içeren yüksek seviyeli atık ortaya çıkmaktadır. Bugüne kadar 70000 ton ağır metal içeren yüksek seviyeli atık işlenip, oksit yakıt olarak hafif su reaktörlerinde kullanılmış olmasına karşın, dünyada biriken toplam yüksek seviyeli atık miktarı 130000 tonu aşmıştır. Düşük uranyum fiyatları yüzünden, önümüzdeki onlu yıllarda yüksek seviyeli atıkların daha da birikeceğine kesin gözüyle bakılmaktadır.

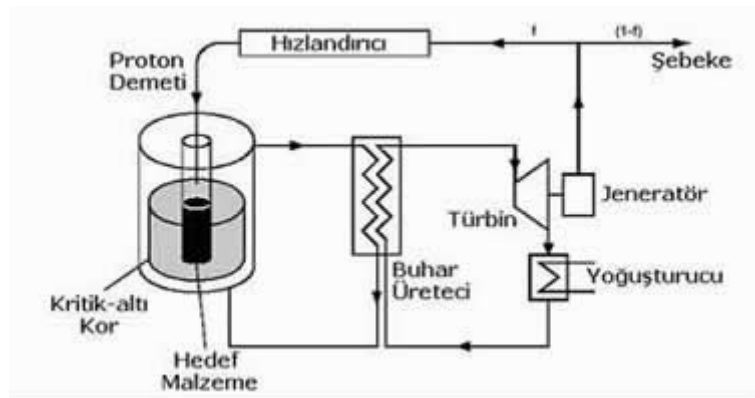
Nükleer enerjinin baş ağrılarından biri olan atık problemi bilindiği gibi bugün işletmede olan ticari reaktörlerin temel eksilerinden biri olarak ortaya çıkmaktadır. Dolayısıyla, nükleer endüstri, bugüne kadar ortaya çıkan yüksek seviyeli atıkları yakan ya da bugünkü reaktörlerle karşılaştırıldığında çok düşük düzeylerde yüksek seviyeli atık üreten yeni tasarım arayışlarına gitmektedir. Aynı zamanda yeni nesil olarak adlandırılan bu teknolojik tasarımların bazıları, ilerideki uranyum rezervlerindeki azalmalar ve fiyatlarındaki olası dalgalanmaları da göze alarak toryum yakıt seçeneği ile ya da imha edilecek nükleer silahlardan gelecek Plütonyumu kullanan çevrimlerle, enerji üretebilecek şekilde tasarımılandırılmaktadır.

Bu bağlamda, Hızlandırıcı Güdümlü Sistemler (Accelerator Driven System = ADS) hem yüksek seviyeli atık yakabilen hem de uranyum dışındaki yakıt çevrimlerinin (toryum yakıt çevrimi , karışık oksit yakıt çevrimi) esnek olarak kullanılabileceği bir tasarım olarak karşımıza çıkmaktadır. Bu yüzden 1990'ların başından beri uluslararası bilim komitesi tarafından ADS dikkate alınmaya başlandı ve birçok araştırma programları başlatıldı. Bu araştırma programları mümkün olabilecek alternatiflerin ve bununla ilgili teknolojik konuların araştırılması ve tanımlanmasına rehberlik etmektedir. 1990'lı yıllarda Nobel Ödülü sahibi Prof. Dr. C. Rubbia'nın önderliğinde bir fizikçi grubu yoğun akıllı bir proton hızlandırıcısına dayalı Toryum yakıtlı yeni bir nükleer reaktör tipi önerdi (1). Yeni reaktörün yapısı geleneksel (uranyum yakıtlı) reaktörlerden oldukça farklıdır ve en önemli özelliği nükleer sürecin tam kontrollü olmasıdır. Yani, hızlandırıcıdan gelen proton demetinin kesilmesi ile reaksiyon çok kısa (ns mertebesinde) bir sürede duracaktır ve bu sayede nükleer kaza riski ortadan kalkacaktır. Yeni nesil reaktör tipinin diğer önemli özelliği ise nükleer atıkların geleneksel reaktörlere göre çok daha az olmasıdır.

Hızlandırıcı Güdümlü Sistemde hedef malzeme üzerine yönlendirilen protonlar ile kaynak nötronlar üretilir. Hedef malzeme katı ya da sıvı fazdaki ağır metalden yapılmıştır. Nükleer reaksiyon sonucunda her bir proton için hedefte onlarca nötron üretilir. Üretilen nötronlar, kritik-altı kora gönderilerek diğer nükleer reaksiyonların başlamasını sağlar (Şekil 1.1.). Kritik-altı kor termal ya da hızlı nötron spektrumunda çalışabilecek şekilde tasarlanmıştır. Hızlandırıcı Güdümlü Sistemin enerji dönüşüm kısmı normal güç santralindeki sisteme benzerdir. Buna karşın, Hızlandırıcı Güdümlü Sistemde üretilen tüm elektrik enerjisi şebekeye verilmez. Bu enerjinin bir kısmı Hızlandırıcı Güdümlü Sistemdeki hızlandırıcının çalışması için kullanılır. Örneğin, 0,98 nötron çoğalma faktörüne sahip 625 MWe'lik (1500 MWth) Hızlandırıcı Güdümlü Sistemde, toplam üretilen elektrik enerjisinin yaklaşık %5'i (30 MWe) hızlandırıcıya geri verilir (Şekil 1.2.).



Şekil 1.1. Spallation (parçalanma) süreci ve nötron üretimi



Şekil 1.2. Hızlandırıcı Güdümlü Sistemde elektrik üretim mekanizması

2. HIZLANDIRICI GÜDÜMLÜ REAKTÖRLER \ ENERJİ YÜKSELTECİ

Hızlandırıcı Güdümlü Sistemler veya Enerji Yükselteci (EA- Energy Amplifier), konvansiyonel nükleer reaktörlerdeki olası kritiklik kazası ($k_{eff} > 1$) riskinin giderileceği ($k_{eff} = 0,96-0,98$ aralığında), pasif güvenliğe sahip bir kritikaltı reaktör sistemiyle, yüksek proton akısı ($>10\text{mA}$) ve enerjili ($1-1,5\text{ GeV}$) bir hızlandırıcı kompleksinin birlikte çalıştırılarak, daha yüksek verimle enerji üreten ve mevcut radyoaktif atıkları kısa ömürlü radyonüklitlere dönüştürerek yakmak için planlanan yeni nesil reaktörlerdir.

Bu reaktörlerde amaç, yüksek termodinamik verimle (% 40-44) toryum yakıttan enerji üretmek ve mevcut radyoaktif atıkları kısa ömürlü radyo nüklidlere dönüştürerek yakmak veya yok etmektir. Kritik altı bir reaktörden ($k_{eff} = 0,98$), 1500 MW güç (termodinamik verim ADS için ~ % 42) üretimi için düşünülen hızlandırıcının proton demet akımı, $I_p = 12,5\text{ mA}$ ve enerjisi $E_p = 1,0\text{ GeV}$ 'dir (3-9).

Bu derece yüksek akıya ve enerjiye sahip olan proton demeti kurşun veya kurşun-bizmut hedef elementin üzerine uygun bir konfigürasyonda bombardımanı sonucu meydana gelen "spallasyon" reaksiyonlarıyla her proton başına 15-20 nötronun üretimi gerçekleştirilmektedir. Dolayısıyla ADS/EA sistemleriyle yüksek nötron akılarına ($10^{17}-10^{18}\text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$) ulaşılabilmektedir. Elde edilen yüksek nötron akısı, dünyada U-238 'dan 4 kat daha fazla olan Th-232 'nin hiçbir izotop zenginleştirmesi yapılmaksızın yakıt olarak kullanılmasına imkan vermektedir. ADS/EA sistemi, proton demet akımı kesildiğinde, nükleer kaskatlarla üretilen ısıнын risksiz olarak çekilebildiği pasif bir sistemdir. Sistemin vereceği güç, özellikle hızlandırıcı akımıyla kontrol edilebilir.

Enerji Yükseltici kapalı bir devrede sürekli olarak işler, yani bir yakıt yükünün akıntısı nükleer yakıtı dengelemek için doğal toryumun ilavesiyle kritik altı birime enjekte edilir ve birkaç devir sonrası dengeye ulaşır. Bu denge halinde yakıt çok verimli bir şekilde kullanılır. Yani 780 kg Toryumdan elde edilen güç kabaca bir PWR (33 GWx day/t yanan) ve doğal uranyumun 200 tonundan elde edilen güç ile aynıdır (10-11).

2.1. Parçalanma (Spallation) Süreci

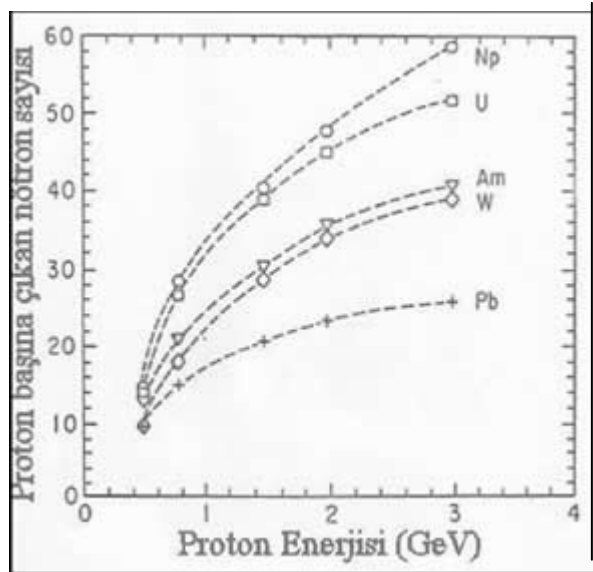
Nötron üretimi için bir çok nükleer reaksiyon vardır (Çizelge 2.1.). Buna karşın, nötronların üretiminde protonların kullanımı, nötron ekonomisi açısından en uygun yöntem olarak karşımıza çıkmaktadır.

Çizelge 2.1. Nötron üreten nükleer reaksiyonlar (13)

Nükleer Reaksiyon	Gelen parçacık ve enerjisi	Parçacık demetinin akımı (parçacık/sn)	Nötron üretimi (nötron/gelen parçacık)	Nötron Atımı (nötron/sn)
(e, γ) ve (γ ,n)	e^- (60 MeV)	5×10^5	0.045	2×10^{14}
H^2 (tn) H^4	H^3 (0.3 MeV)	6×10^{19}	0.3	10^{15}
Fisyon			1.1 – 2.2	2×10^{18}
Proton(fisil olmayan hedef)	p (800 MeV)	10^{15}	14	2×10^{16}
Proton(fisil hedef)			30	4×10^{16}

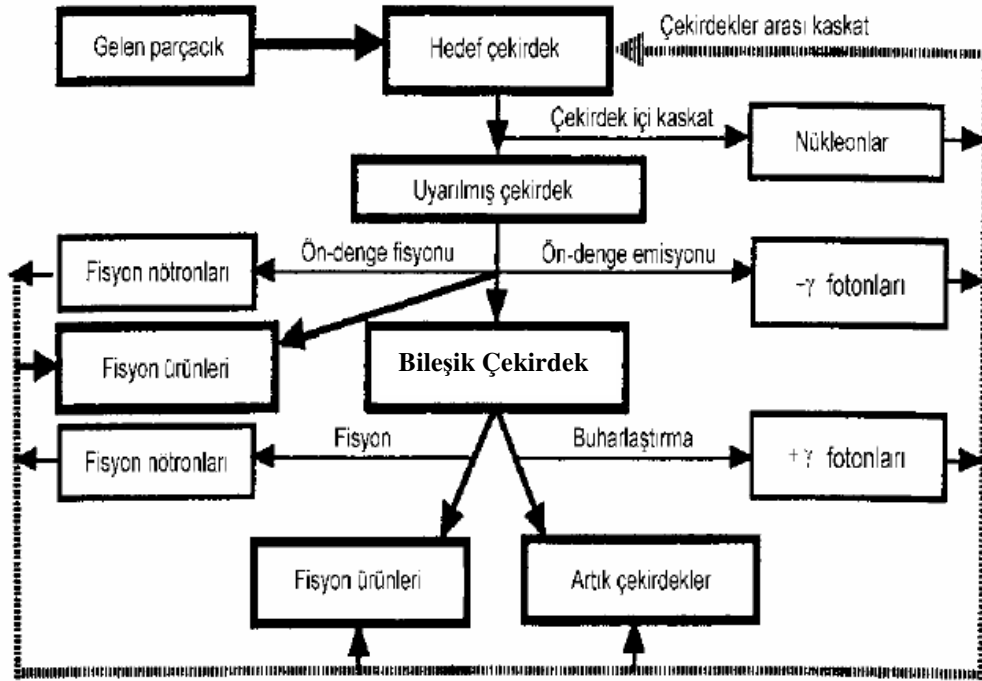
Parçalanma sürecinin tam bir tanımı olmamasına karşın, yüksek enerjili hadronların (proton, nötron, pion, vb.) ya da hafif çekirdeklerin (döteryum, trityum vb) hedef çekirdeklerle etkileşimi olarak tanımlanabilir. Yüksek enerjili parçacık, çekirdekle etkileştikten sonra, hedeften bazı nükleonların ya da hafif çekirdeklerin çıkmasına yol açar. Bu esasa dayanarak yüksek enerjili

proton (0,5-1,0 GeV mertebesinde) hedef çekirdeğe çarptırılır (intranuclear cascade). Hedef çekirdekten yüksek enerjili nükleonlar çıkarak çevresindeki çekirdeklerle etkileşirler (internuclear cascade). Bu iki süreç içerisinde hedef çekirdeklerin belirli bir kısmı, ya parçalanma ya da buharlaşma suretiyle dışarı fazladan nükleonlar atarlar ki bu nükleonların içerisinde üretilen nötronlar (20 MeV altı) fisyon yapması için hedefi çevreleyen korda kullanılır. Dolayısıyla bir ADS/EA sisteminde, nötronik açıdan hızlı proton başına çıkan nötronların maksimize edilmesi temel düşüncedir. Şekil 2.1'de çeşitli hedef çekirdeklerde proton başına çıkan nötron sayıları gösterilmektedir. Şekilde Kurşun (Pb) hedefte üretilen nötronların sayısının Np, U, Am, W gibi hedeflere göre daha az olmasına karşın, CERN'de geliştirilen ADS/EA 'de (Enerji Yükselticisi-EA) birkaç nedenden ötürü hedef kütle kurşun olarak seçilmiştir. Bu nedenler, reaktör korunu soğutmak için seçilen ve ısı avantajları yüksek olan eriyik kurşunla aynı elementer özellikleri taşıması (yüksek kaynama sıcaklığı, hedef üzerinde korozyon etkinin olmaması) ve nötron yutma ve aktivasyon açısından da bu gruptaki diğer elementlerle (civa, tungsten vb.) mukayese edilebilir düzeyde iyi olması şeklinde sıralanabilir.



Şekil 2.1. Farklı hedef çekirdekler için farklı enerjilerde gelen protonların ortaya çıkardığı nötron miktarı (13)

Spallation nükleer tepkimesinde, hedef malzeme olarak Bizmut+Kurşun (Bi+Pb) karışımının sıvı metali veya genelde sıvı Pb kullanılır. Spallation, fisyonu kıyasla daha fazla nötronu üretmek için uygulanan bir tepkime biçimidir. Reaktördeki spallation kurşun hedef, tipik olarak 60 cm uzunluğunda, 20-50 cm çapındadır. Hızlandırıcı Güdümlü Sistem’lerde proton demeti ile Pb hedef etkileşir (intranuclear cascade). Böyle bir kalın hedef içinde proton demeti durdurulurken “spallation” sürecinde üretilen yüksek enerjili nükleonlar, yakınında bulunan hedef nüklitlerle etkileşir.

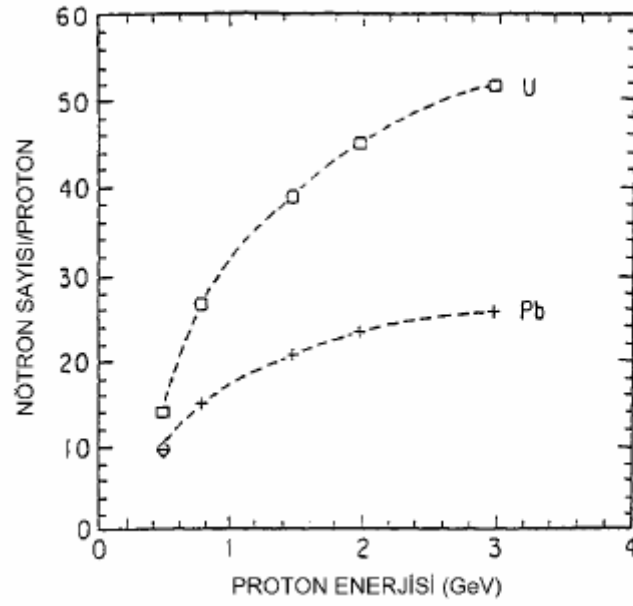


Şekil 2.2. Çekirdeklerdeki zincirleme reaksiyonlar (12)

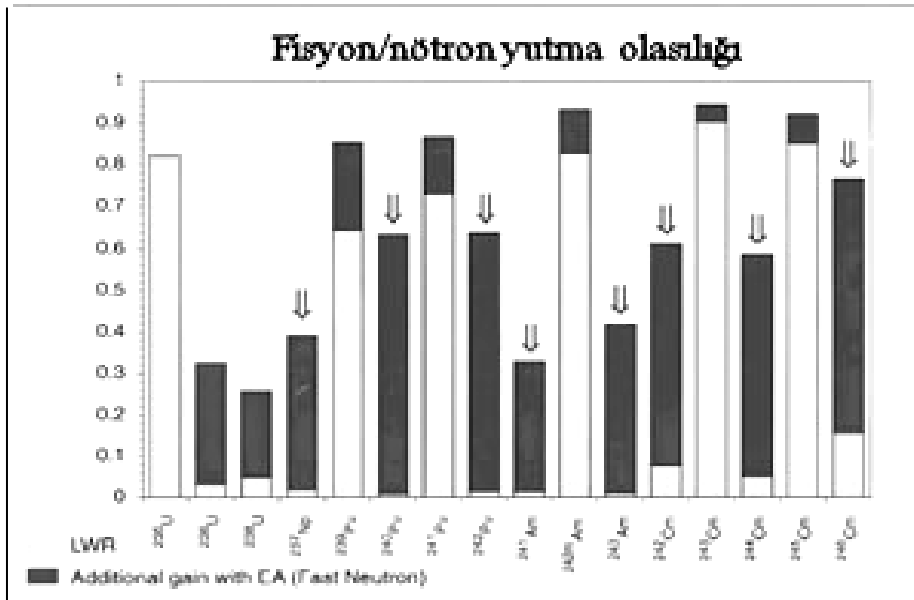
Bu, nüklitler arasındaki kaskat (internuclear cascade) etkileşmesi olarak adlandırılır. Bu nüklitler arası kaskatlar esnasında çok sayıda etkileşme mümkündür. Hızlandırıcıdan gelen GeV mertebesindeki enerjiye sahip bir proton, Pb spallation hedef ile etkileştiğinde belli sayıdaki nükleonlar, mezonlar ve diğer parçacıklar (H-2, He-3,...) çekirdekte dışarı çıkar. Ancak çok yüksek derecede uyarılmış olan hedef çekirdek (denge öncesi durum),

yüksek enerjili fisyon (Hedef Toryum, Uranyum'dan yapılmış ise) parçacık emisyonu ve gama emisyonu ile bozulur. Bütün bu bozulma modlarında, spallation, buharlaşma ve fisyonla neden olacak nötron emisyonu daha baskındır.

Hızlandırıcı Güdümlü Sistem tasarımı proton başına nötron sayısı anahtar parametredir. Proton demet enerjisine göre, çarpan proton başına çıkan nötron sayısının değişimi Şekil 2.3'de görülmektedir. Hedefle etkileşen demet enerjisi arttıkça, üretilen nötron sayısı da artmaktadır. Nötron verimi, kullanılan hedef malzemeye bağlıdır (Pb, Bi, U, Th gibi). Örneğin yaygınca çalışılan Pb-spallation hedef için 1 GeV'lik proton yaklaşık 15 nötron üretir. Çeşitli türdeki (spallation, fisyon, buharlaşma) tepkimelere bağlı olarak, oluşan nötron enerji spektrumu birkaç keV'den başlar. Yayınlanan nötronların % 90'nı 15 MeV'in altındadır. Açısal dağılımları izotropiktir. Enerji dağılımı, ortalama nötron enerjisi değeri 2 MeV'in biraz altında ve Maxwell dağılımına uyar (15). Yani nötron enerjileri, orta (rezonans bölgesi-keV) ve hızlı (MeV bölgesi) nötron karakteristiklerine sahiptir. Bu da üretken olan elementlerin (bu elementlerin hızlı bölgedeki η faktörü, termal bölgeye göre çok daha yüksektir) çok daha kolay yakılmasına ve yüksek yanma değerine (150 GWD/t) çıkılmasına olanak sağlamaktadır.



Şekil 2.3. Proton enerjisine göre spallation sonrası üretilen nötron sayısının değişimi (12)



Şekil 2.4. Termal (LWR) ve hızlı nötron (EA) akılarıyla transuranyum elementlerin nötron yutma ve fısyon olasılıklarının karşılaştırılması (13)

2.2. Hızlandırıcı Gdml Sistem Tasarımı

Hızlandırıcı Gdml Sistemde, yksek enerjili ykl paracıklar, tercihen protonlar hedef malzeme olarak seilen ađır metali bombardıman etmek iin kullanılmaktadır. Bu sayede olduka yksek enerjili ntronlar aıđa ıkarılmaktadır. Yksek enerjili ntronlar hedef malzemeyi evreleyen yakıt blgesindeki fertile (retken) malzemelerin fissile (blnr) malzemelere dnşmesini ve aynı zamanda fisyon yapmalarını sađlamaktadır.

Hızlandırıcı Gdml Sistemde fisyon yntemiyle elde edilen ısı, elektrik enerjisi retmek iin ve aynı zamanda bir kısmı da hızlandırıcıyı beslemek iin kullanılır. Hızlandırıcı Gdml Sistemde bu blşm % 4-15 mertebesindedir. Hızlandırıcının optimal parametrelerini nkleer aıdan tahmin etmek kolaydır; proton enerjisi 1-1,5 GeV civarında olmalı ve proton akısı istenilen ışın gcne bađlı olmalı ki buda 5-10 MW sınırında olmalı, bu protonların 5-10 mA' ine karřılık gelir. Hızlandırıcı Gdml Sistemde hedef evresi kritik altı durumdaki yksek seviyeli atıklar ya da yakıt evrimine bađlı olarak blnebilir izotoplarla harmanlanmış retken kritik altı yakıt demetleri ile evrelenmiştir. Kritik altı bir kora sahip olan Hızlandırıcı Gdml Sistem, geleneksel reaktrlerle karřılařtırıldıđı zaman ntronik tasarım aısından tamamıyla farklılık gsterir. Korun kritiklik deđerinin ne olacađı ise gvenlikle, net elektrik retimi arasındaki bir optimizasyona bađlıdır. Sistemin kendinden gvenli olabilmesi iin hızlandırıcının akımı kesildiđinde gecikmiř ntron retimi, koru kritik st yapmaya yetecek bir kor ođaltma katsayısını gememelidir. řu ana kadar yapılan kaba hesaplamalarda gvenlik marjları da gz nne alındıđında bu sınır $k_{eff}=0,98$ civarında bir rakam olarak belirlenmiştir. Diđer taraftan hızlandırıcının net elektrik tketimi kor ođaltma katsayısının bir fonksiyonudur ki;

$$G = \frac{G_0}{1 - k_{eff}} \quad [2.1]$$

G reaktörün termal gücünü, G_0 hızlandırıcının tükettiği net elektrik gücünü ifade eder. Bu noktadan hareketle, kor çoğaltma katsayısı (k_{eff}) 0,98 olan 1500 MW'lık ısı gücü üreten bir hızlandırıcıdaki üretilen elektriksel güç Çizelge 2.2.'deki gibi 625 MWe olur. Elde edilen gücün 30 MWe hızlandırıcının çalışması için harcanır. Buna göre 20 kat enerji kazancı sağlanır. k_{eff} 'i 0,9 olan aynı termal güç için elektrik tüketimi yaklaşık 150 MWe'e çıkmaktadır. Sistemin elektrik enerjisi üretimdeki termodinamik veriminin %40 dolayında olacağını varsayarsak, 30 MWe'lik hızlandırıcının tüketimi, toplam elektrik üretiminin %5'ne karşılık gelirken, 150 MWe'lik tüketim, toplam elektrik üretiminin %25'ine karşılık gelmektedir. Böylece k_{eff} değeri düştükçe, sistemin net elektrik üretim verimi olumsuz yönde etkilenmektedir. Yapılan analizlerde, çoğaltma katsayısının 0,96 civarındaki değerlerin altına düşmesi durumunda, Hızlandırıcı Güdümlü Sistemin işletmesinin ekonomik olmayacağını göstermektedir.

Termal Güç	1500 MW _{th}
Elektriksel Güç	625 MW _e
Soğutucu	Sıvı Kurşun
Nötron çoğaltma katsayısı, k_{eff}	0.98
Boşluk (Void) katsayısı	+0.010
Hızlandırıcıyı besleyen güç	30 MW _e
Kontrol çubukları	Yok
Anti-sismik soğurucu	Var
Ana tank yüksekliği	30 m
Ana tank çapı	6 m
Hızlandırıcı tipi	Siklotron ve süperiletken lineer hızlandırıcı bileşkesi

Çizelge 2.2. ADS/EA ' nin bazı temel parametreleri (14)

ADS/EA reaktörü 6 m çapında 30 m yüksekliğinde silindirik bir tarzdadır (Şekil 2.5). Reaktör kabının geometrisi, ısı iletimini gerçekleştirecek kurşun akışına uygun ve kurşun ağırlığına dayanabilecek tarzda tasarımlanır. Yüksek enerjili ışın üst taraftan enjekte edilir ve kora yakın bulunan hedef ile etkileştirilir. Nükleer kaskad ile oluşturulan ısı, ısı değiştiricileri ile çıkartılır. Kap içindeki kurşunun sirkilasyonu doğal konveksiyonla sağlanır. Isıyı birinci kurşundan iç ortam ısı transport sistemine transfer etmek için dört adet 375 MW 'lık ısı dönüştürücüleri bulunmaktadır (3). Erimiş metalin konveksiyon kaynaklı sirkilasyonu yenidir ve geleneksel değildir. Bu sebeple daha güvenilir bilgiler elde edilmesi için bilgisayar programları kullanılarak hesaplamalar yapılmıştır ve bu sonuçların analitik hesaplamalar ile uyum içinde olduğu görülmüştür (15,16).

Proton ışını 40 cm çapında silindirik bir tüp boyunca kora 30 cm kalacak şekilde kap içine girer. Kap içinde kontrol çubukları yoktur ve üretilen enerji (güç) ışın akımıyla kontrol edilir. Tesadüfi termal kapanma soğutucunun doğal genişmesini kullanarak engellenir. Enerji yükselticinin aşırı ısınması durumunda kurşun seviyesi 27 cm/100 C oranında yükselir. Böyle bir seviye artışı aşırı akış davranışını harekete geçirmek için kullanılır (17,18). Sistemin ana tankı ile beton duvarları arasına hava soğutma sistemi yerleştirilir. Erimiş kurşun sıcaklığı çok yükseldiğinde bu soğutma sistemi devreye girer ve proton demeti durur.

Reaktör kalbi içinde üretilen ısının tamamını çekecek pasif güvenlik parametresi mevcuttur. Kurşunun boşluk katsayısının pozitif olması (Çizelge 2.2) reaktivite kazalarını önler. Güç kazalarına karşı ana tank ve beton duvar arasında bırakılan boşluk tamamen pasif güvenlik etkisi yapar. Bu boşluğa güç kazası durumunda bozunma ısısını çekecek bir sistem yerleştirilir. ADS/EA sistemi, antisismik soğurucularla desteklenip şiddetli bir deprem durumunda ADS/EA' nin büyük kütlelerinin tamamını sabit tutar (19).

Yeni nesil reaktörler olarak tasarımılanan ADS/EA'ler, termodinamik verim ve yakıtın etkin olarak kullanıldığıнын bir ölçüsü olan yanma oranı bakımından, konvansiyonel reaktörler (PWR, BWR, HTGR) ile karşılaştırıldığında (Çizelge 2.3.) ADS'lerin % 40-44 termodinamik verimi ve 140 GWd/ton bir yanma oranına sahip oldukları gözlenmektedir.

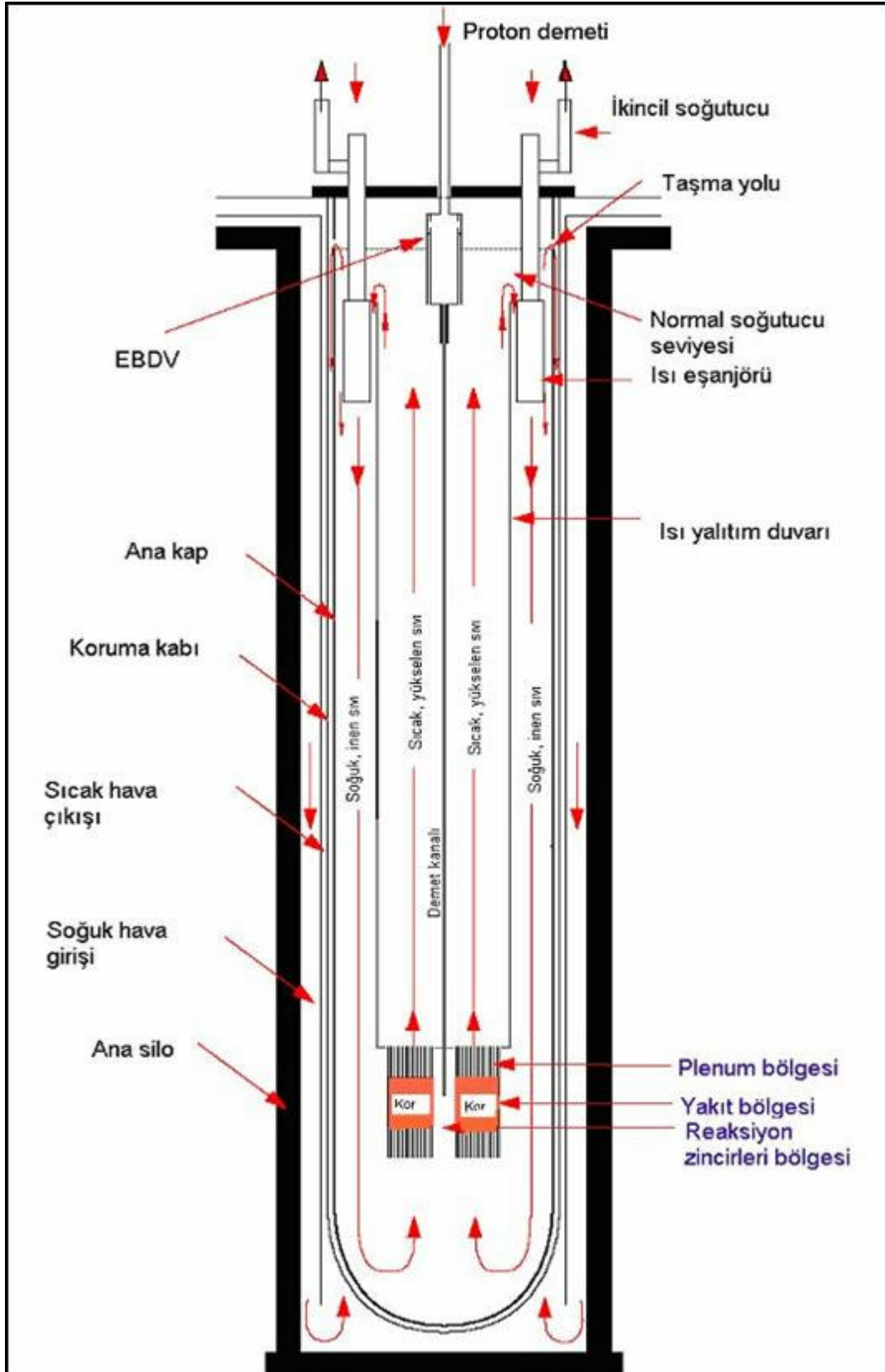
Çizelge 2.3. ADS/EA ve konvansiyonel reaktörlerin termodinamik verimleri ve yanma oranları (20,21)

	Reaktör	Termo Dinamik Verim ¹⁾ , η	Yanma Oranı GWd/ton
Yeni Nesil	ADS	40-44	140
Konvansiyonel	BWR	33.5	27.5
Konvansiyonel	HTGR	39.0	98
Konvansiyonel	PWR	33.7	33

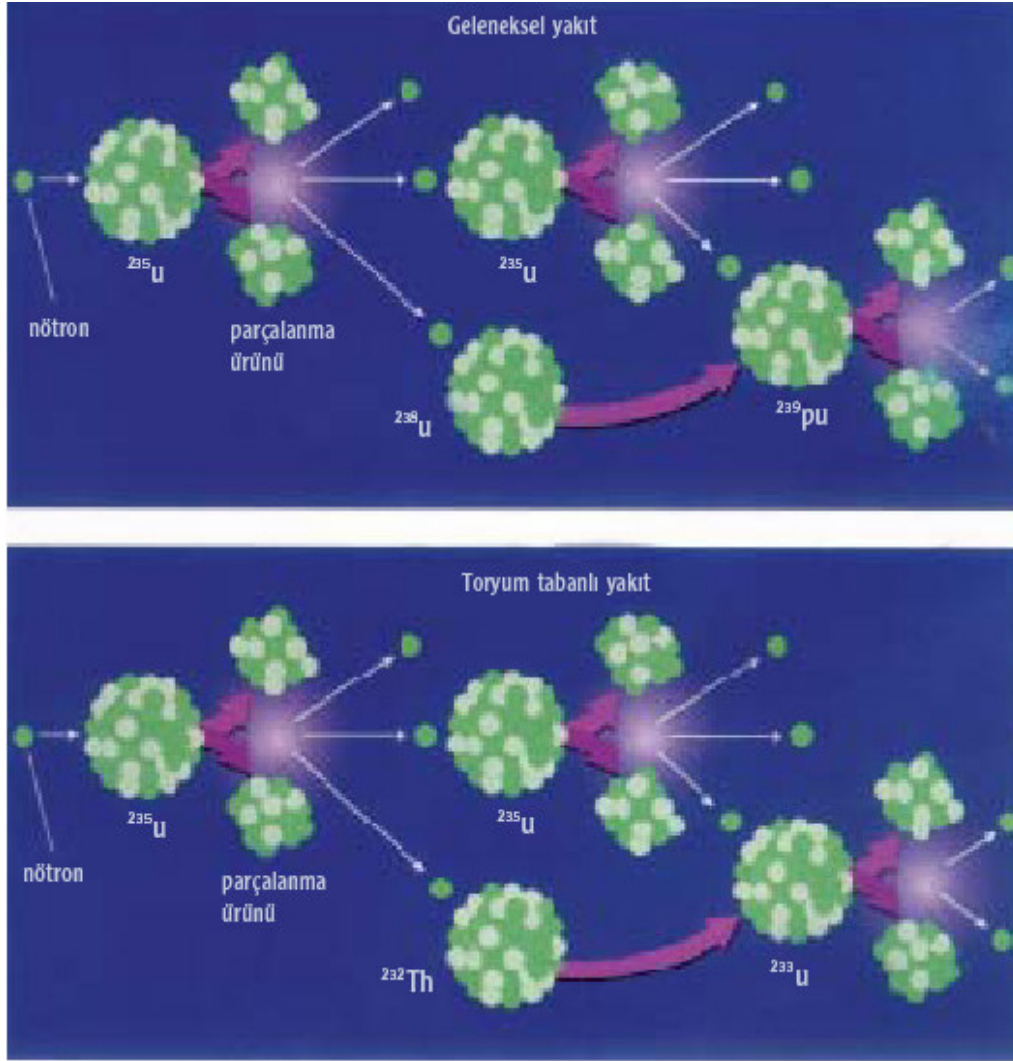
$$^1) \eta = P_{\text{elektrik}} / P_{\text{termal}}$$

Termodinamik verimin konvansiyonel reaktörlerin veriminden daha yüksek olması (% 12-19), sistemde üretilen ısı güçten daha fazla elektrik enerjisi üretebileceğini ve yanma oranının büyük olması ise yakıttan daha etkin bir şekilde yararlanılabileceğini ve bunun sonucu olarak, sisteme yeniden yakıt yükleme ihtiyacı için daha uzunca bir süre (örneğin; PWR için 1 yıl, ADS için 5 yıl) serbestliği mevcuttur. Bunun ADS'lerin işletme kolaylığı ile birlikte, nükleer madde güvenliği açısından da yararı söz konusudur.

Çıkan ısı enerjisi, birincil devrede soğutucu görevi yapan ve doğal konveksiyon ile dolaşan kurşun aracılığı ile ısı değiştiricide ikinci devrede dolaşan suya aktarılır. Buharlaştıran su türbinlerle elektrik enerjisine dönüştürülür. Kullanılmış doğal toryum yakıtı her beş yılda bir çok çevrimden sonra yakıt takviyesi ile reaktör tekrar beslenir. Bu reaktörlerin klasik PWR'lerden 250 kat daha verimli olduğu iddia edilmektedir.



Şekil 2.5. Enerji yükseltecinin genel tasarımı (13)



Şekil 2.6. Geleneksel yakıt ve toryum tabanlı yakıt

2.3. ADS ' nin Tarihi Gelişimi

1940 yılında yüksek enerjili proton ve döteronlar ile uranyum hedefinin bombardımanından çok sayıda nötron veriminin elde edildiği görülmüştür. Bu nötronlar fisyonu uğrayabilecek materyalleri üretmek için kullanılabilir. İlk olarak Glenn Seaborg 1941 yılında bir hızlandırıcı kullanarak doğada bulunmayan plütonyum elementini üretti. ABD, Lawrence Livermore'de 1950-1954 yılları arasında, bir hızlandırıcı kullanarak nötron kaynağı oluşturmak ve bunu fisyon zincir reaksiyonunda kullanmak düşüncesiyle Malzeme Test Hızlandırıcı (MTA-Meteriyal Testing Accelerator) programını yürüttü. 50'li yıllarda ABD 'de yüksek tenörlü uranyum rezervlerinin bulunması sonrası, bu proje rafa kaldırıldı. Benzer şekilde hızlandırıcı ile üretken (fertil) maddelerden (U-238, Th-232) bölünebilir (fisol) maddeler üretme düşüncesi Rus bilim adamları (V.I. Goldanski, R.G. Vasslykov) tarafından FERFICON projesi çerçevesinde 1975-1988 yılları arasında gerçekleştirildi.

Bugünkü anlamıyla, güvenli bir şekilde elektrik üretmeyi ve atıkları yakmayı hedefleyen Hızlandırıcı Güdümlü Sistem tasarımı, 1991 yılında ABD'nin Brookhaven National Laboratuvarında bir araştırma grubu tarafından geliştirildi. Termal nötronları kullanan bir dönüştürme tesisatının ilk detaylı tasarımı C. Bowman'sın Los Alamos grubu tarafından hızlandırıcı atık dönüşümü ismini takdim ederek 1991'de yayınladı. 1993 yılında, CERN' deki bilim adamları Nobel ödüllü Carlo Rubbia' nın önderliğinde "Enerji Yükseltici (EY) " (Energy Amplifier-EA) olarak adlandırılan tasarımı geliştirdiler. Daha sonra nükleer enerjili kaskat ile enerji yükseltme ilkesinin bilimsel imkanı First Energy Amplifier Test (FEAT-1994) ve Test of Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing (TARC-1997-1998) gibi deneylerle gösterildi. Carlo Rubbia'nın önderliğinde CERN' de yapılan FEAT deneyi Fransa, Yunanistan, İtalya, İspanya ve İsviçre'den oluşan bir araştırma grubunun katılımıyla ilk enerji yükseltici testini temsil etmiştir.

Bu (FEAT) test CERN’ de PS hızlandırıcısından gelen protonların güçlü ışını ile harekete geçirilen yoğun bir nötron kaynağı tarafından beslenen 3,5 ton metalik doğal uranyumun kritik altı koruna dayalı olan bir deneydi. Deneyde hem doğal uranyum hem de kurşun hedefler kullanıldı. Akı, güç ve sıcaklık dağılımları ve zaman gelişimi tekrar kaydedildi. TARC deneylerin ikincisini oluşturdu.

1996 Yılı 4. Program çerçevesinde, Avrupa Birliği nükleer fisyon güvenliğine dayalı hızlandırıcı teknolojilerin etkisi projesini kurdu (22). Impact of Accelerator Based Technologies on Nuclear Fission Safety (IABAT) projesinin konusu minimum atık oluşumu ile temiz enerji üretimi ve nükleer atığın dönüşümü için Hızlandırıcı GÜDÜMLÜ Sistemi oluşturma kararıdır. Ancak ADS için program geliştirme nükleer data ile ilgili spesifik konuları daha detaylı bir şekilde çalışma kararı alındı ve bu amaçla Avrupa’ da 14 enstitü ve üniversite IABAT projesinde birleşerek bir araya geldi.

IABAT projesi Avrupa Birliğinde ve birçok enstitüde Hızlandırıcı GÜDÜMLÜ dönüştürme ile ilgili araştırmanın çok açık bir şekilde gelişmesini harekete geçirmiştir ve yeni projelerin oluşmasına katkıda bulunmuştur (23).

CERN’deki bilim adamları Nobel ödüllü Carlo Rubia’nın önderliğinde “Enerji Yükselteci (EY)” olarak adlandırılan 1500 MWth HGS tasarımını geliştirdi. Kesin olmamakla beraber, sistemin ana kazanının yüksekliği 25 m ve çapı da 6m civarındadır. Bu tasarımın doğrulanması ve hayata geçirilmesi için üç kademe belirlendi:

- Birinci kademede, sistemin farklı bileşenlerinin (hızlandırıcı, hedef, kritik-altı kor, yakıtlar, ve yakıt işleme yöntemleri) ayrı ayrı tasarım doğrulanması gerçekleştirildi. Avrupa’da buna yönelik olarak hızlandırıcı

için; IPHI ve TRASCO deneyleri, hedef için MEGAPIE ve kritik altı kor için de FEAT, TARC, MUSE deney programlarını kapsayan bir dizi deney yapıldı.

- İkinci kademede, sistemin farklı bileşenlerinin birleştirilmesiyle tasarım doğrulanmasına yönelik çalışmalar yer almaktadır. Bu çalışma programı içerisinde ilk göze çarpan TRADE deneysel programıdır ve 2005 yılında deneylere başlanması planlanmaktadır.
- Üçüncü kademede ise, Avrupa yol haritasında da belirtildiği üzere, ADS gösterim tesisinin kurulmasıdır. Programın ilk etabında seçilen standart yakıt elemanlarının yakılması, ardından da transuranyum (TRU) elementlerin yakılması planlanmaktadır. Yapım ve işletmeye alma aşamalarının 2010-2015'li yıllarda olması beklenmektedir (Çizelge 2.4) (13).

Yıl 2000	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12	13	14	15
HIZLANDIRICI															
-Araştırma ve Geliştirme															
-Tasarım															
-Yapı															
Deneysel ADS altyapı hazırlığı															
SPALLATION															
Esas Hedef- Hızlandırıcı bağlantısı															
Hızlandırıcı işletimi&hedef birleştirilmesi															
KRİTİKALTI SİSTEM															
-Soğutucu ve yakıt seçimi															
-Tasarım ve Lisanslama															
-Yapım															
-İşletme															

Çizelge 2.4. ADS/EA için gelecek çalışma aşamaları (24)

3. NÜKLEER TANSMUTASYON

Nükleer transmutasyon, hedef çekirdeğin başka bir çekirdeğe nükleer reaksiyon sonucu dönüştüğü, fiziksel bir olaydır. Transmutasyon nükleer değişim olarak tanımlanabilir. Transmutasyon, doğal radyoaktif bozunumlarda, nükleer fisyon, füzyon, nötron yakalaması veya diğer pek çok işlemde dolayı çekirdek her değiştiğinde meydana gelir. Ticari nükleer reaktörler için günümüz yakıt döngü sisteminde uzun ömürlü çekirdekleri de kapsayan yüksek seviyeli nükleer atıklar (High Level Waste), nükleer reaktörlerde kullanılan yakıtın yeniden işlenmesi sonucu meydana gelir. Eğer uzun ömürlü çekirdekler transmutasyon yoluyla kısa ömürlü olanlara veya kararlı olanlara dönüştürülürse, nükleer atıkların jeolojik depolanmasının yönetim zamanı beklenenden çok daha kısa olacaktır ve bu da jeolojik depolamanın yükünü azaltacaktır.

3.1. Hızlandırıcı Güdümlü Transmutasyon

Nükleer atıklar, genelde nükleer reaktörlerin çalışması sırasında atılan kullanılmış yakıtlardan oluşmaktadır. Amerika'da çalışan yaklaşık 100 reaktör (ülkenin elektrik ihtiyacının % 20'sini karşılamaktadır) çalışma ömürleri boyunca yaklaşık 87000 ton atılmış veya kullanılmış yakıt üretecektir. Bu atıkların 60000 tonu Nevada'da bulunan Yucca Dağı jeolojik depolama bölgesine gönderilecektir, diğer bir 10000 tonu korunması gereken atıklardır. Dünya çapında şu anda çalışan reaktörlerde kullanılmış olan 250000 tondan fazla yakıtın yok edilmesi gerekmektedir.

Bu rakamlar yalnızca günümüz nükleer reaktörlerinde üretilen yüksek seviyede nükleer atıklar için hesaplanmıştır. Dünya çapındaki nükleer gücün büyümesi göstermektedir ki 2050 yılında 1 milyon ton atık yakıtın yok

edilmesi gerekecektir. Yapılan planlar ortaya koymaktadır ki, Yucca Dağındaki gibi depolama alanlarına dünya çapında her üç ya da dört yılda bir ihtiyaç duyulacaktır.

Yaklaşık olarak tüm konular; gelecek nesiller için, kullanılan nükleer yakıtın yaklaşık %1'inin kalabileceği, uzun süreli depolama sonucu ortaya çıkan risklerle ilgilidir. Bu %1, öncelikle transuranik elementler olarak bilinen plütonyum, neptünyum, amerikyum, küriyum ve reaktörlerde fisyon sonucu ortaya çıkan iyot ve teknisyum gibi uzun ömürlü izotoplardır. Bu transuranikler depolanmak üzere götürülen atık yakıttan çıkarıldığında kullanılmış yakıtın toksik yapısı, birkaç yüzyıl içinde doğal uranyum cevherinin (bu esas olarak nükleer yakıt olarak kullanılan kadar) toksik yapısının altına düşmektedir. Jeolojik depolamak için götürülen materyalden plütonyum ve transuraniklerin çıkarılması, uzun vadede (yüzyıllar) jeolojik çevre içindeki ısı yönetimi sorununu da ortadan kaldıracaktır. Neptünyum, teknisyum ve iyodun çıkarılması sonucu radyoaktif materyalin gelecekte biyosfere geçmesi tehlikesi olmayacaktır.

Özetle; çok büyük miktarda nükleer atığın depolanmasını zorlaştıran şey çok küçük miktardaki uzun ömürlü materyallerden kaynaklanmaktadır. Bunların çıkarılması ile daha tehlikesiz olan kalan materyallerin, uzun süreli depolanması daha kolay olacaktır. Kalanların uzun dönem takip edilmesi problemi, kontrol edilen bir bölgede binlerce yıl yerine birkaç yüzyılda yapılabilecektir.

Sonuç olarak; plütonyumun çıkarılması, nükleer çoğalma için materyalin gizli veya açık geri alınma yoluyla gelecekte depolara girme isteğini ortadan kaldıracaktır.

3.1. Uzun Ömürlü Nükleer Atıkların Ortadan Kaldırılması

Enerji Yükseltici, reaktörden gelen uzun ömürlü atıkların ortadan kaldırabilir. Enerji Yükseltecinde, Hafif Su Reaktöründe (HSR) yeniden işlenmiş kullanılmış yakıttan gelen transuranikler fisyonu uğrayarak enerji üretecek ve fazla nötronlar, Th-232 tarafından yakalanacak ve böylece hem enerji yükseltici için değerli bir çekirdek hem de kritik reaktör için yakıt olan U-233'un oluşmasına yol açacaktır. Bazı sayılar vermek gerekirse; enerji yükseltecinin yakıt döngüsünde 120 GW-gün/zaman ile nominal gücü 1500 MW, iki yıl sonra doldurulduğunda senede 402 kg transuranik yakacaktır ve aynı zamanda 175 kg U-233'nun oluşmasına yol açacaktır.

3.2. Transmutasyonun Avantajları

Kullanılmış nükleer yakıt uzun bir zaman aralığı içinde materyali zararlı bir duruma getirecek kadar yeterli miktarda bir çok kararsız çekirdek içermektedir. Kullanılmış nükleer yakıtın depolama işleminde, bu materyallerin çevreden 10000 ile 1000000 yıl arasında izole edilmesi gerekmektedir. Bu kadar uzun bir zaman, insanlığın uzun ömürlü konteynır ve bariyerler yapabilmesine karşı meydan okumaktadır. Ve böylece gerekli olan çevreden uzun süreli izolasyonun sağlama bağlanması için, jeolojik hareketlerin tahmini olan güveni zorlanmış bulunuyor.

Nükleer atık transmutasyonu, kullanılmış nükleer yakıtların tehlikeleri araştırıldığında bir seçenek olarak ortaya çıkmaktadır. Uzun süreli olan tehlikeler, plütonyum, neptünyum, amerikyum, küriyum, teknetyumu kapsayan kullanılmış yakıt içeriğinin % 1'inden kaynaklanmaktadır. Harcanmış yakıtın % 1' nin temsil eden transuranik elementler nötron yutumu sonrası bozulmalar ile oluşurlar. Geriye kalan % 99'luk kısım uzun dönemde nisbeten tehlikesizdir. Ayrıca; problemli olarak görülen % 1'lik kısımdaki

izotoplar uygun enerji aralığında nötronlara maruz bırakılarak ya kararlı hale ya da kısa ömürlü zararlı maddelere dönüştürülebilirler. Sonuç olarak % 1 'lik kısımdaki materyallerin çoğunluğu (transuranikler) sadece fisyon kanalı ile yok edilebilirler, fisyonla uğradığında çok büyük miktarda enerji açığa çıkabilmektedir ve enerji yükselteci tam bu görevi yerine getirmek için optimize edilmiştir.

Bu problemlili atıkların parçalanması ile üç büyük yararlı olay meydana gelir. Birincisi; uzun ömürlü zararlı maddelerin miktarı büyük oranda azaltılabilir ve bu maddelerin binlerce belki de milyonlarca yıl boyunca tamamen izolasyonunun sağlanmasına duyulan ihtiyaç ortadan kaldırılabilir. Bununla birlikte, uzak bir gelecekteki jeolojik ve iklimsel durumları kontrol etmeye ihtiyaç duyulmayacaktır. İkinci olarak; parçalama ve transmutasyon işlemleri doğal olaylara karşı oldukça dirençli olabilen zararlı materyalleri içeren atıkların en iyi şekilde kullanılmasına imkan sağlayacaktır. Üçüncüsü ise; plütonyum gibi transuraniklerin büyük çoğunluğunun transmutasyonu gelecek nesillerin depolara yeniden girme isteğini ortadan kaldıracaktır.

Özetle; nükleer atıklara transmutasyon uygulanması sonucu şu anda depolanması gereken atıkların hacmi ve toksisitesi azalacaktır, çevresel riskler ve genişleme gösteren materyalleri azaltacaktır. Daha basit bir depolama alanına ihtiyaç duyulacaktır.

4. ÜLKELERDE YÜRÜTÜLEN PROGRAMLAR

Şu anda dünyada Hızlandırıcı Güdümlü Sistemle ilgili çalışmalar özellikle Los Alamos (Amerika), KEK (Japonya) ve Avrupa'da (CERN ve ENEA) odaklanmış bulunmaktadır. Los Alamos ve KEK'de yapılan çalışmalar transmutasyon ağırlıklı, Avrupa'da yapılan çalışmalar ise Enerji Yükseltici ağırlıklıdır.

Belçika

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

Fransa

Bir araştırma grubu, GEGEDON, ayrıştırma ve dönüştürme (Partitioning & Transmutation) konularındaki faaliyetleri organize etmek üzere 1996 yılından beri çalışmaktadır. Avrupa Birliği 5. Çerçeve programı kapsamında gaz soğutmalı XADS tasarımı gündeme gelmiştir. Kritik altı korun soğutulması için gaz kullanılmıştır. Nötron tesir kesiti ölçümleri, birleşik deneyler, IPHI hızlandırıcısının geliştirilmesi ve sistem çalışmaları konularında araştırmalar yapılmıştır.

Almanya

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

İtalya

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

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

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

Japonya

Japon Atom Enerjisi Komisyonu tarafından Kasım 2000'de yayımlanan nükleer enerjinin araştırma, geliştirme ve kullanımıyla ilgili uzun vadeli programda, transmutasyon teknolojisi ile ilgili aşağıdaki anahtarlar belirlenmiştir:

Yüksek seviyeli radyoaktif atıklarda bulunan uzun yarı ömürlülerin radyoaktif materyallerden ayrılmasına reaktör veya hızlandırıcı kullanarak bunları kısa ömürlü veya radyoaktif olmayan kararlı materyalleri dönüştürme teknolojisi hala araştırma ve geliştirmenin düşük bir basamağında. Fakat bu, atıkların iyileştirilmesi ve depolanması yükünün azaltılmasının ve mümkün olan kaynakların etkin kullanımına katkıda bulunulacaktır. Bölme ve transmutasyon teknolojisi için araştırma ve geliştirme çalışmaları periyodik

değerlendirme temeline dayanarak yürütülmeli ve tamamıyla nükleer yakıt döngü teknolojisinin geliştirilmesi ile koordinasyon içinde olmalıdır.

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

Güney Kore

Dönüştürme üzerine çalışmalar, KAERI tarafından 1992’de başlatılmıştır. Fakat, 1995 yılına kadar araştırmalar durgun bir seyir izlemiştir. Bu dönemde, dönüştürme konusunda sürdürülecek çalışmalarla ilgili program hazırlanmış ve hızlandırıcı bazlı kritik altı reaktörün nükleer atıkların yakılması için en uygun seçenek olduğu ortaya çıkmıştır. KAERI, bu konuda araştırma yapmak üzere, 1997 yılında taslağı belirlenen HYPER isimli uzun vadeli bir program başlatmıştır. Buna ek olarak, temel bilimler, radyoizotop üretimi ve dönüştürme teknolojisine yönelik araştırma yapmak üzere çok amaçlı 1 GeV-20 mA proton hızlandırıcısının (KOMAC) geliştirilmesi için bir program başlatılmıştır.

İspanya

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

- Uzun ömürlü radyonüklidlerin dönüştürülmesi üzerine tasarım, işletme modelleri ve bilgisayar simülasyonu tekniklerinin geliştirilmesi

- Hidro-metalurjik ve piro-metalurjik tekniklerle radyonüklidlerin ayrıştırılması
- Bu sistemde kullanılacak malzemeler üzerine araştırmalar.

İsveç

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

İsviçre

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

Hızlandırıcı sistemleri ve dönüştürme alanlarında PSI çalışmaları ise OECD/NEA projeleri ve Avrupa Komisyonu Çerçeve Programı kapsamında sürdürülmektedir.

ABD

1999 yılında, ABD Enerji Bakanlığı tarafından “Atıkların Hızlandırıcı ile Dönüştürülmesi” projesi başlatılmıştır. ABD’de dönüştürme konusunda sürdürülen AR-GE çalışmaları, hızlandırıcı destekli sistemler üzerine yoğunlaşmıştır. Bu çalışmalarda, kullanılmış yakıt içindeki uranyumun ileri PUREX teknolojisi (UREX) kullanılarak tamamen geri kazanıldığı

varsayılmıştır. İlk çalışmalarda, ürün uranyumun düşük seviyeli atık olarak depolanabileceği ya da gelecekte muhtemel nükleer yakıt çevriminde kullanılmak üzere depolanabileceği ortaya çıkmıştır.

Proton hızlandırıcısı, reaktör dışı nötron kaynağı ve dönüştürülecek atıkların çeşitli kombinasyonları üzerine çalışmalar yapılmış ve varsayılan hedefler, dönüştürülmemiş uzun ömürlü izotopların yeniden çevrimi için gerekli kimyasal işlemlerin verimini araştırmak üzere kullanılmıştır. Değerlendirme sonucunda doğrusal proton hızlandırıcı, kurşun-bizmut hedef ve sodyum soğutmalı metalik ya da seramik üretken olmayan elemanlı dönüştürülecek hedeften oluşan bir tasarım ortaya çıkmıştır. Diğer alternatif tasarımlar, proton kaynağı olarak siklotron, dönüştürme kaynağı olarak nitritler, ve sodyum, basınçlı helyum ya da su soğutmalı tungsten hedeften oluşmaktadır. İlgi çeken bir diğer dönüştürme sistem tasarımı ısı kritik reaktörü içeren çift katman yaklaşımından oluşmaktadır. Buna ek olarak, dönüştürme sonucunda net enerji kazancı olması nedeniyle, bugünlerde elektrik gücü üretebilen dönüştürme sistemlerinin tasarımı üzerine çalışmalar sürdürülmektedir.

Rusya

Hızlandırıcı konusundaki çalışmalar ISTC projeleri kapsamında sürdürülmektedir. Hızlandırıcı alanındaki AR-GE çalışmalarında yer alan araştırma enstitüleri: Teorik ve Deneysel Fizik Enstitüsü (ITEP), Fizik ve Güç Mühendisliği Enstitüsü (IPPE), Deneysel Fizik Araştırma Enstitüsü (VNIIEF), Birleşmiş Nükleer Araştırma Enstitüsü (JINR), Nükleer Enerji Enstitüsü (IAE), Rusya Bilimler Akademisi Nükleer Araştırma Enstitüsü (INR RAS), Deneysel Tasarım Ofisi GIDROPRESS (OKB GP) ve Petersburg Nükleer Fizik Enstitüsüdür (PNPI). Sürdürülen faaliyetler: teorik araştırma, hızlandırıcıdaki fiziksel işlemlerin doğrulanması için deneysel bilgi toplanması ve hızlandırıcı konusunda tasarım çalışmalarıdır (13).

5. ENERJİ YÜKSELTECİNİ AVANTAJLI HALE GETİREN FAKTÖRLER

C. Rubbia' nın ve ekibinin de belirttiği gibi Enerji Yükselteci, düşük fiyata üretim, gelecek için temiz bir nükleer enerji ana sebeplerinden dolayı önemsenmeyi hak etmektedir.

1. Teknoloji iyi hazırlanmıştır ve Enerji Yükselteci günümüz şartları ile, mantıklı ve hızlı bir şekilde inşa edilebilir. Tam olarak üç temel ve iyi tanımlanmış parçanın günümüz teknolojisiyle uygun olarak birleştirilmesi gerekmektedir.
 - a) Hızlandırıcı
 - b) Enerji üretim tankı
 - c) Yakıt fabrikasyonu ve yeniden işlenmesi
2. Enerji Yükselteci, sıradan nükleer enerji ile iyileştirmenin yeni ana misyonlarını yerine getirebilir.
 - a) Jeolojik depolamanın indirgenmesi (uygun bir cool-down periyodundan sonra atıklar kömür yakımı sonunda kalan küllerden daha az radyoaktif olacaktır).
 - b) Yakıt için ilk elementin daha iyi kullanılması BSR'den yaklaşık 200 kat daha etkin kullanılabilmektedir. (hızlı üreticiler tarafından hiçbir zaman yapılamayan bir durum)
 - c) Toryum kullanılmasına imkan sağlanması, sonuç olarak plütonyumsuz nükleer enerji
 - d) Kritik güç artışı ve erime kazalarından uzak olması
3. Enerji Yükselteci, şu anda çalışan reaktörlerden ve gelişmekte olan ülkelerdeki yeni yapılanma için günümüz nükleer enerjisinin, elektrik üretiminden daha güvenli, daha doğal ve daha ucuz olarak yerine geçebilir. Yeni nesil termal BSR'lerden güvenlik konusunda kayda değer gelişmeler (daha iyi kontrol ve ısı soğutmada azalma) olmasına rağmen,

atıkların uzun süreli olması ve jeolojik depolama sorunlarını bir çözüm getirememektedir. BSR'lerde özellikle, hiç kimsenin istemediği ve çok büyük risk taşıyan büyük miktarda plütonyum üretimi devam etmektedir.

4. Enerji Yükselteçleri, günümüz nükleer gücünde çok büyük miktardaki atıkların temizlenmesinde kullanılabilir. Böylece günümüze kadar birikmiş olan atıkların (özellikle plütonyum) jeolojik depolanmasına da bir alternatif geliştirmektedir. Günümüzdeki BSR'lerle çalışan bir grup Enerji Yükselteci, birikmiş olan plütonyumun ortadan kaldırılmasında çok etkili gerçekçi bir çözüm oluşturmaktadır. Atıkların Enerji Yükselteçlerinde yakılması sonucu, BSR'lerde ilk yakımın %30'u kadar enerji üretilmektedir. Ekonomik açıdan yararları gösteriyor ki plütonyum yakımı, direkt olarak jeolojik bertaraf yöntemi ile karşılaştırıldığında sadece çevresel olarak değil ekonomik olarak da yararlı bir alternatiftir (1).
5. Yeni enerji kaynaklarının, petrol, doğal gaz ve kömür gibi standart fosil yakıtlarla maliyet açısından rekabet edebilir olması gerekmektedir.
 - a) Ünitelerin standardizasyonu ve genel giderlerin merkezleştirilmesi sonucu büyük oranda maliyette azalma olacaktır.
 - b) Diğer nükleer sistemlerle karşılaştırıldığında güvenlik artmıştır.
 - c) Uygun bir izleme yapılabilmesi için hassas materyallerin küçük bir alanda toplanmasıyla yüksek derecede güvenlik sağlanmaktadır.
 - d) Doğal gaz yerine kullanılan hidrojen, nükleer enerjinin kullanımını artırmaktadır (25)
6. Enerji Yükselteci, askeri alandaki plütonyum stokunun ortadan kaldırılması için kullanılabilir. Ortadan kaldırılması gereken miktar 100 tondur. (20000 savaş başlığı) toplam 300 tondan 180 tonu hala savaş başlıklarında bulunmaktadır. 100 ton askeri plütonyumda depolanan enerji çok büyüktür, 1400 milyon varil petrole karşılık gelmektedir. Patlayabilir enerji olarak bırakılabilir veya Enerji Yükselteçlerinde, hiç

kimsenin istemediđi bir řey ekonomik aıdan kullanıřlı hale getirilebilir (11).

7. Avrupa Birliđi gnmzdeki enerji kaynaklarının %18'ini tketirken fakat sadece kmr rezervlerinin %7'sini, petrol rezervlerinin %2'sine, dođal gaz rezervlerinin %5'ine sahiptir. Dnya Enerji Konseyine gre Avrupa'nın rezervleri 2020'ye kadar tkenecek ve Avrupa ithale bađlı bir safhaya girmiř olacak. Bu nedenle Enerji Ykselteci, Avrupa iin stratejik bir neme sahiptir.

6. HIZLANDIRICILAR

Parçacık hızlandırıcılarının, nükleer enerji üretiminde kullanılabileceği fikri, ilk siklotronu icat eden O. Lawrence tarafından ortaya atılmıştır (26). Ancak, yüksek güçte (yüksek akımlı ve yüksek enerjili) hızlandırıcıların yapılabilmesi için hızlandırıcı teknolojisinin gelişmesi uzun zaman almıştır. İkinci Dünya Savaşındaki yüksek frekanslı radar teknolojisindeki gelişmeler sonucu yüksek radyofrekans (RF) güç kaynaklarının yapılması, lineer hızlandırıcılarının (Linac) geliştirilmesi için yeni fırsatlar çıkarmıştır. Günümüzde, yüksek RF güç kaynaklı ve sürücü tüplü lineer hızlandırıcılardan (Drift tube linacs-DTL) çok sayıda kurulmuştur. Örneğin, 200 MHz RF güç kaynaklı –DTL(Alvarez yapısı olarak da bilinen) lineer hızlandırıcısı ilk kez 32 MeV protonları hızlandırmak için yapılmıştır. Bugün için en yüksek proton enerjili 800 MeV linac, Los Alamos Laboratuvarında LANSCE tesisinin bir bölümüdür ve bu hızlandırıcının ilk 100MeV'lik bölümü 200 MHz DTL ve 100Mev'in üstündeki enerji kısmı ise, daha da yüksek RF frekansı (800MHz) kullanan kavite bağlamalı (CCL-Cavity Coupled Linac) bir yapılanması olan bir linac'dan oluşmaktadır (27). 1970'li yıllarda dörtlü kutuplayıcı sabit mıknatısların ve radyofrekans dörtlü kutuplayıcıların (RFQ) icadıyla, fiziksel boyutu küçük mıknatıslarla ve daha da kısa sürücü tiplerle yüksek frekanslı linac yapılabilmektedir. Bu tip hızlandırıcılar, artık siklotrona besleme yapan bir enjektör hızlandırıcı olarak da kullanılmaktadır. Ayrıca, süperiletken RF kavite teknolojisindeki hızlı gelişme, yüksek akımlı süperiletken lineer hızlandırıcılarının yapılmasına imkan sağlamıştır. Mevcut hızlandırıcı teknolojisi ile çok yüksek güçlü proton hızlandırıcılarının yapımının mümkün gözükmesi, protonları kullanarak nötronların üretilmesini ve dolayısıyla, hızlandırıcıya dayalı enerji üretimi (Enerji Yükselteci) , nükleer atık transmutasyonu ve trityum üretimi bakımından endüstriyel ölçekte uygulama alanlarını ortaya çıkarmıştır (28).

Nükleer reaktöre ek olarak bir parçacık hızlandırıcısının kullanılmasının önerilmesi nükleer enerjinin başlangıç zamanına dayanıyor. Fakat o zamanlar bu hiç de gerçekçi gözüküyordu. Hızlandırıcı ve bilgisayar gibi anahtar teknolojilerdeki gelişme ile bu durum büyük oranda değişti. Son 30 yılda hızlandırıcıların enerji verimliliği % 0,1'den %50'lere kadar yükseldi ve hızlandırıcıların güvenliği de şu anda endüstriyel seviyede bulunuyor.

6.1. Enerji Yükseltecinde Kullanılacak Olan Hızlandırıcı

Hızlandırıcının tipinin seçilme aşaması hala belirsizliğini koruyor. Günümüz teknolojilerinin imkanlarıyla yapılabilecek (15mA-16GeV) hızlandırıcı Enerji Yükselteci için uygundur. Mümkün olan iki çözüm vardır: Siklotron veya lineer hızlandırıcı (linak). Her ikisi için de çalışmalar yapılmış ve %50 verim elde edilmiştir. Siklotron (Zürich yakınlarındaki Paul Scherrer Enstitüsünde çalışan makinenin ekstrapolasyonu), daha basit bir teknoloji ile yapılabilmesi ve daha az yer kaplaması avantajına sahiptir. Linak çözümü, Los Alamos LAMPF' dekinden daha çok LEP tipi süper iletken temeline dayalı olacaktır. Bunun yanında Linak, 400MeV'de çalışan bir enjektöre ihtiyaç duymaktadır. Linak'ın asıl avantajı, ihtiyaç duyulduğunda daha yüksek akımda (30-50 mA) çalışabilmesidir. Siklotron, süperiletken teknolojisi kaplamamaktadır ve böylece endüstri tipi uygulamalara daha fazla adapte olabilir.

Siklotronlar, Linaklardan daha güvenlidir. Bu, Linakların siklotronlardan daha fazla sayıda kontrol bileşeni içermesinden kaynaklanmaktadır, eğer amaç atıkları nükleer reaktör yakınında yok etmekse, hızlandırıcının daha küçük boyuta sahip olması avantajdır. Linak'da bulunan küçük delik huzme kayıpları için sorun teşkil eder ve buna ek olarak sınırlı değildir. Fakat siklotronda kayıplar küçük ve sınırlı olup makine durur durmaz parçalara ulaşım mümkündür.

Enerji Yükselteci için nihai hedef, 10-300 mA ve enerjisi 0,8-2 GeV'e ulaşan hızlandırıcılar yapmaktır. Çözömlenecek temel teknolojik problemler ise:

- Hızlandırıcıda personelin gireceğı bakım gerektiren kısımlardaki aktivasyonun en az da tutulabilmesi için hızlandırıcı birimdeki demet kayıplarının sınırlandırılması,
- Enerji Yükseltecinde sürekli olarak en yüksek enerji elde edilebilirliğini sağlamak için, toplam RF sisteminin verimliliğinin artırılması,
- Özellikle RF sistemi için bazı bileşenlerin elde edilebilirliği ve güvenilirliğidir (28).

7. HESAPLAMALAR

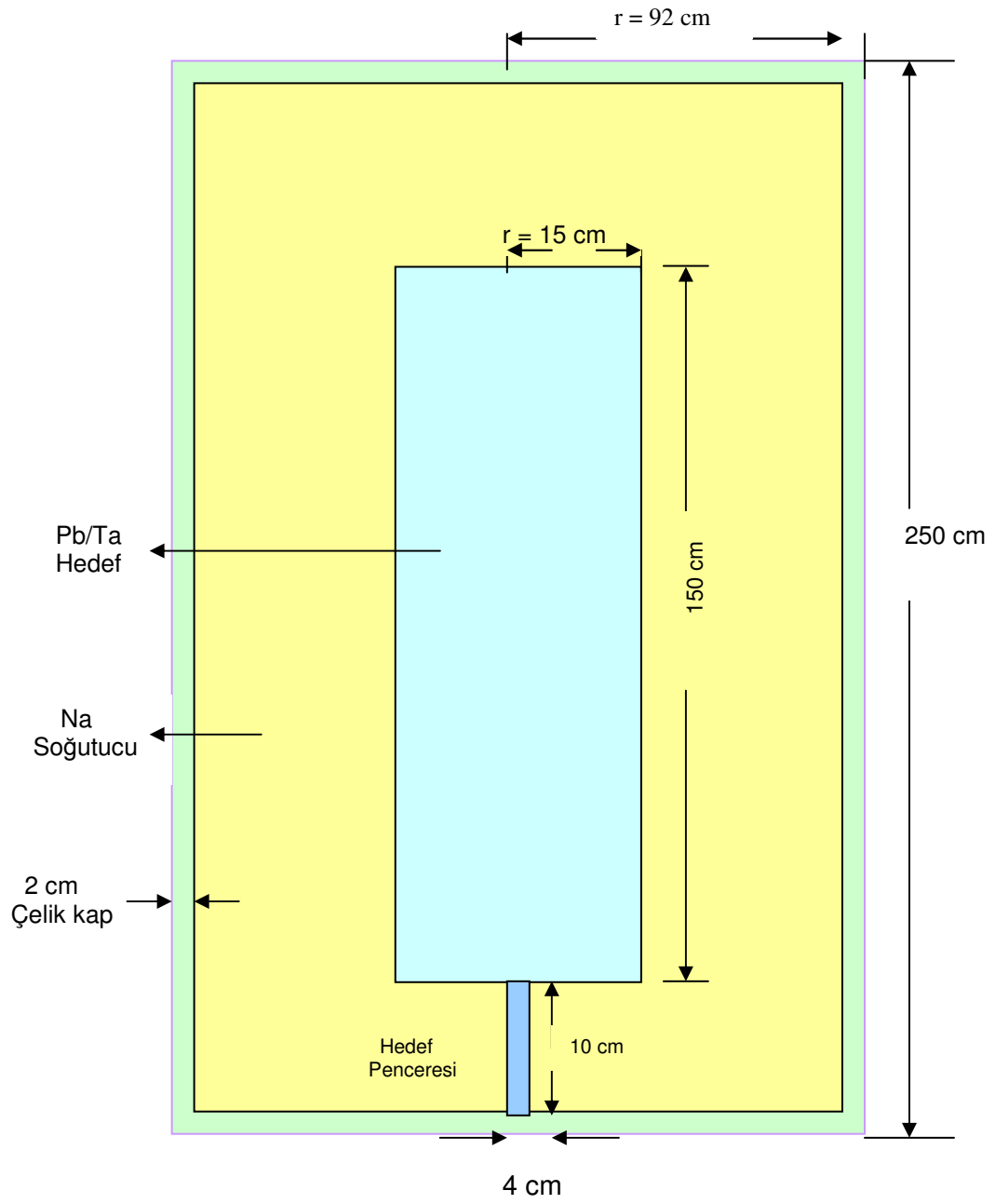
Bu çalışmada kullanılan HGS tasarımı ve hesaplamalar MCNPX bilgisayar programı kullanılarak yapılmıştır. Çalışmada dört farklı HGS tasarımı incelenmiştir: Kurşun silindir , kurşun küre , tantal silindir ve tantal küre hedef.

Kurşun silindir hedef; 92 cm yarıçaplı 250 cm yüksekliğinde silindir bir kap kullanılmıştır. Bu kap paslanmaz çelikten yapılmıştır ve et kalınlığı 2 cm'dir. Silindir kabın merkezinde 15 cm yarıçaplı, 150 cm yüksekliğinde kurşun silindir hedef bulunmaktadır. Hedef doğal kurşundan yapılmıştır. Kurşun hedefin etrafında sodyum soğutucu bulunmaktadır. Hedef penceresinin yüksekliği 10 cm ve yarıçapı 2 cm'dir (Çizelge 7.3).

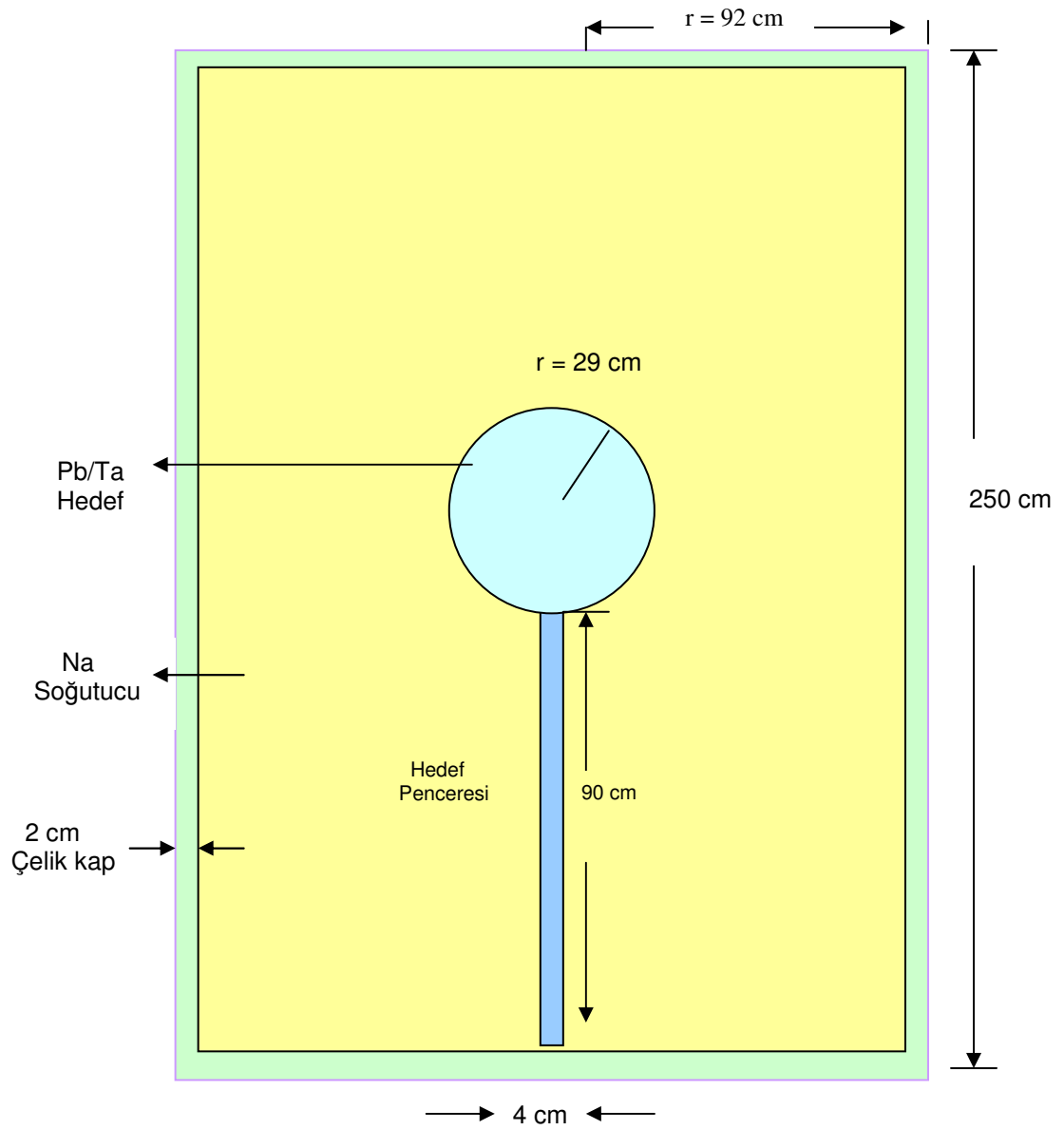
Kurşun küre hedef; 92 cm yarıçaplı 250 cm yüksekliğinde silindir bir kap kullanılmıştır. Bu kap paslanmaz çelikten yapılmıştır ve et kalınlığı 2 cm'dir. Bu silindir kabın merkezinde 29 cm yarıçaplı kurşun küre hedef bulunmaktadır. Hedef doğal kurşundan yapılmıştır. Kurşun hedefin etrafında sodyum soğutucu bulunmaktadır. Hedef penceresinin yüksekliği 90 cm ve yarıçapı 2 cm'dir (Çizelge 7.4).

Tantal silindir hedef; 92 cm yarıçaplı 250 cm yüksekliğinde silindir bir kap kullanılmıştır. Bu kap paslanmaz çelikten yapılmıştır ve et kalınlığı 2 cm'dir. Silindir kabın merkezinde 15 cm yarıçaplı, 150 cm yüksekliğinde tantal silindir hedef bulunmaktadır. Tantal hedefin etrafında sodyum soğutucu bulunmaktadır. Hedef penceresinin yüksekliği 10 cm ve yarıçapı 2 cm'dir (Çizelge 7.5).

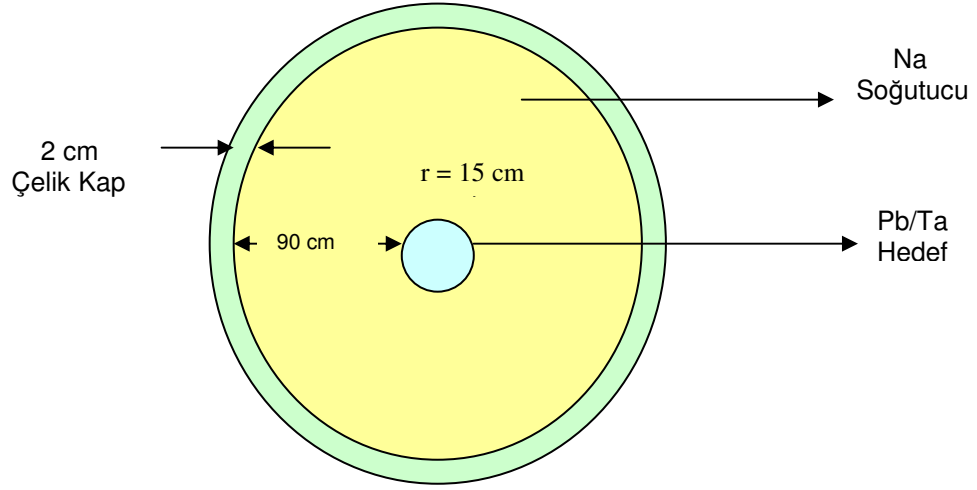
Tantal küre hedef; 92 cm yarıçaplı 250 cm yüksekliğinde silindir bir kap kullanılmıştır. Bu kap paslanmaz çelikten yapılmıştır ve et kalınlığı 2 cm'dir. Silindir kabın merkezinde 29 cm yarıçaplı tantal küre hedef bulunmaktadır. Tantal hedefin etrafında sodyum soğutucu bulunmaktadır. Hedef penceresinin yüksekliği 90 cm ve yarıçapı 2 cm'dir (Çizelge 7.6).



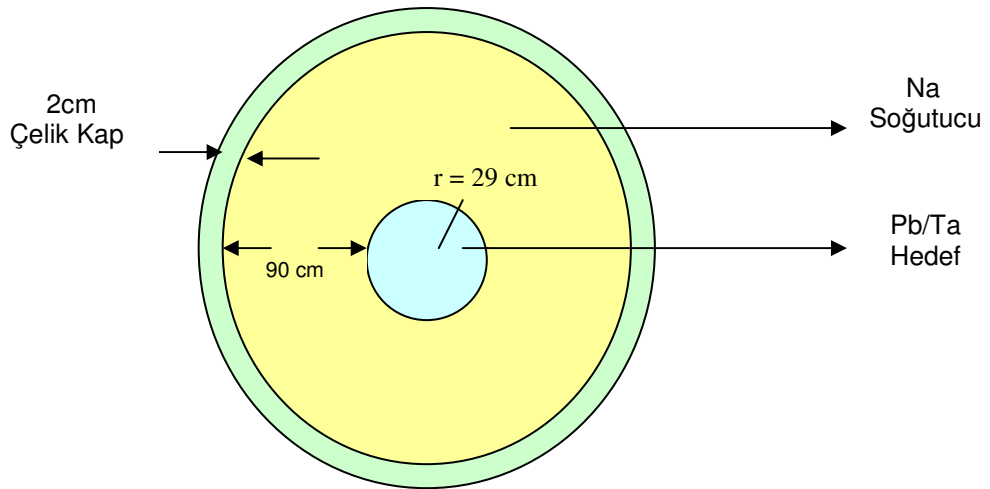
Şekil 7.1. Hesaplama da kullanılan sistemin iki boyutlu kesiti



Şekil 7.2. Hesaplamada kullanılan sistemin iki boyutlu kesiti



(a)



(b)

Şekil 7.3. Hesaplamalarda kullanılan sistemlerin z eksenini boyunca
üstten görünüşü

(a) Silindir Hedef

(b) Küre Hedef

Hesaplamalarda nötron üretimi için, hedeflere, hızlandırıcıdan gelen 1 GeV enerjili ve 10 mA akıma sahip proton demetleri gönderilmiştir. Hesaplamalarda hızlandırıcıdan gelen proton başına üretilen nötron sayısı (Çoğaltma Faktörü), hedefteki ve hedefle kap arasındaki bölgedeki proton ve nötron akıları radyal ve z eksen boyunca incelenmiştir. Çarpışma başına çıkan enerji (heating) ve DPA (Displacement Per Atom) hesaplanmıştır.

Çizelge 7.1. Hesaplamalarda kullanılan hedeflerin hacimleri ve yoğunlukları

	Hacim (cm ³)	Yoğunluk (atom/cm ³)
Kurşun Silindir Hedef	$1,06.10^5$	$3,3.10^{22}$
Kurşun Küre Hedef	$1,02.10^5$	$3,3.10^{22}$
Tantal Silindir Hedef	$1,06.10^5$	$3,78.10^{22}$
Tantal Küre Hedef	$1,02.10^5$	$3,78.10^{23}$

Çizelge 7.2. Kurşun, tantal ve sodyumun fiziksel özellikleri

	Oda Koşullarında (25°C)	Erime Noktası	Kaynama Noktası
Kurşun	Katı	327.46 °C (600.61K)	1749 °C (2022K)
Tantal	Katı	3017°C (3290K)	5458 °C (5731K)
Sodyum	Katı	97,72 °C (370,87K)	883 °C (1156K)

Çizelge 7.3. HGS ' nin tasarım parametreleri

HGS'nin Tasarım Parametreleri	
Hedef	Kurşun (Pb)
Hedef Şekli	Silindir
Hedef Yüksekliği	150 cm
Hedef Yarıçapı	15 cm
HGS ' nin Şekli	Silindir
HGS ' nin Yüksekliği	250 cm
HGS ' nin Yarıçapı	90 cm
HGS ' nin Yapı Malzemesi	Çelik
HGS ' nin Yapı Kalınlığı	2 cm
Hızlandırılan Demet Tipi	Proton
Demet Yarıçapı	2 cm
Demet Enerjisi	1 GeV
Demet Akımı	10mA
Soğutucu	Sodyum

Çizelge 7.4. HGS ' nin tasarım parametreleri

HGS'nin Tasarım Parametreleri	
Hedef	Kurşun (Pb)
Hedef Şekli	Küre
Hedef Yarıçapı	29 cm
HGS ' nin Şekli	Silindir
HGS ' nin Yüksekliği	250 cm
HGS ' nin Yarıçapı	90 cm
HGS ' nin Yapı Malzemesi	Çelik
HGS ' nin Yapı Kalınlığı	2 cm
Hızlandırılan Demet Tipi	Proton
Demet Yarıçapı	2 cm
Demet Enerjisi	1 GeV
Demet Akımı	10mA
Soğutucu	Sodyum

Çizelge 7.5. HGS ' nin tasarım parametreleri

HGS'nin Tasarım Parametreleri	
Hedef	Tantal (Ta)
Hedef Şekli	Silindir
Hedef Yüksekliği	150 cm
Hedef Yarıçapı	15 cm
HGS ' nin Şekli	Silindir
HGS ' nin Yüksekliği	250 cm
HGS ' nin Yarıçapı	90 cm
HGS ' nin Yapı Malzemesi	Çelik
HGS ' nin Yapı Kalınlığı	2 cm
Hızlandırılan Demet Tipi	Proton
Demet Yarıçapı	2 cm
Demet Enerjisi	1 GeV
Demet Akımı	10mA
Soğutucu	Sodyum

Çizelge 7.6. HGS ' nin tasarım parametreleri

HGS'nin Tasarım Parametreleri	
Hedef	Tantal (Ta)
Hedef Şekli	Küre
Hedef Yarıçapı	29 cm
HGS ' nin Şekli	Silindir
HGS ' nin Yüksekliği	250 cm
HGS ' nin Yarıçapı	90 cm
HGS ' nin Yapı Malzemesi	Çelik
HGS ' nin Yapı Kalınlığı	2 cm
Hızlandırılan Demet Tipi	Proton
Demet Yarıçapı	2 cm
Demet Enerjisi	1 GeV
Demet Akımı	10mA
Soğutucu	Sodyum

7.1. oğaltma Faktörü

1 GeV enerjili ve 10 mA demet akımına sahip proton demetleri sistemin merkezinde bulunan hedeflere gönderilmiştir. 1 GeV enerjili proton demetleri için proton başına hedefte üretilen nötron sayıları (oğaltma faktörü) hesaplanmıştır.

MCNPX bilgisayar programı kullanılarak hesaplanan oğaltma faktörleri Çizelge 7.7 ' da gösterilmiştir.

Çizelge 7.7. Hesaplanan oğaltma faktörleri

	oğaltma Faktörü (n/p)
Kurşun Silindir Hedef	26,8
Kurşun Küre Hedef	28,5
Tantal Silindir Hedef	26,7
Tantal Küre Hedef	28,4

1 GeV enerjili 10 mA akıma sahip proton demetinin gücü;

$P = I \times V$ ifadesiyle bulunur. Bu eşitlikten proton demetinin gücü 10 MW olarak hesaplanır.

7.2. DPA Hesabı

DPA (Displacement Per Atom) yani atom başına yer değiştirmenin hesabı şu şekilde yapılır;

$$\text{DPA} = A_k \text{ (1/cm}^2\text{)} \times \text{Çalışılan hedefin yoğunluğu (atom/barn.cm)} \times \text{Tesir Kesidi (barn)} \times 1 \text{ yıldaki nötron sayısı (n/yıl)} / \text{Çalışılan hedefin yoğunluğu (atom/cm}^3\text{)} \quad [7.1]$$

Eş 7.1'deki akı değerleri MCNPX bilgisayar programı kullanılarak hesaplanmıştır.

1 yıldaki nötron sayısı, hızlandırıcıdan geçen 10 mA akıma sahip proton demetinden 1 s ' de geçen proton sayısı (N_p) ile proton başına üretilen nötron sayısı (çoğaltma faktörü) çarpılarak hesaplanır (Eş.7.2). Saniyedeki nötron sayısından 1 yıldaki nötron sayısı hesaplanır.

$$1 \text{ s'deki Nötron Sayısı} = \text{Toplam Nötron Üretimi (Çoğaltma Faktörü)} \times 10 \text{ mA'deki Proton Sayısı (} N_p \text{)} \quad [7.2]$$

10 mA proton demet akımında bulunan proton sayısını (N_p) şöyle hesaplarız;

$$I = \frac{Q}{t} = \frac{N_p \times q_p}{t} \Rightarrow \quad [7.3]$$

Burada protonun yükü $q_p = 1,602.10^{-19} \text{ C}$, zaman $t = 1 \text{ s}$ ve demet akımı $I=10 \text{ mA}$ alınırsa proton sayısı,

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

$N_p = 6,24 \cdot 10^{16} \text{ p/s}$ bulunur.

Hesaplanan N_p değeri Eş.7.2'de yerine yazılırsa 1 saniyedeki nötron sayısı hesaplanır.

1 yıldaki nötron sayıları Çizelge 7.8' de gösterilmiştir;

Çizelge 7.8. 1 yıldaki nötron sayısı

	1 yıldaki nötron sayısı (n/yıl)
Kurşun Silindir Hedef	$5,28 \cdot 10^{25}$
Kurşun Küre Hedef	$5,60 \cdot 10^{25}$
Tantal Silindir Hedef	$5,25 \cdot 10^{25}$
Tantal Küre Hedef	$5,60 \cdot 10^{25}$

0,679-20 MeV arasındaki enerji değerleri, bu değerlere karşılık gelen tesir kesitleri, hesaplanan akılar ve hedeflerin yoğunluğu çarpılarak atom/cm^3 cinsinden bir sonuç hesaplandı.

Eş.7.3'de, hesaplanan değerler yerine yazılırsa; DPA için Çizelge 7.9'daki sonuçlar bulunur.

Çizelge 7.9 Hesaplanan DPA değerleri

	DPA (n/yıl)
Kurşun Silindir Hedef	509,13
Kurşun Küre Hedef	958,9
Tantal Silindir Hedef	90,4
Tantal Küre Hedef	141

Mcnpix bilgisayar programı kullanılarak hesaplanan çarpışma başına çıkan enerji değerleri Çizelge 7.10 'da gösterilmiştir.

Çizelge 7.10. Depolanan enerji değerleri

	Depolanan Enerji (MeV/Çarpışma)
Kurşun Silindir Hedef	2,02E-04
Kurşun Küre Hedef	2,56E-04
Tantal Silindir Hedef	1,44E-04
Tantal Küre Hedef	1,87E-04

Hesaplamalarda nötron üretimi için, hedeflere, hızlandırıcıdan gelen 1 GeV enerjili ve 10 mA akıma sahip proton demeti gönderilmiştir. Proton demetinin hedefle etkileşmesi sonucu oluşan nötron akılarının enerjiye göre dağılımı hedefin içinde, hedefle kap arasındaki bölgede ve hedef içinde z eksenı boyunca hesaplanmıştır.

10^{-11} – 5 MeV enerji aralığındaki değerler için hedef içinde ortalama nötron akısının enerjiye bağı grafikleri Şekil 7.4'de görölmektedir. Hedef ile kap arasındaki bölgede ortalama nötron akıları Şekil 7.5'de görölmektedir. Silindir hedefin içinde, değışen yarıçaplarda silindirik olarak, küre hedefin içinde, değışen yarıçaplarda küresel olarak nötron akısının enerjiye göre değışimi incelenmiştir. Hedefin içinde nötron akısının enerjiye göre değışimi Şekil 7.6-7 de görölmektedir. Hedefin merkezinde ($r = 1$ cm) nötron akı dağılımı en yüksektir. Yarıçapı büyüdükçe nötron akısı azalmaktadır. Hedefle kap arasındaki bölge silindirik olarak değışen yarıçaplarda incelenmiştir. Hedefle kap arasındaki silindirik bölgelerde nötron akısının enerjiye bağı grafikleri Şekil 7.8'de görölmektedir. Hedefin dışından başlayarak $r = 20$ cm / $r = 30$ cm olan hedefe en yakın silindirde nötron akı dağılımı en yüksektir. İncelenen silindirik bölgenin yarıçapı büyüdükçe, yani kabın çeperlerine yaklaşıldıkça nötron akısı azalmaktadır. Hedef içinde z eksenı boyunca nötron akısının enerjiye bağı grafikleri Şekil 7.9'da görölmektedir. Küre hedeflerde hedef penceresine yakın olan $z = 91$ cm'de nötron akısı en fazladır. Silindir hedeflerde $z = 30$ cm'de nötron akısı en fazladır. Hedeflerin üst kısımlarına doğru nötron akısı azalmaktadır.

0,1-30 MeV enerji aralığındaki değerler için hedef içinde ortalama nötron akısının enerjiye bağı grafikleri Şekil 7.10'da görölmektedir. Hedef ile kap arasındaki bölgede ortalama nötron akıları Şekil 7.11'de görölmektedir. Hedefin içinde nötron akısının enerjiye bağı değışimi Şekil 7.12,13'de görölmektedir. Hedefin merkezinde ($r = 1$ cm) nötron akı dağılımı en yüksektir. Yarıçap büyüdükçe nötron akısı azalmaktadır. Hedefle kap arasındaki silindirik bölgelerde nötron akısının enerjiye bağı grafikleri Şekil

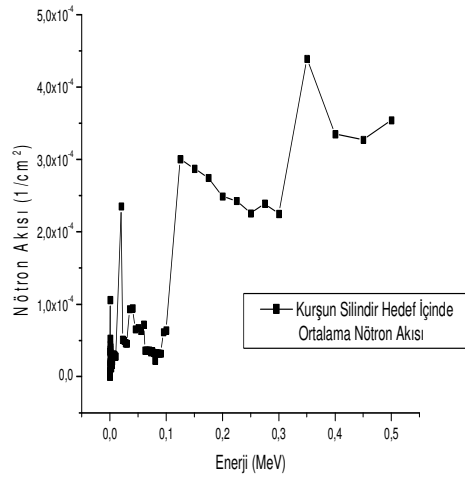
7.14'de görülmektedir. Hedefin dışından başlayarak $r = 20 \text{ cm}$ / $r = 30 \text{ cm}$ olan hedefe en yakın silindirde nötron akı dağılımı en yüksektir. İncelenen silindirik bölgenin yarıçapı büyüdükçe, yani kabın çeperlerine yaklaşıldıkça nötron akısı azalmaktadır. Hedef içinde z eksenine boyunca nötron akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil 7.15'de görülmektedir. Küre hedeflerde hedef penceresine yakın olan $z = 91 \text{ cm}$ 'de nötron akısı en fazladır. Silindir hedeflerde $z = 30 \text{ cm}$ 'de nötron akısı en fazladır. Hedeflerin üst kısımlarına doğru nötron akısı azalmaktadır.

0,1-30 MeV enerji aralığındaki değerler için hedef içinde ortalama proton akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil 7.16'da görülmektedir. Hedef ile kap arasındaki bölgede ortalama proton akıları Şekil 7.17'de görülmektedir. Hedefin içinde proton akısının enerjiye bağlı olarak değişimi Şekil 7.18,19'da görülmektedir. Hedefin merkezinde ($r = 1 \text{ cm}$) proton akı dağılımı en yüksektir. Yarıçap büyüdükçe proton akısı azalmaktadır. Hedefle kap arasındaki silindirik bölgelerde proton akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil 7.20'de görülmektedir. Hedefin dışından başlayarak $r = 20 \text{ cm}$ / $r = 30 \text{ cm}$ olan hedefe en yakın silindirde proton akı dağılımı en yüksektir. İncelenen silindirik bölgenin yarıçapı büyüdükçe, yani kabın çeperlerine yaklaşıldıkça proton akısı azalmaktadır. Hedef içinde z eksenine boyunca proton akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil 7.21'de görülmektedir. Küre hedeflerde hedef penceresine yakın olan $z = 91 \text{ cm}$ 'de proton akısı en fazladır. Silindir hedeflerde $z = 30 \text{ cm}$ 'de proton akısı en fazladır. Hedeflerin üst kısımlarına doğru proton akısı azalmaktadır.

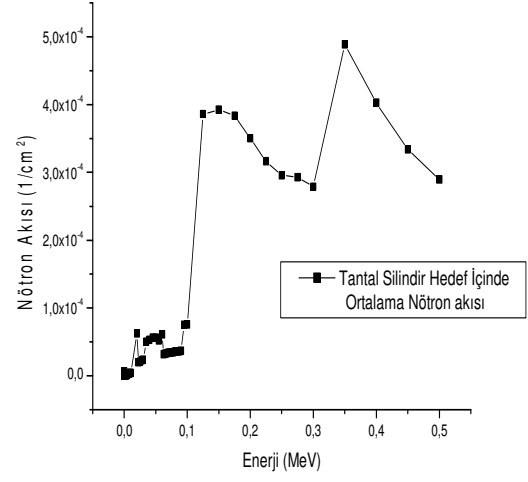
10-1000 MeV enerji aralığındaki değerler için hedef içinde ortalama nötron akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil 7.22'de görülmektedir. Hedef ile kap arasındaki bölgede ortalama nötron akıları Şekil 7.23' de görülmektedir. Hedefin içinde nötron akısının radyal olarak değişimi Şekil 7.24,25'de görülmektedir. Hedefin merkezinde ($r = 1 \text{ cm}$) nötron akı dağılımı en yüksektir. Yarıçap büyüdükçe nötron akısı azalmaktadır. Hedefle kap arasındaki silindirik bölgelerde nötron akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil

7.26'da görülmektedir. Hedefin dışından başlayarak $r = 20 \text{ cm}$ / $r = 30 \text{ cm}$ olan hedefe en yakın silindirde nötron akı dağılımı en yüksektir. İncelenen silindirik bölgenin yarıçapı büyüdükçe, yani kaba yaklaşıldıkça nötron akısı azalmaktadır. Hedef içinde z eksenini boyunca nötron akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil 7.27'de görülmektedir. Küre hedeflerde hedef penceresine yakın olan $z = 91 \text{ cm}$ 'de nötron akısı en fazladır. Silindir hedeflerde $z = 30 \text{ cm}$ 'de nötron akısı en fazladır. Hedeflerin üst kısımlarına doğru nötron akısı azalmaktadır.

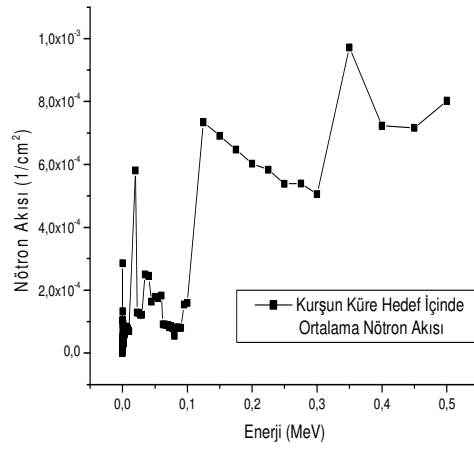
10-1000 MeV enerji aralığındaki değerler için hedef içinde ortalama proton akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil 7.28'de görülmektedir. Hedef ile kap arasındaki bölgede ortalama proton akıları Şekil 7.29'da görülmektedir. Hedefin içinde proton akısının radyal olarak değişimi Şekil 7.30,31'de görülmektedir. Hedefin merkezinde ($r = 1 \text{ cm}$) proton akı dağılımı en yüksektir. Yarıçap büyüdükçe proton akısı azalmaktadır. Hedefle kap arasındaki silindirik bölgelerde proton akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil 7.32'de görülmektedir. Hedefin dışından başlayarak $r = 20 \text{ cm}$ / $r = 30 \text{ cm}$ olan hedefe en yakın silindirde proton akı dağılımı en yüksektir. İncelenen silindirik bölgenin yarıçapı büyüdükçe, yani kabın çeperlerine yaklaşıldıkça proton akısı azalmaktadır. Hedef içinde z eksenini boyunca proton akısının enerjiye bağlı grafikleri Şekil 7.33'de görülmektedir. Küre hedeflerde hedef penceresine yakın olan $z = 91 \text{ cm}$ 'de proton akısı en fazladır. Silindir hedeflerde $z = 11 \text{ cm}$ 'de proton akısı en fazladır. Hedeflerin üst kısımlarına doğru proton akısı azalmaktadır.



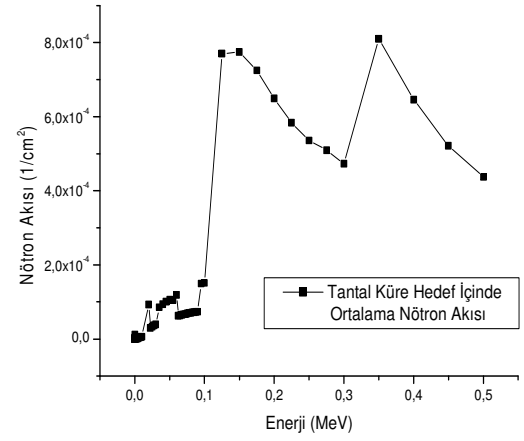
(a)



(c)

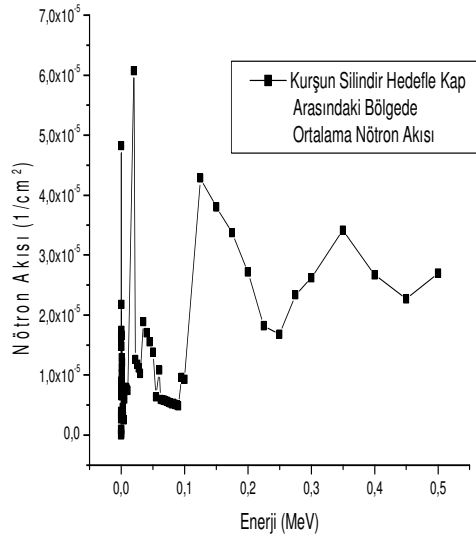


(b)

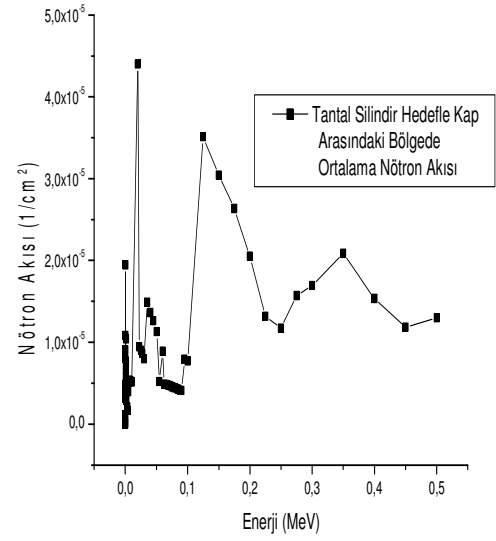


(d)

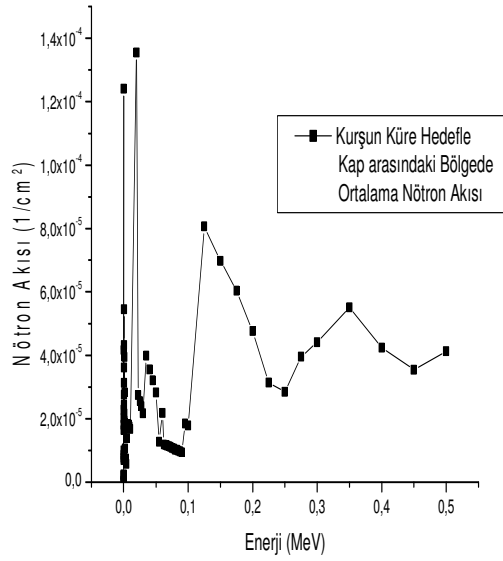
Şekil 7.4. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi



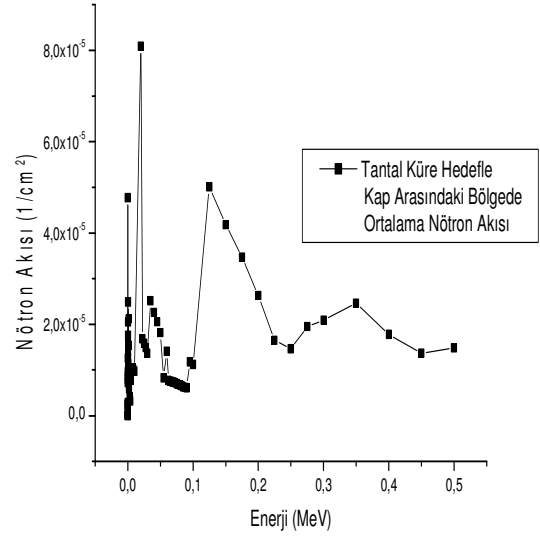
(a)



(c)

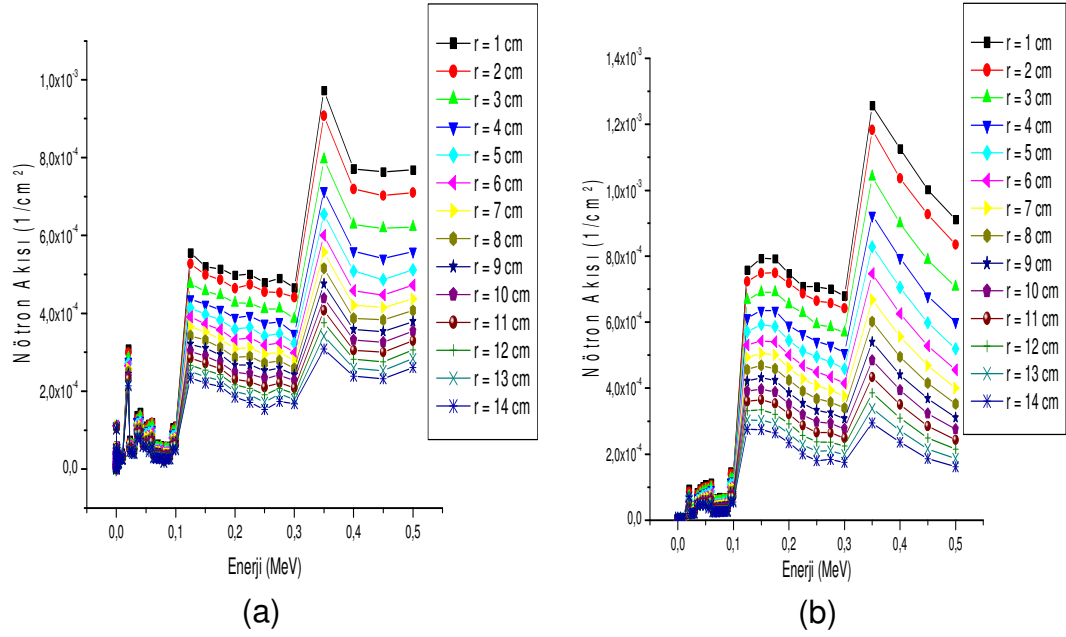


(b)

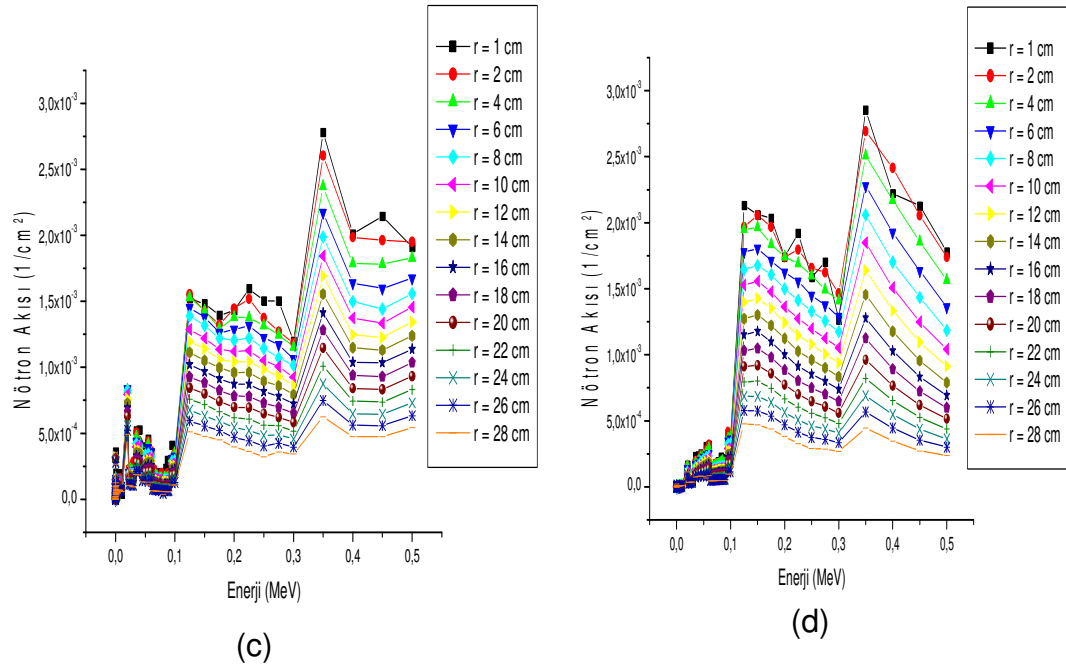


(d)

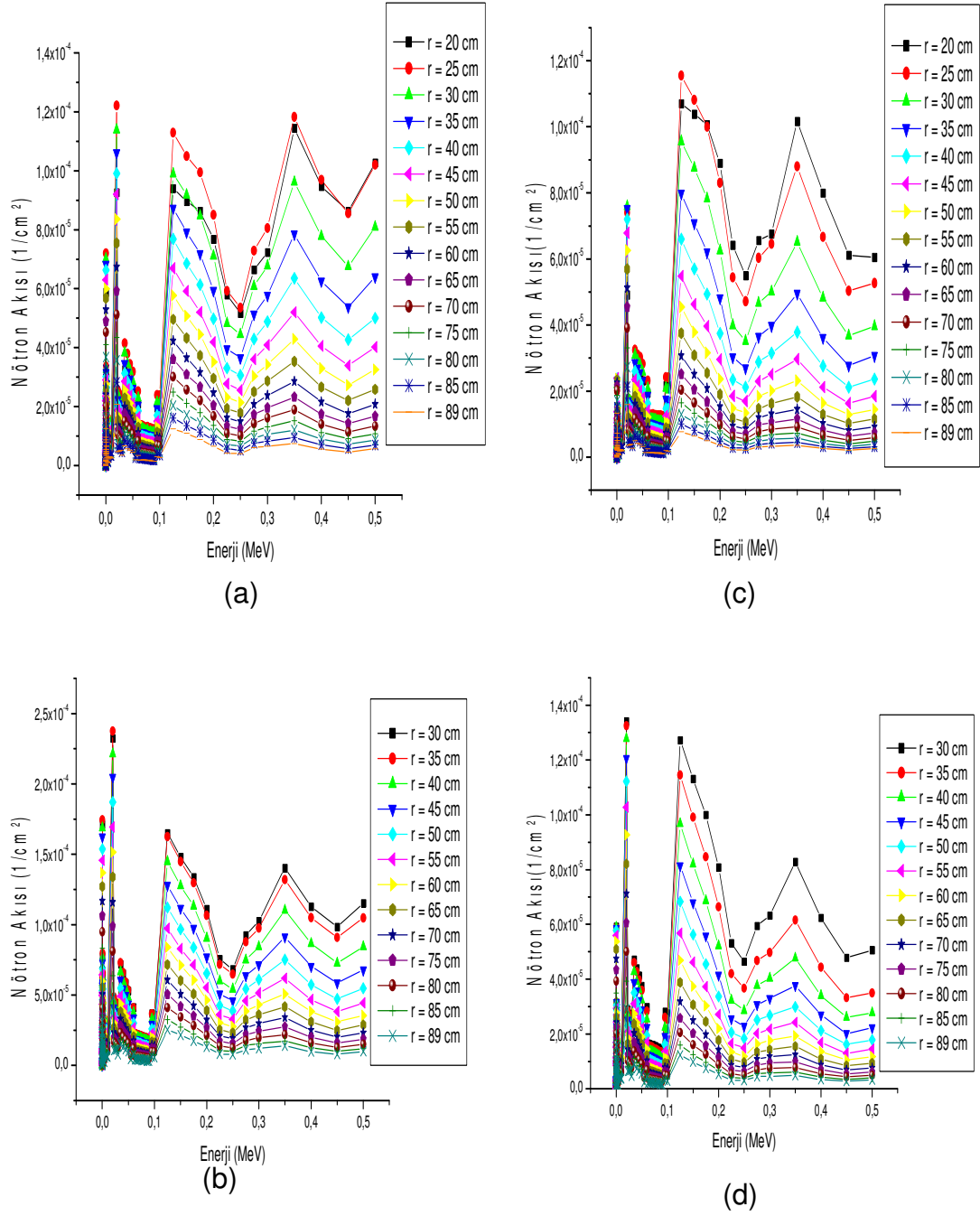
Şekil 7.5. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi

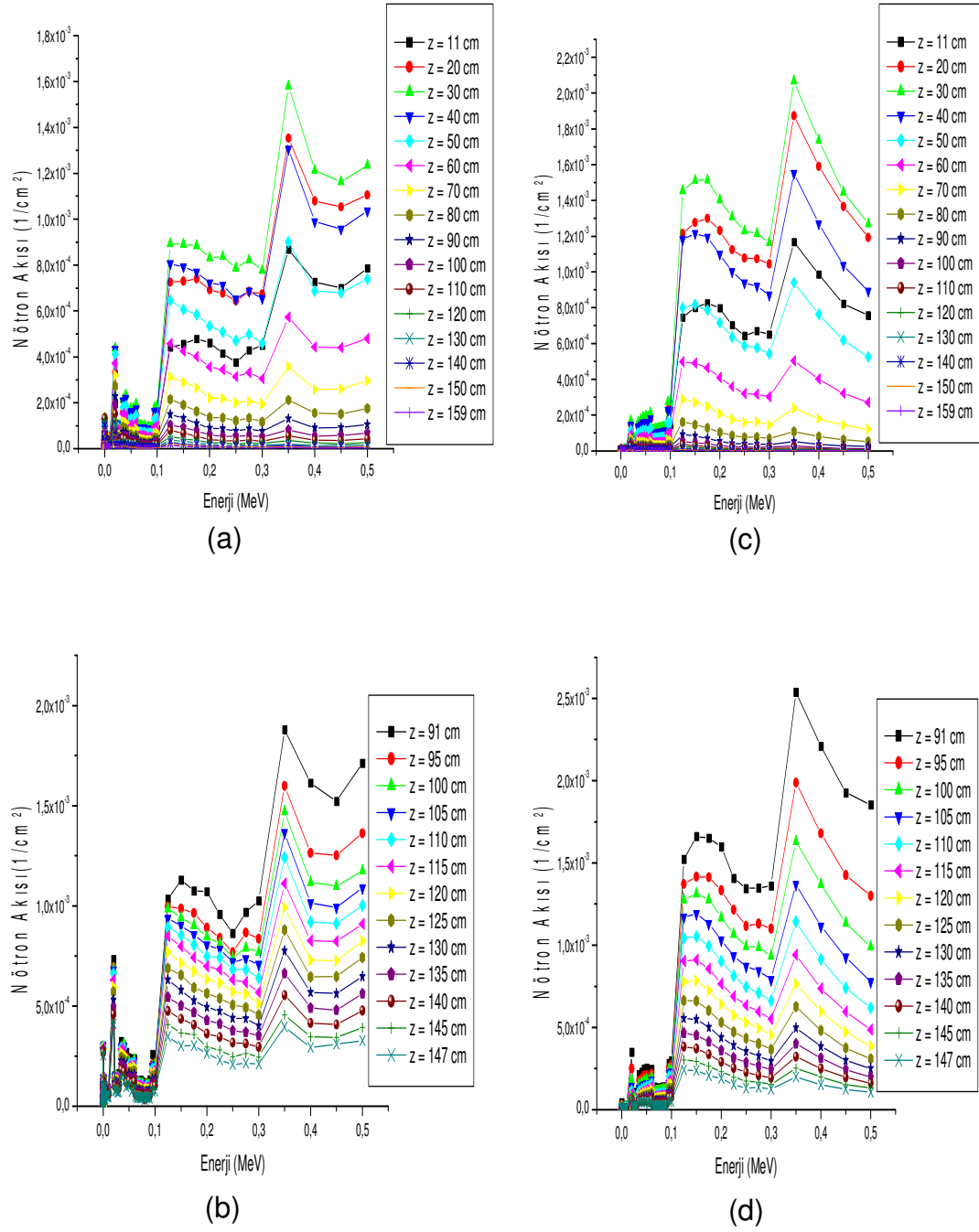


Şekil 7.6. (a) Kurşun silindir (b) Tantal silindir hedef içinde silindirik bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi

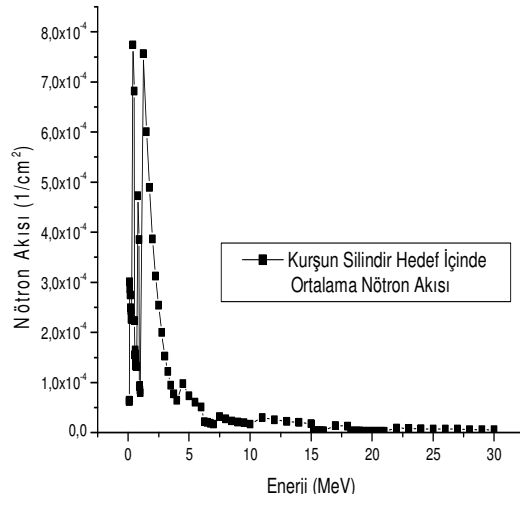


Şekil 7.7. (c) Kurşun küre (d) Tantal küre hedef içinde küresel bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi

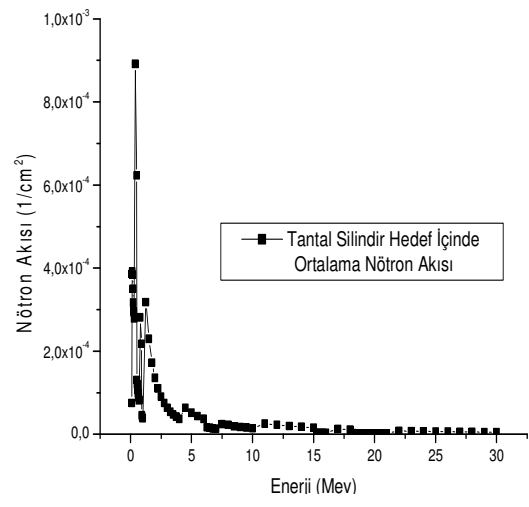




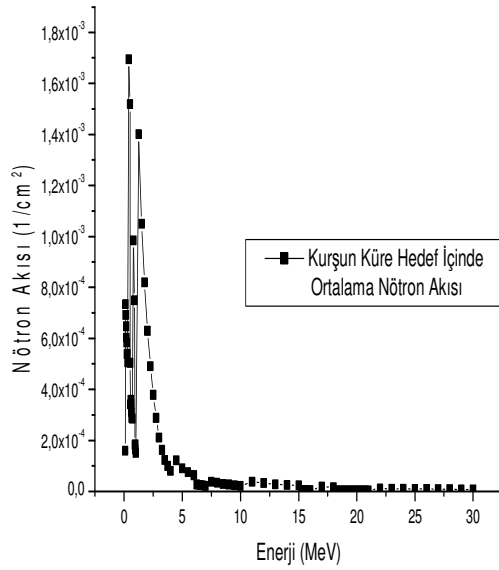
Şekil 7.9. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenı boyunca n6tron akısının enerjiye g6re deęiřimi



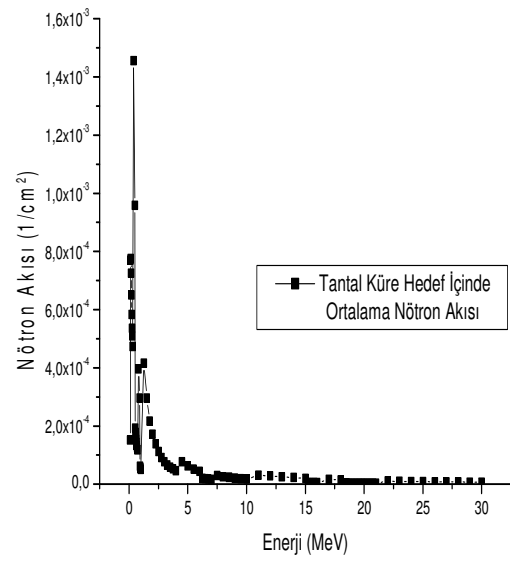
(a)



(c)

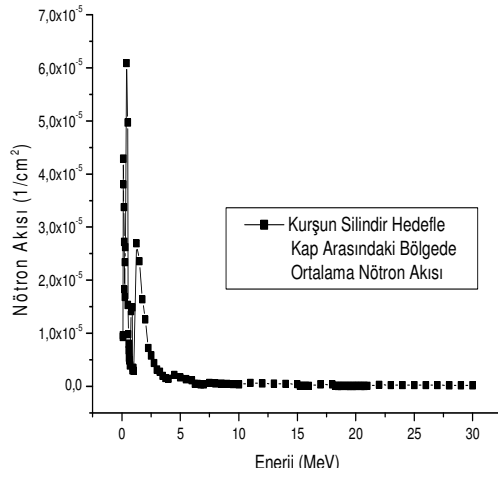


(b)

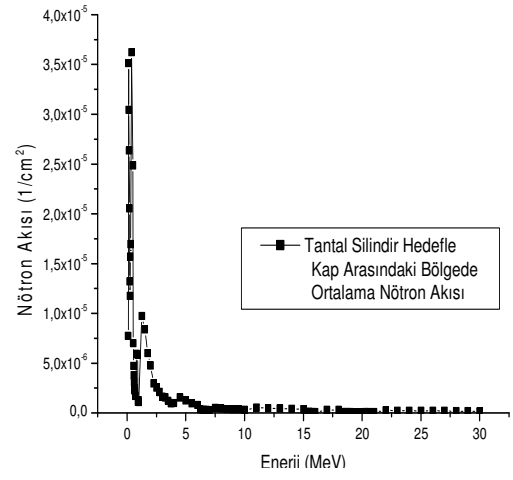


(d)

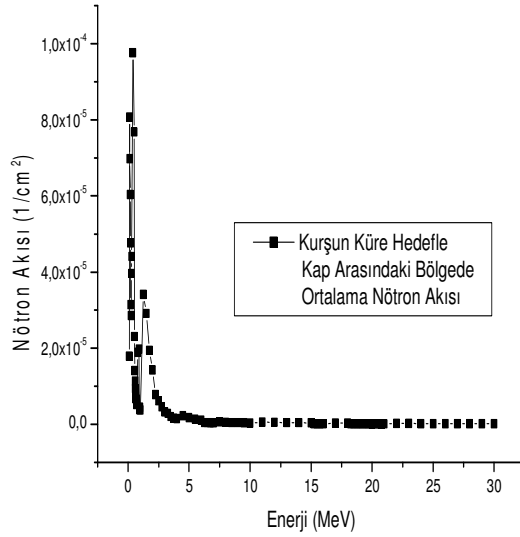
Şekil 7.10. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi



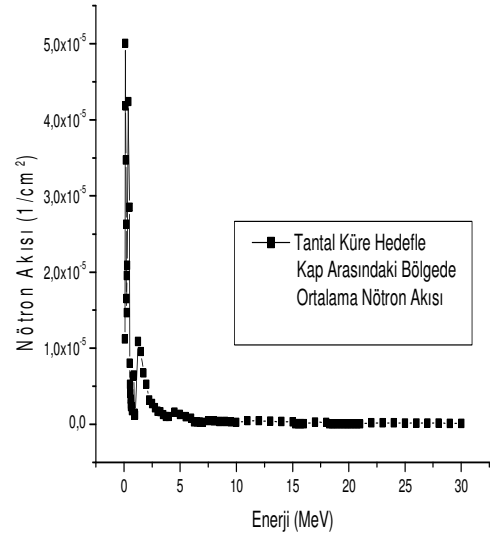
(a)



(c)

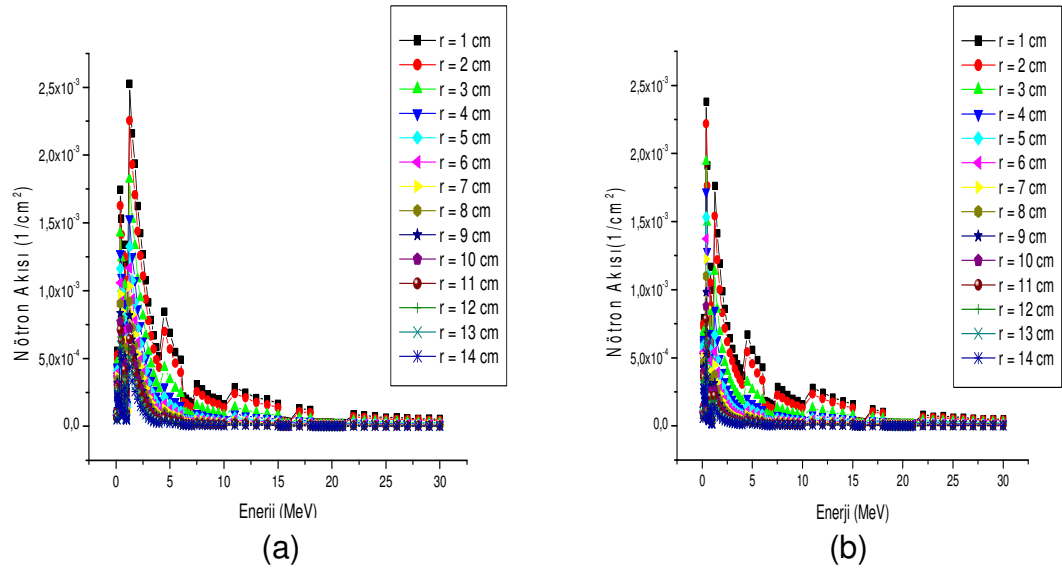


(b)

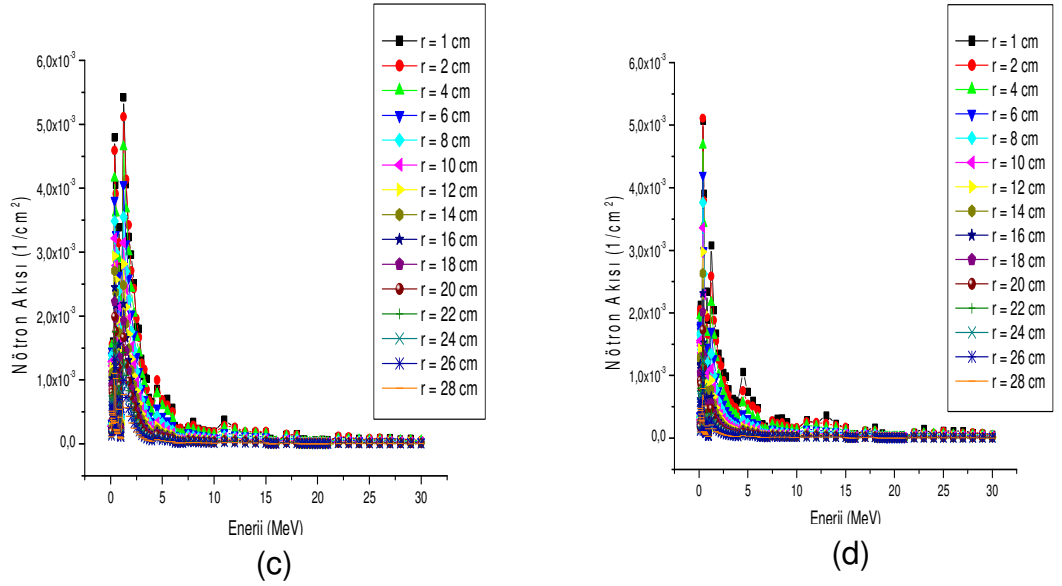


(d)

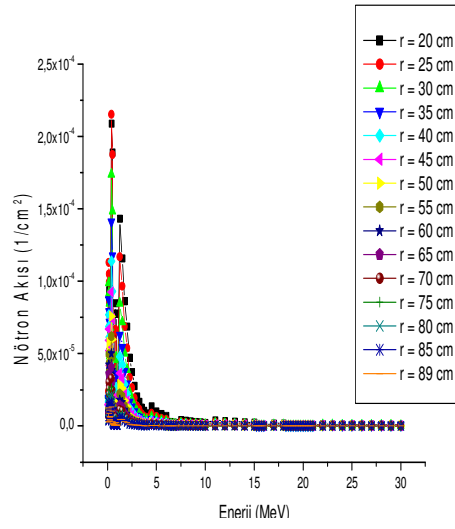
Şekil 7.11. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi



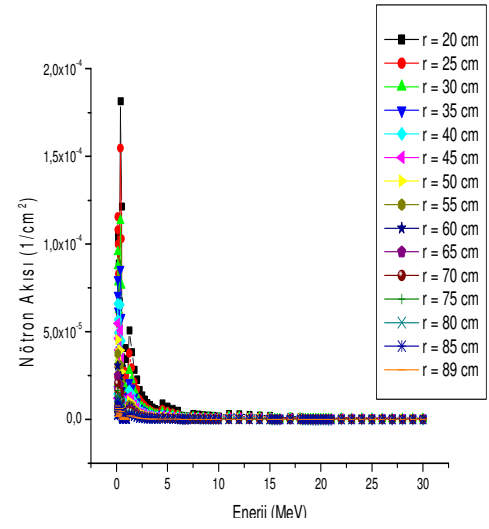
Şekil 7.12. (a) Kurşun Silindir (b) Tantal Silindir hedefler içinde silindirik bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi



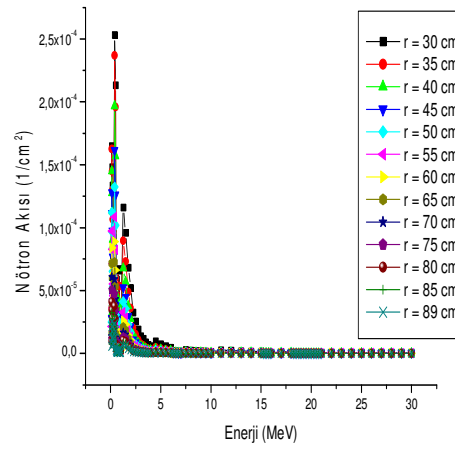
Şekil 7.13. (c) Kurşun Küre (d) Tantal Küre hedefler içinde küresel bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi



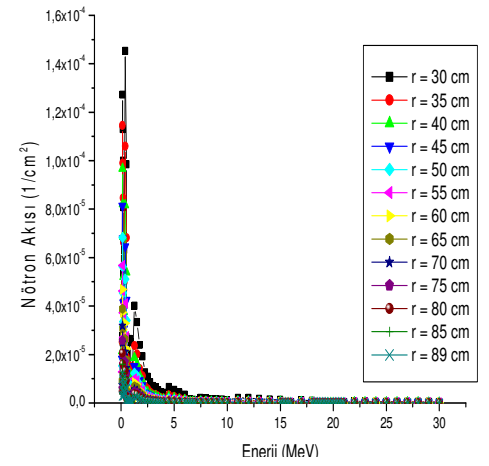
(a)



(c)

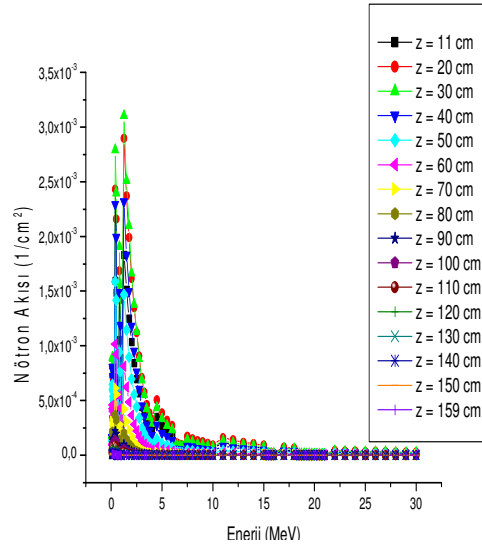


(b)

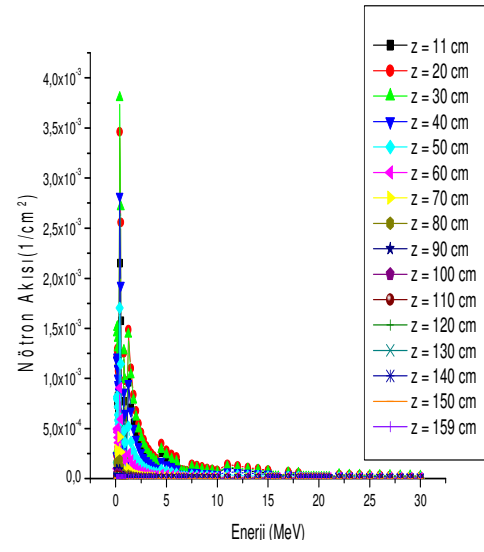


(d)

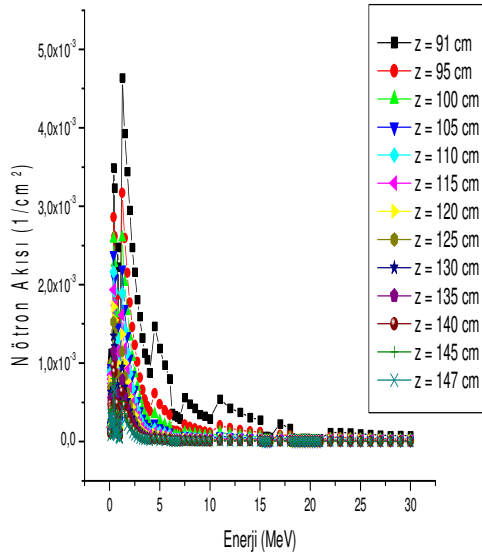
Şekil 7.14. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede silindirik olarak incelenen nötron akısının enerjiye göre değişimi



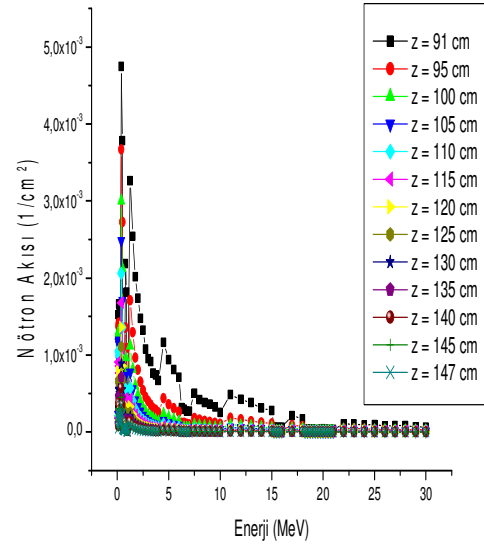
(a)



(c)

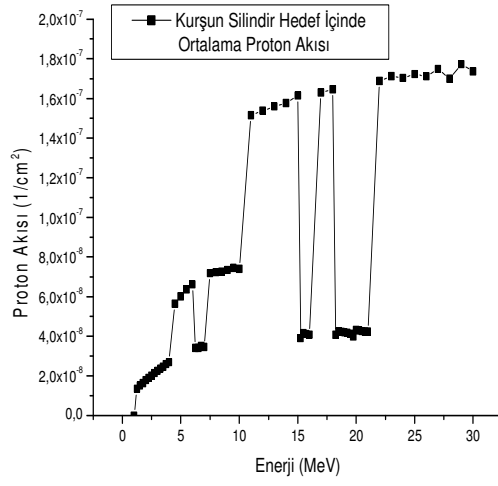


(b)

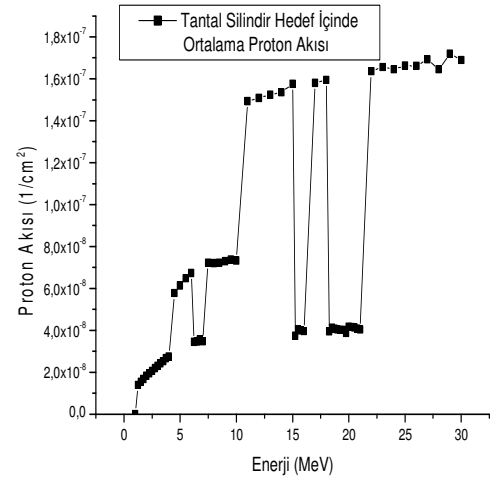


(d)

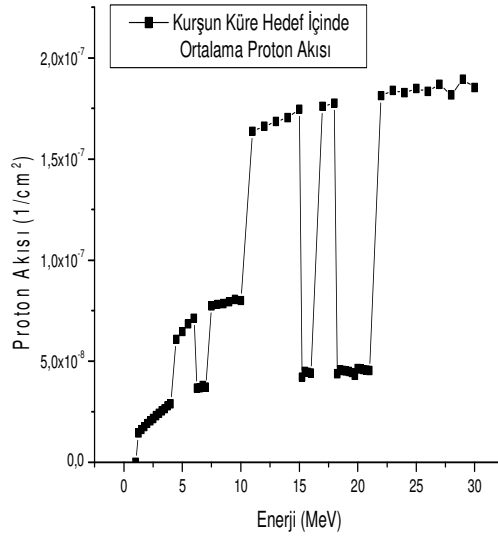
Şekil 7.15. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenı boyunca nötron akısının enerjiye göre değışimi



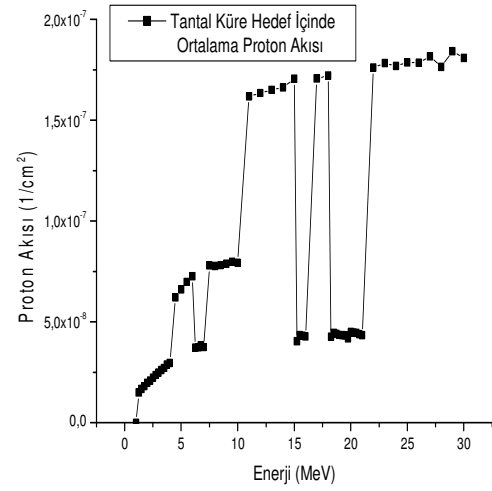
(a)



(c)

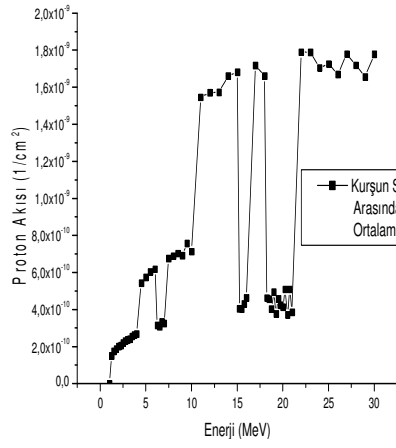


(b)

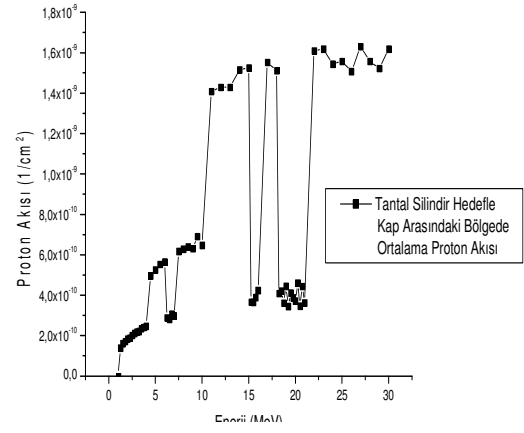


(d)

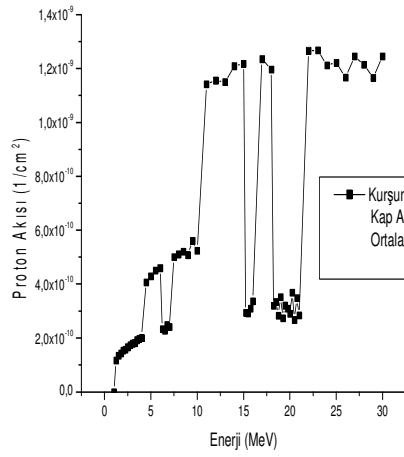
Şekil 7.16. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama proton akısının enerjiye göre değişimi



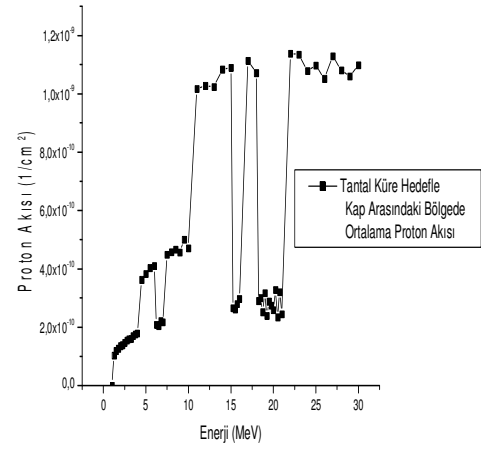
(a)



(c)

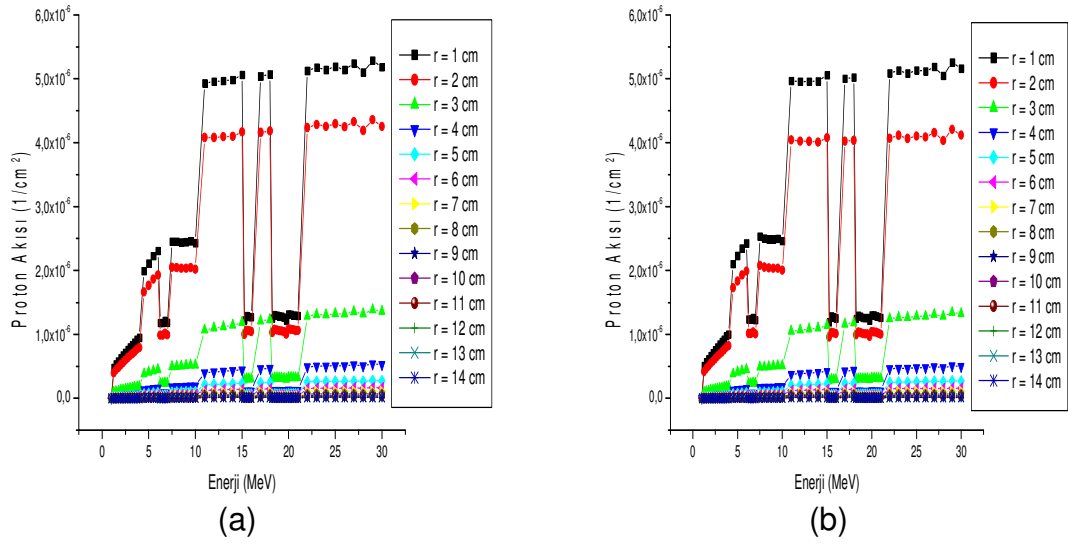


(b)

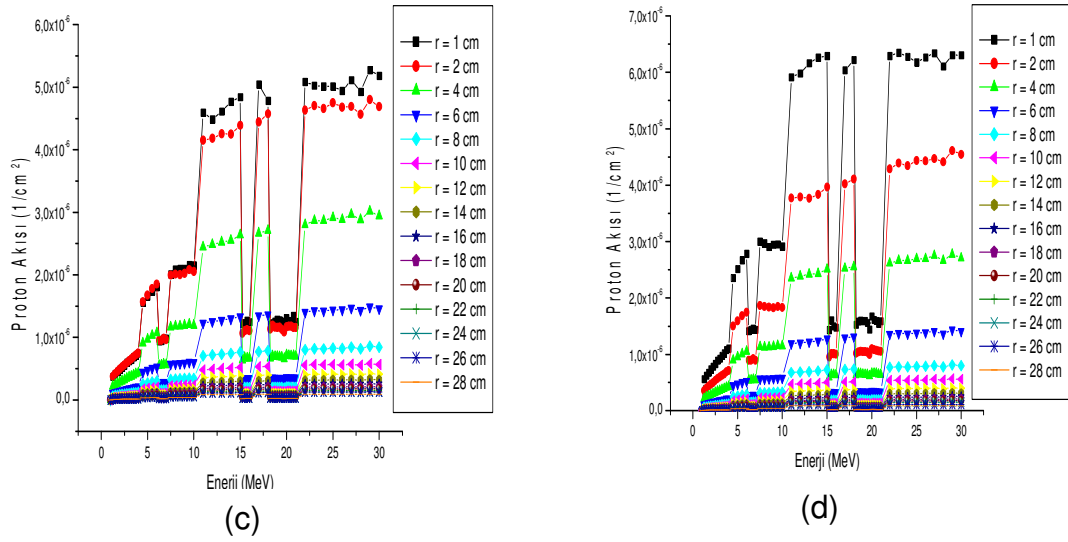


(d)

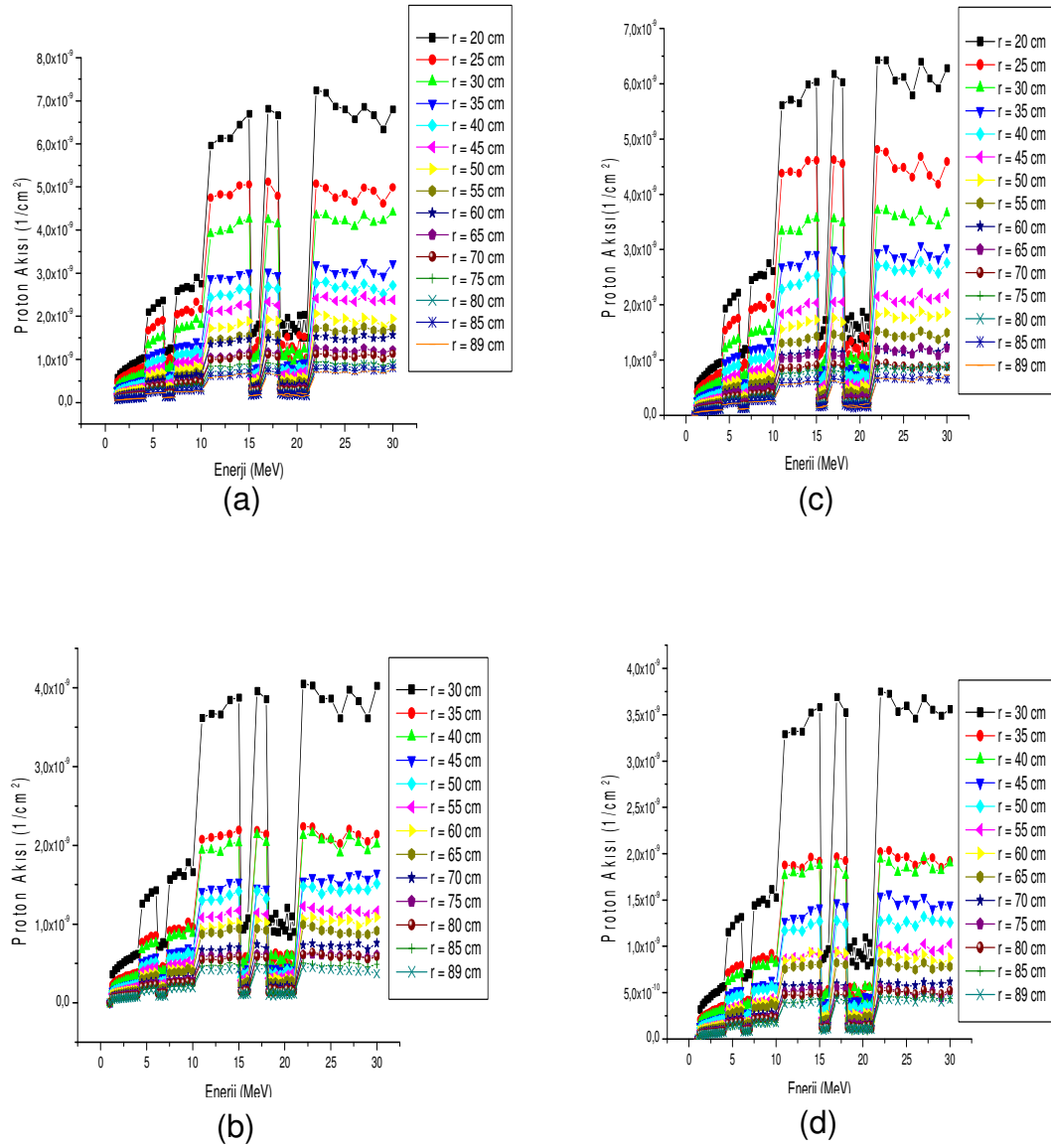
Şekil 7.17. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama proton akısının enerjiye göre değişimi

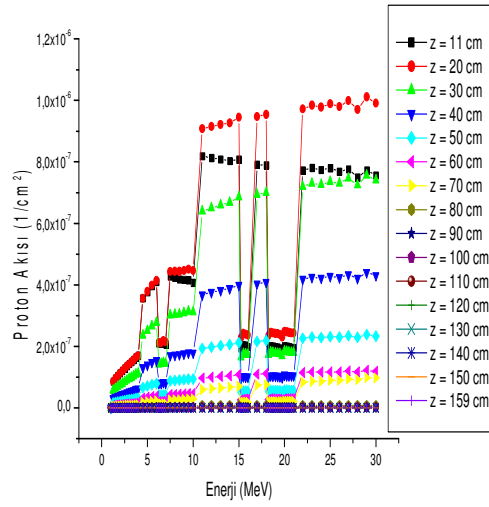


Şekil 7.18. (a) Kurşun Silindir (b) Tantal Silindir hedefler içinde silindirik bölgelerde proton akısının enerjiye göre değişimi

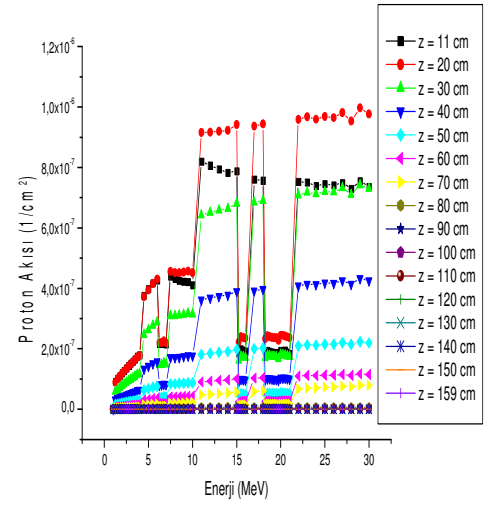


Şekil 7.19. (c) Kurşun Küre (d) Tantal Küre hedefler içinde küresel bölgelerde proton akısının enerjiye göre değişimi

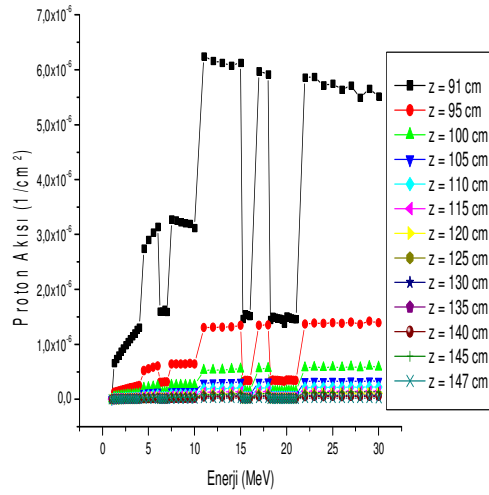




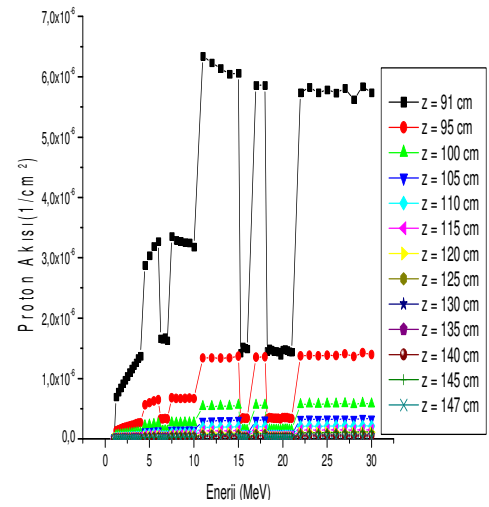
(a)



(c)

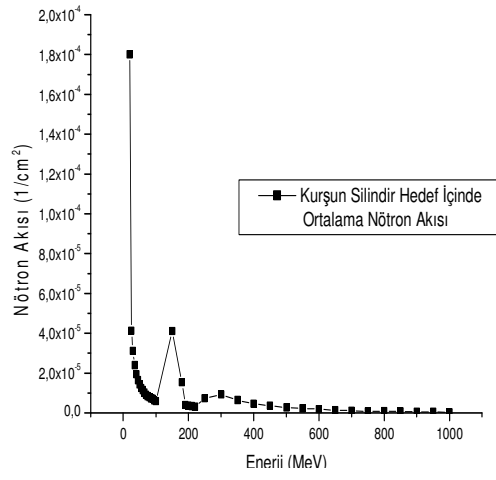


(b)

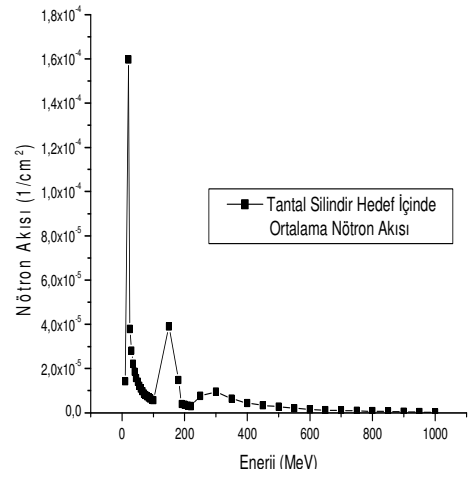


(d)

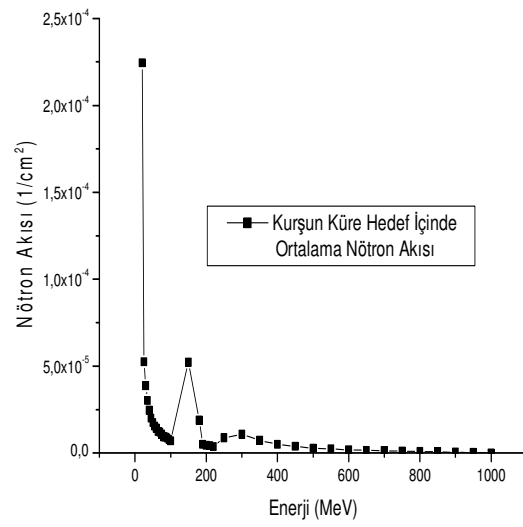
Şekil 7.21. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenini boyunca proton akısının enerjiye göre değişimi



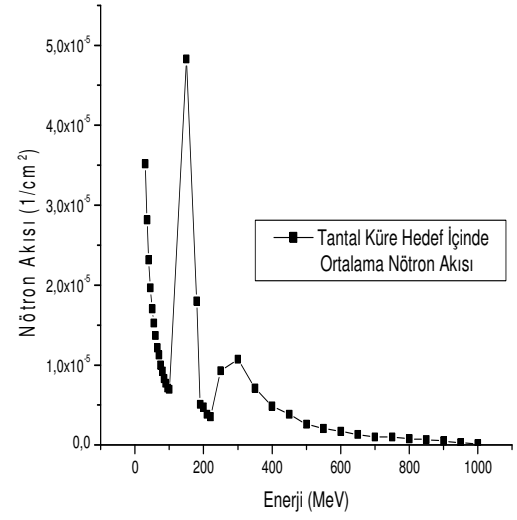
(a)



(c)

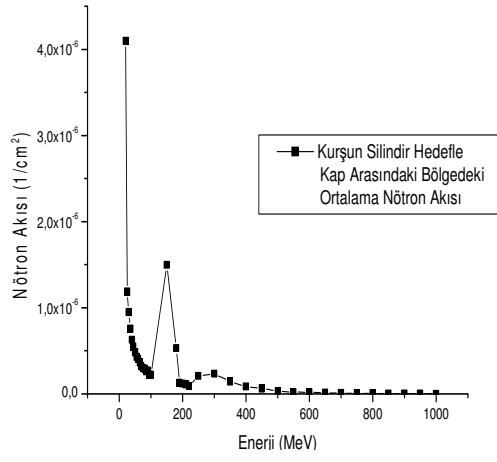


(b)

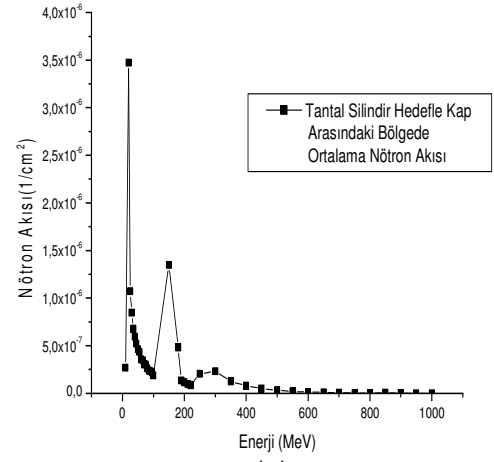


(d)

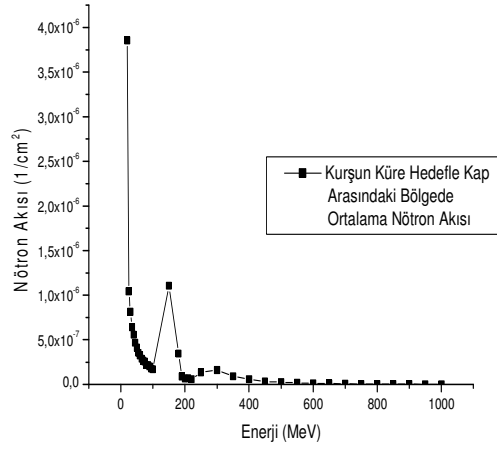
Şekil 7.22. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi



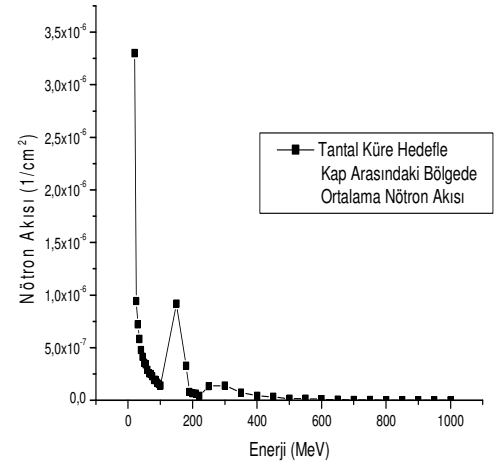
(a)



(c)

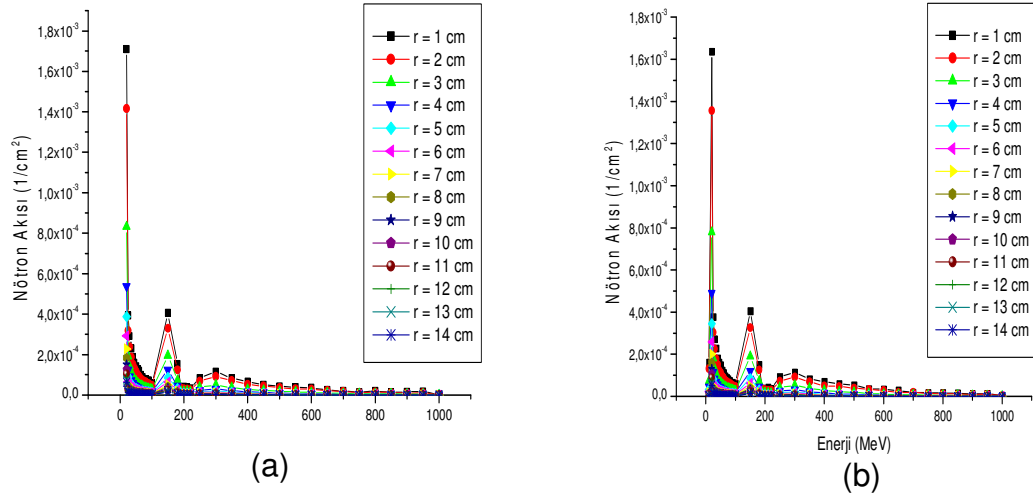


(b)

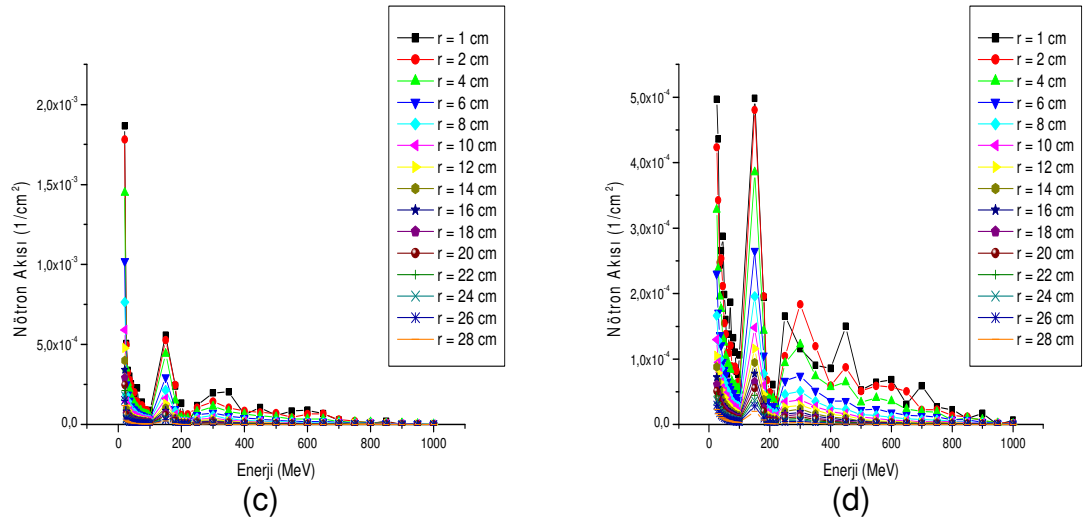


(d)

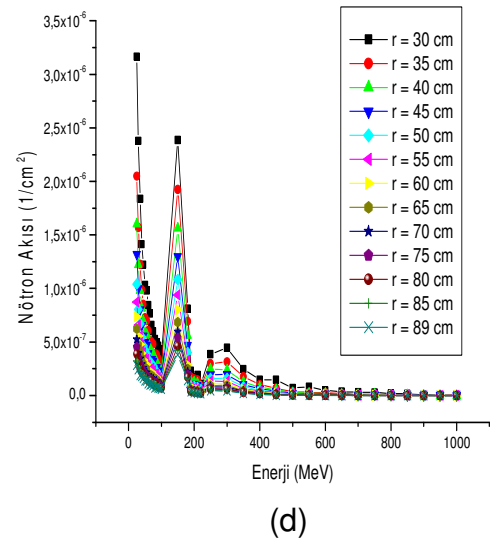
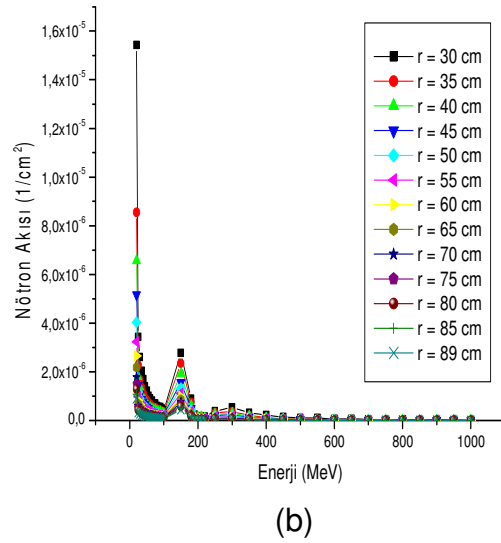
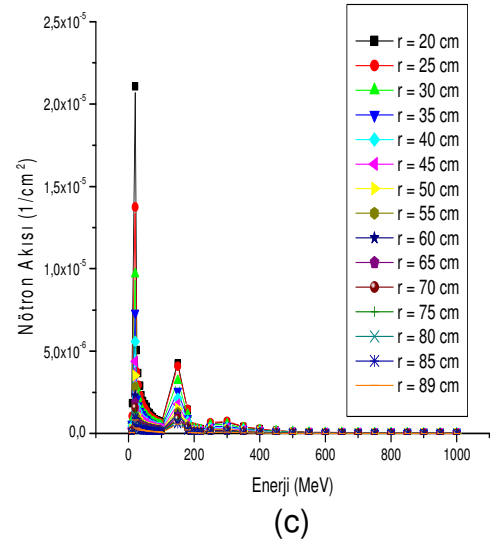
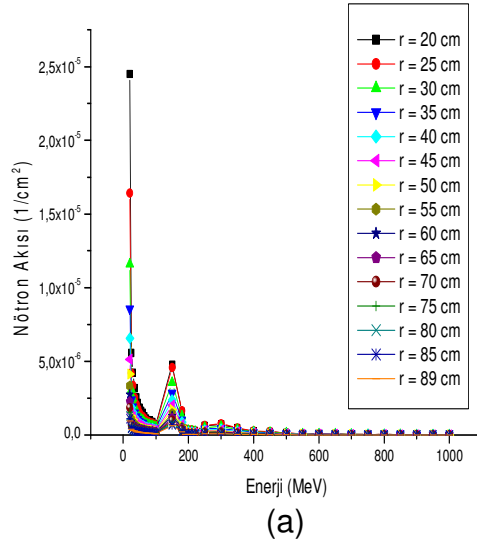
Şekil 7.23. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama nötron akısının enerjiye göre değişimi



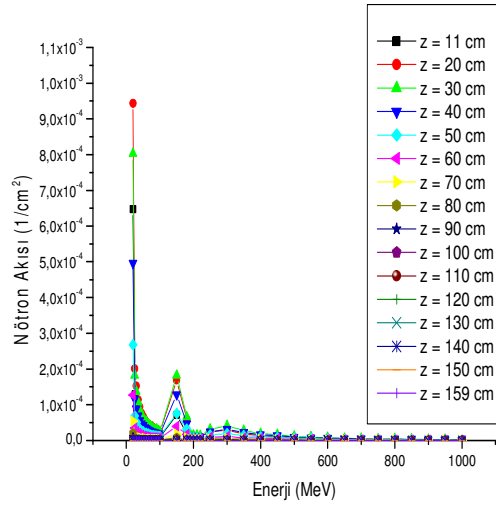
Şekil 7.24. (a) Kurşun Silindir (b) Tantal Silindir hedefler içinde silindirik bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi



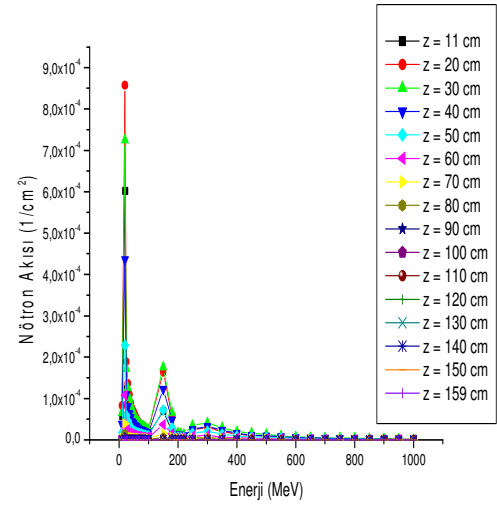
Şekil 7.25. (c) Kurşun Küre (d) Tantal Küre hedefler içinde küresel bölgelerde nötron akısının enerjiye göre değişimi



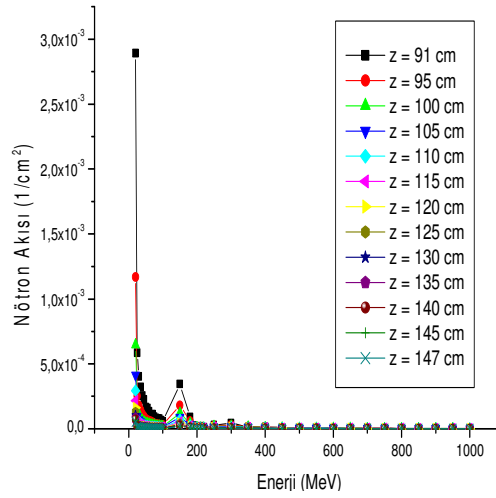
Şekil 7.26. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede silindirik olarak incelenen nötron akısının enerjiye göre değişimi



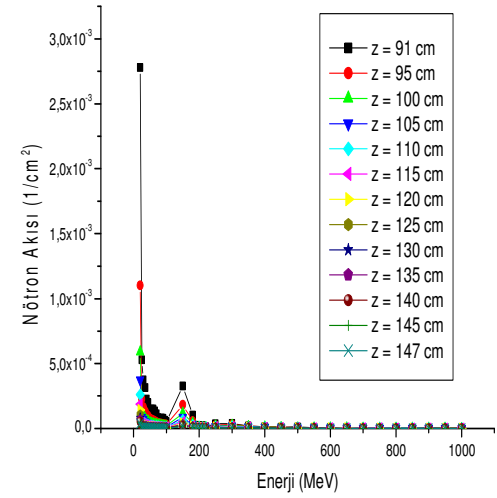
(a)



(c)

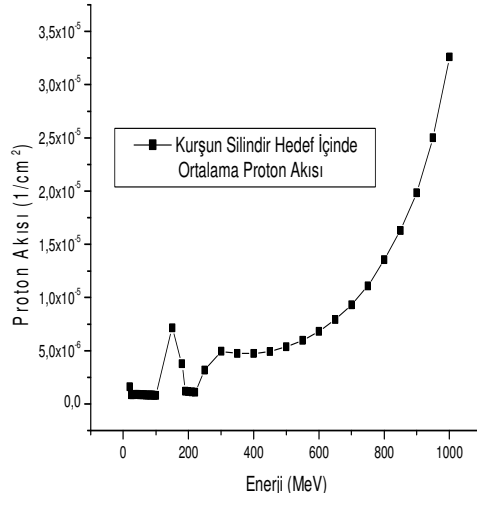


(b)

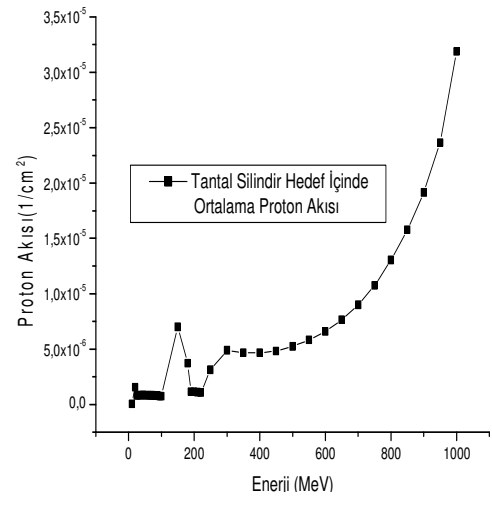


(d)

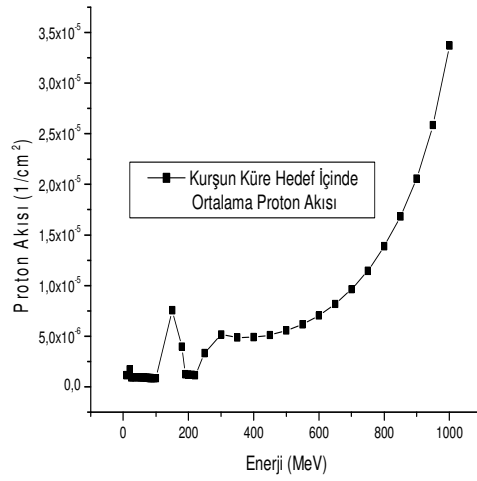
Şekil 7.27. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenini boyunca nötron akısının enerjiye göre değişimi



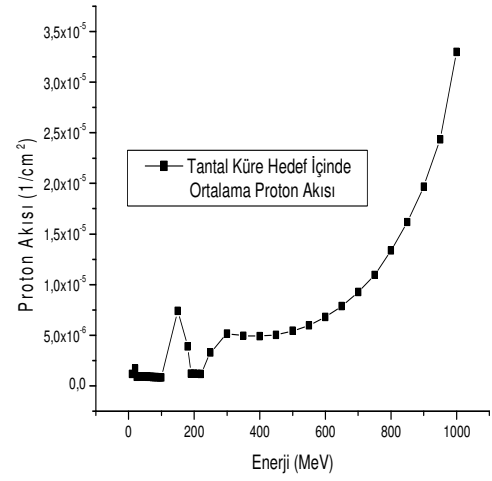
(a)



(c)

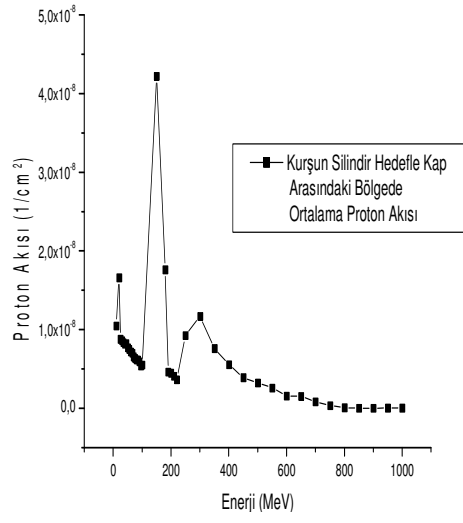


(b)

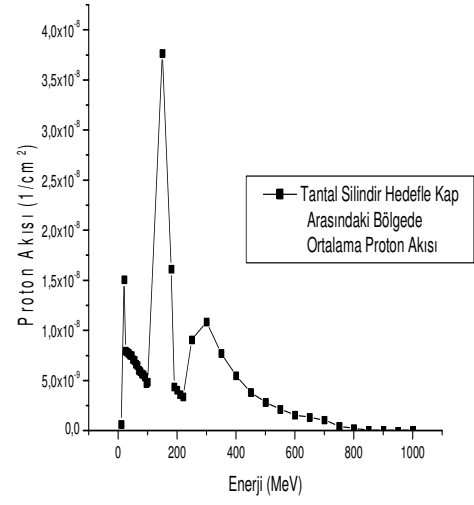


(d)

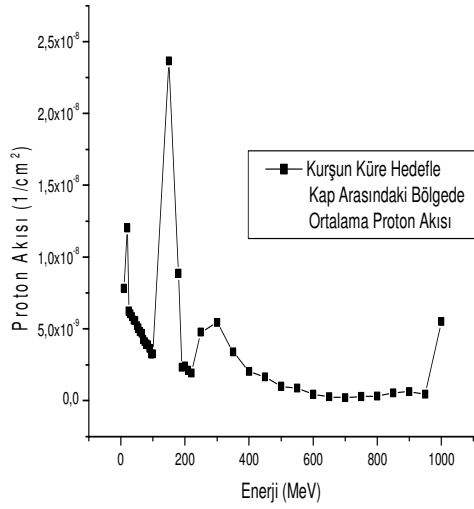
Şekil 7.28. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde ortalama proton akısının enerjiye göre değişimi



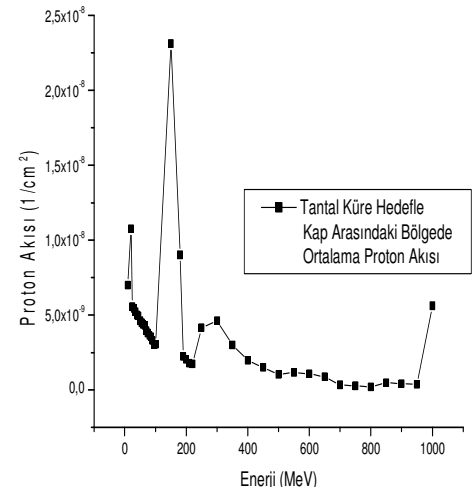
(a)



(c)

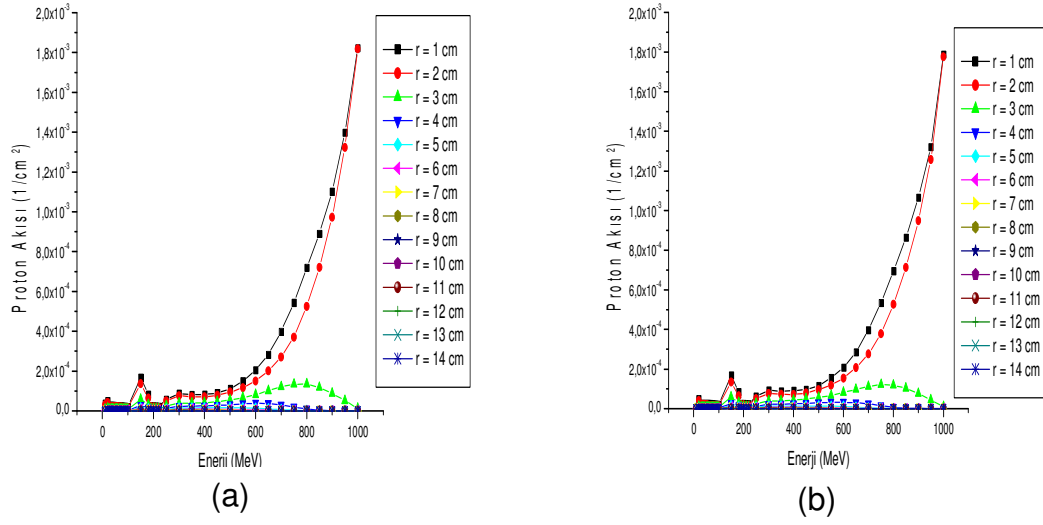


(b)

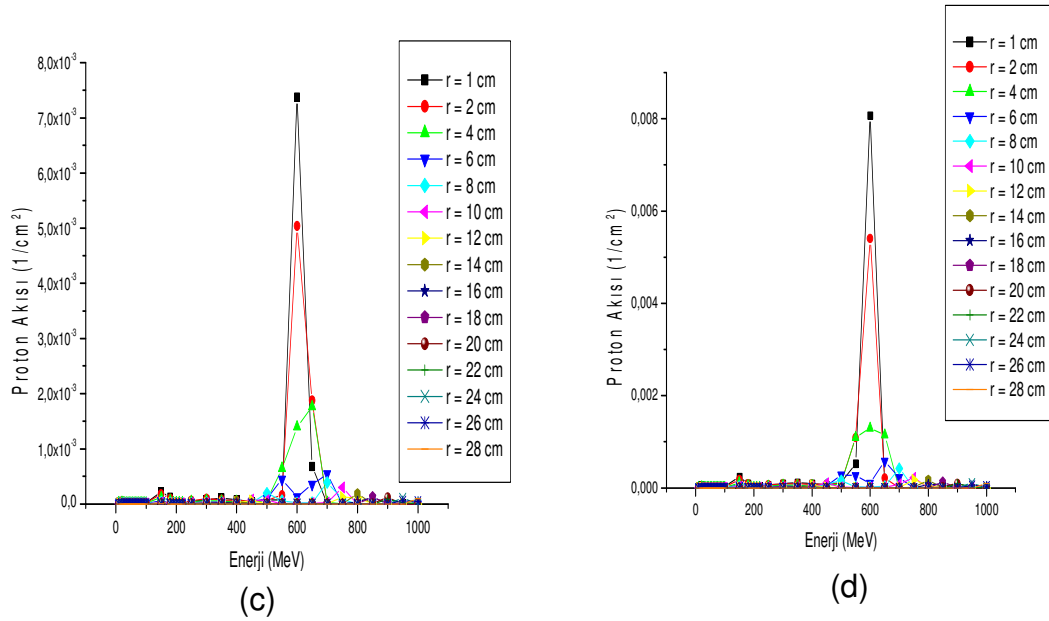


(d)

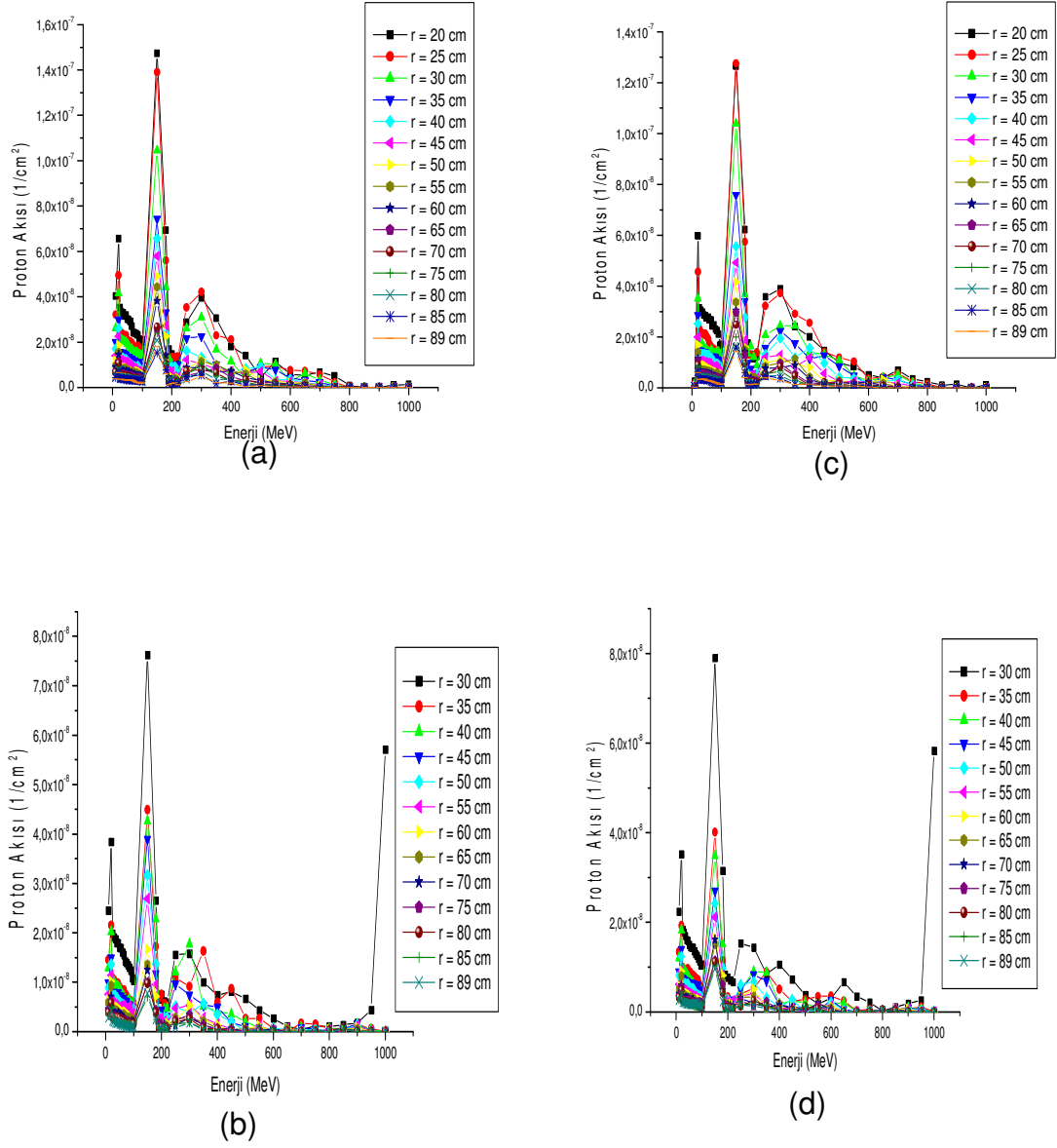
Şekil 7.29. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede ortalama proton akısının enerjiye göre değişimi



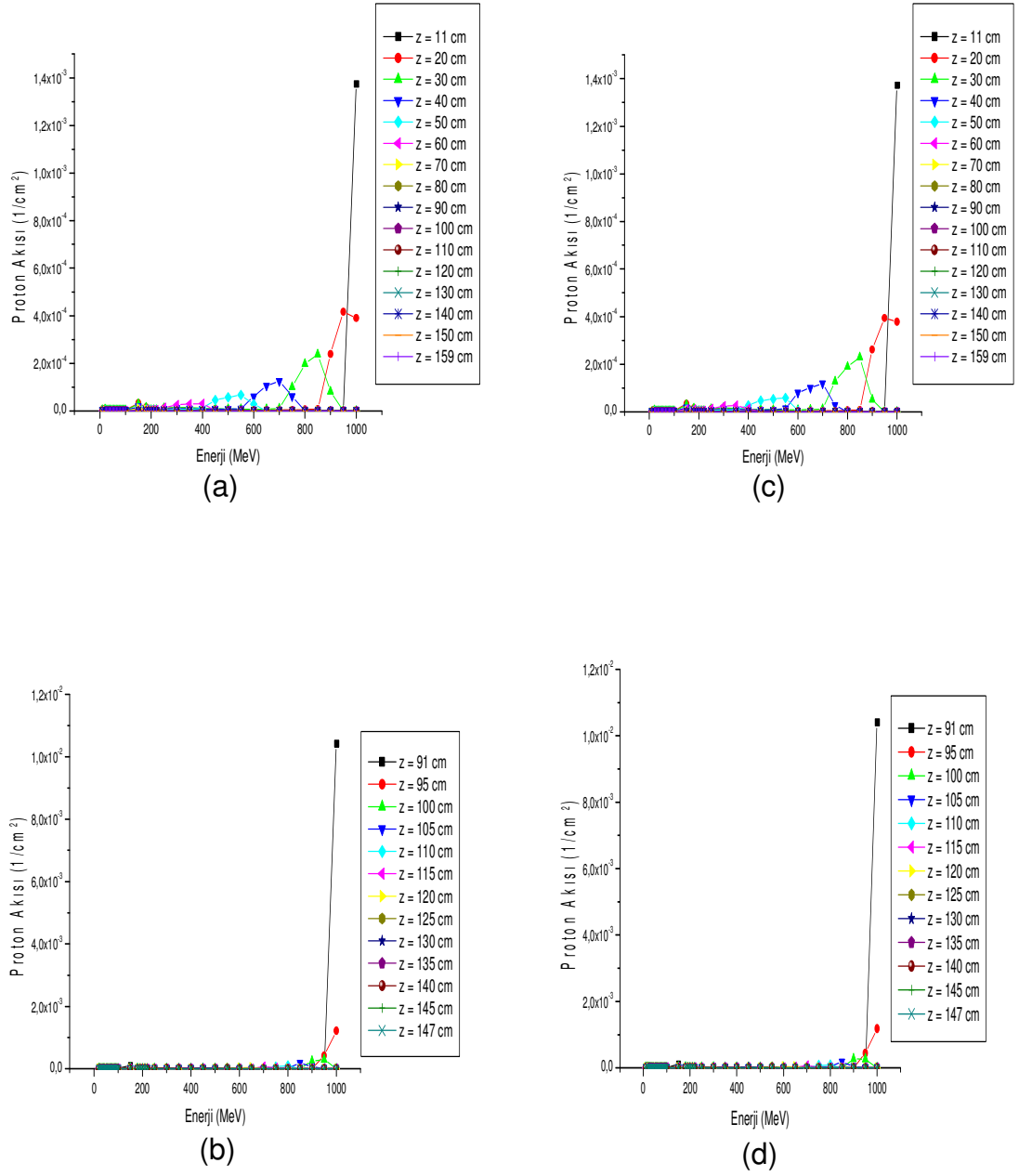
Şekil 7.30. (a) Kurşun Silindir (b) Tantal Silindir hedefler içinde silindirik bölgelerde proton akısının enerjiye göre değişimi



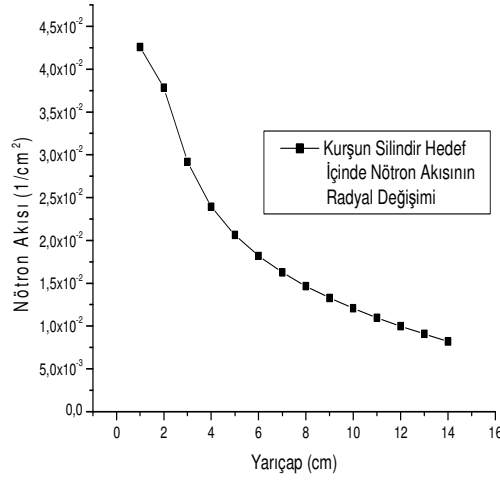
Şekil 7.31. (c) Kurşun Küre (d) Tantal Küre hedefler içinde küresel bölgelerde proton akısının enerjiye göre değişimi



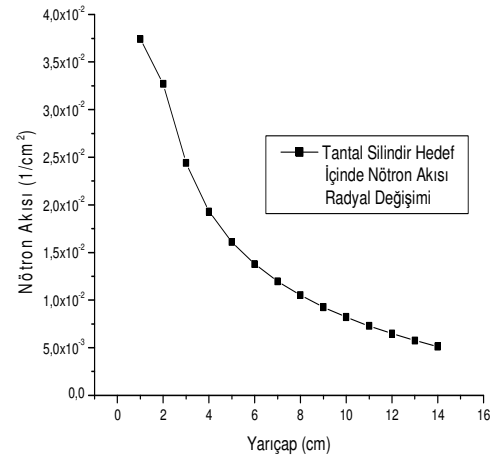
Şekil 7.32. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefle kap arasındaki bölgede silindirik olarak incelenen proton akısının enerjiye göre değişimi



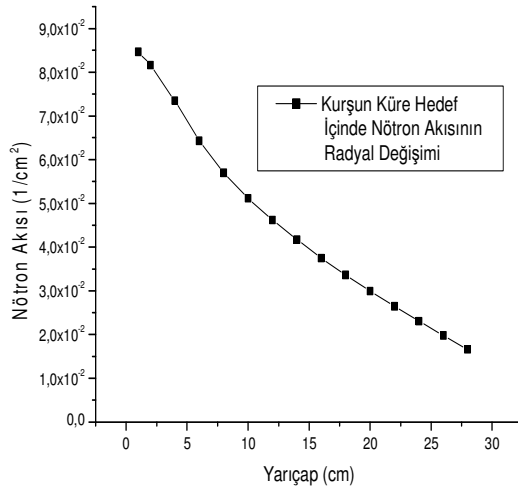
Şekil 7.33. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenı boyunca proton akısının enerjiye göre değışimi



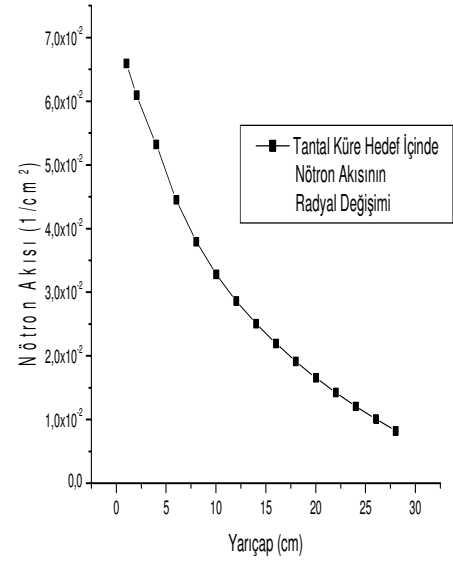
(a)



(c)

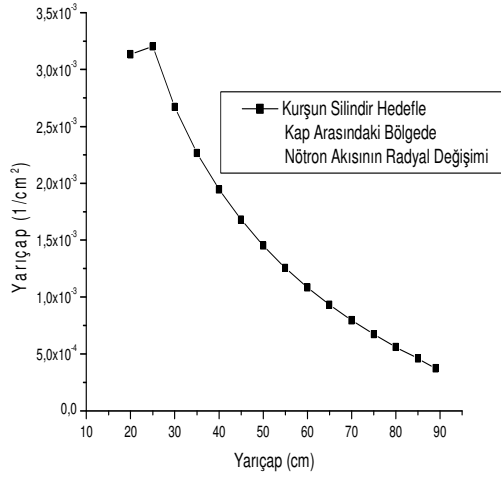


(b)

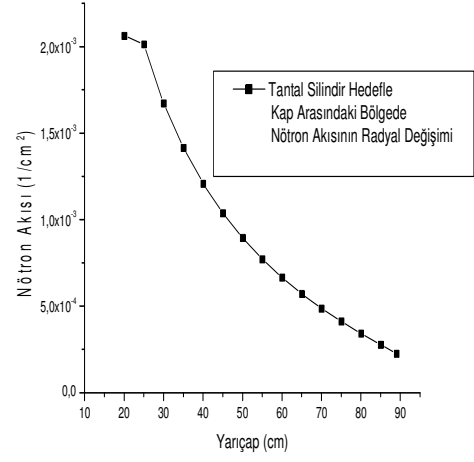


(d)

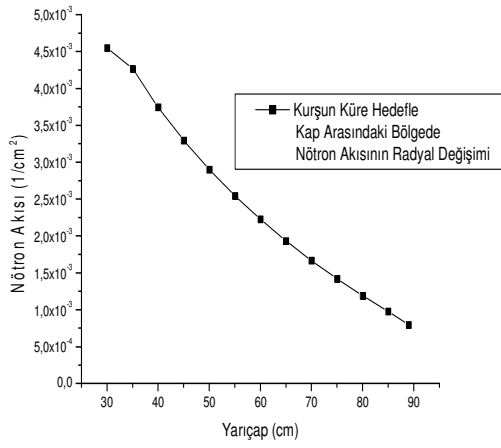
Şekil 7.34. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde nötron akısının radyal değişimi



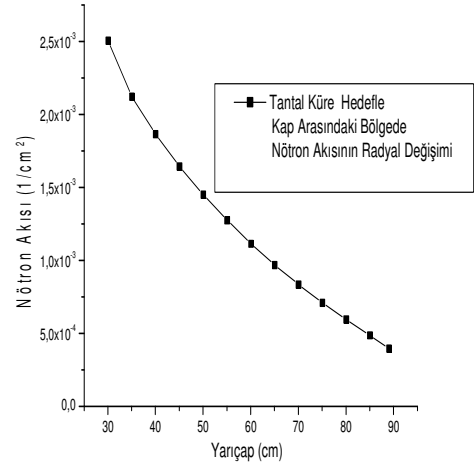
(a)



(c)

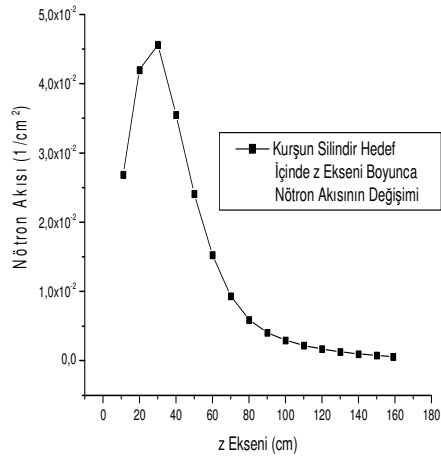


(b)

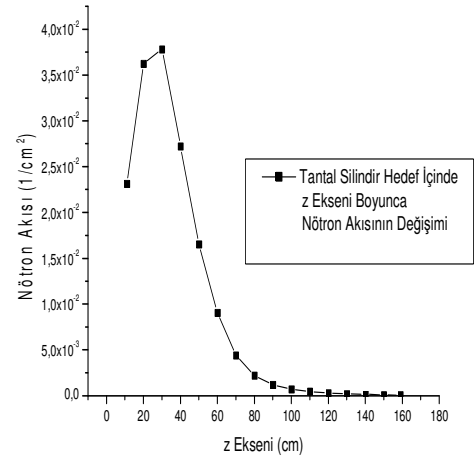


(d)

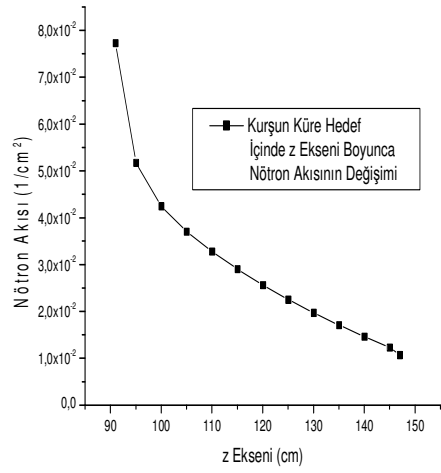
Şekil 7.35. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedef ile kap arasındaki bölgede nötron akısının radyal değişimi



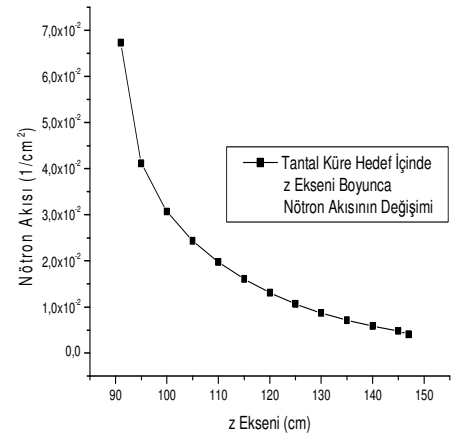
(a)



(c)

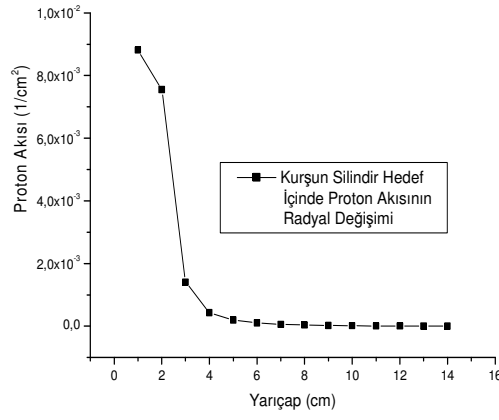


(b)

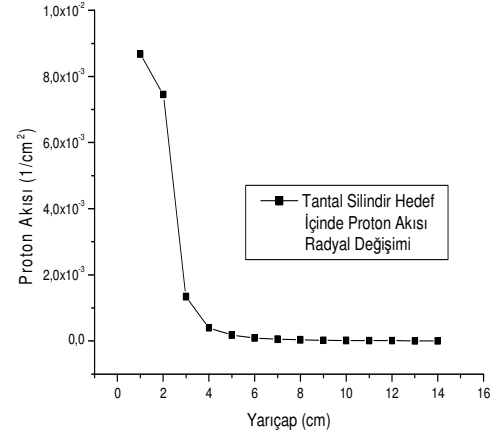


(d)

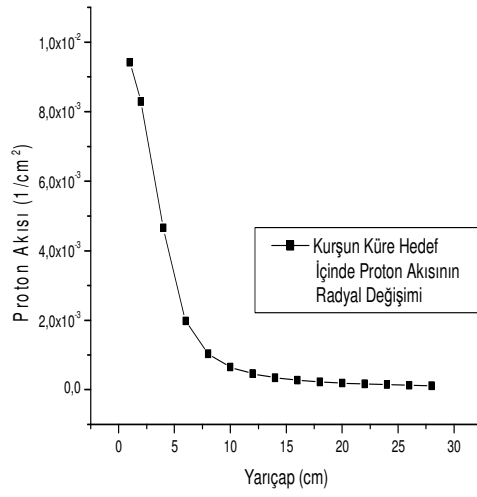
Şekil 7.36. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenini boyunca nötron akısının değişimi



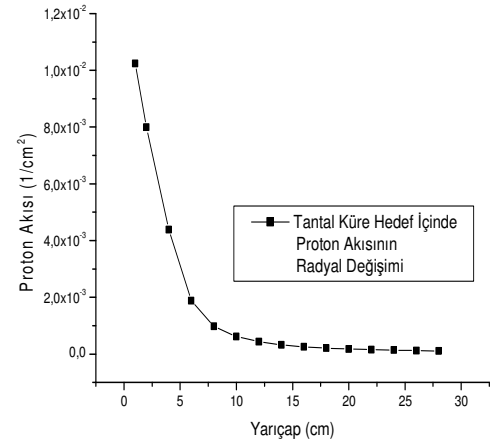
(a)



(c)

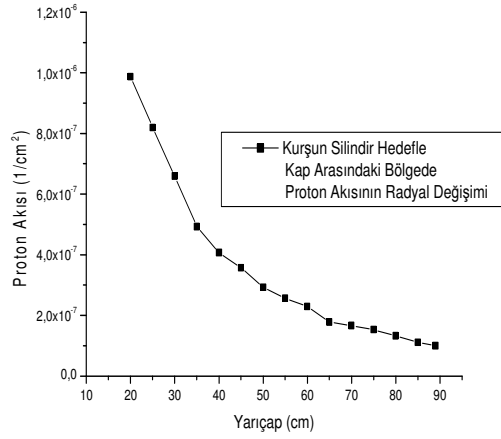


(b)

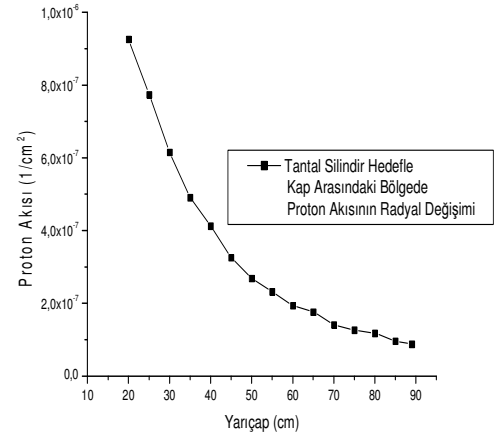


(d)

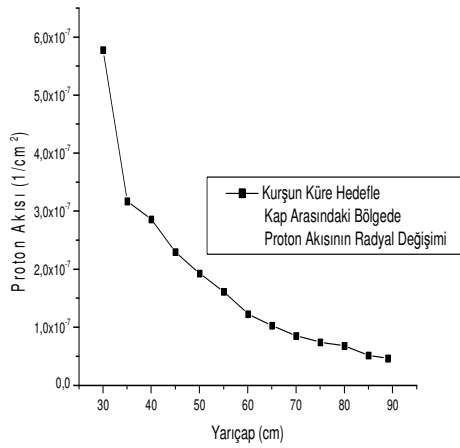
Şekil 7.37. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir
(d) Tantal Küre hedefler içinde proton akısının radyal değişimi



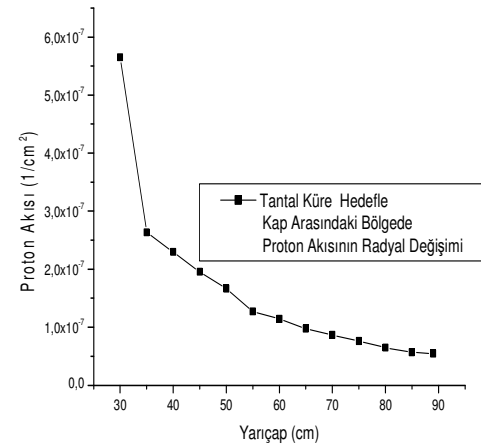
(a)



(c)

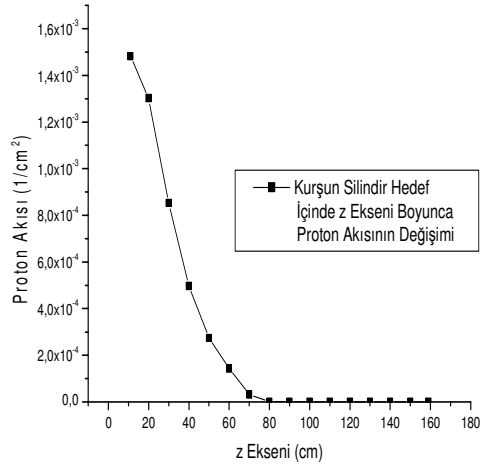


(b)

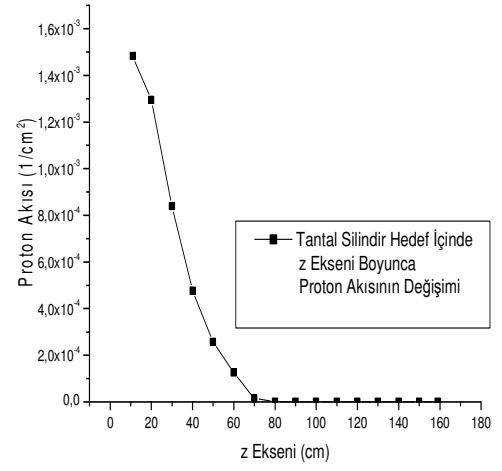


(d)

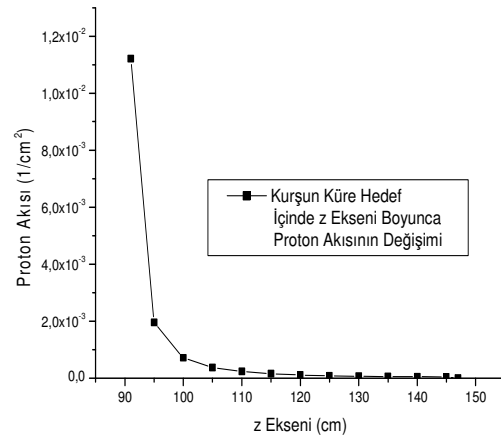
Şekil 7.38. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir
(d) Tantal Küre hedef ile kap arasındaki bölgede proton
akısının radyal değişimi



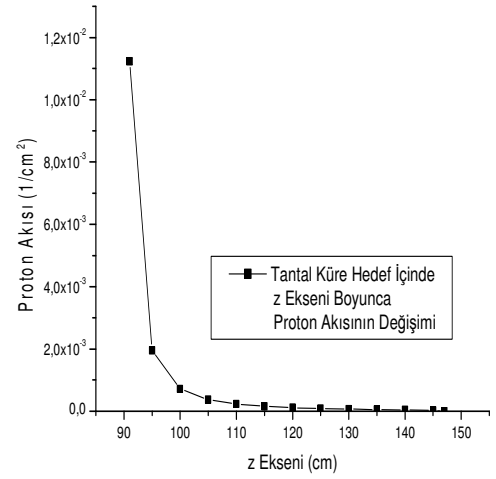
(a)



(c)



(b)



(d)

Şekil 7.39. (a) Kurşun Silindir (b) Kurşun Küre (c) Tantal Silindir (d) Tantal Küre hedefler içinde z eksenı boyunca proton akısının değışimi

8. SONUÇLAR

Dünyada enerji gereksinimini karşılamak için önerilen metotların çevreye verebilecekleri zararlar sonucu, insanlık temiz enerji üretim sistemlerini kurma araştırmalarına yönelmiştir. Bu konuda füzyon enerjisi sistemlerinin bazı teknolojik problemleri henüz aşılamamıştır (23).

ADS/EA enerji üretim sistemlerinde ise hem enerji üretimi ve hem de mevcut atıkların dönüşümü mümkün olmaktadır. Gelişmiş ülkelerin problemleri enerji üretiminden ziyade mevcut atıkların yok edilmesidir. Gelişmekte olan ülkelerde ise enerji üretimi ve bu üretim sonucu ortaya çıkabilecek atıkların zararsız hale getirilmesi öncelikle düşünülmektedir.

ADS/EA enerji üretim sistemlerindeki amaç, yüksek termodinamik verimle (% 40-44) toryum yakıttan enerji üretmek ve mevcut radyoaktif atıkları kısa süreli radyonüklidlere dönüştürerek yakmak veya yok etmektir.

Bu çalışmada amaç, Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerde nötron üretimi açısından uygun hedefin seçilmesidir. Bunun için dört farklı hedef incelendi: Kurşun silindir, kurşun küre, tantal silindir ve tantal küre hedeflerde proton başına üretilen nötron sayısı (çoğaltma faktörü) hesaplandı. Sonuç olarak; küre hedeflerde, silindir hedeflere göre, kurşun hedeflerde tantal hedeflere göre daha fazla nötron üretildiği tespit edildi.

Hedeflerin merkezinde $r = 1$ cm'de nötron ve proton akılarının enerjiye göre dağılım en yüksektir. Yarıçap büyüdükçe nötron ve proton akısı azalmaktadır. Yine hedefin dışında kabın çeperlerine yaklaşıldıkça nötron ve proton akısının azaldığı görülmektedir. Hedefin içinde z eksenini boyunca da nötron ve proton akısı azalmaktadır.

10^{-11} -1 MeV enerji aralığındaki düşük enerjilerde hedefin içinde ve hedefle kap arasındaki bölgede proton akısı sıfırdır.

İncelenen 10^{-11} -1000 MeV enerji aralıklarında kurşun küre hedefte, kurşun silindir hedefe göre daha çok nötron akısı bulunmaktadır. Aynı şekilde tantal küre hedefteki nötron akısı tantal silindir hedeften daha fazladır. Kurşun küre hedef içindeki nötron akısı, tantal küre hedef içindeki nötron akısından daha fazladır. 10^{-11} -0,5 MeV enerji aralığında tantal silindir hedef içindeki nötron akısı, kurşun silindir hedef içindeki nötron akısından daha fazladır. 0,5-1000 MeV enerji aralığında kurşun silindir hedefteki nötron akısı tantal silindir hedefe göre daha fazladır.

10^{-11} -1000 MeV enerji aralığında kurşun küre hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısı, kurşun silindir hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısından daha fazladır. 10^{-11} -0,5 MeV enerji aralığında tantal küre hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısı, tantal silindir hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısından daha fazladır. 0,5-1000 MeV enerji aralığında tantal silindir hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısı, tantal küre hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısından daha fazladır. 10^{-11} -1000 MeV enerji aralığında kurşun küre hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısı, tantal küre hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısından daha fazladır. Kurşun silindir hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısı, tantal silindir hedefle kap arasındaki bölgedeki nötron akısından daha fazladır.

Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerde, nötron üretimi açısından en uygun hedefin seçilmesi gerektiğinden, yapmış olduğumuz çalışmanın sonuçları bu açıdan önemlidir. Kurşun hedefte, tantal hedefe göre daha fazla nötron üretildiğinden kurşunun seçilmesinin en uygun olacağı açık bir şekilde görülmektedir. Yine küre hedeflerde, silindir hedeflere göre daha fazla nötron akısının tespit edilmesi hedef seçiminde küre hedefleri de değerlendirmemiz gerektiğini göstermektedir.

KAYNAKLAR

1. Roche, C. and Rubbia, C., "Some Preliminary Considerations On The Economical Issues Of The Energy Amplifier " **CERN/AT/95-45** (ET), 5, (1995).
2. Roche, C., et.al., "A European Roadmap for Developing Accelerator Driven System (ADS) for Nuclear Waste Incineration " , **ENEA**, 10, Roma, (2001).
3. Rubbia, C. and Rubio, J.A., "A Tentative Programme Towards A Full Scale Energy Amplifier" **CERN/LHC/96-11**, Geneva, 39, (1996).
4. Jameson, R.A., et al., " Accelerator driven transmutation technology 1for energy production and nuclear waste treatment ", **Nuclear Physics**, A654: 436-457, (1999).
5. Gudowski, W., "Accelerator Driven Transmutation Projects. The Importance of Nuclear Physics Research for Waste Transmutation", **Nuclear Physics**, A654:436-457,(1999).
6. Rubbia, C., et al., "Application to The Case Of Spain Of The Plutonium Elimination Scheme With Fast Energy Amplifiers and Thorium-Plutonium Fuel" **CERN/AT/95-53** (ET)-Add.1, 2-4(1995).
7. Carminati, F., et al., "An Energy Amplifier for clener and Inexhaustible Nuclear Energy Production Driven By a Particle Beam Accelerator", **CERN/AT/93-47** (ET), 5,(1993).
8. Rubbia, C., et al., " Fast Neutron Incineration in the Energy Amplifier as Alternative to geologic Storage: The Case of Spain " **European Organization For Nuclear Research** CERN/LHC/97-01 (ETT), 20-35,(1997).
9. Magill, J. And Preerani, P., "(Non-)Proliferation Aspects of Accelerator Driven System", **Journal Phys.**, IV France 9, 4-8, (1999).
10. Rubbia, C., et al., "Conceptual desing of a fast neutron operated high power energy amplifier " **CERN/AT/95-44** (ET), 13,(1995).
11. Rubbia, C., et al., "A realistic plutonium elimination scheme whit fast energy amplifiers and thorium- plutonium fuel " **CERN/AT/95-53** (ET) Geneva, 15-20,(1995).

12. Karadeniz, H., Çetiner, M.A., Yücel, H., Arıkan, P., Sultansoy, S., "Hızlandırıcı Güdümlü Reaktörler/Enerji Yükseltici", **1.Ulusal Parçacık Hızlandırıcıları ve Uygulamaları Kongresi**, TAEK, Ankara, 1-6, (2001).
13. Rubbia, C., Rubio, J. A., Buona, S., Carminati, F., Fiétier, N., Galves, J., Gelés, C., Kadi, Y., Klapisch, R., Mandrillon, P., Reval, J.P. and Roche, Ch., "Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier", **CERN/AT/95-44 ET**, 12, (1995).
14. Buono, S. and Rubbia, C. "Simulation of a Total Loss of Power Accident in the energy Amplifier", **CERN/ET/INTERNAL NOTE** /96-015, 1, (1996).
15. Fernandez, R., et al., "A preliminary estimate of the economic impact of the energy amplifier" **CERN/LHC**/ 96-01 (ETT), 1-4, (1996).
16. Rubbia, C. and Rubio, J.A., "A Tentative Programme Towards A Full Scale Energy Amplifier", **CERN/LHC**/96-11.(ETT), 14, (1996).
17. Rubbia, C., "A comparison of the safety and environmental advantages of the energy amplifier and of magnetic confinement fusion" **CERN/AT/95-58** (ET), 3, (1995).
18. Rubbia, C., "The Energy Amplifier A Description For The Non-Specialists" **CERN/ET/Internal Note** 96-01, 15, (1996).
19. Revol, J.P., "Energy Concepts For The 21st Century", Lecture 4, March 21-24, 2000.
20. Gonzalez et al., "Update of the TARC experiment results. Presented at the Technical Committee Meeting on Feasibility and Motivation for Hybrid Concepts for Nuclear Energy Generation and Transmutation Organised by IAEA at CIEMAT", Madrid, 1-20, (1997).
21. Demirkol, İ., "Enerji Yükseltici Tasarımında Proton-Ağır Element Çarpışmasında Nötron Üretimi", Doktora Tezi, **Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Ankara, 1-30, (2003).
22. Mueller, A.C., "Accelerator Division, IPN ORSAY, CNRS/IN2P3, Lecture at the CERN Accelerator School, Prague, May, 2, (2001).
23. Rubbia, C., "On the Feasibility of Fission Driven Hydrogen Production as Substitute For Natural Gas" **CERN/AT/95-12-ET**, 25, (1995).
24. Boldeman, J.W., "Accelerator Driven Nuclear Energy Systems", (2005)
25. Lee, Y.Y., "High Power Proton Accelerators, (2005).

26. Rubbia, C., et al., “ Fast Neutron Incineration in the Energy Amplifier as Alternative to geologic Storage: The Case of Spain ” **European Organization For Nuclear Research** CERN/LHC/97-01 (ETT), 5,(1997).
27. Rubbia, C., et al., “ A European Roadmap For Developing Accelerator Driven Systems (ADS) for Nuclear Waste Incineration ” **ENEA**, ISBN 88-8286-008-6, Roma, 1,21,(2001).
28. Arasoğlu,A., “Flinabe Blanketli Apex Füzyon Reaktörlerinde Nötronik Hesaplar.”, Doktora tezi, **Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Ankara, 75-77,(2004).
29. Demirkol, İ., “ Hızlandırıcıya Dayalı Yeni Nesil Reaktörler” **KSÜ Fen ve Müh. Dergisi**, 8 (1),1-6, (2005).
30. Sözen,A., Şahin,H.M., Übeyli,M., “Nükleer Yakıt Üretimi ve Nükleer Atık Dönüşümünde Hızlandıracı Kaynaklı Sistemle Füzyon-Fisyon (Hibrid) Sistemlerin Karşılaştırılması”, **1.Ulusal Parçacık Hızlandırıcıları ve Uygulamaları Kongresi**, TAEK, Ankara, 1-15, (2001).
31. Schapira, J.P., “Cyclotrons,Linacs and Their Applications”, **CAS**, 306, (1996).
32. Workshop on “Hybrid Nuclear System for Energy Production, Utilization of Actinides & Transmutation of Long Lived Radioactive Waste”, ICTP-Trieste, İtalya, 16, (Eylül 2001).
33. A Comparative Study on “Accelerator Driven System (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles”, OECD/NEA, 5, (2002).
34. A European Roadmap for Developing Accelerator Driven System (ADS) for Nuclear Waste Incineration, **ENEA**, 12, (Nisan 2001).
35. Chadwick,M.B.,et al, “Cross section evaluations to 150 MeV for Accelerator driven system and implementation in MCNPX” **Nuclear Science and Engineering**, 131-293,(1999).

ÖZGEÇMİŞ

Esra Çelik 1980 yılında Balıkesir ilinin Dursunbey ilçesinde doğdu. İlk ve orta öğrenimini Gaziantep'te , lise öğrenimini Adana'da tamamladı. 2001 yılında Dumlupınar Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü'nden mezun oldu. 2002 yılında Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü'nde Yüksek Lisansa başladı. Aynı yıl Milli Eğitim Bakanlığı'nda Fizik Öğretmenliğine başladı ve halen bu görevini sürdürmektedir.