

**MONTE CARLO TEKNİĞİ KULLANARAK DOĞAL Fe, W VE Pb
ELEMENTLERİ İÇİN 0 – 150 MeV ENERJİ ARALIĞINDA GAZ ÜRETİMİ
VE DPA' NIN HESAPLANMASI**

Aydan Durmuş

**YÜKSEK LİSANS TEZİ
FİZİK**

**GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

Aralık 2008

ANKARA

Aydan DURMUŞ tarafından hazırlanan MONTE CARLO TEKNİĞİ KULLANARAK DOĞAL Fe, W VE Pb ELEMENTLERİ İÇİN 0 – 150 MeV ENERJİ ARALIĞINDA GAZ ÜRETİMİ VE DPA’NIN HESAPLANMASI adlı bu tezin Yüksek Lisans tezi olarak uygun olduğunu onaylarım.

Prof. Dr. Başar ŞARER

.....

(Tez Danışmanı, Fizik Anabilim Dalı)

Bu çalışma, jürimiz tarafından oy çokluğu ile.....

Anabilim Dalında Yüksek Lisans / Doktora tezi olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Başar ŞARER

.....

Fizik Anabilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Doç. Dr. Şeref OKUDUCU

.....

Fizik Anabilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Doç. Dr. Abdullah Aydın

.....

Fizik Anabilim Dalı, Kırıkkale Üniversitesi

Tarih :15./01./2009.....

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

Prof. Dr. Nail ÜNSAL

.....

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

TEZ BİLDİRİMİ

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

Aydan DURMUŞ

**MONTE CARLO TEKNİĞİNİ KULLANARAK DOĞAL Fe, W VE Pb
ELEMENTLERİ İÇİN 0-150 MeV ENERJİ ARALIĞINDA GAZ ÜRETİMİ
VE DPA'NIN HESAPLANMASI
(Yüksek Lisans Tezi)**

Aydan DURMUŞ

**GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
ARALIK 2008**

ÖZET

Nükleer reaktörlerde yapı malzemesi olarak kullanılan Fe ve Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerde hedef olarak kullanılan W ve Pb elementlerinde nötronların sebep olduğu radyasyon hasarını hesaplamak için bu elementler, merkezinde 150 MeV enerjili noktasal nötron kaynak bulunan ve yarıçapı 15 cm olan küre olarak seçildi. Kaynaktan salınan nötronlar ve bu kaynak nötronların meydana getirdiği ikincil nötronların oluşturduğu (n,p), (n,d), (n,t), (n,³He), (n, α) çekirdek reaksiyonlarında toplam proton, döteryum, trityum, ³He ve alfa üretimi ve atom başına yer değiştirme (dpa) 0-150 MeV enerji aralığında MCNPX.250 Nükleer Program kullanarak hesaplandı. Hesaplamalarda ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2 ve CENDL-2 Değerlendirilmiş Veri Dosyaları (ENDF) kullanıldı. Beş farklı kütüphaneden alınan tesir kesitleri kullanılarak bulunan sonuçlar birbirleriyle kıyaslandı.

Bilim Kodu : 202.1.108
Anahtar Kelimeler : Akı, gaz üretimi, atom başına yer değiştirme
Sayfa Adedi : 62
Tez Yöneticisi : Prof. Dr. Başar ŞARER

**THE CALCULATIONS OF DPA AND GAS PRODUCTION BY USING
MONTE CARLO METHOT FOR NATURAL Fe, W AND Pb ELEMENTS
BETWEEN 0-150 MeV ENERGY
(M. Sc. Thesis)**

Aydan Durmuş

**GAZI UNIVERSITY
INSTITUTE OF SCIENCE AND TECHNOLOGY
DECEMBER 2008**

ABSTRACT

In nuclear reactors which is used as a building materials Fe and at Accelerator Driven System which is used as a target in W and Pb elements cause to radiation damage to calculate and these elements which has 150 MeV energy in its center and it has point neutron source and it's radius is 15 cm as shaper is chosen. The neutrons which are grown light from source cause (n,p), (n,d), (n,t), (n,³He), (n, α) reactions, total proton, deuteron, triton, ³He, ⁴He production and displacement per atom (dpa) are calculated, which between 0-150 MeV energy and MCNPX.250 Nuclear Program is used. In calculates ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2 and CENDL-2 Evaluated Nuclear Data File (ENDF) is used. Cross section, which are taken from five. different libraries are used to compare each other.

Science Code : 202.1.108
Key Words : Flux, gas production, displacement per atom
Page Number : 62
Adviser : Prof. Dr. Başar ŞARER

TEŞEKKÜR

Tez çalışmam boyunca değerli yardım ve katkılarıyla beni yönlendiren, engin bilgi ve tecrübesiyle kendisinden çok şeyler öğrendiğim değerli hocam Prof. Dr. Başar ŞARER'e çok teşekkür ederim. Yine çalışmalarım boyunca bana destek veren Araş. Gör. Mehmet Emin KORKMAZ'a teşekkür ederim.

İÇİNDEKİLER

	Sayfa
ÖZET	iv
ABSTRACT	v
TEŞEKKÜR	vi
İÇİNDEKİLER.....	vii
ÇİZELGELERİN LİSTESİ	ix
ŞEKİLLERİN LİSTESİ	x
SİMGELER VE KISALTMALAR	xii
1. GİRİŞ.....	1
2. RADYASYONUN ETKİLERİ VE HASARLARI.....	4
2.1. İyonlaştırıcı Radyasyonlar	5
2.2. Radyasyonların Genel Etkileri	8
2.3. Atomik Yer Değiştirme	9
2.4. Safsızlık (Kirlilik) Oluşumu	12
2.5. İyonlaşma	12
2.6. Enerji Depolama	12
2.7. PKA'nın Oluşturduğu Yer Değiştirme	13
3. ENDF FORMATLARINA GİRİŞ.....	17
3.1 Ulusal Nükleer Data Organizasyonu	18
3.2. Bir ENDF dosyasının okunması.....	19
3.3. NJOY Programı'nın Modülleri.	19
3.4. NJOY Programı'nın Tarihi Gelişimi	20
4. HESAPLAMALAR... ..	23

	Sayfa
4.1. MCNPX Programı	23
4.2. NJOY Programı	24
4.3. Kütüphaneler	24
4.4. Akı	25
4.5. DPA (Atom Başına Yer Değiştirme).....	25
4.6. Gaz Üretimi	26
4.7. Elementlerin Yoğunlukları	30
4.8. (n,p), (n,d), (n,t), (n, ³ He), (n,α) reaksiyonlar	54
5. SONUÇ VE ÖNERİLER	57
KAYNAKLAR.....	59
ÖZGEÇMİŞ.....	61

ÇİZELGELERİN LİSTESİ

Çizelge	Sayfa
Çizelge 2.1. İyonlaştırıcı radyasyonların karşılaştırılması	4
Çizelge 2.2. Radyasyon hasarının materyaller üzerindeki etkisi.....	8
Çizelge 4.1. Doğal demir, ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe ve ^{58}Fe izotoplarda n,p), (n,d), (n,t), (n, ^3He), (n, α) reaksiyonlarıyla üretilen gazlar	28
Çizelge 4.2. Doğal wolfram, ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W ve ^{186}W izotoplarda (n,p), (n,d), (n,t), (n, ^3He), (n, α) reaksiyonlarıyla üretilen gazlar	29
Çizelge 4.3. Doğal kurşun ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb ve ^{208}Pb izotoplarda (n,p), (n,d), (n,t), (n, ^3He), (n, α) reaksiyonlarıyla üretilen gazlar	30
Çizelge 4.4. İzotopların yüzdesi ve elementlerin yoğunlukları	31

ŞEKİLLERİN LİSTESİ

Şekil	Sayfa
Şekil 2.1. Radyasyonun madde ile etkileşmesi.	5
Şekil 2.2. Radyasyonun madde üzerindeki ilerleyişi	10
Şekil 2.3. Birincil çarpışmadan sonra oluşan çığ bulutunun Görüntüsü	11
Şekil 2.4. Kinchen ve Pease'nin öngördüğü modele göre PKA'nın fonksiyonu olarak yer değiştiren atomların sayısı.....	15
Şekil 2.5 Bir tane PKA'nın oluşturduğu yer değiştirme.....	16
Şekil 4.1. Doğal demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplar için ENDF /B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, CENDL-2 Tesis kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan nötron akısının Enerjiye göre değişimi.....	32
Şekil 4.2. Doğal wolfram ve ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2, CENDL-2 Tesis kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan nötron akısının enerjiye göre değişimi.....	33
Şekil 4.3. Doğal kurşun ve ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotoplar için ENDF/B-VII, JEFF-3.0, BROND-2.2, CENDL-2 tesis kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan nötron akısının enerjiye göre değişimi	34
Şekil 4.4. Doğal demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplar için ENDF /B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2, CENDL-2 tesis kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan dpa'nın Enerjiye göre değişimi.....	36
Şekil 4.5. Doğal wolfram ve ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2, CENDL-2 tesis kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan dpa'nın enerjiye göre değişimi	37
Şekil 4.6. Doğal kurşun ve ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotoplar için ENDF/B-VII, JEFF-3.0, BROND-2.2, CENDL-2 tesis kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan dpa'nın enerjiye göre değişimi	38

Şekil	Sayfa
Şekil 4.7. Doğal demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplar için ENDF /B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan proton Üretiminin enerjiye göre değişimi.....	40
Şekil 4.8. Doğal wolfram ve ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2, CENDL-2 Tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	41
Şekil 4.9. Doğal kurşun ve ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotoplar için ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JEFF-2.2 , CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	42
Şekil 4.10. Doğal demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplar için ENDF/B-VII JEFF-3.0, JEFF-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	43
Şekil 4.11. ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	44
Şekil 4.12. ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotoplar için ENDF/B-VII Tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	45
Şekil 4. 13. Doğal Fe ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplar için ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JEFF-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	46
Şekil 4.14. ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII Tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	47
Şekil 4.15. ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotoplar için ENDF/B-VII tesir kesiti Kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre göre değişimi	48
Şekil 4.16. Doğal demir için CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	49
Şekil 4.17. ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb izotoplar için ENDF/B-VII tesir kesiti kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	50

Şekil	Sayfa
Şekil 4.18. Doğal demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplar için ENDF/B-VII JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	51
Şekil 4.19. Doğal wolfram ve ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	52
Şekil 4.20. ^{204}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotoplar için ENDF/B-VII, BROND-2.2 kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi	53

SİMGELER VE KISALTMALAR

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

Simgeler	Açıklama
n	Nötron
P	Proton
^2H	Döteryum
^3H	Tritiyum
^3H	Helyum-3
^4He	Alfa
E	Atoma transfer edilen enerji
E_d	Atomun yer değiştirmesi için gereken enerji
T	Geri tepme enerjisi
N_d	Yer değiştiren atomların sayısı
M	Atomun kütlesi
Kısaltmalar	Açıklama
DPA	Atom başına yer değiştirme
PKA	İlk çarpışmayla yer değiştiren atom
ENDF	Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosyaları
HGS	Hızlandırıcı Güdümlü Sistem

1.GİRİŞ

Monte Carlo metodu, olasılık teorisi üzerine kurulu bir sistemdir. Monte Carlo metodunda amaç istatistiksel ve matematiksel tekniklerle bir deneyi veya çözülmesi gereken bir fiziksel olayı, rastgele sayıları defalarca kullanarak simüle edip çözmektir [1]. Fizik ve matematik problemlerinin çözümünde MCNP (Monte Carlo N-Parçacık Taşınım) kodu kullanılarak nükleer transport hesaplamalarında iyi sonuçlar alınabilir [2,3]. MCNP kodunda amaç, nükleer enerji ve atom bilgisini kullanmaktır. MCNP nötron, foton ve elektronların zamana bağlı sürekli enerji geçişini üç boyutlu geometride çözen genel bir koddur. MCNP, Monte Carlo simülasyonu ve bir takım modelleri içeren, nükleer özellikleri olan fizik ve matematik konularını içeren bir koddur. MCNP kod, karmaşık parçacık taşınımını modellemede de uygulanır, bunun için sürekli tesir kesiti verisini kullanır. MCNP, Monte Carlo grubu tarafından Los Alamos laboratuvarında teorik fizik için geliştirilmiş 40000 satır fortran ve yorumlar içeren 1000 satır C kaynak kodlayıcı ve program uygulayan genel bir bloğa sahiptir. Bu kod 1940 yıllarında nükleer savunma ve silahları için geliştirilmiş bir koddur. Özellikle 1930'lerden sonra hızlı bir şekilde gelişmeye başlayan Monte Carlo Tekniği, Los Alamos laboratuvarlarında ilk kez ortaya atılmıştır. Metodun bir probleme uygulanması, problemin rastgele sayıları kullanarak simüle edilip, hesap edilmek istenen parametrenin bu simülasyonların sonuçlarına bakarak yaklaşık hesaplanması düşüncesine dayanır. Simülasyon, gerçeğin temsil edilmesi şeklinde tanımlanabilir. Simülasyonun amacı, bir gerçek hayat sistemini girdi ve çıktılarıyla matematiksel olarak ifade etmek gerçek sistemi kurulan model üzerinde tanıyıp araştırmak, değişik kararları ve seçenekleri gerçek sistemde hiçbir değişiklik yapmadan deneyebilmektir. Bu teknik sayesinde analitik işlemleri çok karışık ve deneysel işlemleri de çok pahalı olan nükleer savunma problemleri başarı ile çözülmüştür. Monte Carlo tekniği, özel bir denemede ya da bir simülasyon çalışmasında bir ya da daha çok olasılık dağılımından rastgele sayılar seçme tekniğidir.

Enerjinin nükleer reaksiyonlardan elde edildiği iki teknik fisyon ve füzyondur. Nükleer fisyon, ^{235}U gibi ağır bir çekirdeğin, daha küçük iki çekirdeğe bölünmesiyle

meydan gelir. Böyle bir reaksiyonda ürün çekirdeklerin toplam kütlesi, ilk durumdaki ana çekirdeğin kütlesinden daha azdır. Kütleler arasındaki bu farka kütle eksikliği adı verilir. Fisyon, ağır bir çekirdeğin bir termal nötron yakalaması ile başlar. Kütle eksikliğinin c^2 ile çarpılması bölünme sırasında açığa çıkan enerjinin sayısal değerini verir. ^{235}U çekirdeğinin termal nötronlar tarafından fisyonu aşağıdaki eşitlik ile gösterilebilir.



Burada $^{236}\text{U}^*$, X ve Y ye bölünmeden önce yaklaşık 10^{-12} s süren bir ara uyarılmış durumdadır. Ortaya çıkan X ve Y çekirdekleri fisyon ürünleri olarak isimlendirilir. Bütün fisyon eşitliklerinde, enerji ve yük korunumu gereklerini sağlayan X ve Y nin birçok kombinasyonu vardır. Uranyumun fisyonunda, yaklaşık 90'a yakın farklı ürün çekirdek ortaya çıkar. Reaksiyon, iki veya üç nötron gibi farklı sayıda nötron üretimine sebep olabilir. Ortalama olarak 2,5 nötron açığa çıkar.

Nükleer füzyon, iki hafif çekirdeğin daha ağır bir çekirdek oluşturmak için birleşmesiyle oluşan işleme nükleer füzyon adı verilir. Son çekirdeğin kütlesi, başlangıç çekirdeklerin birleştirilmiş durgun kütlelerinden daha küçük olduğundan enerji açığa çıkar ve bir kütle kaybı olur. Böyle enerjiyi serbest bırakan füzyon reaksiyonlarının iki örneği eşitlik 1.2 ve 1.3' deki gibidir.



Çekirdek fiziğinin doğum yılı olarak kabul edilen 1896 yılı, Fransız Fizikçi Becquerel'in uranyum bileşiklerindeki radyoaktiviteyi keşfettiği yıldır. ^{238}U çekirdeği fisyonu uğradığında olay başına ortalama olarak yaklaşık 2,5 nötron açığa çıkar. Bu nötronlar, diğer nükleonları fisyonu maruz bırakmak için tetikleyebilir. Zincirleme reaksiyonun, kontrol edilmemesi durumunda, çok büyük enerji yayınlanmasıyla birlikte, şiddetli patlamalar olabilir. Bir nükleer reaktör, kendi kendine yeten zincirleme reaksiyon olarak bilinen reaksiyonu devam ettirmek için

düzenlenmiş bir sistemdir. Bu önemli olay, ilk defa 1942’de Şikago Üniversitesinde Fermi tarafından doğal uranyum ile gerçekleştirilmiştir. Bugün çalışır durumdaki pek çok reaktörde yakıt olarak uranyum kullanılır. Doğal uranyum, sadece ^{238}U izotopunun %99,3’ünü ve ^{235}U izotopunun %0,7’sini içerir. Kendi kendine devam eden bir zincir reaksiyonu gerçekleştirmek için, ortalama olarak ^{235}U fisyonundan atılan nötronlardan birisinin diğer ^{235}U çekirdeği tarafından yakalanması ve onun fisyonu uğramasına sebep olması gerekir. Reaktör işleyişinin seviyesini belirten yararlı bir parametre, tekrar üretme sabiti K' dır. Bu sabit, başka bir olaya sebep olacak bir fisyon olayında ortaya çıkan ortalama nötron sayısı olarak tanımlanır. Kendi kendine devam eden bir zincirleme reaksiyon $K=1$ olduğunda gerçekleştirilir. Bu şartlar altında reaktörün kritik olduğu söylenir. $K < 1$ ise reaktör kritik altıdır ve reaksiyon durur. $K > 1$ ise reaktörün kritik değerin üstünde olduğu söylenir ve reaksiyon hızlıdır (kaçaktır).

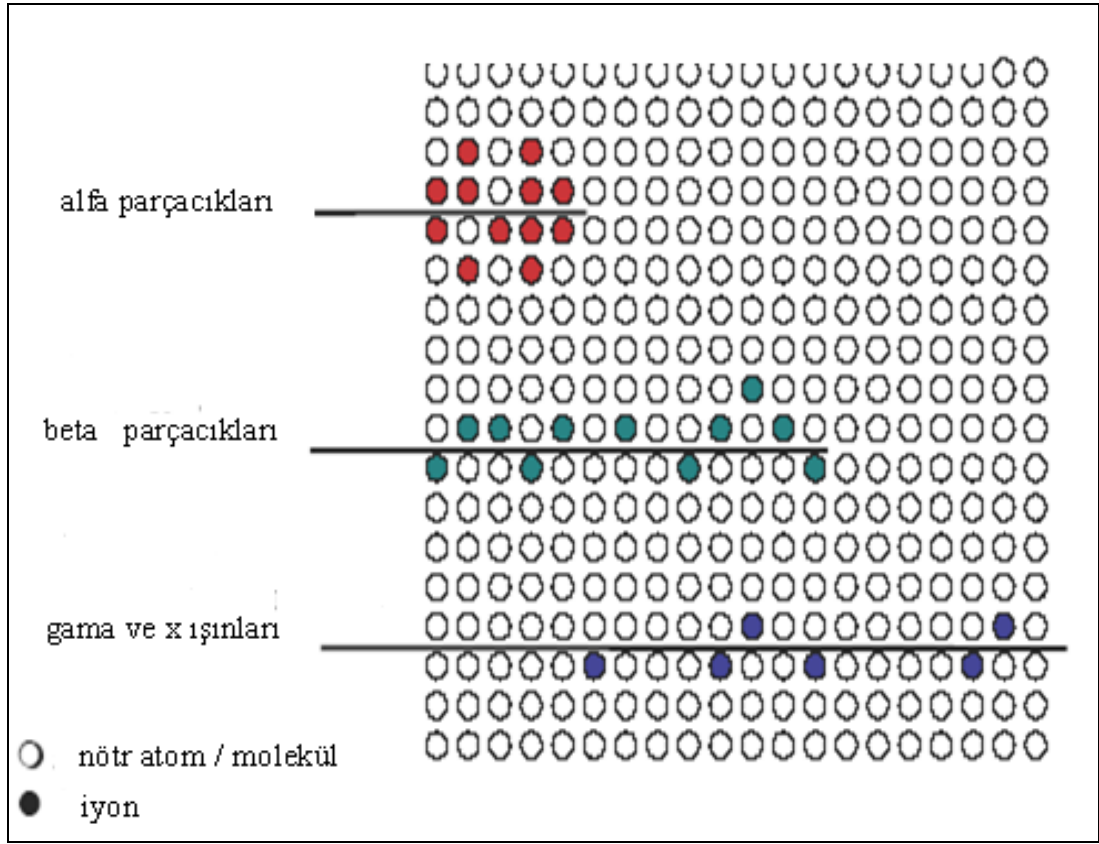
Nötron üretimi için birçok nükleer reaksiyon vardır. Buna karşın, nötronların üretiminde protonların kullanımı, nötron ekonomisi açısından en uygun yöntem olarak karşımıza çıkmaktadır. Yüksek enerjili parçacık, çekirdekle etkileştikten sonra, hedeften bazı nükleonların ya da hafif çekirdeklerin çıkmasına yol açar. Bu esasa dayanarak yüksek enerjili proton (0,5–1 GeV mertebesinde) hedef çekirdeğe çarptırılır [4]. Hedef çekirdekten yüksek enerjili nükleonlar çıkarak çevresindeki çekirdeklerle etkileşirler. Bu iki süreç içerisinde hedef çekirdeklerin belirli bir kısmı, ya parçalanma ya da buharlaşma suretiyle dışarı fazladan nükleon fırlatırlar ki bu nükleonların içerisinde üretilen nötronlar (20 MeV altı) fisyon yapması için hedefi çevreleyen korda kullanılır. Dolayısıyla bir Hızlandırıcı GÜdümlü Sistem’de, nötronik açıdan hızlı proton başına çıkan nötronların maksimize edilmesi temel düşüncedir. Yapılan pek çok çalışmada kurşun (Pb) hedefte üretilen nötronların sayısının Np, U, Am, W gibi hedeflere göre daha az olmasına karşın, CERN’de geliştirilen HGS’de 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), nötron yutma ve aktivasyon açısından da bu gruptaki diğer elementlerle (civa, tungsten vb.) mukayese edilebilir düzeyde iyi olması şeklinde sıralanabilir.

2. RADYASYONUN ETKİLERİ VE HASARLARI

Yüksek enerjiye sahip radyasyon madde içinden geçerken, içinden geçtiği maddeyi meydana getiren atomların yapısında, dizilişinde bir takım fiziksel değişimlere sebep olur. Bu olay “radyasyon hasarı” olarak adlandırılır. Radyasyonun etkilerini anlayabilmek için radyasyonların ve onların etkileşim mekanizmalarını bilmek gerekir, ayrıca metallerin radyasyonlarla etkileşimleriyle, onların karakteristik özellikleri anlaşılabilir. Radyasyonların karakteristiklerinin kısa bir özeti aşağıdaki çizelgede verilmiştir.

Çizelge 2.1. İyonlaştırıcı radyasyonların karşılaştırılması

Karakteristik	Radyasyon (Kinetik Enerji = 1 MeV)				
	Alfa (α)	Proton (p)	Beta (β) Elektron (e)	Foton (γ) veya X ışını	Nötron (n)
Sembol	${}^4_2\alpha$ veya He^{+2}	1_1p veya H^{+1}	${}^0_{-1}e$ veya β	${}^0_0\gamma$	1_0n
Yük	+2	+1	-1	nötr	nötr
İyonlaşma	Direkt	Direkt	Direkt	Dolaylı olarak	Dolaylı olarak
Kütle (amu)	4,001506	1,007276	0,00054858	—	1,008665
Hız (cm / sn)	$6,944.10^8$	$1,38.10^9$	$2,82.10^{10}$	$c = 2,99810^{10}$	$1,3810^9$
Işık hızı	%2,3	%4,6	%94,1	%100	% 4,6



Şekil 2.1. Radyasyonun madde ile etkileşmesi

2.1. İyonlaştırıcı Radyasyonlar

Radyasyon alfa, proton, elektron, fisyon sonucu oluşan parçacıkları, gamma, x-ışınları ve nötronları içerir. Yüklü parçacıkların madde içinden geçerken gösterdiği davranışlar, yüksüz olanlarınkinden farklıdır. Alfa, beta, gama ve x ışınları içinde girici özelliği en fazla olan şekil 2.1’de gösterildiği gibi gama ve x ışınlarıdır. Özellikle yüklü parçacıklar metal içinden geçerken orbitaldeki elektronlarla güçlü etkileşirler. Bu yüzden yüklü parçacıklar direkt iyonlaştırıcı parçacıklar olarak nitelendirilir. Yüklü parçacıklar etkileşimleri ve kütlelerine göre ikiye ayrılırlar. Bunlar proton ve alfa gibi ağır parçacıklar, pozitron ve negatron gibi hafif parçacıklardır. Ağır hareketli yüklü parçacık metal içinden geçerken elektronlarla etkileştiğinde enerji kaybeder, enerji kaybeden parçacığın elektronu uyaracak kadar enerjisi kalmaz ve nükleer çarpışmayla enerjisinin büyük kısmını kaybeder.

Yavaşlayan parçacık nötr bir atomdan elektron yakalar böylece proton, hidrojene, alfa da helyuma dönüşür. Atomun elektronlar ile coulomb etkileşmesi sonucu ağır parçacık tamamen yavaşlar. Bu etkileşmelerin sayısının gittikçe artması nedeniyle sürekli yavaşlama olur. Parçacıkların kütlelerinden dolayı hava içindeki menzilleri de birbirinden oldukça farklıdır. 4 MeV'lik bir alfa parçacığı hava içinde 2,3 cm'lik menzile sahip iken aynı enerjili proton 22 cm'lik bir menzile sahiptir. Elektron madde içinden geçerken birkaç süreç meydana gelir. Bu süreçler;

- İyonlaşma, ağır parçacıklarda olduğu gibi enerji kaybı mekanizmasıdır
- Bremsstrahlung, elektronların yavaşlatılmasıyla X-ışınlarının oluşmasıdır
- Nükleer ve elektronik etkileşimler sonucu oluşan elastik saçılma

olarak ifade edilebilir. Yakalama, fisyon içeren emilim ve saçılma, nötronların etkileşimlerinin temelini oluşturur. Nötron yakalama, radyoaktif bir çekirdek meydana getirebilir.

Fotonların enerji yaklaşımlarıyla ilgili 3 temel etkileşim söz konusudur.

- Fotoelektrik Etki

Işık kuantumları hipotezi Einstein'ın Foto Elektrik olayını açıklamasını sağladı. Olay ilk olarak Halwachs tarafından elektrikçe yüklü olan bir çinko levhanın bir elektrometre yardımıyla boşalması incelenirken bulundu. Levha mor ötesi ışınlarla ışımlandığında eğer yükü negatif ise boşalıyordu. Bu olayın karakteristikleri şöyle sıralanıyordu.

1-Boşalma elektron salma yoluyla olur. Bu elektronlar foto elektronlardır.

2-Foto Elektronların maksimum kinetik enerjileri sadece gelen ışının frekansına bağlıdır ve ışının şiddetine bağlı değildir.

3-Belli bir sınır frekansının altında Foto Elektron yayınlanması olmaz.

4-Yayınlanan Foto Elektronların sayısı gelen ışınların şiddetine bağlıdır.

Einstein'e göre foto elektrik olay bir γ kuantumunun enerjisini tüm olarak bir metal elektronuna aktarması olayıdır. Elektronun metalden kurtulması belirli bir minimum enerji gerektirdiğinden olayın meydana gelebilmesi için gelen ışınları belirli bir minimum enerjileri olması gerekir. Bu minimum enerjiye elektronun metalden sökülme işi denir. Buna göre elektronun kinetik enerjisi

$$E_k = h \nu - W \text{ olur.}$$

W :Sökülme işni göstermektedir ve sınır enerjisi

$$h \nu_{\text{sınır}} = W$$

olacağı açıktır. Işınlama şiddeti belirli bir ν frekansta foton sayısı ile orantılı olduğundan elde edilecek elektron akımı da foton sayısı veya ışınlanma şiddetiyle orantılı olmalıdır.

- Compton saçılması

X ışınlarının, elektronlar tarafından çeşitli açılarda saçılması olarak tanımlanır. Böyle bir saçılma olayında, saçılan x-ışınlarının dalga boyunda bir kayma gözlenir ve bu olay Compton olayı olarak bilinir.

- Çift oluşumu

Fotonun yok olduğu ve bir elektron – pozitron çifti oluşumudur. Çift oluşumu en az 1,02 MeV'lik bir foton enerjisinde meydana gelir. Fotonun kalan enerjisi negatron – pozitron çiftlerine kinetik enerji olarak aktarılır. Sonunda bir elektron ile bir pozitron

birleşirse her birinin enerjisi 0,511 MeV olan iki foton yayınlanır. Kütlesiz foton atomik elektronlarla etkileşme de baskındır oysa nötron çekirdeklerle etkileşir.

2.2. Radyasyonun Genel Etkileri

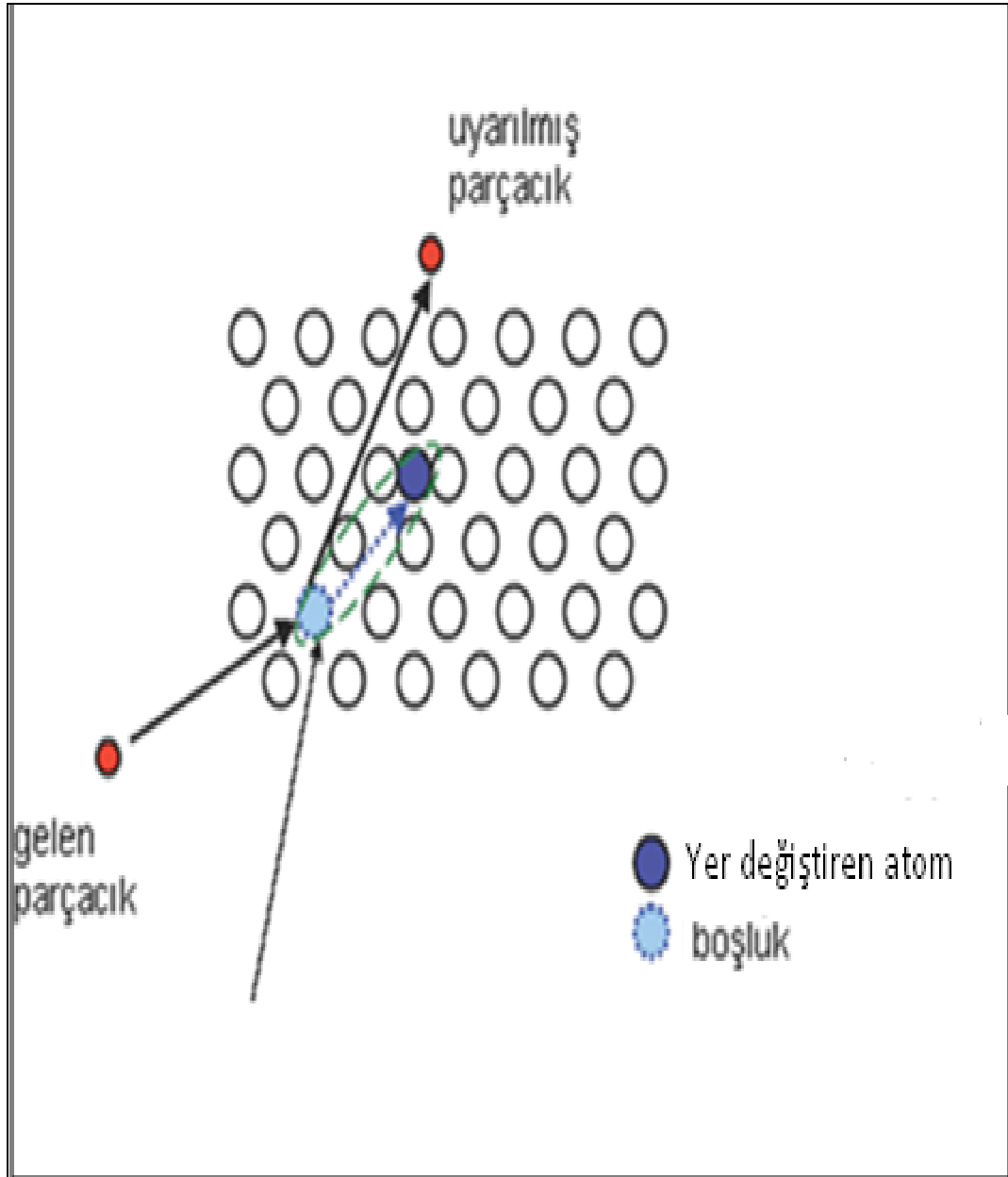
- Atomun yer değiştirmesi
- Safsızlık üretimi
- İyonlaştırma
- Enerji açığa çıkarma

Çizelge 2.2. Radyasyon hasarının materyaller üzerindeki etkisi [5]

Radyasyon	Safsızlık üretimi	Atomik yer değiştirme	İyonlaşma	Enerji açığa çıkarmak
Termal nötron (eV)	Soğrulma reaksiyonları ile daha fazla radyasyona neden olabilir	Dolaylı olarak	Direkt olarak iyonlaşmaya neden olur	Dolaylı yoldan enerji açığa çıkar
Hızlı nötron (MeV)		Saçılma reaksiyonları ile atomlarının yer değiştirmesine neden olabilir		
Fisyon parçacığı	Safsızlık kendiliğinden olur		Büyük ölçüde iyonlaşmaya sebep olur ve β , γ yayınlanır	Çok kısa mesafelerde enerji depolar
Alfa	Maddenin dizilimini bozabilir	Atom yer değiştirmesine neden olabilir	İyonlaşmaya neden olur	Çok Kısa mesafelerde enerji açığa çıkar
Proton	Maddenin dizilimini bozabilir	Atom yer değiştirmesine neden olabilir	Direkt olarak iyonlaşmaya sebep olur	kısa mesafelerde enerji açığa çıkar
Beta	Maddenin dizilimini bozar	Yer değiştirmelere neden olabilir	Direkt olarak iyonlaşmaya sebep olur	Isı olarak açığa çıkar

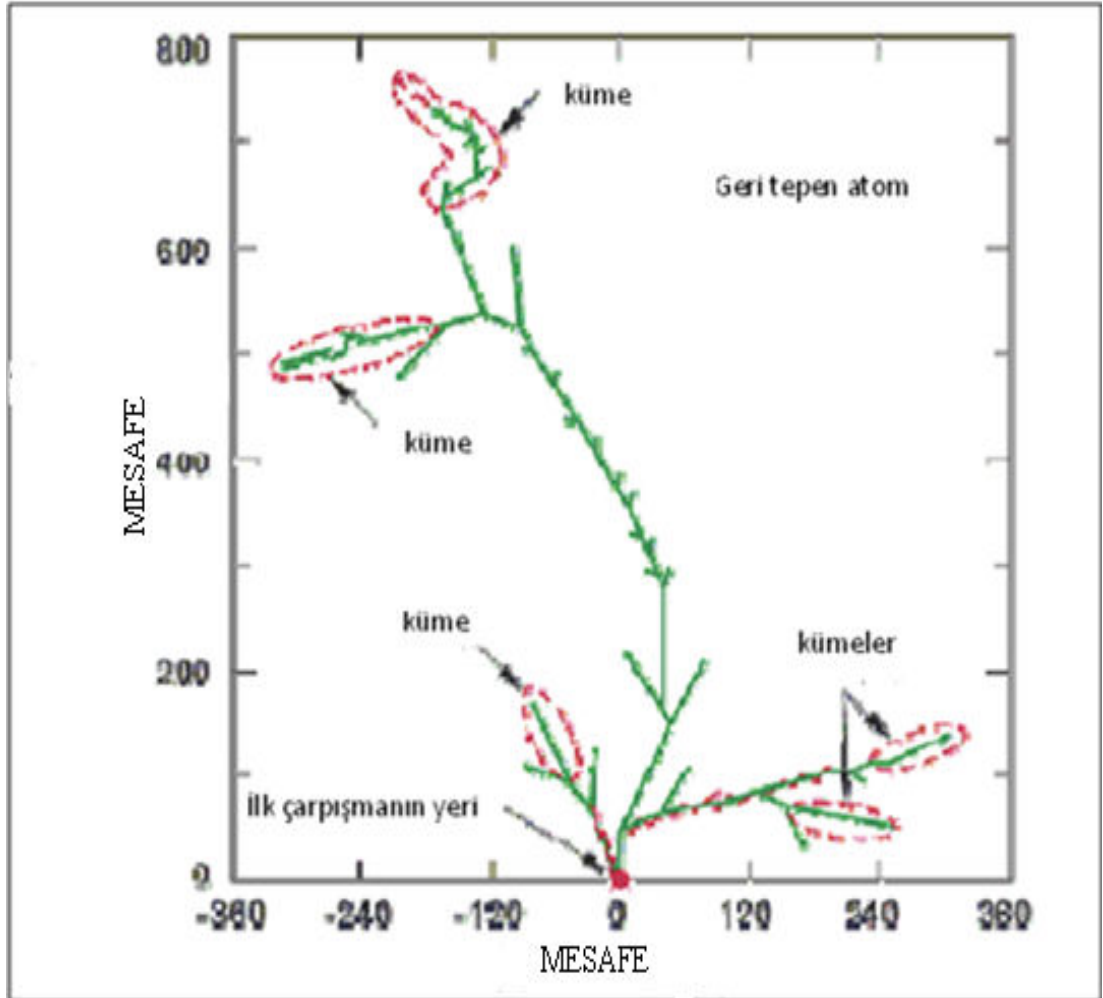
2.3. Atomik Yer Değiştirme

Atomik yer değiştirme kinetik enerji transferiyle olur. Madde içinden geçen parçacığın enerjisi, orbitaldeki elektronları uyarmak ve nükleonlarla elastik çarpışma yapmak için harcanır. Elastik çarpışma, atomu normal örgü pozisyonundan dışarı çıkabilir, dışarı çıkan bu atom, çarpışmaya maruz kalan atom (primary knock-on) olarak bilinir ve hareketsiz hale gelmeden önce atomik yer değiştirmelerin çıkışına sebep olabilir. Şekil 2.2’de yer değiştiren atom, örgüde çarpışma doğrultusunda bir yer işgal eder ve önceki pozisyonunda bir boşluk bırakır. Yer değiştiren atom ve gerisinde bıraktığı boşluğun her ikisine birden FRENKEL ÇİFTİ denir. Bazı yer değiştiren atomlar ikincil bir yer değiştirmeye sebep olur, örneğin yer değiştiren atom çarpışma ile metal içinde, bir başka atomun yerini alabilir. Yer değiştirmeyeyle oluşan hasar, örgü kusurlarına sebep olan saçılmaların sonucudur.



Şekil 2.2. Radyasyonun madde üzerindeki ilerleyişi

Gelen tek bir parçacık metalin örgü atomlarının bir kısmına etki eden çarpışmaların çıkına sebep olabilir. Bu çarpışmalar proton, nötron ve iyon gibi diğer parçacıklar tarafından oluşturulur.



Şekil 2.3. Birinci çarpışmadan sonra oluşan çığ bulutunun görüntüsü

Yer değiştirme, NIEL ile ifade edilebilir [6]. NIEL, birim uzunluk başına iyonlaşma olmayan olaylarda enerji kaybıdır ve birimi MeV/cm veya MeVcm^2/g 'dır. NIEL, yer değiştirme hasarı etkilerinin, iyonlaşmamış parçacığın enerji kaybı ve geri tepen atom ile orantılı olduğu gerçeği üzerine kuruludur. Boşluk ve yer değiştiren atomların oluşması, kristal örgü içinde depo edilen potansiyel enerjinin, bu parçacığa kinetik enerji olarak transfer edilmesine yol açar. Boşluk ve yer değiştiren atomun her ikisi yeterince yüksek sıcaklıklar da hareketlidir. Bu sıcaklıkta örgü içindeki atomların titreşimi gittikçe artar ve o civarlarda yer değiştiren atom bir boşluğa hareket edebilir, böylece her iki defekt saptanır.

2.4. Safsızlık (kirlilik) Oluşumu

Safsızlık oluşumu, bir metal içinde oluşabilen herhangi bir kirlilik değil, radyasyonun sebep olduğu kirliliktir. Kristal içindeki kirlilikler elektriksel ve mekaniksel özellikleri değiştirebilen yapılardır. Çizelge 2.2 elektronun ve protonun direkt olarak kirlilik üretimine sebep olmadığını gösteriyor. Bu radyasyonların, kimyasal bağı bozmakla dolaylı yoldan kirlilik oluşturacağı düşünülür. Kirlilik üretiminin en önemlisi, iyon ve nötronlardan gelen etkileridir. Gelen iyonlar, enerji kaybederek yavaşlar ve nötr hale gelmek için elektronları yakalar böylece protonlar hidrojene, alfa partikülleri de helyuma dönüşür. Bu olayların her ikisinde nötr atom, oda sıcaklığında gaz halinde bulunur ve onun komşusu olan atomlara basınç uygular. Nötron ve iyon yayınlanması, radyoaktif durumların türleri olabilir. Bir nükleon tarafından yayınlanan nötron, kimyasal yapıyı bozamaz ama izotop yapısını değiştirebilir yani izotop radyoaktif olabilir ve birkaç değişik yolla bozulabilir.

2.5. İyonlaşma

İyonlaşma, nötr bir atoma bir elektron ilavesi veya elektron uzaklaştırılmasıyla iyon oluşumudur. Bu terim iyonlaşmış bir atomdan elektronun uzaklaşması anlamında da kullanılır. Bu süreç, bir elektronun enerjisinin yükseldiği uyarılmadır. Çizelge 2.1. n, γ gibi nötr radyasyonların iyonlaşmaya sebep olduğunu gösteriyor.

2.6. Enerji Depolama

Bütün radyasyonlar, iyonlaştırma sürecinde, ilgili materyallerde enerji ve yük depolanmasına sebep olur. Su ve organiklerde iyonlaşma enerjisinin büyük bir kısmı kimyasal bağı bozar. Materyallerde kendini termal ısı olarak gösteren enerji esasen materyalde depolanan kinetik enerjidir. Depo edilen ısıyla birlikte yükselen sıcaklık materyalin pek çok özelliğini değiştirebilir.

2.8. PKA'nın Oluşturduğu Yer Değiştirme

PKA denir. Gelen parçacığın örgüye çarpmasıyla, yer değiştiren atomların sayısı Şekil 2.4' de görülmektedir. Gelen enerjik parçacık bir örgü atomuyla çarpışmaya maruz kaldığında, birincil geri tepen atom oluşur. Eğer atoma transfer edilen enerji, örgü atomunun yerini değiştirmek için gereken enerjiden yeterince büyükse ($E \gg E_d$), çarpılan atom, yer değiştirme süreçlerine devam edebilir. İlave atomların yer değiştirmesine dönüşebilen, ikincil geri tepen atom yer değiştirmeleri oluşur. Yer değiştirme olayları birbirine komşu atomlar arasında gerçekleşir. Çarpışma olaylarının art arda olmasına çarpışma çığı denir. Çığ içinde yer değiştiren atomların sayısı $\langle N_d(E) \rangle$, yer değiştirme hasar fonksiyonu olarak tanımlanır. Hasar fonksiyonunun $\langle N_d(E) \rangle$ basit hesaplamaları katı-küre modeline dayanır. Bu model içinde bir takım varsayımlar yapılmıştır.

- Çarpışmalar benzer atomlar arasında olur. Örneğin $M_1=M_2$
- Çarpışma süresince enerji transferi eşitlik 2.1.' de gösterilmiştir.

$$P(E, T) dT \cong \frac{dT}{vE} = \frac{dT}{E} \quad (2.1)$$

$\gamma=1$ ve $M_1=M_2$ için

- Çığ, art arda iki cisim çarpışmasıyla olur.

Tüm çarpışmalar, nükleer geçişlerin dikkate alındığı, elektronik durdurucuların göz ardı edildiği elastiktir.

- Yer değiştiren atom için harcanan enerji E_d , göz ardı edilir.
- Katı içinde atom dizilişi gelişigüze'dir.

- Eğer bir knock-on atom, $E_d > E$ olan bir çarpışmada ortaya çıkıyorsa, çığa bir katkısı olmaz.
- Atom E_d ile $2E_d$ arasında bir enerji alırsa yer değiştirir fakat yer değiştirmelerin toplam sayısı artmaz.

Bu varsayımlardan aşağıdaki durum elde edilir.

$$\langle N_d(E) \rangle = 0, \quad E < E_d \text{ için} \quad (2.2)$$

$$\langle N_d(E) \rangle = 1, \quad E_d \leq E \leq 2E_d \quad (2.3)$$

E_d ve $2E_d$ arasında enerjisi olan bir PKA oluşumu düşünülür [8]. Gelen parçacık örgü atomuyla çarpışmaya maruz kaldığı için olaylar art arda gerçekleşmektedir. Eğer PKA tarafından örgü atomuna transfer edilen enerji E_d 'den büyük ise örgü atomunun yeri değişecek fakat ilk PKA, E_d 'den daha az enerjiye sahip olacaktır. Bu durumda çarpılan atom örgüdeki yerinden uzaklaşır fakat PKA boşluğa düşer, onun geri kalan bütün enerjisi ısı olarak dağılır [9]. Bu süreç tekrarlanan çarpışmalardan ibarettir.

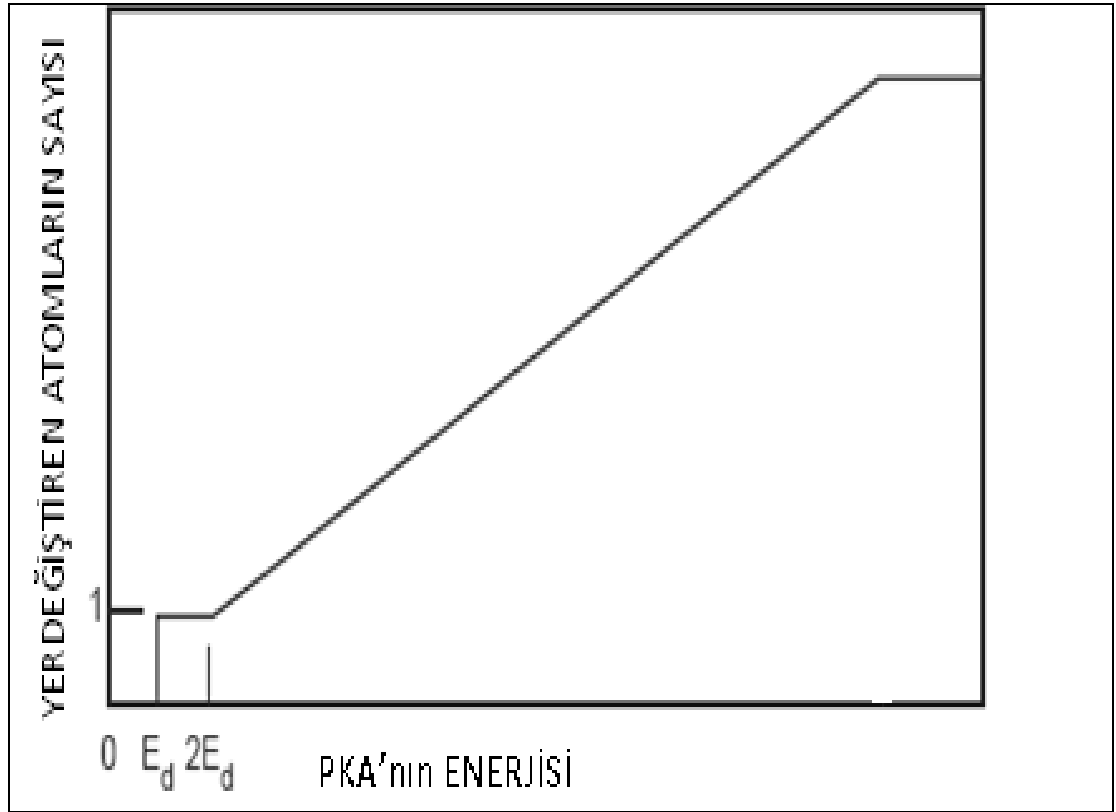
$E > 2E_d$ için hasar fonksiyonu $\langle N_d(E) \rangle$ tarif edilmelidir. E enerjili bir PKA tarafından üretilen ortalama enerji, geri tepme enerjisi $\langle T \rangle$ hesaplanarak başarıldı.

$$\langle T \rangle = \int_0^T T(E, T) dt = \frac{1}{T} \int_0^T T dt = \frac{E}{2} \quad (2.4)$$

Kinchin ve Pease kinetik enerjiyi, yer değiştiren atomlar ile kaybedilen enerji kaybıyla bağdaştırarak tarif ettiler. Bu bilgiler ışığı altında Kinchin- Pease yer değiştiren atomların oluşturduğu hasarın fonksiyonu oluşturuldu [10].

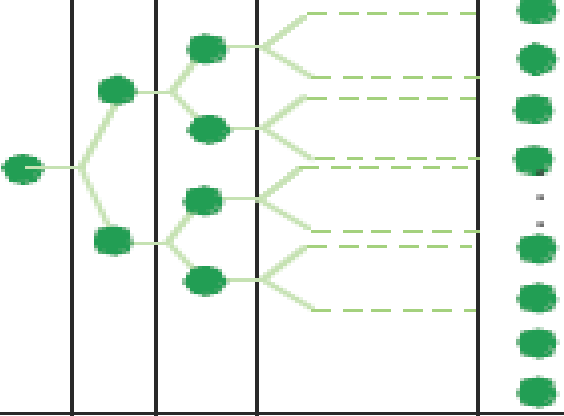
$$\langle N_d(E) \rangle = \begin{cases} 0 & (E < E_d) \\ 1 & (E_d \leq E \leq 2E_d) \\ \frac{E - E_d}{E_d} & (2E_d \leq E < \infty) \end{cases} \quad (2.5)$$

Yukardaki denklemde ϵ değerinin, bilgisayar simülasyonlarında 0,8 olarak alınması uygun olarak görülmüştür.



Şekil 2.4. Kinchin ve Pease'nin öngördüğü modele göre PKA'nın bir fonksiyonu olarak yer değiştiren atomların sayısı

PKA yavaşladığı zaman elektronik ve nükleer çarpışmaların her ikisiyle enerji kaybeder ve kristal içinde hareketsiz hale gelir. Yalnızca ikinci süreç yani nükleer çarpışmalar iyonlar etrafında örgü düzensizliği oluşturur ve radyasyon hasarı etkisinden sorumludur. PKA tarafından oluşturulan düzensizlik göz önüne alındığında, elektronik ve nükleer süreçler arasında enerjinin paylaşımı tarif edilmelidir. Örgü düzenli iken yapılan hesaplamalar arasındaki fark 2. durumda yer değiştiren atomların da göz önüne alınmasıdır. Düzenli iyon dağılımı durumunda, kristal yapı nükleer çarpışmalarda kaybolan enerjinin miktarını etkileyebilir [11].

Çarpışma	0	1	2		N	...	N _f
							
Aktarılan enerji	E	$\frac{E}{2}$	$\frac{E}{4}$		$\frac{E}{2^N}$		2E _d
	1	2	4		2 ^N		v

Şekil 2.5. Bir tane PKA'nın oluşturduğu yer değiştirme

$E \leq E_d$ olduğunda yer değiştirme olmaz

$E_d \leq E \leq 2E_d$ yalnızca bir PKA oluşur.

$E \geq 2E_d$ çarpıma çığı oluşur.

v : yer değiştiren atomların sayısıdır ve $v = 2Nf$ dir.

N_f : çarpışma sayısıdır.

3. ENDF FORMATLARINA GİRİŞ

Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosyaları (ENDF), dünyanın her yerinde nükleer teknoloji ve nükleer araştırmalar için oluşturulan, Değerlendirilmiş Nükleer Dataları tanımlamakta kullanılır. ENDF formatları, ENDF/B olarak adlandırılan Ulusal Nükleer Data Dosyalarının ABD’de kullanımı için geliştirildi. Bu dosyalar ENDF/B-III, ENDF/ B-IV, ENDF/B-V ve ENDF/B-VI ve ENDF/B-VII gibi çeşitli versiyonlarla güncelleştirildi. ENDF/ B-VI hazırlanırken, ENDF formatlarının, Avrupa’da JEFF, Japonya’da JENDL ve Rusya’da BROND kütüphaneleri dahil dünyanın her yerinde geniş bir şekilde kullanılmaya başlandığı kaydedildi. Uluslararası kullanım kolaylığını sağlamak için ENDF formatlarının, ENDF/B kütüphanelerinden ayrılmasına karar verildi. ENDF formatlarının denetimi, US Cross Section Evaluated Working Group (CSEWG) tarafından yapılmaktadır ve Brookhaven National Laboratory’den (BNL), NNDC aracılığı ile tüm dünyaya duyurulmaktadır. ENDF formatlarının ilk birkaç versiyonu termal reaktör uygulamaları için düşünüldü. ENDF/B-IV ve ENDF/B-V hızlı reaktörler ve füzyon uygulamalarını için geliştirildi. ENDF/B-VI ile ilgili ilave gelişmeler, hızlandırıcı uygulamaları ve yüklü parçacıklar için yapılmaktadır. Son yıllarda ENDF formatları, düşük enerjili nükleer fizik verilerinin arşividir. ENDF/B kütüphaneleri, materyallerde radyasyon etkileşimini tek tek saymakta kullanılır. Ayrıca foton ve nötron gibi yüksüz parçacıkların taşınımının gerektirdiği hesaplamaların olduğu uygulamalarda kullanılır. ENDF’den yararlanılan kütüphanelerde kullanılan örnekler, fisyon ve füzyon reaktörlerindeki hesaplamaları, zırlama, nükleer silahlar, nükleer fizik araştırmaları, medikal radyoterapi, radyoizotop terapi, teşhis ve tedavi, hızlandırıcı model ve etkileri ayrıca radyoaktif akı hesaplarını içerir. ENDF formatı içinde bir dosya meydana getirmek için yapılması gereken iş ‘nükleer dataları değerlendirme’ olarak adlandırılır. Bu değerlendirilmiş data dosyaları, önemli uygulamalar için kullanılmak üzere geliştirilmiştir.

3.1. Ulusal Nükleer Data Organizasyonu

Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosyaları ile ilgili çalışmaların kontrolü, uluslararası bilgi bankaları ve araştırma enstitüleri tarafından yapılmaktadır. ENDF format ve ENDF/B kütüphaneleri The Cross Section Evaluated Working Grup (CSEWG) tarafından kontrol edilip, Brookhaven National Laboratuvarı'ndan, Ulusal Nükleer Data Merkezi (NNDC) aracılığıyla tüm dünyaya duyurulur. JEF ve EFF Çalışma Gruplarının birleşmesiyle oluşan JEFF, Nükleer Enerji Ajansı'nın (NEA) bir kolu olan NEA Data Bankası tarafından denetlenir. Japonlara ait Değerlendirilmiş Nükleer Dataları içeren kütüphane (JENDL) , Japan Araştırma Enstitüsü (JAERI) tarafından kontrol edilir ve Nükleer Data Merkez aracılığıyla tüm dünyaya duyurulur . Bu organizasyonların her biri onların nükleer data kütüphanelerini duyurmak için genel bir metot olarak ENDF/VI formatını kabul ettiler, fakat her biri sonuçlarını test etmek, değerlendirmeleri gözden geçirmek ve formatlarını kullanmak için kendi prosedürlerini tarif edebilirler. Bir ENDF format dosya, bölüm gibi içeriklere sahiptir[16]. Bu içeriklerin her biri bir karakteristik sayısal tanımlayıcıya sahiptir. Bir ENDF 'tape' bir veya birçok ENDF materyalini içeren bir dosyadır. Örneğin, tape 511 ENDF/B-V için standart tape dir. MAT bir ENDF materyalini isimlendirir. Örneğin, ENDF/B-V için MAT= 1301, ^1H dir. MAT=1395, ^{235}U 'e karşılık gelir. MF ise bir ENDF dosyasının içeriğini tanımlar.

MF=1, Tanımlanmış çeşitli dataları içerir.

MF=2, Rezonans parametre datalarını içerir.

MF=3, Reaksiyonun enerji ve tesir kesitlerini içerir.

MF=4, Açısal dağılımı içerir.

MF=5 , Enerji dağılımını içerir.

MF=6 , Enerji-açı dağılımını içerir.

MF=7 , Termal saçılma datası içerir.

MF=8 , Radyoaktif data içerir.

MF=9 -10, Nüklid üretim datası içerir.

MF=12-15, Foton üretim datası içerir.

MF=30-36, Gerekli bir takım dataları içerir.

MT, ENDF içindeki reaksiyon tipini belirler. Örneğin MT=1 toplam tesir kesitidir, MT=2 elastik saçılma, MT=16 (n, 2n) reaksiyonlarıdır ve MT=18 çekirdek bölünmesidir. Bir ENDF tape MAT ile sırasıyla artan birkaç dosya içerir ve her dosya MT ile sırasıyla artan birkaç bölüm içerir.

3.2. Bir ENDF Dosyası'nın Okunması

Bir ENDF tape bir veya birçok ENDF materyalini içeren bir dosyadır. ENDF tape içinde yönümüzü bulmamızın anahtarı MAT, MF ve MT numaralarıdır. MT değeri bir bölümün sona erdiğini göstermek için sıfır olur. ENDF tape içindeki bazı formatlar aşağıdaki gibidir.

ZA ve AWR sırasıyla yük ve atomik ağırlık yüzdesini gösterir.

MQ, hedefin kütlesi olarak tarif edilen kütle farkı değeridir.

Q, bozunma reaksiyonu veya iki cisim reaksiyonlarında, MT değeriyle tarif edilen en düşük enerjili durumlar için reaksiyonun Q değeridir. Q, sistemde uyarılmış seviyenin negatif enerjisi arta kalan çekirdeğin durumu için QM olarak tanımlanmıştır. Bozulma olmaksızın arta kalan çekirdekte ara durum (bozulma öncesi) reaksiyonlar için $QI=QM$ kullanılır.

3.3. NJOY Programı'nın Modülleri

Njoy programı bir dizi modülden oluşur. Bu modüllerin her biri bilgisayar programı için zorunludur ve girdi ve çıktı dosyaları aracılığıyla biri diğeriyle birleştirilebilir. Bu modüller aşağıdaki gibi sıralanabilir. NJOY, diğer modüller aracılığıyla dataların akışını yönetir ve diğer modüller tarafından kullanılan genel fonksiyonun kütüphanesini içerir.

RECONR: ENDF'deki rezonans parametreleri ve tesir kesitlerini yeniden düzenler.

BROADR: Tesir kesitlerini düzenler.

HEATR: Sıcaklık üretim tesir kesiti ve radyasyon hasar-üretim tesir kesitini düzenler.

THERMR: Serbest saçılmalar için tesir kesitleri ve enerji-enerji matrisleri oluşturur.

GROUPR: Yüklü parçacık tesir kesitlerini oluşturur.

GAMINR: Foto atomik tesir kesitleri ve foton saçılma matrisleri oluşturur.

ERRORR: Değişken ENDF'den kovaryans matrislerini hesaplar.

COVR: ERRORR'un çıktısını okur ve kovaryans çizimini ve formatlanan çıktıları oluşturur.

MODER: Kütüphaneleri, programın kullanabileceği şekle dönüştürür.

DTFR: DTR-IV kodunu baz alan formatların kabul edildiği transport kodları için dataları düzenler.

ACER: Los Alamos Monte Carlo kod MCNP için ACE formatı içinde kütüphaneler hazırlar.

WIMSR: Termal reaktör kodları WIMS-D ve WIMS-E için kütüphaneler hazırlar.

PLOTR: Grafik çizer

3.4. NJOY Programı'nın Tarihi Gelişimi

NJOY 1973'ten sonra MINX'ın [12] yerine kullanıldı. Bu tarihten sonra NJOY, MINXII olarak adlandırıldı. Bugün ki ismi 1974'ten sonra MINX'i hatırlatıcı şekilde seçildi. Programın modifiye edilmesindeki ilk amaç LAPHAND'de [13] olduğu gibi programın hesaplama tekniklerini arttırmaktır. DTF [14] formatı kullanarak,

araştırma laboratuvarlarına kolay link sağlandı ve MCNP Monte Carlo kodu için kütüphaneler oluşturan ETOPL 'nin [15] hesaplama teknikleri güncelleştirildi. Programı geliştirmek için pek çok çalışma 1975'te projeye katılan, MacFarlane, Rosemary Boicourt tarafından yapıldı. MINX'ın RESEND [16] ve SIGMA [17] modüllerinde yenilikler yapıldı. Bu basamaklar RECONR ve BROADR'ın oluşmasına imkan sağladı. ETOX'daki [18] metotlara dayanan UNRESR, yapılan birkaç değişiklikle MINX'den farklılaştı. Sonra bütünüyle yeni bir modül olan GROUPR geliştirildi. O günlerde NJOY'un gelişmesi, ABD Hızlı Reaktör yapımı ve Nükleer Silah programları tarafından desteklendi. 1977'li tarihlerde gelişmeler ve yenilikler devam etti [19]. ERRORR modül, ENDF/B dosyalarından, kovaryans hesaplama tekniklerini geliştirmek için programa ilave edildi. HEATR modülü sayesinde, KERMA faktör kod MACK'in [20] hesaplama tekniklerinin çoğu NJOY'a verildi. 1976'larda, NJOY'a serbest format inputu ve dinamik datalar ilave edildi. Bu gelişmelerin paralelinde GAMINR modül, NJOY'u tanımlamak için yazıldı. MATSXR modul, Rich Barrett tarafından dizayn edildi ve yazıldı. Tüm çabalar, termal saçılma tesir kesitlerini geliştirmek için THERMR modülü yazmaktı, daha sonra FLANGE-II [21] ve HEXSCAT [22] kodları oluşturuldu. Yapılan çalışmalarla Elektrik Gücü Araştırma Enstitüsü (EPRI) tarafından kullanılan EPRI – CELL ve EPRCPM kodlarının tesir kesiti üretimi için POWR modülü oluşturuldu. NJOY'un ilk tanıtımı, Oak Ridge'de Radyasyon Araştırma Merkezi'nde (NESC) 1977'nin yazında oldu. NJOY programının bu versiyonu R.Q. Wright (ORNL) tarafından IBM makineleriyle test edildi ve onaylandı. Ayrıca TRANSX'da 1977'li yıllarda geliştirildi, ENDF/B-IV'ü baz alan MATXSI kütüphane üretildi. Akı hesaplamaları, EPRI kütüphane çalışmalarına destek olması amacıyla NJOY'a ilave edildi ve EPRI-CELL kütüphanesinin ilk versiyonu geliştirildi. EPRI kütüphanesine, tesir kesitleri hazırlamak için yeni özellikler ilave edildi, MATXS / TRANSX sistemi geliştirildi. Termal özellikler, THERMR modülden alınan tesir kesitleri kullanılarak, MCNP Monte Carlo'ya ilave edildi. 1979'larda HEATR modüle radyasyon hasar hesaplama teknikleri ilave edildi ve GROUPR modül ile akı hesaplamaları daha da geliştirildi. 1980'lerde NJOY programına olan güven gittikçe arttı. Değişiklikler genellikle yeni teknikler geliştirmek yerine küçük gelişmeler şeklinde oldu. Bu süreçlerin başlangıcında NJOY, çalışmaları için US manyetik FİZİYON enerji

programlarından destekler aldı [23]. 1981 ve 1982’lerde gelişmeler, HEATR radyoaktif yayınlamalar için momentum – korunum metodunu içerdi. Bazı durumlar için analitik dalga fonksiyonları ve ERRORR modüle hesaplama teknikleri ilave edildi. COVR modül, kovaryans kütüphane çıktıları ve ERRORR çizimlerinin her iksini elde etmek için NJOY’a ilave edildi. Bu gelişmelerden sonra NJOY raporunun ilk iki ciddi yazıldı ve ilan edildi. Avrupa kullanıcıları bu tarihlerde NJOY’a önemli katkılar yapmaya başladılar. Fransa, Soclay’da NEA Data Bank’tan Enrico Sartori, Almanya Stuttgart’daki Üniversiteden Sandro Pelloni yaptıkları çalışmalar ile adlarının bu konuda anılmalarını hak ettiler. Diğer önemli tanıtım 1983’te yapıldı. Bu dönemlerde NJOY, dünyanın pek çok yerinde ve ABD’de en az 20 kütüphanede kullanılmaktaydı. HEATR’daki hesaplamalar, KERMA kinematikleri gibi küçük ilerlemeler devam etti. NJOY raporunun 4. cildi 1985’te duyuruldu. Bu süreç boyunca PLOTR modul geliştirildi. Sonuçlar JEF – II kütüphanesinde kullanılmak üzere zamanında NJOY 89 [24] olarak tanıtıldı.

4. HESAPLAMALAR

Nükleer reaktörlerde yapı malzemesi olarak kullanılan Fe ve Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerde hedef olarak kullanılan W ve Pb elementlerinde nötronların sebep olduğu radyasyon hasarını hesaplamak için bu elementler, merkezinde 150 MeV enerjili nötron kaynak bulunan ve yarıçapı 25 cm olan küre olarak düşünüldü. Kaynaktan salınan nötronların ve bu kaynak nötronların meydana getirdiği ikincil nötronların oluşturduğu (n,p), (n,d), (n,t), (n,³He), (n,α) çekirdek reaksiyonlarında toplam proton, döteryum, trityum, ³He, alfa üretimi ve atom başına yer değiştirme (dpa) 0-150 MeV enerji aralığında MCNPX.250 Programı kullanarak hesaplandı. Hesaplamalarda ilgili (n,p), (n,d), (n,t), (n,³He), (n,α) reaksiyonların tesir kesitleri Los Alamos National Laboratory'den (LANL) ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2 ve CENDL-2 Değerlendirilmiş Veri Dosyaları (ENDF)'den alındı. Bu beş farklı kütüphaneden alınan tesir kesiti değerleri kullanılarak gaz üretimi ve atom başına yer değiştirme hesaplandı. Bulunan sonuçlar birbirleriyle kıyaslandı.

Los Alamos National Laboratory'den alınan Değerlendirilmiş Veri Dosyalarında çalışılan sıcaklık 0 K olup bir takım reaksiyonlara ait tesir kesiti yoktur. NJOY programı ile tesir kesiti olmayan reaksiyonların tesir kesitleri elde edilmiş ve çalışılan sıcaklık 300 K'e çıkarılmıştır. NJOY'dan elde edilen yeni tesir kesiti dosyaları MCNPX programı kullanılarak simüle edilip grafikler çizilmiştir.

4.1. MCNPX Programı

Hesaplamalarda MCNP ve LAHET kodun birleşimi olan Monte Carlo kod MCNPX.250 kullanıldı. Yüksek enerjili nötronlar ve protonların taşınımı için LAHET [25] kullanıldı. MCNPX programı, CEM [26], LAHET kod sistemi, ISABEL, BERTINI nükleer modellerini ve MCNP kodunu kullanır. E < 20 MeV enerjili radyasyonların taşınımında MCNP kod kullanılır. MCNPX.250 Nükleer Program E > 150 MeV enerjili parçacıkların taşınımında nükleer modeller kullanılırken, E < 150 MeV enerjili parçacıkların taşınımında tesir kesiti kütüphaneleri kullanılır. Bu çalışmada hesaplamalar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3,

JEFF-3.0 JEFF-2.2, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanıldı. Farklı kütüphaneler ile yapılan hesaplama sonuçları şekil 4.1– 4.20.'de gösterildi.

4.2. NJOY Programı

NJOY nükleer data işleme sistemi, ENDF formatındaki Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosyalarından ilgili nicelikleri, tesir kesitleri ve ek etkileri üretmek için geliştirilmiş kapsamlı bilgisayar programıdır.

4.3. Kütüphaneler

Hesaplamalarda Los Alamos National Laboratory'den alınan ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanıldı.

ENDF format ve ENDF/B kütüphaneleri, The Cross Section Evaluated Working Grup (CSEWG) tarafından kontrol edilip, Brookhaven National Laboratory'dan (BNL), Ulusal Nükleer Data Merkezi (NNDC) aracılığıyla tüm dünyaya duyurulur.

ENDF/B-VII, ABD için Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosyaları içeren standart bir kütüphanedir. ENDF/B-VII'deki veriler Tesir Kesit Değerlendirme Çalışma Grubunun (CSEWG) Enerji bölümü tarafından denetlenir. BNL'de Ulusal Nükleer Bilgi Merkezi aracılığıyla güncelleştirilip tüm dünyaya duyurulur.

JENDL-3.3, Japonya'da fisyon uygulamalarında kullanılan bilgileri içeren standart bir kütüphanedir ve Japon Atom Araştırma Enstitüsü tarafından denetlenir.

JEF, Avrupa için Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosyaları içeren standart bir kütüphane olup Paris'te NEA tarafından denetlenir. Geçmişte güç reaktörleri uygulamalarında adı geçiyorken şimdi fizyon ve fisyon uygulamalarına daha çok bilgi sağlamak için Avrupa Füzyon Dosyaları (EFF) ile birleştirilip şimdiki hali JEFF oluşturuldu.

BROND-2, Rusya'da Nükleer Data Merkezi tarafından koordine edilen Değerlendirilmiş Nükleer Reaksiyon Dataları'nı içeren standart bir kütüphanedir.

CENDL-2, Çin'de Değerlendirilmiş Nükleer Reaksiyon Data bilgilerini içeren standart bir kütüphanedir. Çin Nükleer Data Merkezi tarafından denetlenir

Yukarıda adı geçen kütüphanelerden alınan tesir kesitleriyle nötron akısı, dpa ve gaz üretimi hesaplandı. Tesir kesitlerinin farklı olmasından dolayı hesaplama sonuçlarının da şaşırtıcı olmayacak şekilde birbirinden farklı olduğu görüldü.

4.4. Akı

Nükleer çalışmaların en önemli hedeflerinden biri ortam içindeki nötron akı dağılımını tespit etmektir. Nötronların başlattığı (n,p) , (n,d) , (n,t) , $(n,^3\text{He})$, (n,α) çekirdek reaksiyonlarında, reaksiyon ürünlerinin oluşumu nötron enerjisinin fonksiyonu olduğundan, nötron akı dağılımının, nötron enerjisine bağlı olarak da ifade edilmesi gerekir. Nötron akı dağılımını etkileyen faktörler, nötron ve çekirdek arasındaki reaksiyonlar ile ortam malzemesinin atomik yoğunluğu ve ortam geometrisidir. Nötronlar ile ortam malzemesi arasındaki reaksiyonlar, tesir kesiti yardımıyla matematiksel olarak ifade edilebilir [37]. Tesir kesit değerleri ortam atomlarının geometrik kesitinden farklı olup, nötron ile ortam arasındaki reaksiyon türünü ifade eder. Bu çalışmada farklı kütüphaneler ile yapılan nötron akı hesapları şekil 4.1-4.3.'de gösterilmiştir.

4.5. DPA (Atom Başına Yer değiştirme)

Işınlanmayla oluşan hasarın, kullanılan ölçümü genellikle DPA' dır. Yüksek enerjili radyasyonların metale çarpmasıyla atomların örgü pozisyonundaki yerini değiştirmesi veya ortalama olarak ışınlanan hacimdeki her atomun örgüdeki noktasından bir kez yer değiştirmesi olarak ifade edilir. Dpa metaldeki radyasyon hasarını değerlendirmek için seçilen bir kriterdir. Yapılan birçok çalışma Nükleer

reaktörlerde dpa'nın, çoğunlukla hızlı nötronların malzemeden saçılmasıyla oluştuğunu gösterir. Enerjisi 1 MeV'den büyük nötronlar örgünün dizilişinin bozulmasından önemli ölçüde sorumludur [27]. Termal nötronlar ise tek başlarına atomik yer değiştirmeye sebep olmazlar. (n, γ) reaksiyonlarıyla üretilen, enerjisi 5-10 MeV arasında değişen yüksek enerjili γ ışınları, metalik örgüde Frenkel çifti oluşturarak dpa'ya katkıda bulunur.

4.6. Gaz Üretimi

Fisyon blanketlerinde, materyalin yapısını bozan önemli faktörlerden biri, başlıca (n,p), (n, α) olmak üzere (n,d), (n,t) reaksiyonlarına kadar uzanan çeşitli nükleer reaksiyonlardan kaynaklanan gaz üretimidir. Alfa parçacıklarının birçoğu kütlelerinden dolayı dışarı saçılamaz ve metal içinde helyum gazı üreterek yapıyı bozar. Aynı şekilde MeV mertebesindeki fisyon uygulamalarında gaz üretimiyle oluşan gaz baloncukları yapıyı meydana getiren malzemenin örgü dizilişini bozarak yapının kırılgan olmasına neden olur [28]. Nötronların başlattığı (n,p), (n,d), (n,t) çekirdek reaksiyonlarıyla üretilen hidrojen izotopları metal örgüden dışarıya saçılır [29]. Saçılan hidrojen izotopları reaktörün duvarına çarparak radyasyon hasarına neden olur ve böylece reaktörün ömrü kısalmır. Nükleer çalışmaların zorluğu ve malzemenin pahalı olması nedeniyle bu istenilmeyen bir durumdur ve bu anlamda yapılan çalışmalarda gaz üretimi hesabı oldukça önemlidir.

Doğal demir, wolfram, kurşun, ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe , ^{182}W , ^{184}W , ^{184}W , ^{186}W , ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb ve ^{208}Pb kullanılarak farklı kütüphanelerden alınan tesir kesitleriyle yapılan çalışmada hesaplanan gaz üretimi şekil 4.7 - 4.20'de gösterilmiştir.

^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotopları için ENDF/B-VII tesir kesiti kütüphanesi kullanılarak yapılan hesaplamalarda izotopların her birinde proton, döteryum, alfa üretiminin olduğu, ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe izotoplarda trityum üretilirken ^{58}Fe 'de trityum üretilmediği, ^3He üretiminin yalnızca ^{56}Fe izotopta olduğu görüldü. Aynı izotoplar için JENDL-3.3 ile yapılan hesaplamalarda izotopların her birinde proton ve alfa üretiminin olduğu, döteryum, trityum ve ^3He üretiminin olmadığı görüldü, JEFF-3.0 ve JEFF-2.2

kullanılarak yapılan hesaplamalarda izotopların her birinde proton, döteryum ve alfa üretiminin olduğu, trityum ve ^3He üretiminin ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplarda olduğu gözlemlendi. CENDL-2 ile doğal demir için yapılan hesaplamalarda proton, döteryum, trityum, ^3He ve alfa üretiminin olduğu gözlemlendi.

^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII kullanılarak yapılan hesaplamalarda her bir izotopta proton, döteryum, trityum, alfa üretiminin olduğu, ^3He üretiminin olmadığı görüldü. Aynı izotoplar için JENDL-3.3 ile yapılan hesaplamalarda yine her bir izotopta proton, döteryum, alfa üretiminin olduğu fakat trityum ve ^3He üretiminin olmadığı gözlemlendi. JEFF-3.0 ile yapılan hesaplamalarda aynı izotopların her birinde proton, döteryum ve alfa üretiminin olduğu, trityum ve ^3He üretiminin olmadığı görüldü. ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için BROND-2.2 ile yapılan hesaplamalarda izotopların her birinde proton ve alfa üretiminin olduğu, döteryum, trityum ve ^3He üretiminin olmadığı gözlemlendi. CENDL-2 ile doğal wolfram için yapılan hesaplamalarda yalnızca proton üretiminin olduğu, diğer gazların üretilmediği görüldü.

^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotopları için ENDF/B-VII kullanılarak yapılan hesaplamalarda her bir izotopta proton, döteryum, trityum ve alfa üretiminin olduğu gözlemlendi. ^3He üretiminin ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb izotoplarda olduğu, ^{208}Pb izotopta olmadığı gözlemlendi. JEFF-2.2 ile yapılan hesaplamalarda hiçbir gaz üretiminin olmadığı görüldü. BROND-2.2 kullanılarak yapılan hesaplamalarda yalnızca proton ve alfa üretiminin olduğu gözlemlendi. CENDL-2 ile yapılan hesaplamada yalnızca proton üretiminin olduğu görüldü.

Çizelge 4.1 Doğal demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplarda (n,p), (n,d), (n,t), (n, ^3He), (n, α) reaksiyonlarıyla üretilen gazlar

İZOTOPLAR	KÜTÜPHANELER	Proton üretimi (MT=203)	Döteryum Üretimi (MT=204)	Trityum üretimi (MT=205)	^3He Üretimi (MT=206)	Alfa üretimi (MT=207)
^{54}Fe	ENDF/B-VII	+	+	+	-	+
^{56}Fe		+	+	+	+	+
^{57}Fe		+	+	+	-	+
^{58}Fe		+	+	-	-	+
Doğal Demir	-					
^{54}Fe	JENDL-3.3	+	-	-	-	+
^{56}Fe		+	-	-	-	+
^{57}Fe		+	-	-	-	+
^{58}Fe		+	-	-	-	+
Doğal Demir	-					
^{54}Fe	JEFF-2.2 ve JEFF-3.0	+	+	-	-	+
^{56}Fe		+	+	+	+	+
^{57}Fe		+	+	+	+	+
^{58}Fe		+	+	+	+	+
Doğal Demir	-					
^{54}Fe	BROND-2.2	+	-	-	-	+
^{56}Fe		+	-	-	-	+
^{57}Fe		+	-	-	-	+
^{58}Fe		+	-	-	-	+
Doğal Demir	-					
Doğal Demir	CENDL-2	+	+	+	+	+

Çizelge 4.2. Doğal wolfram ve ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplarda (n,p), (n,d), (n,t), (n, ^3He), (n, α) reaksiyonlarıyla üretilen gazlar

İZOTOPLAR	KÜTÜPHANELER	Proton üretimi (MT=203)	Döteryum Üretimi (MT=204)	Tritiyum üretimi (MT=205)	^3He Üretimi (MT=206)	Alfa üretimi (MT=207)
^{182}W	ENDF-B/VII	+	+	+	-	+
^{183}W		+	+	+	-	+
^{184}W		+	+	+	-	+
^{186}W		+	+	+	-	+
Doğal WOLFRAM	-					
^{182}W	JENDL-3.3	+	+	-	-	+
^{183}W		+	+	-	-	+
^{184}W		+	+	-	-	+
^{186}W		+	+	-	-	+
Doğal Wolfram	-					
^{182}W	JEFF-3.0	+	+	-	-	+
^{183}W		+	+	-	-	+
^{184}W		+	+	-	-	+
^{186}W		+	+	-	-	+
Doğal Wolfram	-					
^{182}W	BROND-2.2	+	-	-	-	+
^{183}W		+	-	-	-	+
^{184}W		+	-	-	-	+
^{186}W		+	-	-	-	+
Doğal Wolfram		+	-	-	-	-
Doğal Wolfram	CENDL-2	+	-	-	-	-

Çizelge 4.3. Doğal kurşun ve ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotoplarda (n,p), (n,d), (n,t), (n, ^3He), (n, α) reaksiyonlarıyla gaz üretimi

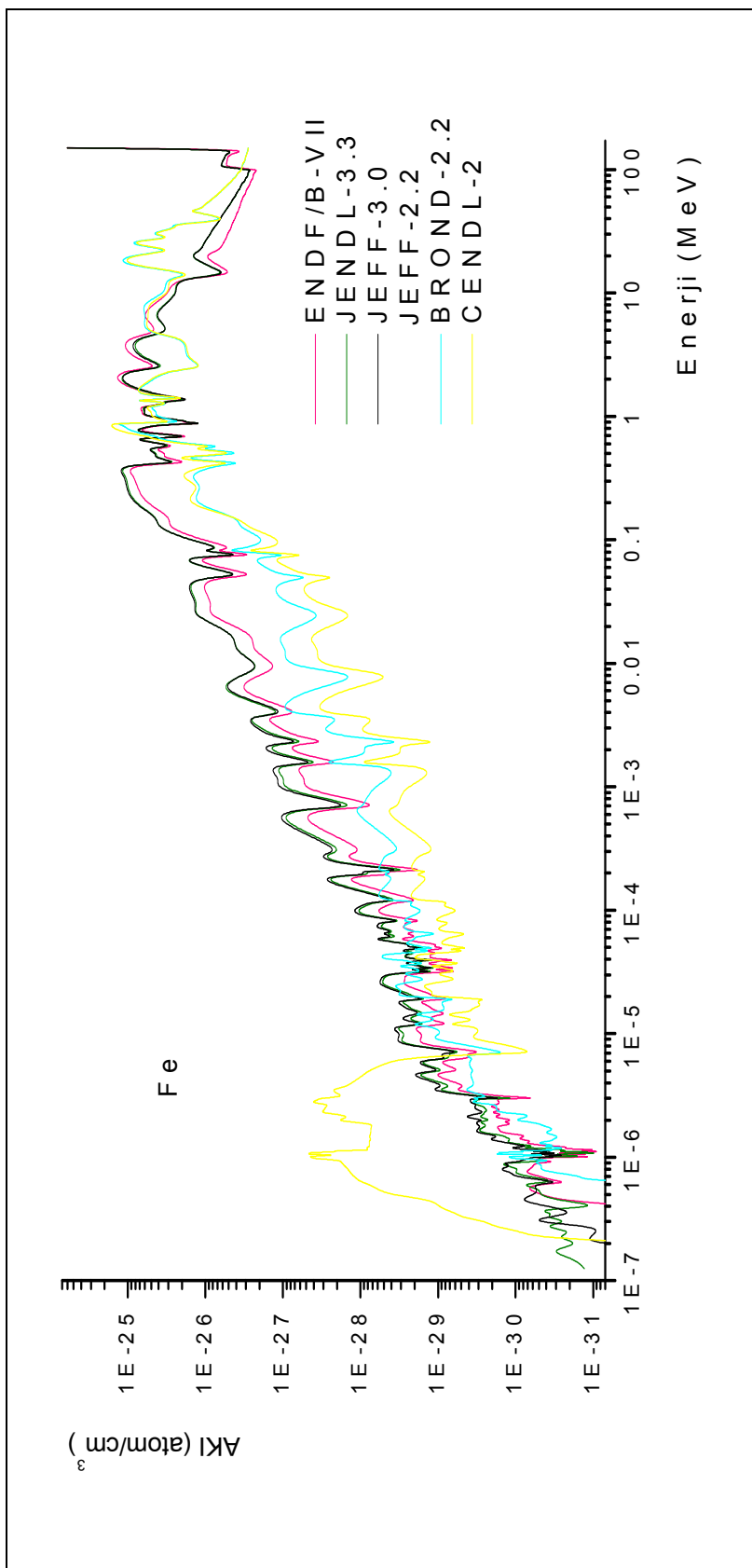
Elementler	Atomik	Yoğunluk		İzotop	SICAKLIK	
		Proton üretimi (MT=203)	Döteryum Üretimi (MT=204)	Trityum üretimi (MT=205)	^3He Üretimi (MT=206)	Alfa üretimi (MT=207)
İZOTOPLAR	KÜTÜPHANELER					
^{204}Pb	ENDF/B-VII	+	+	+	+	+
^{206}Pb		+	+	+	+	+
^{207}Pb		+	+	+	+	+
^{208}Pb		+	+	+	-	+
Doğal Kurşun		-	-	-	-	-
Doğal Kurşun	JEFF-2.2	-	-	-	-	-
	BROND-2.2	+	-	-	-	+
	CENDL-2	+	-	-	-	-

4.7. Elementlerin Yoğunlukları

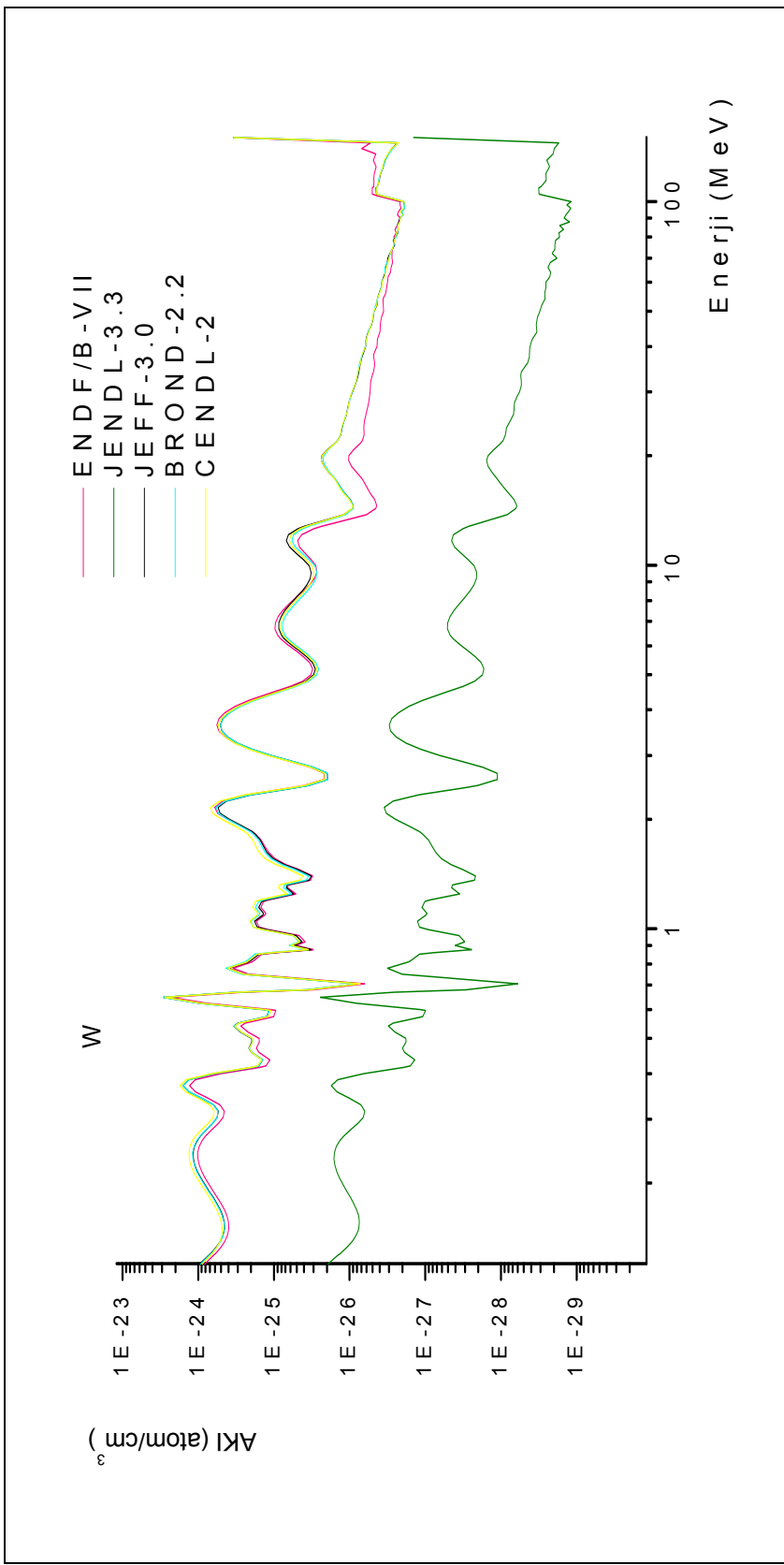
Fe, W ve Pb elementlerinin yoğunlukları ve bu elementlerin izotoplarına ait izotop yüzdeleri bilgileri hesaplandı. Bu hesaplama sonuçları ve hesaplamalar yapılırken kullanılan izotop yüzdeleri ve atomik kütle bilgileri çizelge 4.1.'de gösterildi. MCNPX programının girdisinde yer alan, elementlere ait yoğunluk bilgileri ve izotopların yüzde bilgileri çizelge 4.1'den alındı.

		g/cm ³	Atom/cm ³	Atom/b.cm		Los Alamos National Lab. (K)	NJOY (K)
Fe-doğal		7,87	8,48.10 ²²	0,0848		0	300
⁵⁴ Fe	53,939613				0,0049184	0	300
⁵⁶ Fe	55,934939				0,0778464	0	300
⁵⁷ Fe	56,935396				0,0018232	0	300
⁵⁸ Fe	57,933227				0,00024592	0	300
W-doğal		19,35	6,33.10 ²²	0,063		0	300
¹⁸² W	181,948202				0,016569	0	300
¹⁸³ W	182,95022				0,009009	0	300
¹⁸⁴ W	183,950928				0,019341	0	300
¹⁸⁶ W	185,954357				0,018018		300
Pb-doğal		11,35	3,29.10 ²²	0,032		0	300
²⁰⁴ Pb	203,97302				0,0004544	0	300
²⁰⁶ Pb	205,974444				0,007712		300
²⁰⁷ Pb	206,975872				0,007072	0	300
²⁰⁸ Pb	207,976627				0,016736	0	300

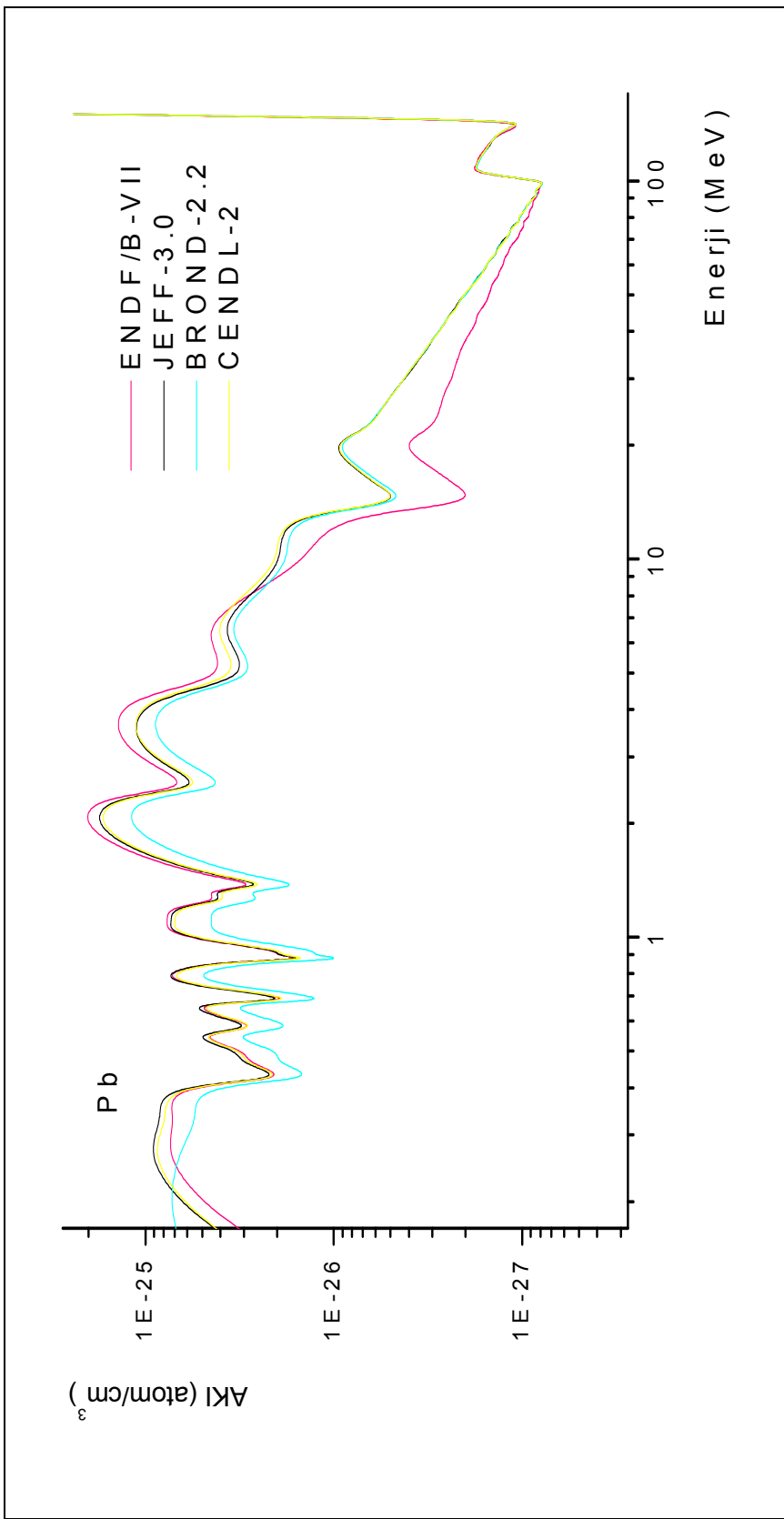
Çizelge 4.4. İzotop yüzdeleri ve elementlerin yoğunlukları



Şekil 4.1. Doğal demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan nötron akısının enerjinin enerjiye göre değişimi



Şekil 4.2. Doğal Wolfram ve ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan nötron akısının enerjeye göre değişimi

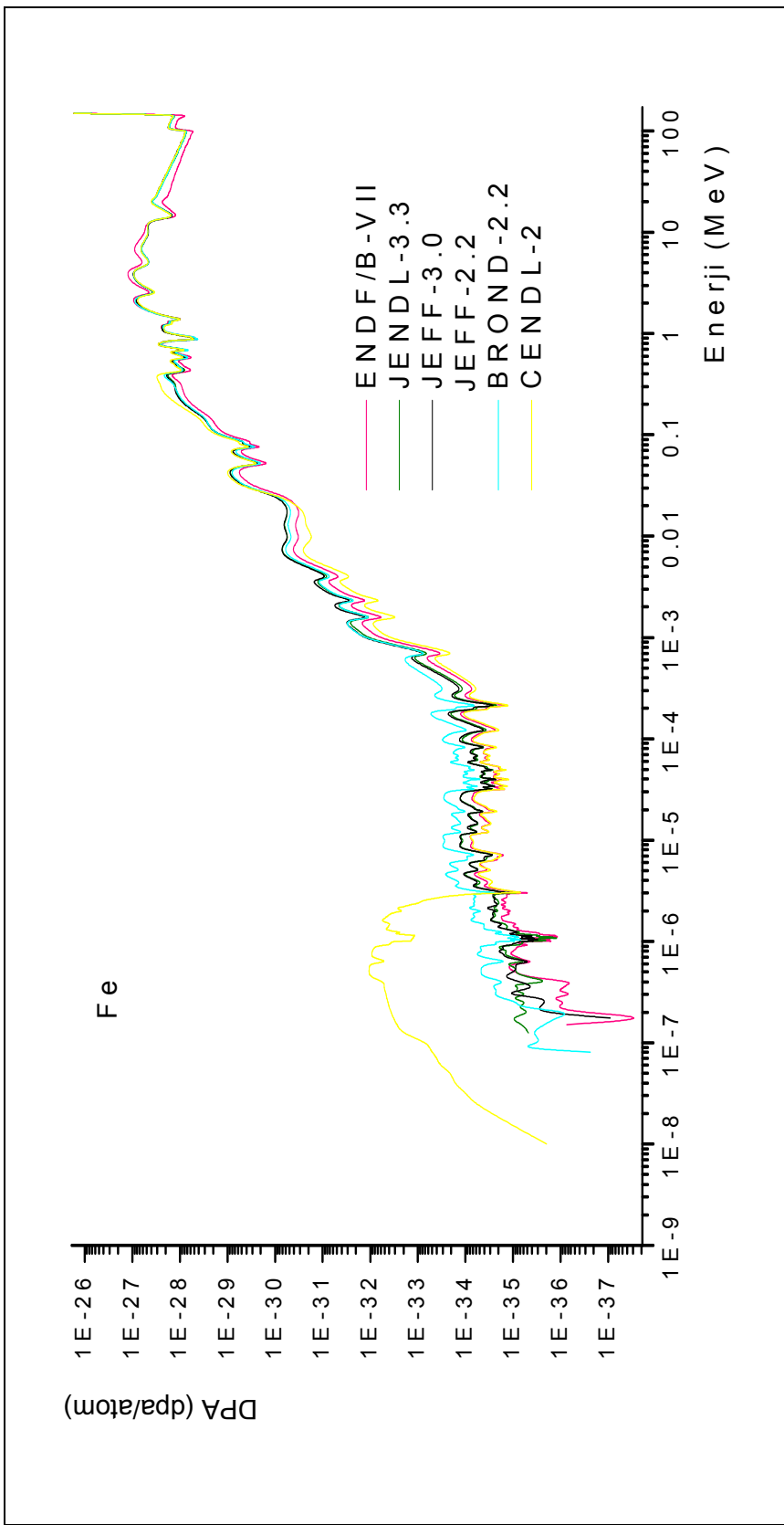


Şekil 4.3. Doğal Kurşun ve ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotopları için ENDF/B-VII, JEFF-3.0, BROND-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan nötron akısının enerjisiye göre değişimi

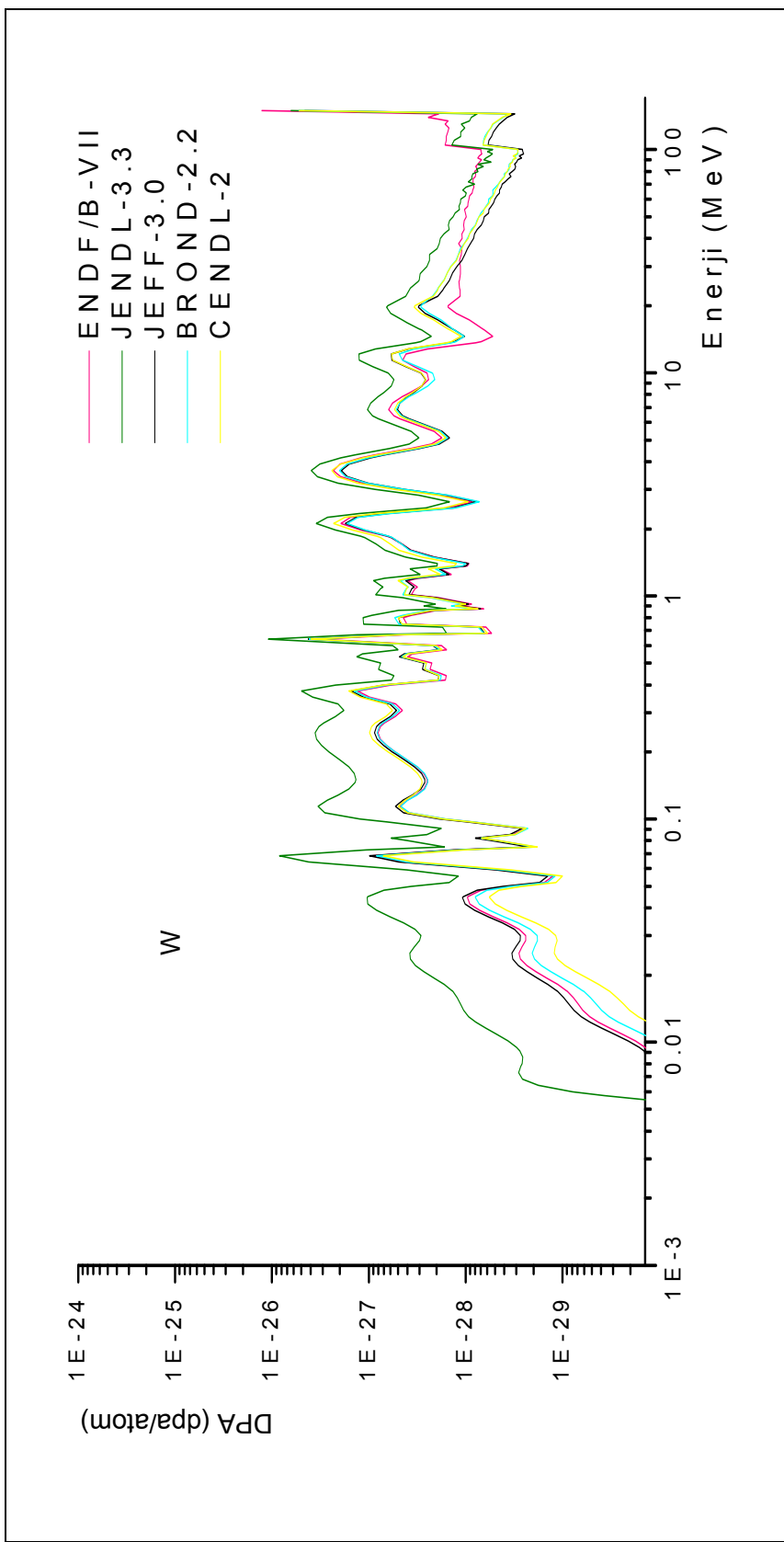
ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0 JEFF-2.2, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak doğal demir, ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe ve ^{58}Fe için hesaplanan nötron akı değerleri Şekil 4.1’de gösterilmiştir. Burada CENDL-2 kullanılarak yapılan hesaplamalar 10^{-5} MeV’e kadar büyüklük olarak diğer kütüphanelerle yapılan hesaplamaların çok üzerindedir, aynı zamanda biçim olarak da benzememektedir. 10^{-5} -0,1 MeV aralığında biçim olarak uyumlu olsa da büyüklük bakımından uyumsuzdur. 0,1-150 MeV aralığında ise hem büyüklük hem de biçim olarak diğer kütüphanelerle uyumludur. ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0 JEFF-2.2, BROND-2.2 kütüphaneleri ile yapılan hesaplamaları incelediğimizde büyüklük olarak 10^{-4} -1 MeV aralığında uyumsuz, diğer enerjilerde ise uyumlu olduğu görülmüştür. Biçim olarak $2,10^{-4}$ MeV’e kadar uyumsuz oldukları sonraki enerjilerde ise genel olarak uyumlu oldukları söylenebilir.

Doğal W, ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W ve ^{186}W için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2 ile hesaplanan nötron akı değerleri Şekil 4.2’de gösterilmiştir. Tüm kütüphaneler biçim olarak mükemmel bir benzerlik göstermektedir. Aynı zamanda ENDF/B-VII, JEFF-3.0, BROND-2.2, CENDL-2 kullanılarak yapılan hesaplamaların büyüklük olarak da çok iyi benzerlik gösterdiği şekilde görünmektedir. Fakat JENDL-3.3 kullanılarak yapılan hesaplamalarla diğer kütüphaneler arasında büyüklük olarak yaklaşık 200 kat gibi bir fark gözlenmiştir.

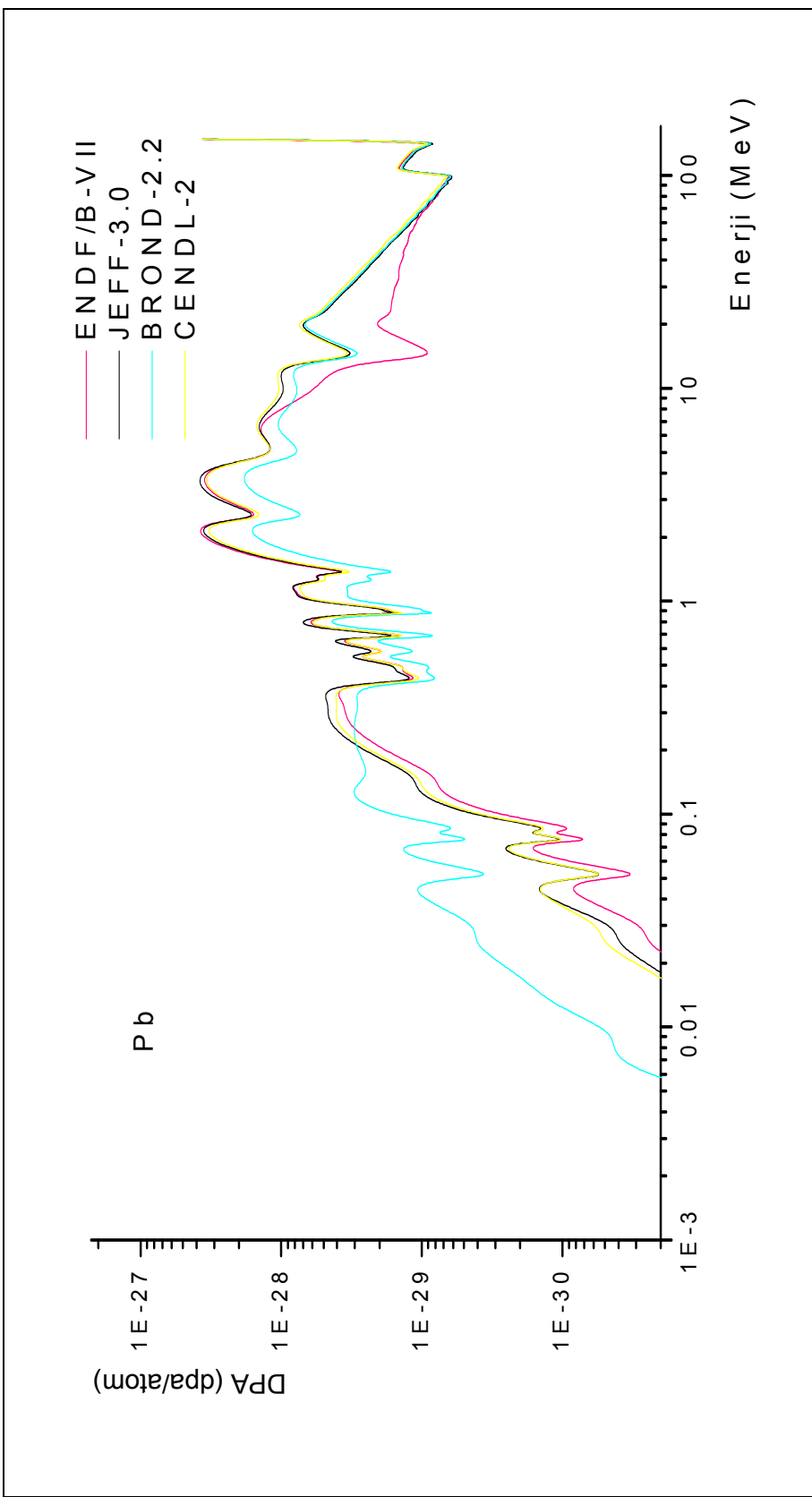
ENDF/B-VII, JEFF-3.0, BROND-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak Doğal Pb, ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ve ^{208}Pb için yapılan hesaplama sonuçları Şekil 4.3’de gösterilmiştir. Büyüklük ve biçim bakımından tüm kütüphanelerin 0,1 - 10 MeV aralında genel olarak iyi bir benzerlik gösterdiği şekilde görülmektedir. 10-100 MeV bölgesinde kütüphaneler şekil olarak uyumlu fakat büyüklük olarak uyumsuzdur. 100 MeV’den sonra kütüphanelerin her açıdan uyumlu olduğu söylenebilir.



Şekil 4.4. Doğal demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotopları için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0 ve JEFF-2.2, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan dpa'nın enerjeye göre değişimi



Şekil 4.5. Doğal Wolfram ve ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan dpa'nın enerjeye göre değişimi

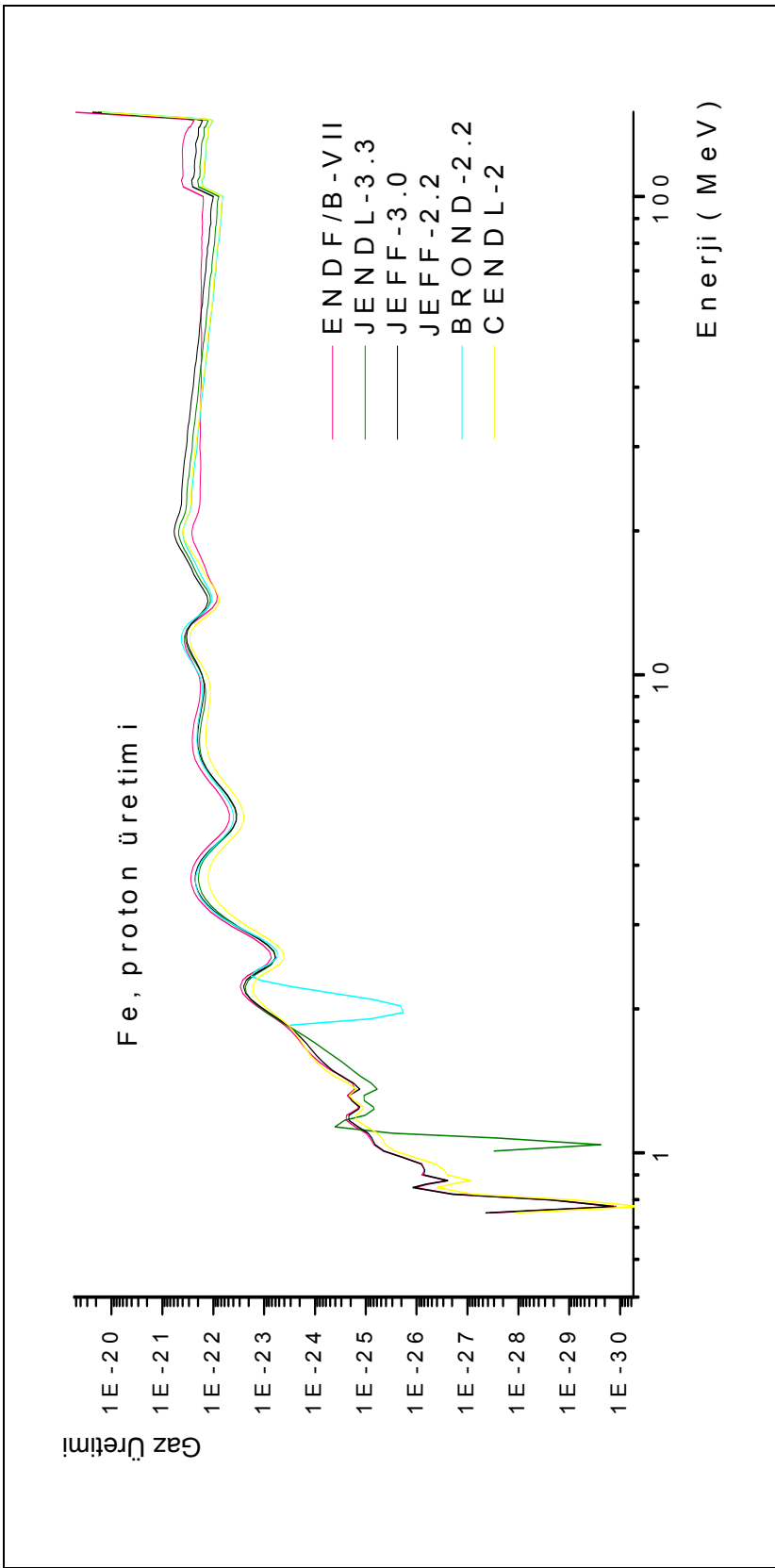


Şekil 4.6. Doğal Kurşun ve ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotopları için ENDF/B-VII, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2.2 ve CENDL-2.2 ve CENDL-2.2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan dpa'nın enerjeye göre değişimi

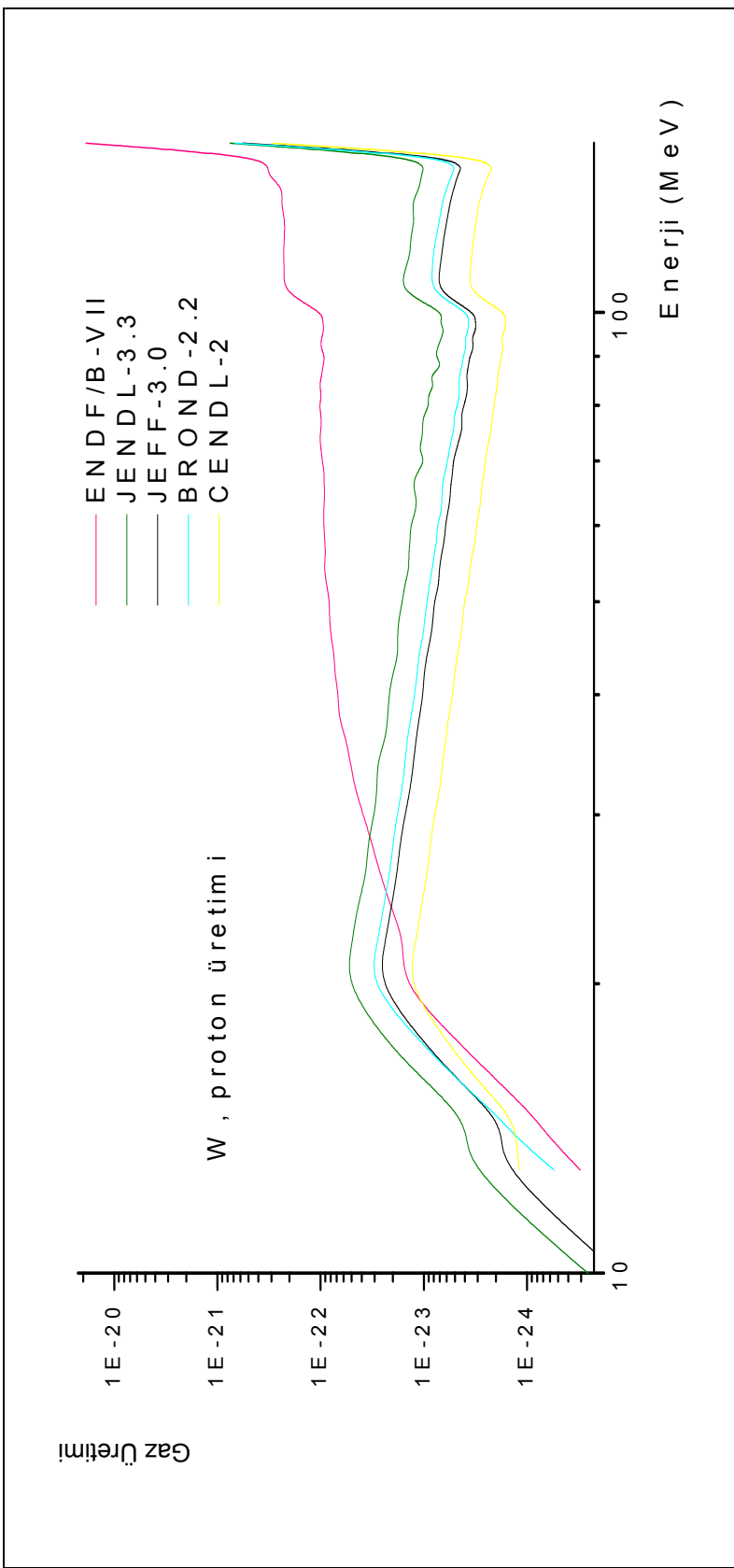
Doğal Fe, ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe ve ^{58}Fe için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2, CENDL-2 kullanılarak hesaplanan dpa değerleri Şekil 4.4.'de gösterilmiştir. 10^{-6} MeV'den sonra kütüphanelerin biçim ve büyüklük olarak uyumlu olduğunu söylemek mümkündür. Fakat CENDL-2 ile yapılan hesaplamalar 10^{-8} MeV ile $3 \cdot 10^{-6}$ MeV aralığında diğer kütüphanelerle yapılan hesaplamaların büyüklük olarak oldukça üzerindedir. Ayrıca biçim olarak da diğer kütüphanelerden oldukça farklıdır.

Doğal W, ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W ve ^{186}W için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak yapılan hesaplama sonuçları Şekil 4.5.'de gösterilmiştir. Burada genel olarak kütüphanelerin şekil bakımından yaklaşık 20 MeV'e kadar çok uyumlu olduğu görülmüştür. Fakat JENDL-3.3, 0,05 MeV'e kadar diğerlerinden büyüklük bakımından oldukça farklı değerler vermiştir. 20 MeV'den sonra ENDF/B-VII dışındaki kütüphanelerin biçim bakımından çok iyi benzerlik gösterdiğini söylemek mümkündür.

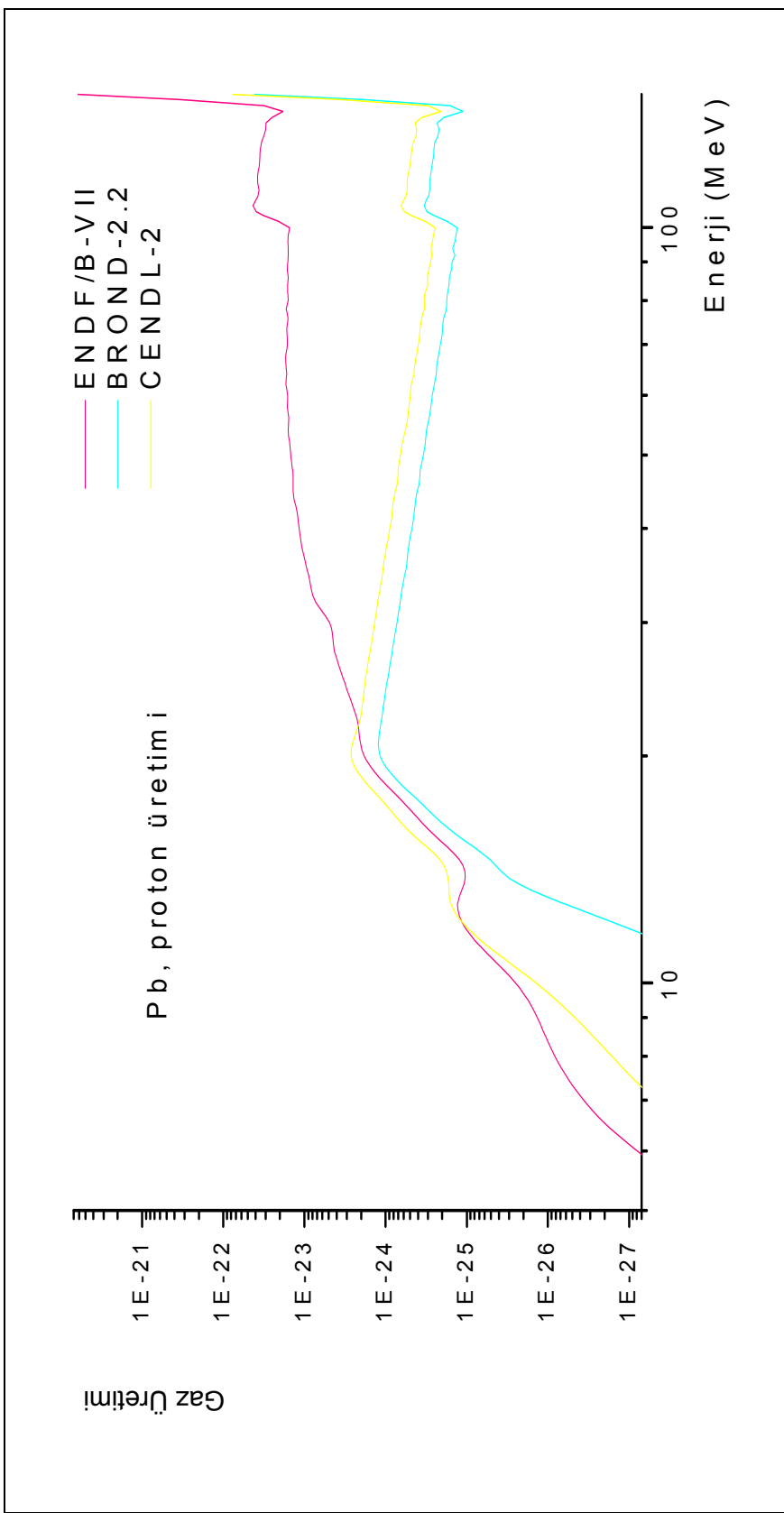
ENDF/B-VII, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak doğal Pb, ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb ve ^{208}Pb için hesaplanan dpa değerleri Şekil 4.6'da gösterilmiştir. ENDF/B-VII, JEFF-3.0 ve CENDL-2 ile yapılan hesaplamalar gerek büyüklük gerek biçim olarak birbiriyle uyum içindedir ancak BROND-2.2 ile yapılan hesaplamalar 0,3 MeV'e kadar diğer kütüphanelerle yapılan hesaplamalar ile biçim olarak benzerlik gösterse de büyüklük olarak farklılıklar göstermektedir. Artan enerjiyle aradaki büyüklük farkı azalmaktadır. Yaklaşık 60 MeV'den sonra kütüphanelerin gerek şekil gerekse de büyüklük bakımından son derece uyum içinde olduğunu söylemek mümkündür.



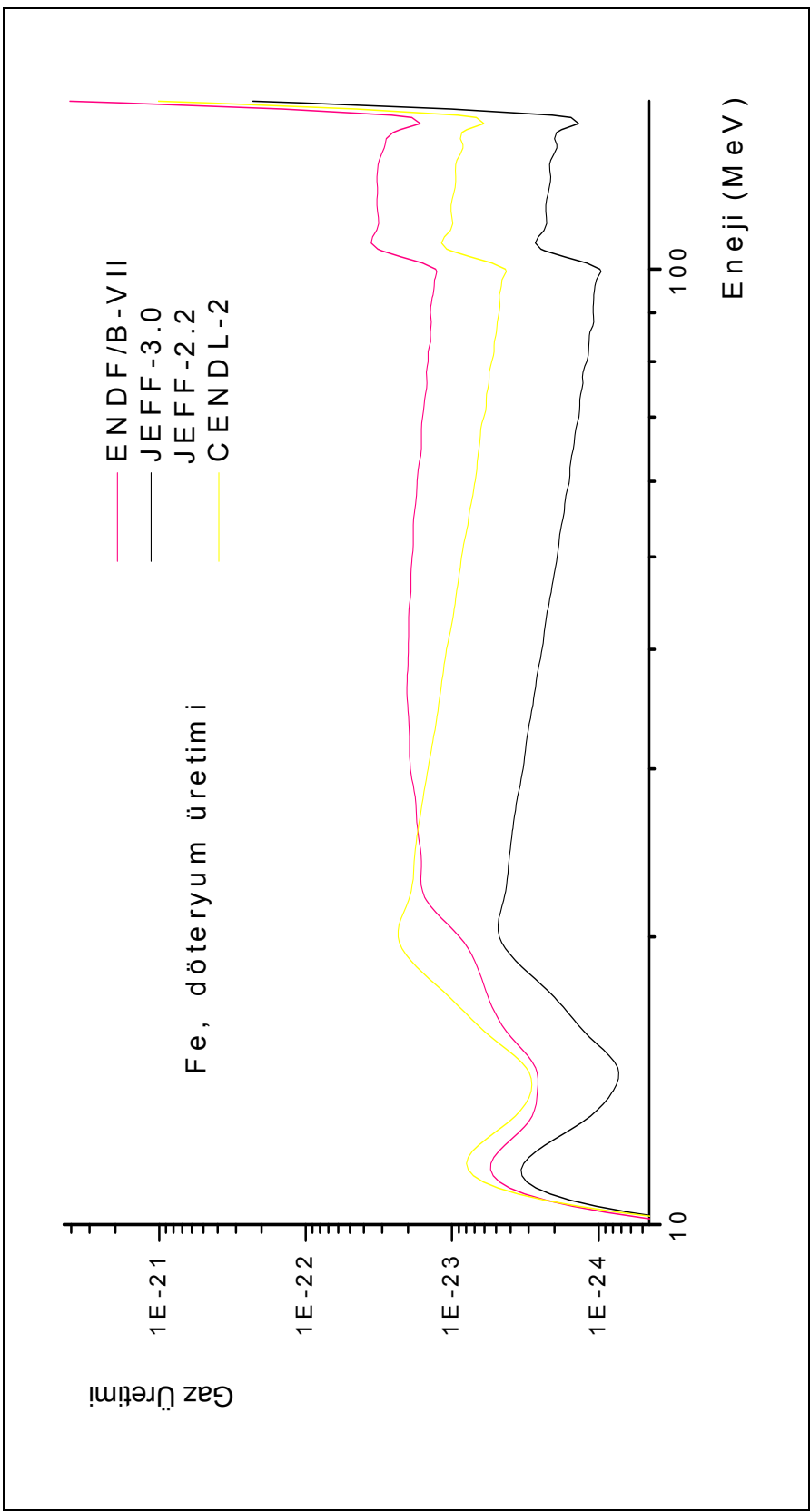
Şekil 4.7. Doğal demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotopları için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0 ve JEFF-2.2, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



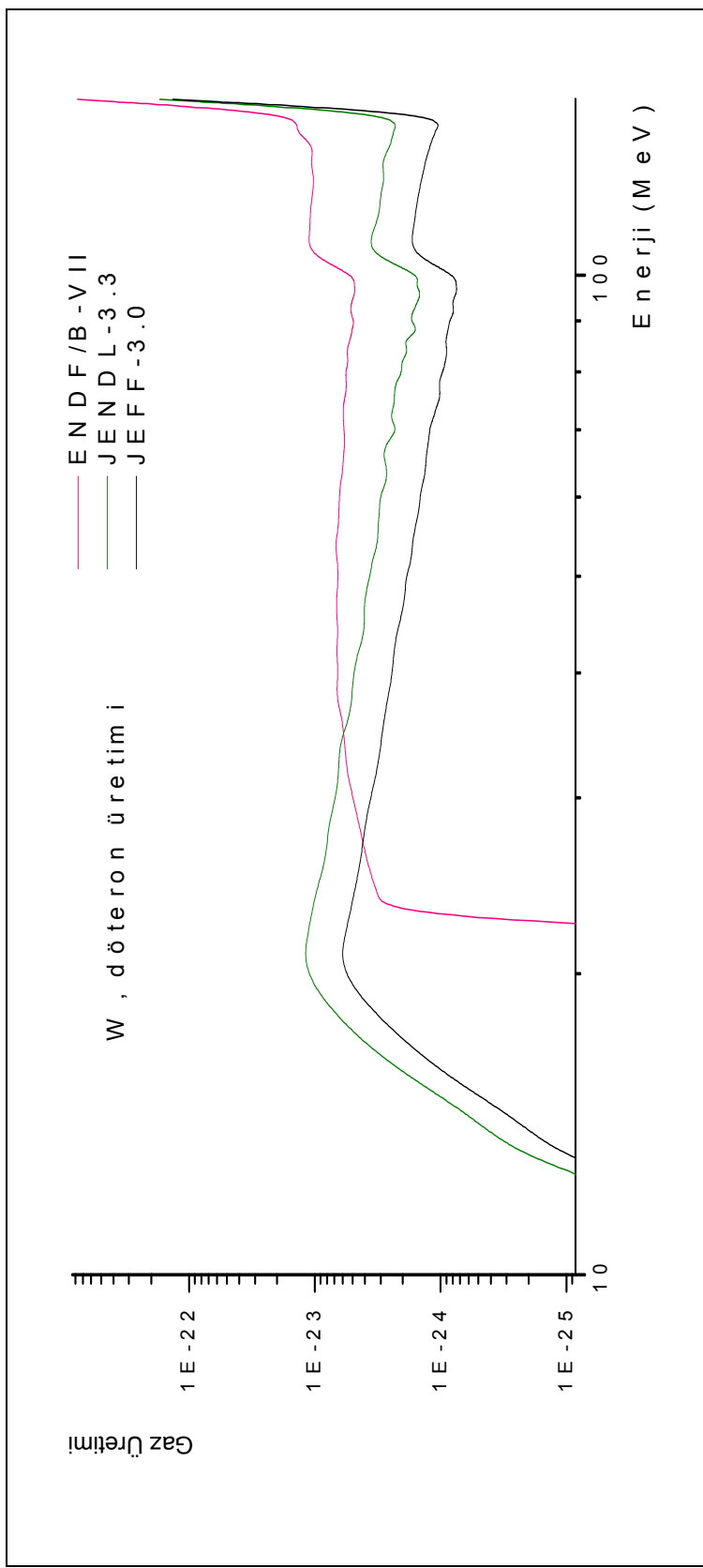
Şekil 4.8. Doğal Wolfram ve ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



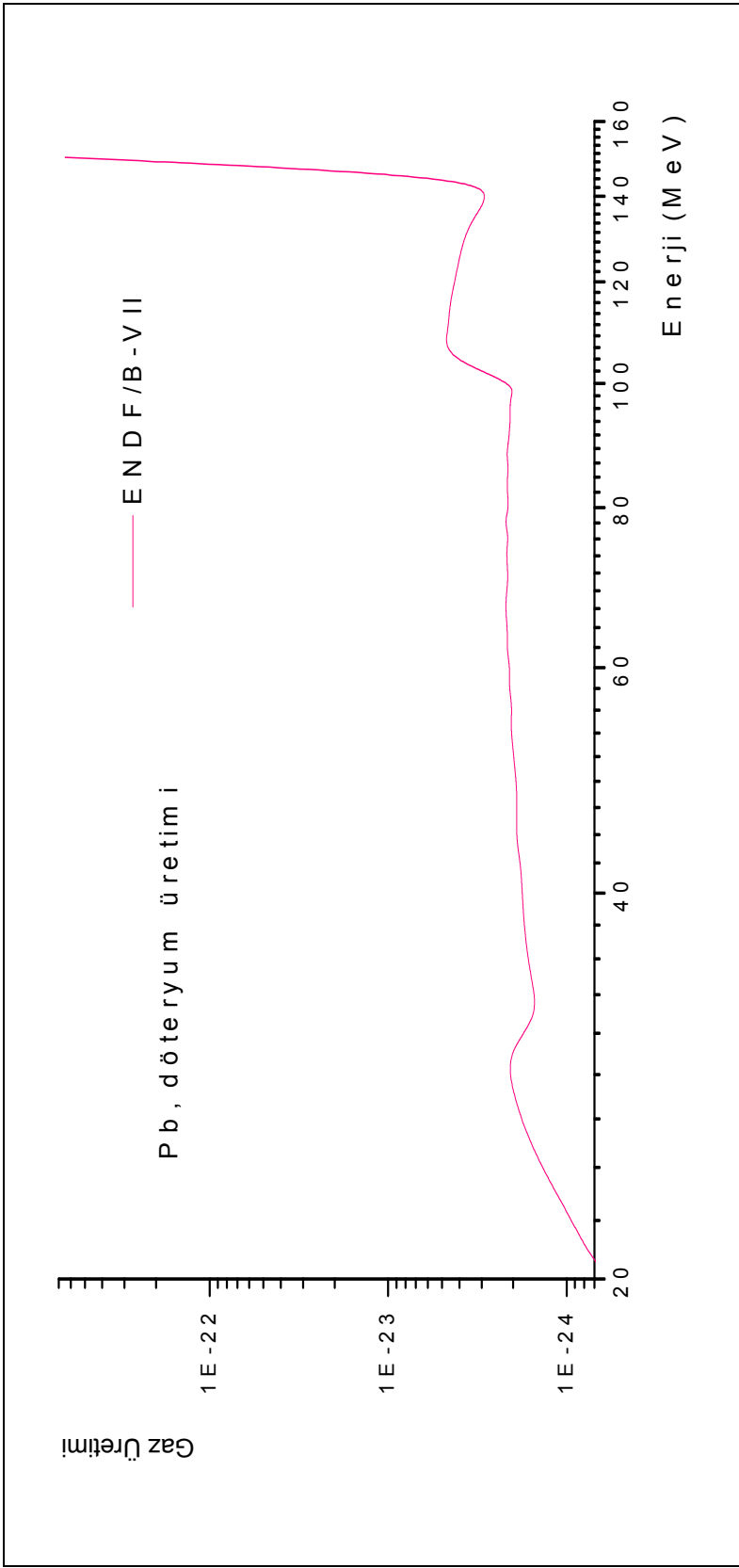
Şekil 4.9. Doğal Kurşun ve ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotopları için ENDF/B-VII, BROND-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



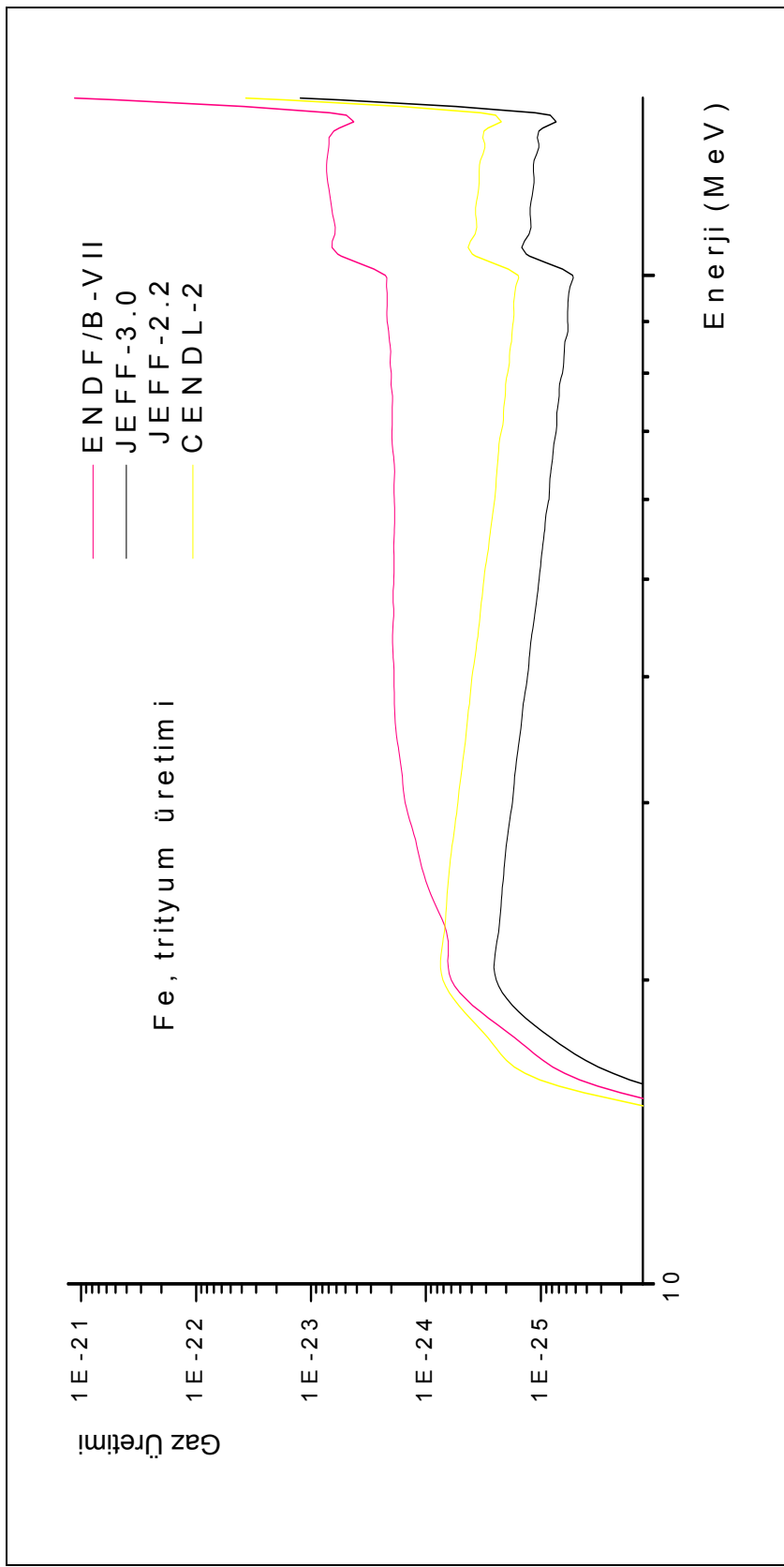
Şekil 4.10. Doğal Demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotoplar için ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JEFF-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



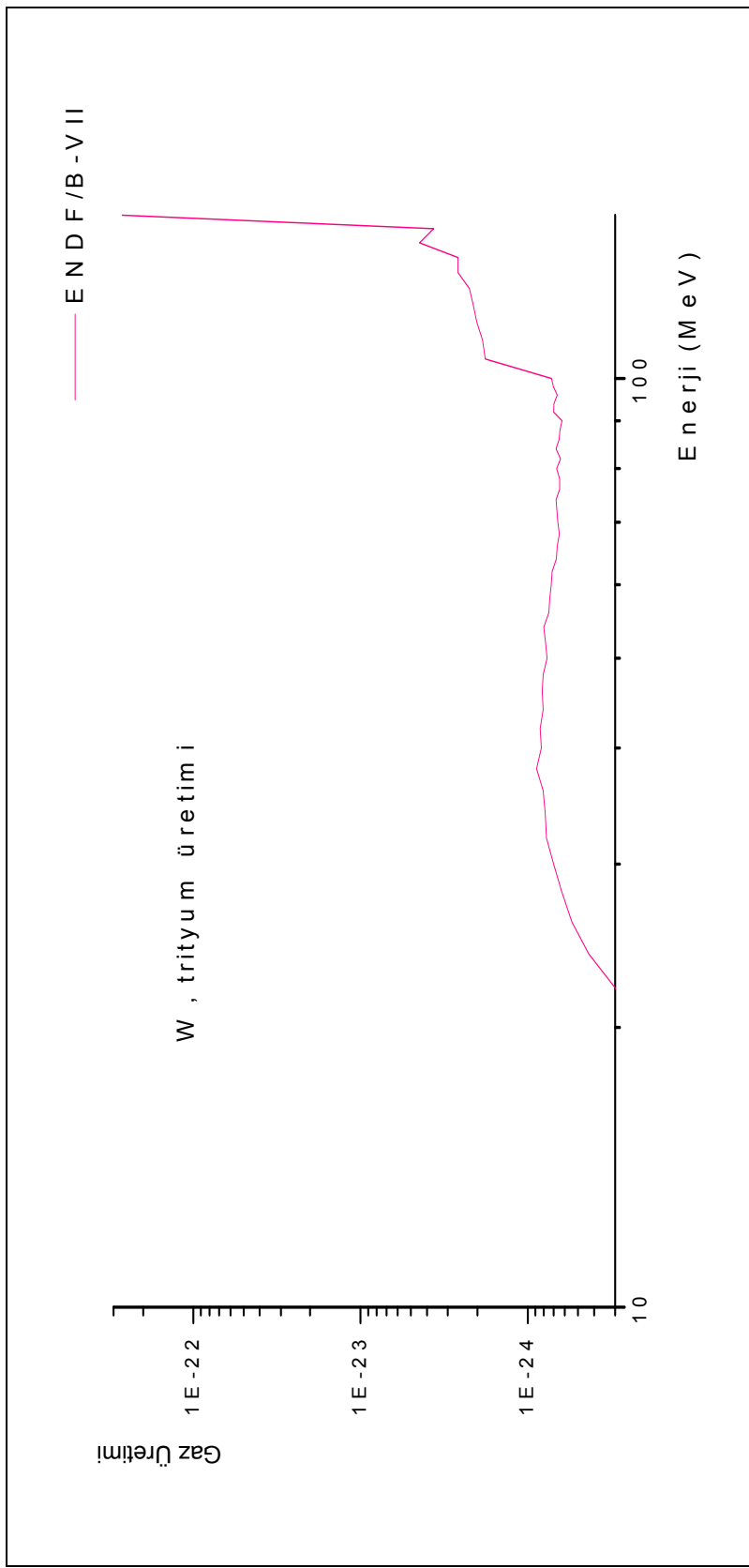
Şekil 4.11. ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



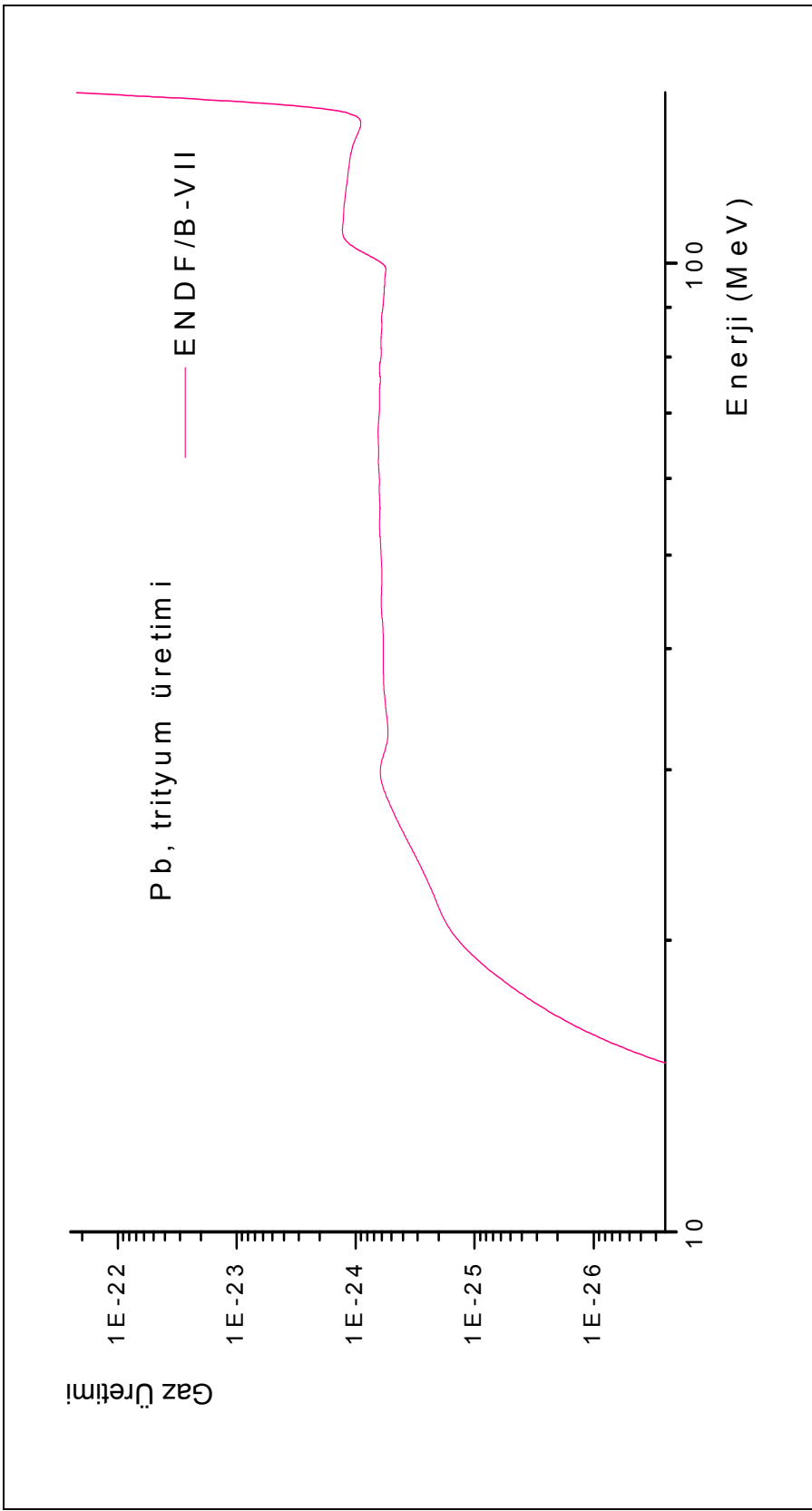
Şekil 4.12. ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotopları için ENDF/B-VII tesir kesiti kütüphanesi kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



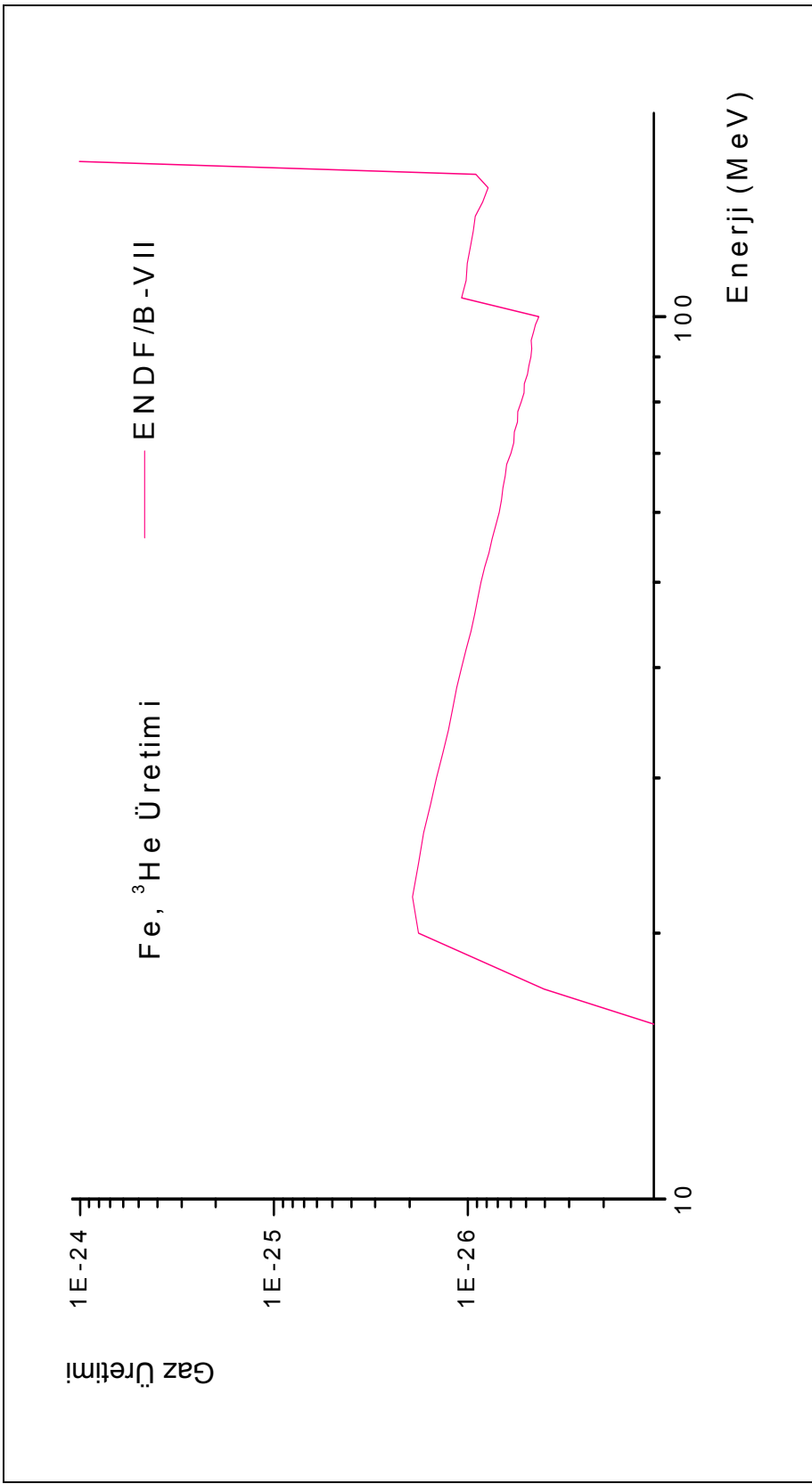
Şekil 4. 13. Doğal Demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotopları için ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JEFF-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjeye göre değişimi



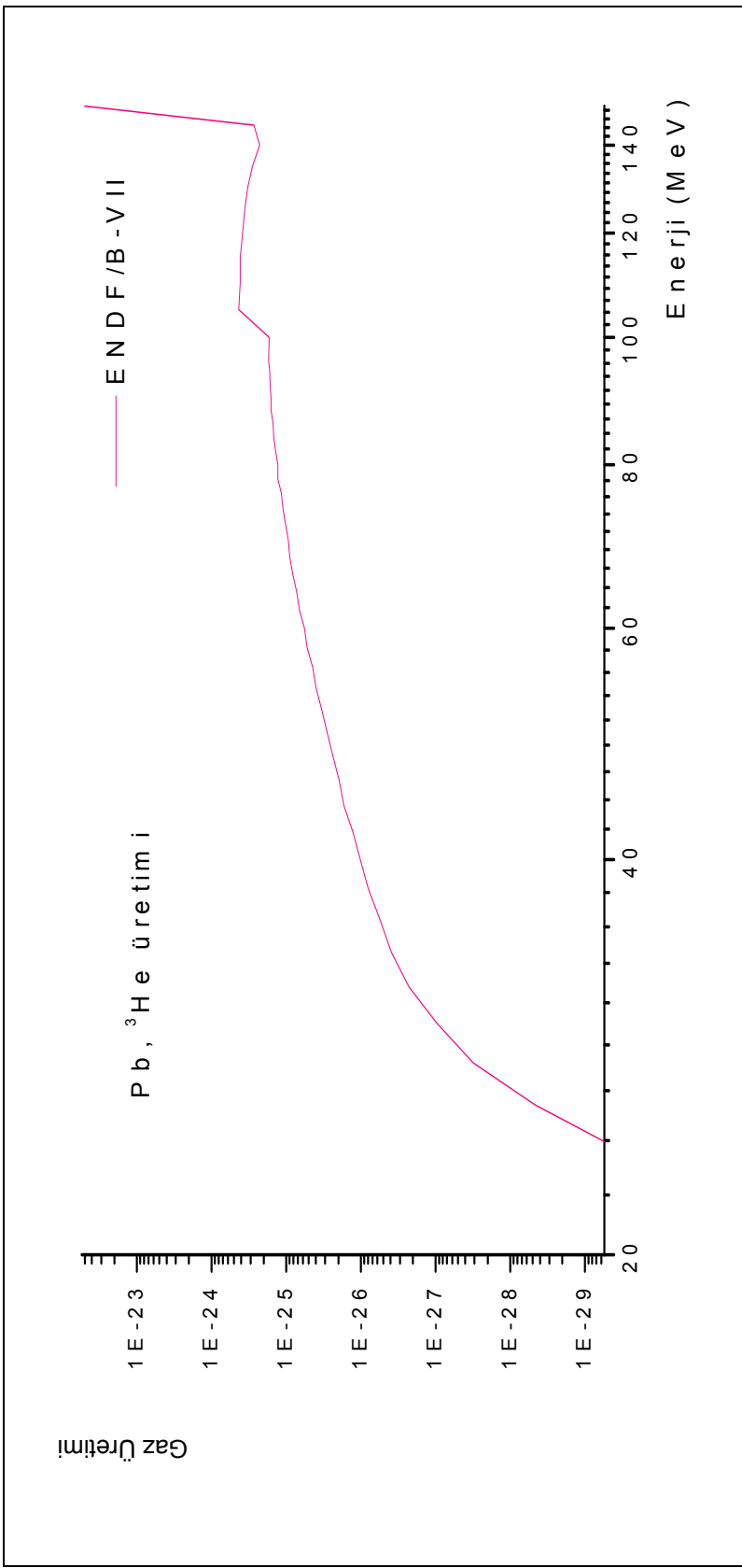
Şekil 4.14. ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotoplar için ENDF/B-VII tesir kesiti kütüphanesi kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



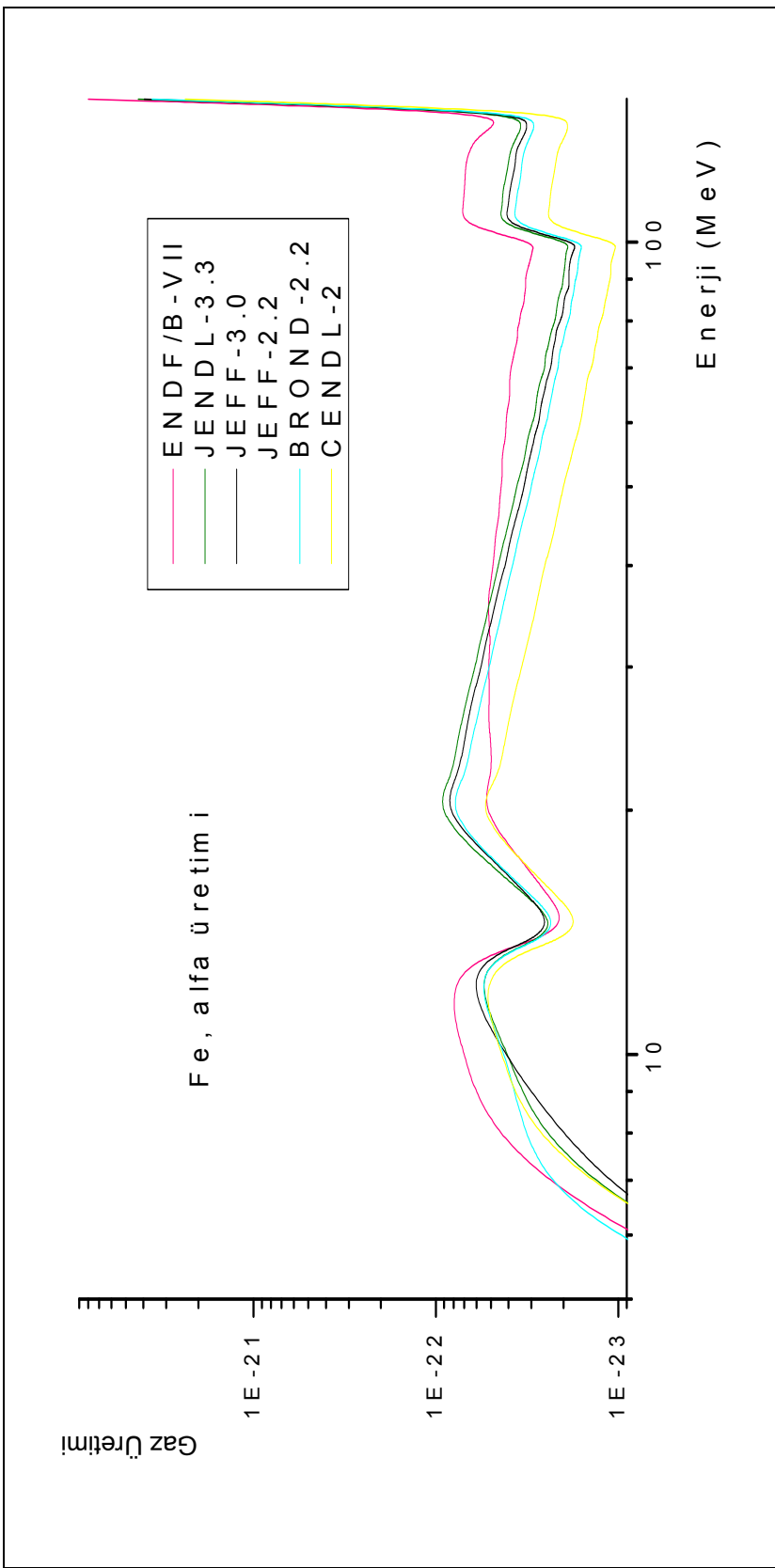
Şekil 4.15. ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotopları için ENDF/B-VII tesir kesiti kütüphanesi kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



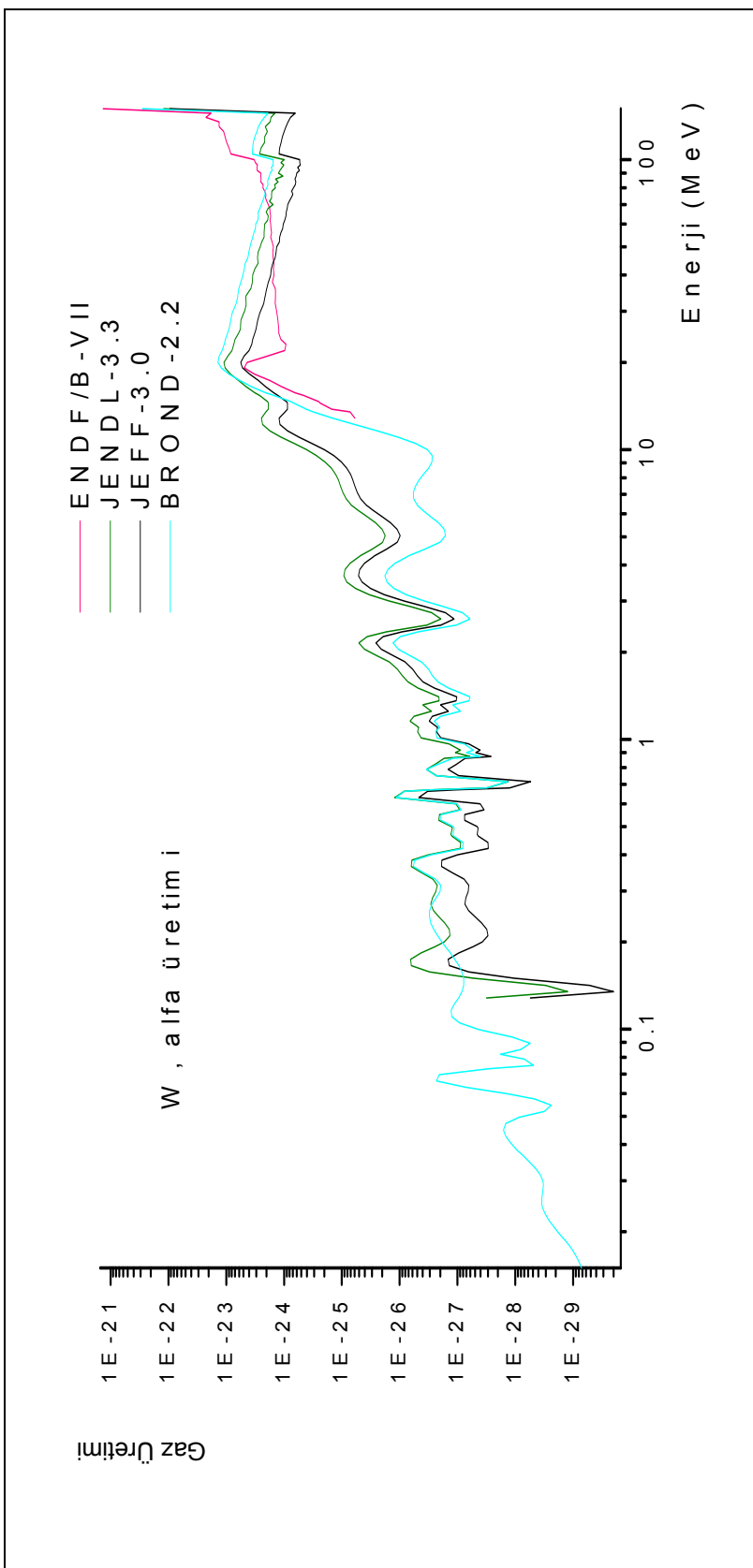
Şekil 4.16. Doğal demir için CENDL-2 tesir kesiti kütüphanesi kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



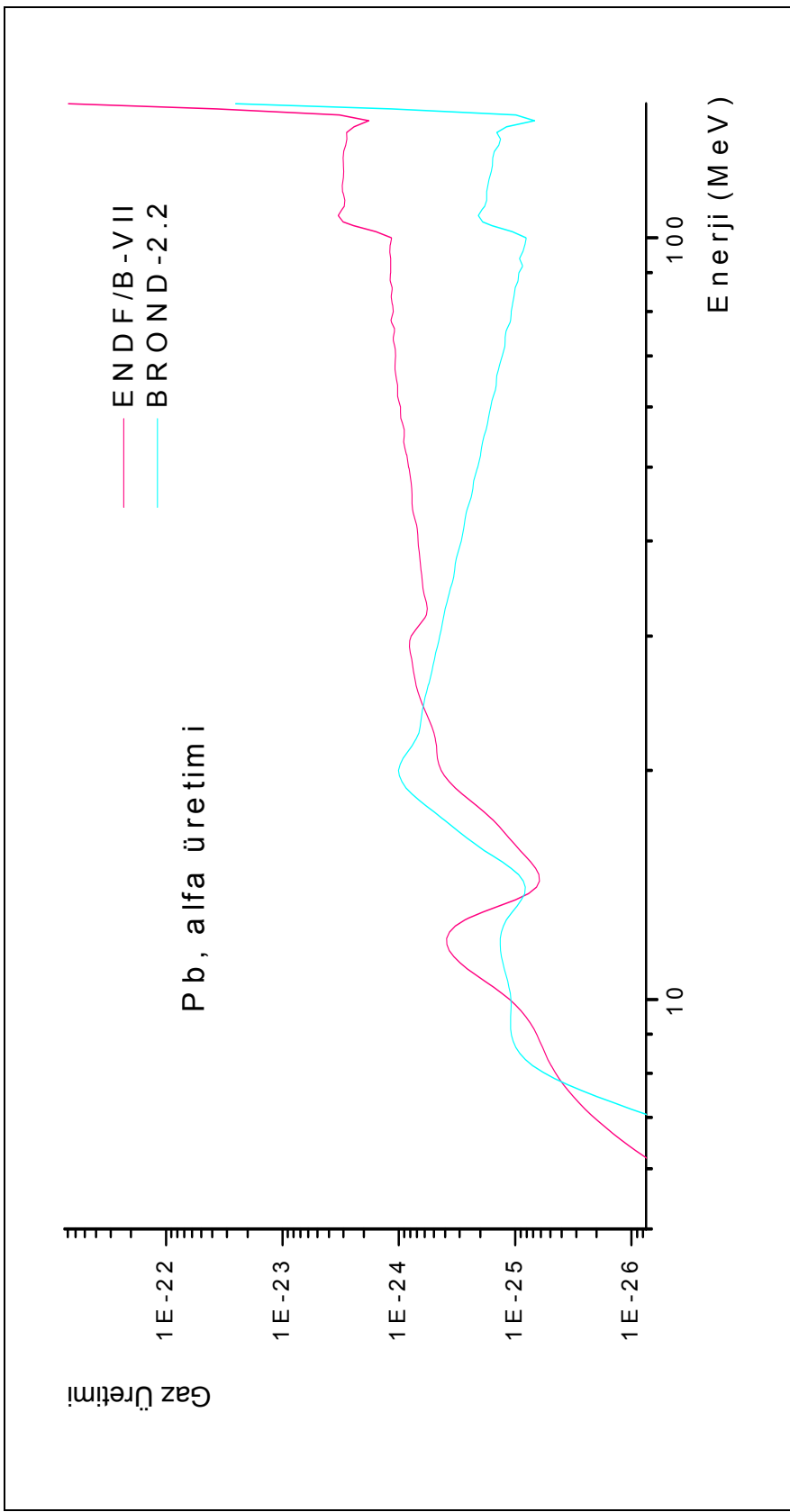
Şekil 4.17. ${}^{204}Pb$, ${}^{206}Pb$, ${}^{207}Pb$ izotopları için ENDF/B-VII tesir kesiti kütüphanesi kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



Şekil 4.18. Doğal Demir ve ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe izotopları için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişimi



Şekil.19. Doğal Wolfram ve ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W izotopları için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak yapılan hesaplamalarda gaz üretiminin enerjeye göre değişimi



Şekil 4.20. ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotoplar için ENDF/B-VII, BROND-2.2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan gaz üretiminin enerjiye göre değişim

4.8. (n,p), (n,d), (n,t), (n,³He), (n, α) Reaksiyonlar

Doğal Fe, W, Pb ve ⁵⁴Fe, ⁵⁶Fe, ⁵⁷Fe, ⁵⁸Fe, ¹⁸²W, ¹⁸³W, ¹⁸⁴W, ¹⁸⁶W, ²⁰⁴Pb, ²⁰⁶Pb, ²⁰⁷Pb, ²⁰⁸Pb izotoplarında, nötronların başlattığı çekirdek reaksiyonlarıyla oluşan proton, döteryum, trityum, ³He ve alfa üretimi Şekil 4.7 - 4.20’de gösterilmiştir.

Doğal demir, ⁵⁴Fe, ⁵⁶Fe, ⁵⁷Fe ve ⁵⁸Fe için ENDFB-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan akı değerleri Şekil 4.7’de gösterilmiştir. Tüm kütüphanelerin hesaplamalarında genel olarak biçim ve büyüklük bakımından benzerlik vardır. Yalnızca 2-2,5 MeV aralığında BROND-2.2 ile yapılan hesaplamalar ve 1-1,5 MeV aralığında da JENDL-3.3 ile yapılan hesaplamalar aşağı yönde bir pike sahiptir.

ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak doğal wolfram, ¹⁸²W, ¹⁸³W, ¹⁸⁴W ve ¹⁸⁶W için hesaplanan proton üretimi Şekil 4.8’de gösterilmiştir. JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 ve CENDL-2 kullanılarak yapılan hesaplamalar tüm enerji aralıklarında biçim olarak iyi bir uyum gösterse de, büyüklük olarak farklılıklar göstermektedir. ENDF/B-VII ile yapılan hesaplamalar 20 MeV’e kadar büyüklük olarak diğerleriyle uyumlu ancak 20 MeV sonrasında artan enerjiyle bu uyum azalmaktadır.

ENDF/B-VII, BROND-2.2 ve CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak doğal Pb, ²⁰⁴Pb, ²⁰⁶Pb, ²⁰⁷Pb ve ²⁰⁸Pb için hesaplanan proton üretimi Şekil 4.9’da gösterilmiştir. BROND-2.2 ve CENDL-2 ile yapılan hesaplamaların genel olarak biçim bakımından benzemektedir. ENDF/B-VII’de ise 15-20 MeV ve 100 MeV üzerindeki enerjiler dışında bu benzerliği görmek mümkündür. 20 MeV üzerinde artan enerjiyle birlikte ENDF/B-VII ile yapılan hesaplamalarda daha fazla gaz üretimi olduğu görülmüştür.

ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JEFF-2.2 ve CENDL-2 tesir kesit kütüphaneleri kullanılarak doğal demir, ⁵⁴Fe, ⁵⁶Fe, ⁵⁷Fe ve ⁵⁸Fe için hesaplanan döteryum üretimi Şekil 4.10’da gösterilmiştir. JEFF-3.0, JEFF-2.2 ve CENDL-2 ile yapılan hesaplamalar biçim

olarak benzerlik göstermektedir. ENDF/B-VII' de bu benzerlik 15-25 MeV enerji bölgesi dışında kendini göstermektedir. Büyüklük olarak görülen farklılıklar aratan enerji ile daha da belirginleşmiştir.

ENDFB-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0 ile ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W için hesaplanan döteryum üretimi Şekil 4.11.'de gösterilmiştir. JENDL-3.3 ve JEFF-3.0 ile yapılan hesaplamalar biçim olarak uyumlu olsa da büyüklük olarak farklılıklar göstermektedir. ENDF/B-VII ile yapılan hesaplamaların biçim ve büyüklük olarak diğer hesaplamalardan oldukça farklı olduğu söylenebilir.

Doğal Fe, ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe ve ^{58}Fe için ENDF/B-VII, JEFF-3.0, JEFF-2.2, CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanılarak hesaplanan trityum üretimi Şekil 4.13.'de gösterilmiştir. Burada ENDF/B-VII ile yapılan hesaplamalar büyüklük olarak diğerlerinin üzerinde yer almasına rağmen, JEFF-3.0 ve JEFF-2.2 ile yapılan hesaplamaların daha aşağıda olduğu görülmektedir. Genel olarak kütüphanelerin biçim bakımından uyumlu olduğu söylenebilir.

Doğal Fe, ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe ve ^{58}Fe için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2, CENDL-2 kullanılarak hesaplanan alfa üretimi Şekil 4.18'de gösterilmiştir. Şekilde görüldüğü gibi JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2 BROND-2.2 ve CENDL-2 kullanılarak yapılan hesaplamalar tüm enerji bölgelerinde genel olarak iyi bir benzerlik göstermektedir. ENDF/B-VII kullanılarak yapılan hesaplamalar 20-100 MeV aralığında büyüklük olarak uyum gösterse de biçim olarak tamamen farklılık göstermektedir. JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2, CENDL-2 kütüphanelerinin özellikle şekil ve büyüklük bakımından uyumlu olduğu söylenebilir.

Doğal W, ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W ve ^{186}W için ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, BROND-2.2 kullanılarak hesaplanan alfa üretimini Şekil 4.19'da gösterilmiştir. JENDL-3.3 ve JEFF-3.0 ile yapılan hesaplamaların büyüklük ve biçim olarak uyumlu olduğu görülmektedir. BROND-2.2, 20 MeV'e kadar JENDL-3.3 ve JEFF-3.0 ile yapılan hesaplamalardan genel olarak büyüklük ve biçim bakımından farklı

olup 20 MeV'den sonra onlara uyum sağlamaktadır. ENDF/B-VII ise yaklaşık 15 MeV'den sonra diğer kütüphanelerle büyüklük olarak uyum gösterse de biçim olarak farklıdır.

^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb ve ^{208}Pb için ENDF/B-VII, BROND-2.2 ile hesaplanan alfa üretimi Şekil 20'de gösterilmiştir.

5.SONUÇ VE ÖNERİLER

Nükleer teknolojinin birçok alanında özellikle fisyon-fisyon, füzyon-fisyon reaktörlerinde ve Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerde tesir kesiti kavramı oldukça önemlidir. Tesir kesiti teorik olarak çeşitli nükleer modeller kullanan bilgisayar programlarıyla, deneysel verilerle ve Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosyaları'nın kullanımı ile elde edilir.

Nükleer hesaplamalarda kullanılmak üzere geliştirilmiş tüm dünya devletleri tarafından kabul edilen ortak tek bir Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosya yoktur. Bazı ulusların kendi ülkeleri adına geliştirdikleri çeşitli Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosyaları vardır. Bu durum hesaplamalar yapılırken aynı reaksiyon için farklı tesir kesitlerinin kullanılabileceği anlamına gelmektedir. Farklı tesir kesitlerinin kullanımı, yapılan çalışma sonucunu önemli ölçüde etkileyecektir. Bu yüzden tesir kesiti hesabı oldukça önemlidir.

Bu çalışmada, Los Alamos National Laboratuvar'ından alınan farklı Değerlendirilmiş Nükleer Data Dosyaları kullanılarak yapılan hesapların sonuçları tartışıldı. Bu dosyalar NJOY Programında bazı modüller kullanılarak işlendi. NJOY programı sayesinde işlenen dosyalar hesaplamalar için daha uygun hale geldi. Örneğin, kullanılan gaspr modülü ile LANL'den elde edilen dosyada olmayan reaksiyonların tesir kesitleri bu dosyaya ilave edildi. Böylece tesir kesiti bakımından zengin olan tesir kesiti kütüphaneleri oluşturuldu. Kütüphaneler genellikle 0-150 MeV aralığındaki reaksiyonlara ait tesir kesitlerini içerdiğinden çalışma yukarıda belirtilen enerji aralığında seçilmiştir.

Sistem, merkezinde noktasal nötron kaynak bulunan, yapı malzemesi doğal Fe, ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe , doğal W, ^{182}W , ^{183}W , ^{184}W , ^{186}W , doğal Pb, ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb izotoplar olan küre seçilmiştir Küreyi oluşturan element ve izotoplardaki nötron akısı, kaynaktan yayınlanan nötronların başlattığı (n,p), (n,d), (n,t), (n, ^3He), (n, α) reaksiyonlarla oluşan dpa ve gaz üretimi hesaplandı.

Simülasyon için MCNPX programı kullanılmıştır. Bu program 0-150 MeV aralığında hesaplama yapabilmek için tesir kesiti kütüphanelerine ihtiyaç duyar. Hesaplamalar yapılırken ENDF/B-VII, JENDL-3.3, JEFF-3.0, JEFF-2.2, BROND-2.2 CENDL-2 tesir kesiti kütüphaneleri kullanıldı. Sonuçlar grafik çizilerek karşılaştırıldı. Grafiklere bakıldığında kütüphanelerin genel olarak biçim ve büyüklük bakımından birbirleriyle uyumlu olduğu görülmüştür. Fakat farklı tesir kesitlerinin kullanılması hesaplama sonuçlarını önemli ölçüde etkileyeceği için hesaplamaların ciddi ölçüde tartışmaya açık olabileceği söylenebilir.

KAYNAKLAR

1. Briesmeister, J., "RISC Computer Code Collection MCNP4A, Monte Carlo N-Particle Transport Code System" , *Los Alamos National Laboratory*, Mexico E12: 343-351
2. Johnston M., "Monte Carlo Code", *Los Alamos National Laboratory*, UCID-2318, (1984).
3. Hançerlioğulları, A., "Apex Hibrid Reaktör Modellemesi için Monte Carlo Yöntemi kullanarak Nötron Transport Hesaplamalarının Yapılması" , Doktora Tezi, *Gazi Üniversitesi*, Ankara, 12-86 (2003)
4. İnternet : Accelerator Driven System., "Radiation Damage"
<http://www.nndc.bnl.gov/endl/endl00.htm> (1998)
5. Knief.R., "Nüclear Energy Techonology" , *Phys. Rev.*, C45: 23-67 (1982)
6. Iwamoto, A. ve Harada, K., "Mechanism of cluster emission in nucleon-induced preequilibrium reactions", *Phys. Rev.*, C26: 1821-1834 (1982).
7. Thompson M.W., "Defects and Radiation Damage in Metals", *Camridge University* , Camridge 15: 705 (1993).
8. Brinkman, J.A., "Production of Atomic Displacement by high energy particles", *REPORT NNDC*, 67:90 (1992)
9. Iwamoto A., Harada K., "The infulence of the scattering law on the radiation damage displace cascades", *Phil. Mag.*, 28: 1527 (1983).
10. Kinchin, G.H., Pease, R.S., "The Evaluated Nuclear Data File", *Rept. Prog. Phys.*, 18-1 (1995).
11. Konobeyev A.Yu., Korovin Yu.A., "Calculation of Deuteron Spectra for Nucleon Induced Reactions on the Basis of the Hybrid Exciton Model Taking into Account Direct Processes", *Kerntechnik*, 61: 45 (1996).
12. Ignatyuk A.V., Smirenkin G.N., Tishin A.S., "Phenomenological description of the energy dependence of the level density parameter", *Sov. J. Nucl. Phys.*, 21: 255 (1975).
13. Konobeyev A.Yu., Korovin Yu.A., Pereslavytsev P.E., "Calculation of FastGamma-Emission Spectra for Reactions Induced by Intermediate EnergyParticles", *Izvesitja Vuzov. Ser.: Yadernaja Energetika (Transactions of High School. Ser.: Nuclear Power Engineering)*, 763: 4-21 (1997).

14. Broeders C.H.M., Konobeyev A.Yu., “Evaluation of ^4He production cross-section for tantalum, tungsten and gold irradiated with neutrons and protons at the energies up to 1 GeV”, *Nucl. Instr. and Meth.*, B234: 387 (2005).
15. Konobeyev A.Yu., “Phenomenological model for nonequilibrium deuteron emission in nucleon induced reaction”, *Plenum New York*, (2005).
16. Konobeyev A.Yu., Korovin Yu.A., “Induced by Intermediate Energy Protons”, *Nucl Phys*, 60 (1995).
17. Konobeyev A.Yu., Fukahori T., Iwamoto O., “Neutron and Proton Nuclear Data Evaluation for ^{235}U and ^{238}U at Energies up to 250 MeV”, *JAERI-Research*, 2002-028 (2002).; “Nuclear Data Evaluation for ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu and ^{242}Pu Irradiated by Neutrons and Protons at the Energies up to 250 MeV”, *JAERI-Research*, 2002-029 (2002).; “Nuclear Data Evaluation for ^{237}Np , ^{241}Am , ^{242g}Am and ^{242m}Am Irradiated by Neutrons and Protons at Energies up to 250 MeV”, *JAERI-Research*, 2002-032 (2002).
18. Pralel RE, Lichtension H. User guide to LCS. the LAHET code system., “Los Alamos National Laboratory”, **report**, LA 11972 (2001).
18. Bertini HW., “The program for calculation of energy spectra of particle”, *Phys. Rev. Lett.*, 27: 337 (1971).
19. Yariv y, Fraenkel Z., “Importance of the Nuclear Density Distribution on Pre-equilibrium Decay”, *Phys. Rev. Lett.*, 85: 901 (1997).
20. Junnghans AR et al. “Displacement per atom in Cu” *Phys. Rev.*, B32: 937 (1983).
21. K.D. Lathrop., “DTF-VI, A FORTRAN Program for Solving the Multi group Transport”., *Los Alamos Scientific Laboratory*, UCID-16425 (1958).
22. Mashnik S.G., *Adv. Phys.*, 9: 425 (1960).
23. Grimes S.M., Haight R.C., Anderson J.D., *Nucl. Sci. Eng.*, 62: 187 (1977).
24. R.E. Schenter, Korovin A., Konobeyev Yu., Pereslavytsev P.E., Stankovsky Broeders I., Karel U., “Lavrence Livermore Labroatory Report”, *Nucl. Instr*, E471:76 (2002).
25. Robinson, M.T., “The influence of the scattering law on the radiation damage displace cascaede” , *Phil. Mag*, 12, 741 (1695).
26. Bohr N., Wheeler J.A., “The Mechanism of Nuclear Fission”, *Phys.* 56:426 (1939).

27. Şahin S, Übeyli M., “Modified APEX reactor as a fusion breeder” , *Energy Convers Manage* A:45 542-879 (2004)
28. Weisskopf V.F., Ewing D.H., “On the Yield of Nuclear Reactions with Heavy Elements”, *Phys. Rev.*, 57: 472 (1940).
29. Şahin HM., “Monte Carlo calculation of radiation damage in first wall experimental hybrid reacto” , *Ann Nucl. Energy* , C12: 34-861 (2007).

ÖZGEÇMİŞ

Kişisel Bilgiler

Soyadı, adı : Durmuş, Aydan
Uyruğu : T.C.
Doğum tarihi ve yeri : 29.03.1981 Samsun-Merkez
Medeni Hali : Bekar
Telefon : 0 (544) 685 54 22
E- posta : aydandurmus_81@hotmail.com

Eğitim

Derece	Eğitim Birimleri	Mezuniyet Tarihi
Lisans	Atatürk ÜNİVERSİTESİ/ Fizik Bölümü	2005
Lise	Tülay Başaran Anadolu Lisesi	1999

Yabancı Dil

İngilizce