

**NÜKLEER MADDELERİN İZOTOPIK İÇERİĞİNİN MONTE
CARLO YÖNTEMİ İLE BELİRLENMESİ**

**DETERMINATION OF ISOTOPIC CONTENTS OF
NUCLEAR MATERIAL VIA MONTE CARLO TECHNIQUE**

ONUR MURAT

PROF. DR. MEHMET TOMBAKOĞLU
Tez Danışmanı

Hacettepe Üniversitesi
Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin
Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı İçin Öngördüğü
YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak hazırlanmıştır.

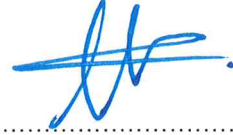
2018

ONUR MURAT'ın hazırladığı "Nükleer Maddelerin İzotopik İçeriğinin Monte Carlo Yöntemi ile Belirlenmesi" adlı bu çalışma, aşağıdaki jüri tarafından NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI'nda YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.


Prof. Dr. Ayhan YILMAZER
Başkan



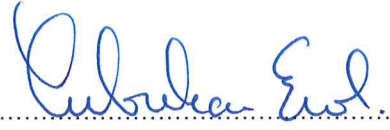
Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU
Danışman




Prof. Dr. Ülfet ATAV
Üye



Dr. Öğr. Üyesi Erol ÇUBUKÇU
Üye



Dr. Öğr. Üyesi Gürdal GÖKERİ
Üye



Bu tez Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü tarafından YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak onaylanmıştır.

Prof. Dr. Menemşe GÜMÜŞDERELİOĞLU

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

YAYINLAMA VE FİKRİ MÜLKİYET HAKLARI BEYANI

Enstitü tarafından onaylanan lisansüstü tezimin / raporumun tamamını veya herhangi bir kısmını, basılı (kağıt) ve elektronik formatta arşivleme ve aşağıda verilen koşullarla kullanıma ama iznini Hacettepe Üniversitesine verdiğimi bildiririm. Bu izinle Üniversiteye verilen kullanım hakları dışındaki tüm fikri mülkiyet haklarım bende kalacak, tezimin tamamının ya da bir bölümünün gelecekteki çalışmalarda (makale, kitap, lisans ve patent vb.) kullanım hakları bana ait olacaktır.

Tezin kendi orijinal çalışmam olduğunu, başkalarının haklarını ihlal etmediğimi ve tezimin tek yetkili sahibi olduğumu beyan ve taahhüt ederim. Tezimde yer alan telif hakkı bulunan ve sahiplerinden yazılı izin alınarak kullanılması zorunlu metinlerin yazılı izin alınarak kullandığımı ve istenildiğinde suretlerini Üniversiteye teslim etmeyi taahhüt ederim.

Yükseköğretim Kurulu tarafından yayınlanan “ **Lisansüstü Tezlerin Elektronik Ortamda Toplanması, Düzenlenmesi ve Erişime Açılmasına İlişkin Yönerge**” kapsamında tezim aşağıda belirtilen koşullar haricinde YÖK Ulusal Tez Merkezi / H. Ü. Kütüphaneleri Açık Erişim Sisteminde erişime açılır.

- o Enstitü / Fakülte yönetim kurulu kararı ile tezimin erişime açılması mezuniyet tarihimden itibaren 2 yıl ertelenmiştir. ⁽¹⁾
- o Enstitü / Fakülte yönetim kurulunun gerekçeli kararı ile tezimin erişime açılması mezuniyet tarihimden itibaren Ay ertelenmiştir. ⁽²⁾
- o Tezimle ilgili gizlilik kararı verilmiştir. ⁽³⁾

09 /11 /2018

Onur MURAT

“Lisansüstü Tezlerin Elektronik Ortamda Toplanması, Düzenlenmesi ve Erişime Açılmasına İlişkin Yönerge”

- (1) Madde 6. 1. Lisansüstü teze ilgili patent başvurusu yapılması veya patent alma sürecinin devam etmesi durumunda, tez danışmanının önerisi ve enstitü anabilim dalının uygun görüşü üzerine enstitü veya fakülte yönetim kurulu iki yıl süre ile tezin erişime açılmasının ertelenmesine karar verebilir
- (2) Madde 6. 2. Yeni teknik, materyal ve metotların kullanıldığı, henüz makaleye dönüşmemiş veya patent gibi yöntemlerle korunmamış ve internetten paylaşılması durumunda 3. Şahıslara veya kurumlara haksız kazanç imkanı oluşturabilecek bilgi ve bulguları içeren tezler hakkında tez danışmanının önerisi ve enstitü anabilim dalının uygun görüşü üzerine enstitü ve fakülte yönetim kurulunun gerekçeli kararı ile altı ayı aşmamak üzere tezin erişime açılması engellenebilir.
- (3) Madde 7. 1. Ulusal çıkarları veya güvenliği ilgilendiren, emniyet, istihbarat, savunma ve güvenlik, sağlık vb. konulara ilişkin lisansüstü tezlerle ilgili gizlilik kararı, tezin yapıldığı kurum tarafından verilir*. Kurum ve kuruluşlarla yapılan işbirliği protokolü çerçevesinde hazırlanan lisansüstü tezlere ilişkin gizlilik kararı ise, ilgili kurum ve kuruluşun önerisi ile enstitü veya fakültenin uygun görüşü üzerine üniversite yönetim kurulu tarafından verilir. Gizlilik kararı verilen tezler Yükseköğretim Kuruluna bildirilir.
Madde 7. 2. Gizlilik kararı verilen tezler gizlilik süresince enstitü veya fakülte tarafından gizlilik kuralları çerçevesinde muhafaza edilir, gizlilik kararının kaldırılması halinde Tez Otomasyon Sistemine yüklenir.

* Tez danışmanının önerisi ve enstitü anabilim dalının uygun görüşü üzerine enstitü veya fakülte yönetim kurulu tarafından karar verilir.

ETİK

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, tez yazım kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmada,

- tez içindeki bütün bilgi ve belgeleri akademik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi,
- görsel, işitsel ve yazılı tüm bilgi ve sonuçları bilimsel ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu,
- başkalarının eserlerinden yararlanılması durumunda ilgili eserlere bilimsel normlara uygun olarak atıfta bulunduğumu,
- atıfta bulunduğum eserlerin tümünü kaynak olarak gösterdiğimi,
- kullanılan verilerde herhangi bir tahrifat yapmadığımı,
- ve bu tezin herhangi bir bölümünü bu üniversitede veya başka bir üniversitede başka bir tez çalışması olarak sunmadığımı

beyan ederim.

09/11/2018



Onur MURAT

ÖZET

NÜKLEER MADDELERİN İZOTOPIK İÇERİĞİNİN MONTE CARLO YÖNTEMİ İLE BELİRLENMESİ

Onur MURAT

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU

Kasım 2018, 53 Sayfa

Hafif su soğutmalı nükleer reaktörlerin (LWR) kullandıkları yakıtların reaktörlerde kullanılabilmesi için kullanılan uranyum elementinin zenginleştirilmesi gerekmektedir. Bu işlem zenginleştirme tesislerinde uranyum elementinin içinde bulunan U-235 izotopunun malzeme içinde kütlece yüzdesinin yükseltilmesiyle yapılmaktadır. Zenginleştirme sürecini izlemek, istenilen zenginleştirme seviyesinde yakıt üretilip üretilmediğini kontrol etmek hem yakıt uygunluğu hem de güvenlik açısından büyük öneme sahiptir. Zenginlik tayini radyoaktif olan uranyum yakıt elemanının gama spektrumu oluşturularak tahribatsız bir şekilde gerçekleştirilebilmektedir.

Radyoaktif elementlerin izotoplarının önceden tanımlanmış gama spektrumları zenginlik tayini yapılacak içeriği bilinmeyen malzeme için gerekli bilgiyi sağlayabilmektedir. Böylece malzemeye zarar vermeden ve herhangi bir referans malzemeye ihtiyaç duyulmadan radyoaktif materyalin aranılan zenginliği kolayca tayin edilebilmektedir.

Şimdiye kadar yapılan zenginlik tayini araştırmalarında radyoaktif izotopların saldıđı gama ışınının tüm enerjisini bıraktığı tepe noktaları ya da spektrum üzerinde belli enerji bölgeleri kullanılmaktaydı. Bu çalışmada ise tüm spektrum üzerindeki bilgi kullanılacaktır. Böylece gelen tüm gama ışınlarının dedektöre bıraktığı enerji bilgileri kullanılarak belli enerji aralıklarına bakılmaksızın ve o enerji aralıklarında bağı kalınmaksızın tayin işlemi gerçekleştirilebilecektir.

Bu tez kapsamında gama ışınlarını ölçümünde kullanılan farklı dedektör tipleri incelenmiştir ve kullanılacak spektrumlar MCNP programı kullanılarak hazırlanmıştır. Monte Carlo Metodu ile alınacak ölçüm sonuçları gerçek ölçüm verilerine benzetilmiş, gerçek ölçüm koşullarında karşılaşılan dedektörün göstermiş olduğu enerjiye bağlı yanıt fonksiyonları ve zaman bilgisi sisteme Python programlama dili kullanılarak tanımlanmıştır. Alınan sonuçlar dedektör hacminin ve çözünürlüğünün kullanılan tüm spektrum ve tepe oranları tekniği için önemini göstermiştir.

İkinci aşamada kullanılan Levenberg Marquardt Metodu ile zenginlik, yoğunluk ve zaman değişkenleri referans malzeme kullanılmadan ve tüm spektrum üzerinde çalışılarak tanımlanmaya çalışılmıştır. Bu metotta önceki adımda takip edilen tüm spektrum ve tepe oranları tekniğinde olduğu gibi izotop spektrumları ayrıca tanımlanmamış ve aranan malzeme spektrumu üzerinden işlemler yürütülmüştür. Böylelikle izotopların ayrıca üretilen spektrumlarına bağlılık ortadan kalkmıştır. Zenginlik ve zaman bilgisinin spektrum üzerindeki etkisinin benzer sonuçlar doğurması iki değişkenin bu metotta beraber kullanımında problem yaratmıştır. Ancak sadece zenginlik ve yoğunluk değişkenlerinin tanımlandığı durumda verilen tahmin değerleri aranan değişken değerlerine yakınsayabilmiştir.

Anahtar Kelimeler: Monte Carlo Metodu, MCNP, Tahribatsız Zenginlik Tayini, Gama Spektrumu, Uranyum, Levenberg-Marquardt Metodu

ABSTRACT

DETERMINATION OF ISOTOPIC CONTENTS OF NUCLEAR MATERIAL VIA MONTE CARLO TECHNIQUE

Onur MURAT

Master of Science, Department of Nuclear Engineering

Supervisor: Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU

November 2018, 53 Pages

Uranium needs to be enriched in order to be used in Light Water Reactors (LWR) as fuel cells. This process can be accomplished in enrichment facilities by increasing U-235 isotope mass content in the uranium element. Monitoring the enrichment process and checking the enrichment level of uranium are crucial in the terms of fuel cell convenience and nuclear safeguard. Enrichment determination could be achieved by examining gamma spectrometry of radioactive uranium element.

Gamma spectrum of isotopes of radioactive elements carry information of enrichment level of material. In this way, detection of enrichment could be performed without using any reference material.

Specific regions on gamma spectrum or full energy peaks of specific gamma rays were used in order to determine the enrichment level in the studies until now. However, in this work whole spectrum information was taken into account, thanks to that all gamma ray peaks information can be used in determination process.

In this thesis, different types of detectors were examined by their performance during enrichment determination. Gamma spectrums were created via using MCNP program. Based on Monte Carlo Technique, result of MCNP program were developed to simulate real life gamma spectrums. This process achieved by determining of energy resolution of detectors and time information for the system via Python programming language. Results show that detector volume and resolution is important for both whole spectrum and peak ratio techniques.

In second step, enrichment, density and production time information were defined for the system and Levenberg-Marquardt Method was used over whole spectrum. In this method, separate isotope spectrums were not used as it was used in previous step. Only desired spectrum itself was used in determination process. In this way, dependency of separate isotope gamma spectrums was eliminated. Usage of enrichment and production time information detection together has failed since both affect the spectrum in similar way. For this reason, only enrichment and density variables were set for the process and results show that system converges the desired variable values.

Keywords: Monte Carlo Method, MCNP, Non-destructive Enrichment Determination, Gamma Spectrum, Uranium, Levenberg-Marquardt Method

TEŞEKKÜR

Yüksek Lisans eğitimimde kendisinden aldığım Monte Carlo Yöntemi tabanlı dersler ile tezimin oluşmasında bana yardımcı olan ve tez sürecinde yardımlarını devam ettiren tez danışmanım Prof. Dr. Mehmet Tombakoğlu'na ve Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği ailesine teşekkür ederim.

Tez sunumumda jüri üyesi olarak beni dinleyen ve görüşleriyle bana yardımcı olan Prof. Dr. Ülfet Atav'a, Prof. Dr. Ayhan Yilmazer'e, Dr. Öğr. Üyesi Erol Çubukçu'ya, Dr. Öğr. Üyesi Gürdal Gökeri'ye teşekkür ederim.

Gelecek kuşaklar için gösterdiği çaba ve nükleer güvence alanında verdiği eğitim, aktardığı tecrübeler için Prof. Dr. Man-Sung Yim'e teşekkür ederim.

Yürütülen 17230 Numaralı Proje ile bana destek olan ve tez çalışmalarım kapsamında yurtdışı eğitim ve konferanslara katılmama olanak sağlayan Hacettepe Üniversitesi Bilimsel Araştırmalar Birimi'ne teşekkür ederim.

Eğitim hayatım boyunca yanımda oldukları ve bana gösterdikleri destek için aileme teşekkür ederim.

İÇİNDEKİLER

	<u>Sayfa</u>
ÖZET	i
ABSTRACT	iii
TEŞEKKÜR	v
İÇİNDEKİLER.....	vi
ÇİZELGELER.....	viii
ŞEKİLLER	ix
SİMGELER VE KISALTMALAR	xi
1. Giriş	12
1.1. Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi Antlaşması.....	12
1.2. Literatürde Yapılan Çalışmalar	17
1.3. Amaç	18
2. Kullanılan Programlar	19
2.1. Monte Carlo Metodu ve MCNP	19
2.2. Python	20
3. Dedektör Performansları ve Hata Analizleri.....	21
3.1. U-235 Bozunum Şeması	21
3.2. U-238 Bozunum Şeması	21
3.3. Uranyum Yakıt Malzemesi.....	22
3.4. U-234 Miktarı	23
3.5. Prosedür.....	24
3.5.1. MCNP F8 Çetelesi ile Spektrumları Oluşturmak.....	25
3.5.2. Dedektörler ve Enerjiye Bağlı Yanıt Fonksiyonları	28
3.5.3. Dedektörlerin Enerjiye Bağlı Yanıt Fonksiyonlarının Spektrumlara Tanımlanması.....	29
3.5.4. Zaman Üzerinden Örnekleme ile Spektrumların Güncellenmesi	30
3.6. Tepe Oranları Tekniği ile Yapılan Zenginlik Hesabı	31
3.7. Tüm Spektrum Kullanılarak Yapılan Zenginlik Hesabı	32
4. Yakıt Malzemesinin Zenginlik, Yoğunluk ve Üretim Zamanı Tayini	34
4.1. Levenberg-Marquardt Metodu	34
4.2. Levenberg-Marquardt Metodunun Malzeme Tayininde Kullanılması.....	35
4.2.1. Bozunum Ürünlerinin Zamana Bağlı Denklemleri.....	36

4.2.2. Prosedür.....	39
5. Sonuçlar ve Tartışma	41
KAYNAKLAR.....	51
ÖZGEÇMİŞ	53

ÇİZELGELER

Sayfa

Çizelge 1. ASTM 6061-T6 Alüminyum alaşımının içerdiği elementlerin kütlece yüzde oranları.....	23
Çizelge 2. Alüminyum kabın boyutları	23
Çizelge 3. Kullanılan dedektörler ve enerjiye bağlı yanıt fonksiyonlarının hesaplanan katsayıları	29
Çizelge 4. %1,94 zenginlikte U ₃ O ₈ malzemesinin tüm spektrum kullanılarak yapılan zenginlik tayinleri	41
Çizelge 5. %1,94 zenginlikte U ₃ O ₈ malzemesinin tepe oranları tekniği ve HpGe dedektörü kullanılarak yapılan zenginlik tayinleri.....	42

ŞEKİLLER

Sayfa

Şekil 1. Uranyum yakıt malzemesi üretim hattı boyunca ölçüm alınması gerekli önemli noktalar	14
Şekil 2. Elde edilmek istenen uranyum zenginliğe bağlı harcanması gereken ayırma işi [3].....	16
Şekil 3. Örnek A malzemesi içinde gelen nötronun gerçekleştirdiği etkileşimler ..	19
Şekil 4. U-235 izotopunun Pa-231'e kadar olan bozunum şeması [12]	21
Şekil 5. U-238 izotopunun U-234'e kadar olan bozunum şeması [13].....	22
Şekil 6. U ₃ O ₈ malzemesinin içine konduğu ASTM 6061-T6 alaşımı alüminyum kap	22
Şekil 7. %0,31, %0,71, %1,94, %2,95, %4,46 kütlece zenginliklerindeki örneklerin U-234 miktarları ve bu noktalar üzerinden üretilen U-234 fonksiyonu	23
Şekil 8. İzotoplardan yola çıkarak U ₃ O ₈ spektrumu oluşturmak için izlenen metodun basit gösterimi	27
Şekil 9. Gaussian dağılım.....	30
Şekil 10. Zaman üzerinden yapılan örneklemelerin oluşturulma prensibinin gösterimi	31
Şekil 11. %0,31, %0,71, %1,94, %2,95, %4,46 zenginliklerine ait gama ışını oranları ve bu noktalara uydurulmuş fonksiyon	32
Şekil 12. Zenginlik, yoğunluk ve zaman bilgisinin değişken olarak tanımlandığı sistemde Levenberg-Marquardt Metodu ile atanan spektrum üzerinden değişkenlerin arandığı akış şeması	40
Şekil 13. Artan zenginlik ve azalan üretim tarihi değişkenlerine bağlı olarak verilen tahmin spektrumu üzerindeki değişkenlerin belirlenmiş bölgeler üzerinde yapmış olduğu değişiklikler	43
Şekil 14. 3,0 w/o zenginliğinde 2,495 g/cm ³ yoğunluğunda 10 gün önce üretilmiş U ₃ O ₈ yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen adımlar 44	

Şekil 15. 3,0 w/o zenginliğinde 2,495 g/cm ³ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U ₃ O ₈ yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen adımlar	44
Şekil 16. Tepe Oranları Tekniği ile elde edilemeyen zenginlik değerinin LM ile zenginlik ve yoğunluk tayini adımları	46
Şekil 17. 0,2 w/o zenginliğinde 2,495 g/cm ³ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U ₃ O ₈ yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen adımlar	47
Şekil 18. 1,94 w/o zenginliğinde 10,9 g/cm ³ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U ₃ O ₈ yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen ilk adımındaki spektrum karşılaştırmaları	48
Şekil 19. 1,94 w/o zenginliğinde 10,9 g/cm ³ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U ₃ O ₈ yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen 4. adımındaki spektrum karşılaştırmaları	49
Şekil 20. 1,94 w/o zenginliğinde 10,9 g/cm ³ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U ₃ O ₈ yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen son adımındaki spektrum karşılaştırmaları	50

SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler

σ	Standart sapma	[-]
ε	Zenginlik	[w/o]
ρ	Yoğunluk	[g/cm ³]

Kısaltmalar

LWR	Light Water Reactor
NPT	Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons
IAEA	International Atomic Energy Agency
MCNP	Monte Carlo N-Particle
ENDF	Değerlendirilmiş Nükleer Veri Dosyası
ÖÖN	Önemli Ölçüm Noktası
FWHM	Full Width Half Maximum
LM	Levenberg-Marquardt Metodu

1. Giriş

İkinci Dünya Savaşı'nda nükleer enerjinin yıkıcı gücünün ortaya çıkması ve sonrasında Soğuk Savaş döneminde devam eden nükleer silahlanma yarışının doğuracağı sonuçlar Birleşmiş Milletler tarafından görüldükten sonra 1968 yılında nükleer silahlanma yarışının önüne geçmek, nükleer enerjinin barışçıl kullanımını yaymak ve taraf ülkeler arasında iş birliğini artırmak için Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi Antlaşması (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons) kısa adıyla NPT imzaya açılmıştır.

1.1. Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi Antlaşması

Nükleer silahların yayılması gelecek için ciddi bir savaş tehlikesi yaratmaktadır. Bu nedenle Birleşmiş Milletler Meclisi nükleer silahların daha fazla yayılmasını engellemek ve bir işbirliği sağlamak amacıyla bir araya gelmiştir. Yapılan toplantı sonucunda üye ülkeler nükleer malzemelerin Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı'nın (IAEA) güvenlik önlemleri çerçevesinde daha iyi korunması ve takibini, nükleer enerjinin tüm katılımcı ülkeler tarafından barışçıl kullanımını, tüm katılımcı ülkelerin bu barışçıl kullanım doğrultusunda her türlü bilgi ve teknoloji transferini gerçekleştireceğini ve bu konuda dayanışma içinde olacağını ve mümkün olan en kısa zamanda nükleer silahlanma yarışını bitirmek ve etkili önlemler almak konusunda atılan adımların ve alınan kararların bağlayıcı olduğunu kabul etmişlerdir. Yapılan antlaşma[1] 1968 yılında imzaya açılmış ve 1970 yılında yürürlüğe girmiştir. Ardından 11 Mayıs 1995 yılında süresiz olarak uzatılmıştır. Antlaşmaya giren ilgili maddeler:

Madde 1

Nükleer silaha sahip taraf ülkeler her ne koşulda olursa olsun nükleer silahlarını veya ateşleyici ekipmanlarını doğrudan veya dolaylı şekilde nükleer silaha sahip olmayan taraf ülkelere ulaştırmayacak veya nükleer silahlara sahip olmayan taraf ülkelerin nükleer silahları, patlayıcı ve nükleer silah yapımında kullanılabilecek ekipmanları elde etmesini teşvik etmeyecek ve destek vermeyecektir.

Madde 2

Nükleer silahlara sahip olmayan taraf ülkeler nükleer silah, patlayıcı veya ilgili ekipmanları doğrudan veya dolaylı bir şekilde elde etmeyecek, bunların üretimi veya üretimi için gerekli destekleri almak için bir yardım arayışında bulunmayacaktır.

Madde 3

- 1- Nükleer silaha sahip olmayan her bir taraf ülke IAEA'nın güvenlik önlemlerine uyacağını kabul eder ve nükleer silahların yayılmasını engellemek ve nükleer enerjinin barışçıl koşullarda kullanımını için gerekli tüm sorumlulukları almayı kabul eder. Bu güvenlik önlemleri herhangi bir nükleer tesiste veya dışında üretilen, işlenen veya kullanılan kaynak veya fisyon yapabilen malzemeler için geçerlidir. Devlet sınırları içinde veya kendi yetkisi dahilindeki her yerde nükleer enerjinin barışçıl kullanımını korumak adına tüm güvenlik önlemleri her türlü kaynak ve fisyon yapabilen malzemeler için uygulanır.
- 2- Antlaşmadaki tüm taraf ülkeler IAEA'nın güvenlik önlemlerinde belirtilen özel fisyon yapabilen malzemelerin ve bu malzemelerin üretimi için gerekli olan ekipmanların herhangi bir nükleer silahı bulunmayan taraf ülkeye sağlanmayacağını sorumluluğunu üstleneceğini kabul eder.
- 3- Bu maddede tanımlanan güvenlik önlemleri antlaşmanın 4. Maddesi ile uyumlu olacak şekilde nükleer enerjinin barışçıl kullanım faaliyetleri ve ekonomik ve teknolojik iş birliklerini kısıtlamayacak şekilde alınır.
- 4- Nükleer silahlara sahip olmayan taraf ülkeler bu maddede tanımlanan yükümlülükleri bireysel veya diğer ülke iş birlikleri ile yerine getirirler.

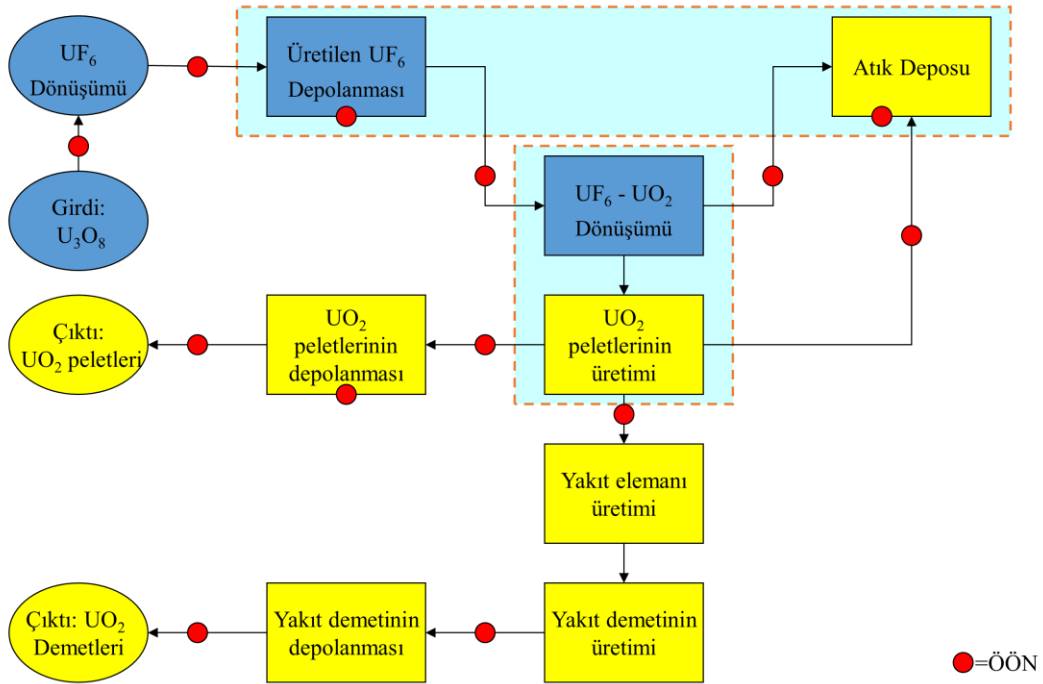
Antlaşmada ele alınan ilk üç madde nükleer enerjinin barışçıl kullanımına yönelik oluşacak tehditleri ortadan kaldırmak için oluşturulmuştur. Bu barışçıl kullanımı sağlamak için de nükleer silah riski oluşturabilecek malzemelerin hareketini kısıtlamayı hedef almıştır. Bu malzemelerin hareketini kısıtlama ve denetleme işi için de IAEA'nın güvenlik önlemlerini temel alarak bağlayıcı kurallar oluşturulmuştur.

NPT'nin imzalanmasının ardından IAEA güvenlik önlemlerini gözden geçirmiş ve iyileştirmelere giderek INFCIRC/153 kodlu "Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi için Taraf Ülkeler ve Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı Arasında Anlaşmaya Varılan Maddeler ve İçerikleri" başlıklı güvenlik önlemleri antlaşmasını duyurmuştur. Bu antlaşma da NPT'nin tamamlayıcısı olarak nükleer silahların yayılmasını önlemeyi ve nükleer enerji ve teknolojinin barışçıl kullanımını desteklemektedir.

IAEA'nın bu antlaşmasında ayrıca ajansın güvenlik önlemlerinin uygulanmasında teknolojik gelişmeleri yakından takip edeceği ve gerekli teknolojileri güvenlik önlemlerinde uygulayacağı; nükleer malzemelerin iletiminde etkili bir şekilde bu koruma önlemlerini alacağı; antlaşma kapsamında belirli stratejik noktalarda belirtilen uygulamaların takip edileceği vurgulanmıştır [2]. Bu uygulamalar:

- 1- Kayıt amaçlı nükleer malzeme kontrol noktalarının kurulması,
- 2- Rastgele örnekleme ve istatistiksel yöntemlere dayanarak nükleer malzemelerin iletim hatları boyunca takibi,
- 3- Nükleer silah ve patlayıcı üretiminin gerçekleştirilebileceği nükleer yakıt üretim, işleme ve depolama aşamalarında nükleer malzemenin kontrolü şeklinde tanımlanmıştır.

IAEA bu güvenlik önlemlerini alırken ölçümleri alacağı Önemli Ölçüm Noktaları (ÖÖN) tanımlamıştır. Bu noktalar nükleer malzemenin üretimi ve son kullanımına kadar giden süreçte takip ettiği ve IAEA tarafından nükleer enerjinin barışçıl kullanımı için takip edilmesi gereken noktalar olarak tanımlanmıştır.

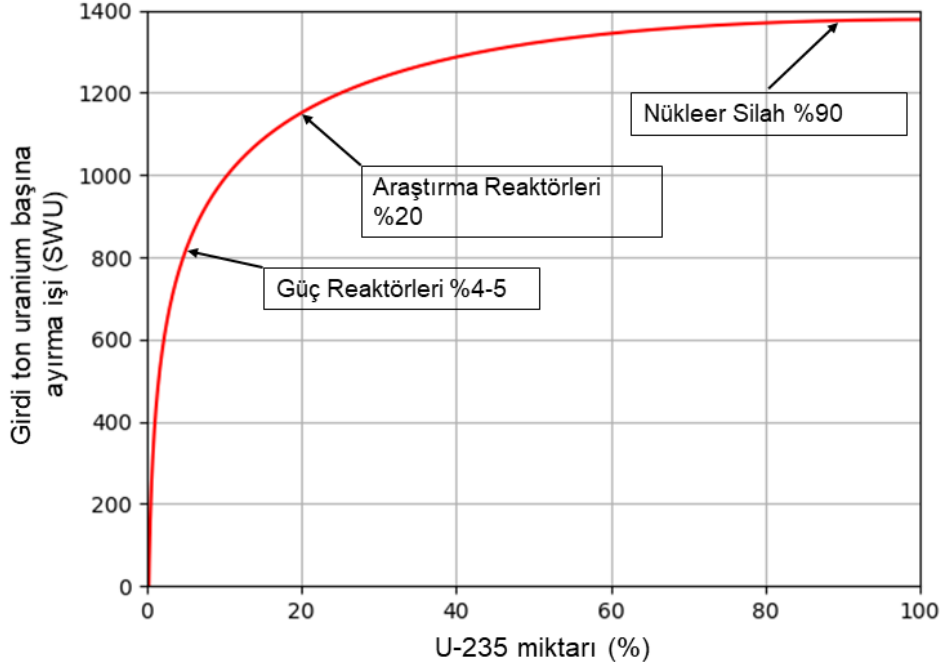


Şekil 1. Uranyum yakıt malzemesi üretim hattı boyunca ölçüm alınması gerekli önemli noktalar

Yayınlanan bu antlaşma ile temelde risk oluşturabilecek yüksek zenginlikteki yakıt elemanlarının hareketleri ve başka ülkelere transferleri kısıtlanmaya çalışılmıştır.

Bunun yapılabilmesi için de tüm transfer noktalarının ve üretim tesislerinin düzenli olarak kontrol edilmesi gerekmektedir. Yalnızca yakıt ve nükleer ekipmanların transferleri değil aynı zamanda üretim, zenginleştirme ve yeniden işleme tesisleri de bu kapsam içine alınmıştır.

Nükleer silah üretiminde kullanılacak potansiyel risk oluşturan malzemeler yüksek zenginliğe sahip uranyum yakıt elemanlarıdır. Uranyum elementinin doğada U-234, U-235 ve U-238 doğal izotopları bulunmaktadır. Uranyum yakıt elemanının zenginliği ise sahip olduğu U-235 izotopunun kütlece yüzdesel ölçüsüdür. Nükleer santrallerde uranyum elementinin yakıt olarak kullanılabilmesi için içindeki U-235 izotopunun kütlece %3-5'e kadar artırılması, yani zenginleştirilmesi gerekir. Bu işlem zenginleştirme tesislerinde veya yeniden işleme tesislerinde gerçekleştirilebilir. Yüksek oranlarda (%90) zenginleştirilmiş uranyum nükleer silah kapasitesi taşımaktadır. Bu nedenle zenginleştirme ve yeniden işleme tesislerinin IAEA güvenlik önlemleri uyarınca denetlenmesi gerekmektedir. Nükleer güç santrallerinde kullanılan yakıt elemanlarının zenginliği silah potansiyeli oluşturmaktan uzak görünüyorsa da %5'lik zenginleştirilmiş uranyumun %90'a ulaştırmak için harcanan enerji doğal uranyumu %5'lik zenginliğe çıkarmak için harcanan enerjiden çok daha azdır (bkz. Şekil 2). Bu da düşük zenginliğe sahip dahi olsa zenginleştirilmiş yakıtların taşıdığı potansiyeli göstermektedir.



Şekil 2. Elde edilmek istenen uranyum zenginliğe bağlı harcanması gereken ayırma işi [3]

Yakıt elemanının üretiminden başlayarak üretim sürecinde geçtiği basamaklarda ve hatta kullanımı bittikten sonra kaldırıldığı depolama tesislerinde dahi içeriğinin sürekli kontrol altında tutulması gerekir. Bu kontrol üretim sürecinde istenilen zenginliğin elde edilip edilmediğinin kontrolünü sağlarken aynı zamanda nükleer tehdit yaratabilecek yüksek oranda zenginleştirme işlemlerinin de önüne geçer. Bu kontrol ve takipleri yapabilmek için de IAEA güvenlik önlemleri içinde nükleer malzemelerin yıkıcı ve yıkıcı olmayan analizlerin yapılmasını tanımlamıştır. Yıkıcı olan analizlerde malzeme geri döndürülemez biçimde tahrip edilir ve malzemenin içerdiği element ve izotop bileşenleri saptanabilir. Yıkıcı olmayan tekniklerde ise alfa spektrometrisi, gama ışını spektrometrisi, kütle spektrometrisi ve sıvı sintilasyon sayımı teknikleri kullanılır.

Gama ışını spektrumu kullanılarak yakıt malzemesine zarar vermeden içeriğinde bulunan izotopların tayini yapılabilmektedir. Gama ışını spektrumu kullanılarak yapılan bu tekniklerden bir tanesi tepe noktası oranları tekniğidir. Temelde bu teknik uranyum elementini oluşturan U-235 ve U-238 izotoplarının en olası enerji seviyesinde attıkları gama ışınlarının oranlarının alınması şeklinde tanımlanabilir. U-235 izotopu 185,7 keV enerjisinde ve U-238 izotopu da 1001 keV enerjisinde en olası gamalarını atmaktadırlar. Ancak 1001 keV enerjisinde gelen gama ışını U-

238'in bozunmasıyla oluşan Pa-234m izotopundan açığa çıktığı için bu tekniği uygulamak için U-238 ile Pa-234m izotoplarının dengeye gelmesi beklenmelidir. Ayrıca bu teknikte spektrum üzerinde oluşan tepe noktaları üzerinden hesaplama yapıldığı için malzemenin homojen olması gerekmektedir[4].

Yıkıcı olmayan gama ışını spektrumu kullanılarak gerçekleştirilen bu işlemler tüm spektrum üzerinden de yürütülebilir. Herhangi bir referans madde kullanılmadan, her bir izotopun kendi oluşturduğu gama ışını spektrometresi bilgileri kullanılarak yıkıcı olmayan bir zenginlik tayini yapılabilir.

1.2. Literatürde Yapılan Çalışmalar

Uranyum zenginliğinin ölçülmesi ile ilgili yapılan çalışmalarda en temel teknik U-235'den gelen 185,7 keV enerjisindeki gama ışının ölçülmesidir. Ancak bu durum önceden oluşturulmuş referans malzemeler gerektirmektedir. Zenginlik tayini yapılan ölçümlerin bu standartlar ile karşılaştırılması ile yapılabilmektedir. Aynı zamanda ölçüm yapılan malzemelerin kalınlığının 185,7 keV enerjisindeki gama ışının birkaç ortalama serbest yolu kadar olması gerekmektedir. Smith, H. The Measurement of Uranium Enrichment'ta belirtildiği gibi bu koşula uyan malzemeler için sonsuz kalınlıktaki malzemeler tanımlanmıştır.

Geliştirilen URADOS işlemi ile uranyum malzemesinden alınan spektrumun XK_{α} bölgesindeki X ışını bilgilerinin kullanılmasıyla referans malzeme kullanılmadan gerçekleştirilen zenginlik tayini tanımlanmıştır [5]. İlgili bölgedeki tepe noktalarını çözümlmek için bu metotta katı hal dedektörleri kullanılmıştır. Ancak bu yöntemde incelenen malzemeler için de sonsuz kalınlık koşulu aranmaktadır.

Aynı XK_{α} bölgesindeki sayımlar Lorentzian şekil fonksiyonu kullanılarak U-235 ve U-238'den elde edilen X ışını sayımları ayrıştırılmaya çalışılmış ve zenginlik tayininde kullanılmıştır. Bu işi yapmak için HyperGam-U algoritması tanımlanarak HpGe dedektörü ile işlemler sürdürülmüştür. Ancak kullanılan X ışınları bölgesi malzemenin kimyasal yapısına, büyüklüğüne ve yoğunluğuna bağlı olduğu için HyperGam-U basit örneklemelerde kullanılmıştır [6].

U-235 izotopundan gelen 185,7 keV ve U-238 izotopundan gelen 1001 keV enerjisindeki gamaların karşılaştırılmasındaki zorluklardan ve incelenen X ışını bölgesinin düşük enerjili bir bölge olduğundan dolayı malzeme içine nüfuz etmesinin zor olmasından dolayı daha yüksek bir enerji aralığı olan 84-130 keV aralığı

tanımlanarak MGAU kodu üretilmiş ve zenginlik tayini yapılmıştır. Kullanılan enerji aralığındaki X ışınları Th-234 bozunumundan elde edildiği için MGAU kodunun kullanılabilmesi için uranyumun bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş olması gerekmektedir. Yapılan çalışmalarda referans malzeme kullanılmadan yapılan bu kod çözümleriyle zenginlik ve uranyum malzemesinin yaş tayinleri yapılmıştır [7][8].

1.3. Amaç

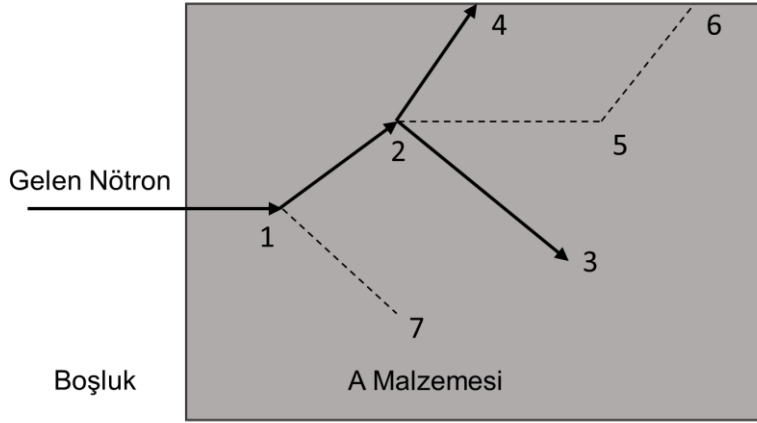
Uranyum yakıt malzemesinin zenginliğinin belirlenmesi için tepe noktası oranları tekniği ve tüm spektrum üzerinden yapılan tayin, sintilasyon ve katı hal dedektörleri kullanılarak gerçekleştirip performansları incelenecektir. Dedektörlerin gelen gama ışınları için gösterecekleri ölçüm verimlilikleri ve çözünürlük değerleri de farklılık göstermektedir. Aynı zamanda zenginlik tayini yaparken uranyum yakıt malzemesi ve bu malzemeyi içinde tutan koruma kabının üretiminden gelen ölçümü etkileyen hatalar da farklı dedektörler ve durumlar için farklı sonuçlar doğurmaktadır. Bu hataları ve dedektör performanslarını incelemek için Monte Carlo yöntemiyle MCNP programı kullanılarak simülasyonlar oluşturulacaktır.

Takip edilen malzemenin içeriğinin bilinmediği durumlarda malzeme yoğunluğu da içeriğin tayin edilebilmesi konusunda önemli rol oynadığı için zengiliğin dışında yoğunluk bilgisi de sisteme eklenecektir. MCNP ortamında üretilen spektrumlar üzerinden Levenberg-Marquardt Metodu kullanılarak zenginlik, yoğunluk ve üretim zamanı değerleri de sisteme tanımlanarak referans malzeme kullanılmadan bu değişkenler aranacaktır.

2. Kullanılan Programlar

2.1. Monte Carlo Metodu ve MCNP

Monte Carlo Metodu deterministik olarak modellenmesi zor sistemleri modelleyebilmek için kullanılabilen, istatistiksel olarak incelenen olayın işlemlerinin taklit edildiği bir metottur. Deterministik metotlarda taşınım denklemi çözülerek parçacık transferi modellenirken Monte Carlo'da incelenen parçacıklar tek tek ele alınır ve örneklemeler bir araya getirilerek istatistiksel bir model oluşturulur. Deterministik metotların aksine Monte Carlo'da incelenen üç boyutlu sistem kutulara bölünerek ele alınmadığı için uzay, enerji ve zaman üzerinde ortalama değerler kullanarak varsayımlar yapmaya gerek yoktur böylece tüm sistem detaylı bir şekilde incelenebilir. Her bir örnekleme ise rastgele bir sayı seçilerek oluşturulur. Basitçe izlenen prosedür aşağıda Şekil 3'te tanımlanmış örnek nötron takibinde görülebilir.



Şekil 3. Örnek A malzemesi içinde gelen nötronun gerçekleştirdiği etkileşimler

Boşlukta ilerleyen nötron parçacığı A malzemesinin soldaki yüzeyinden içeri girmektedir. Seçilen bir rastgele sayıyla parçacığın malzeme içerisinde ne kadar yol alacağı belirlenir. Bunun için kullanılan malzeme bilgisine dayanarak seçilen bir rastgele sayı ile nötronun 1 noktasında etkileşime geçeceği belirlenir. Etkileşim olasılıkları üzerinden bu örnekte nötronun 2 yönünde saçılacağı ve bu saçılmayla bir foton üreteceği görülür. Takip edilen nötron 2 noktasında fisyon yapar ve kaybolur. Bu noktadan sonra fisyon yapan nötronun takibi sonlandırılır ve oluşan yeni nötronlar ve fotonun takibi devam eder. Sırasıyla yeni oluşan ilk nötron 3 noktasında yutulur ve takibi sonlandıktan sonra oluşan diğer nötronun takibi başlar. Yeni nötron sistemden kaçmayı başarır ve takibi sonlanır. Takibi sonlanan birincil parçacıkların bilgileri saklandıktan sonra foton, elektron gibi oluşan ikincil

parçacıkların takibi devam eder ve bilgileri saklanır. Tek bir parçacığın temel olarak malzeme içerisinde takibi bu şekilde devam eder ve tüm işlemler bittikten sonra sıradaki örnelemeye geçilir. Örnekleme sayılarının artırılması etkileşim olasılığı yüksek olan malzemeler içinde doğru sonuçlar alabilmek için gereklidir. MCNP (Monte Carlo N-Particle) kodu ise nötron, proton, elektron ve foton takibini parçacığa özel ya da parçacıklar grupları halinde yapabilen çok amaçlı bir koddur. Parçacık takiplerini sürekli enerjide belli tanımlı geometriler içerisinde ve zamana bağlı olarak gerçekleştirebilmektedir. Kullanıcının programa işin tanımlanması için verdiği girdi kartında geometri, malzeme bilgisi, kaynak ve kaynağın bulunduğu yer ve programdan istenen cevap şekli tanımlanır. Malzeme tanımı yapılacak hesaplamalar için hangi tesir kesitinin seçileceğinin bilgisini sağlar[9]. Bu tez çalışmasında MNCP 6.1 versiyonu kullanılmıştır[10].

2.2. Python

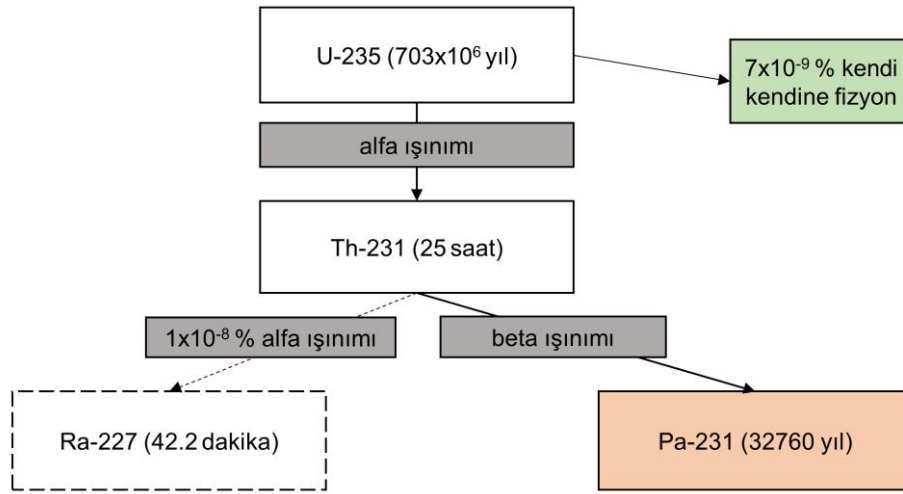
Python 1990'larda Hollanda'da bulunan Centrum Wiskunde and Informatica'da Guido van Rossum tarafından oluşturulmuş bir programlama dilidir. Python dili 2000'li yıllara dek Guido ve ekibi tarafından geliştirilmeye devam etmiş ve 2001'de Python Software Foundation (PSF) kurularak Python dili ve fikri mülkiyetleri bu kuruluşun çatısı altında toplanmıştır. PSF kar amacı gütmeyen bir kuruluştur ve Python dili 2001'de sunulan 2.1 sürümünden bu yana açık kaynak kodlu olarak kullanıcılara sunulmaktadır. Bu tezde Python 2.7 sürümü kullanılmıştır[11].

3. Dedektör Performansları ve Hata Analizleri

Elde edilen gama ışını spektrumunu oluşturan izotoplar uranyum ve uranyumun bozunumundan oluşan yeni elementler olduğu için uranyum yakıt malzemesinin ne zaman üretildiği önem taşımaktadır. Nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmeyen uranyum izotoplarının göstereceği gama ışını spektrometresi zamana bağlı değişiklik göstereceğinden yapılacak işlemler uranyumun bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş olduğu varsayılarak yapılmıştır. U-235 ve U-238 ile birlikte kullanılan elementler ve bozunum şemaları aşağıda gösterilmiştir.

3.1. U-235 Bozunum Şeması

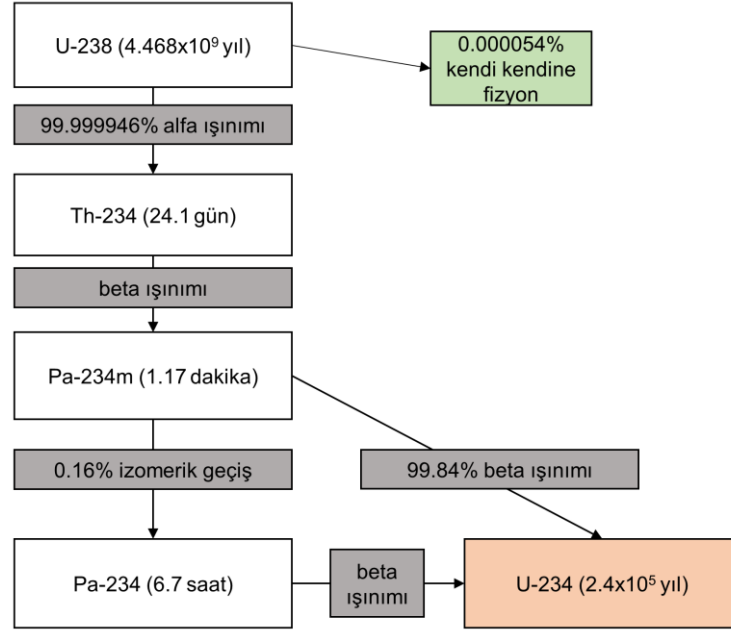
U-235 bozunumu için hesaplara katılanlar U-235 ve Th-231 izotoplarıdır. Ra-227 izotopuna bozunum ihtimali düşük olduğundan bu izotop hesaplarda kullanılmamıştır. Pa-231 izotopu ise az miktarda bulunan U-235'in ikincil nükleer bozunum ürünü olduğu için ve yarı ömrü yüksek yani aktivitesi düşük olduğu için varsayım yapılarak oluşmadığı düşünülmüştür.



Şekil 4. U-235 izotopunun Pa-231'e kadar olan bozunum şeması [12]

3.2. U-238 Bozunum Şeması

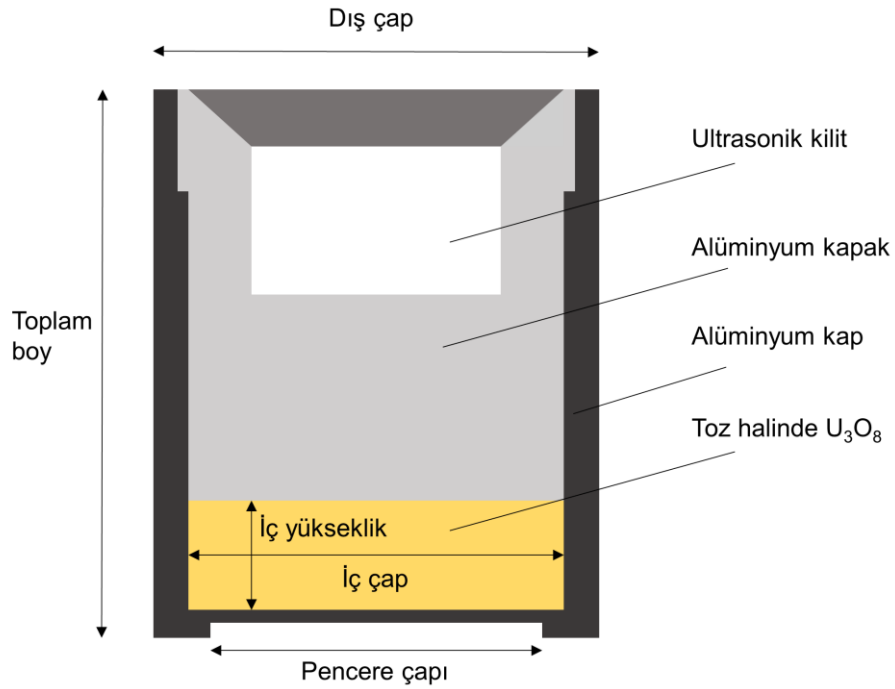
U-238 bozunumunda U-238, Th-234 ve Pa-234m izotopları kullanılmıştır. Pa-234 izotopunun oluşma ihtimalinin düşük olması nedeniyle, U-234 izotopu ise üçüncü bozunum elementi ve düşük aktiviteye sahip olduğu için hesaplara dahil edilmemiştir. Uranyum elementi içindeki doğal U-234 izotopu ise hesaplamalara Bölüm 3.4'de anlatıldığı şekilde dahil edilmiştir.



Şekil 5. U-238 izotopunun U-234'e kadar olan bozunum şeması [13]

3.3. Uranyum Yakıt Malzemesi

Uranyum yakıt elemanının U_3O_8 formunda (sarı pasta) incelemesi yapılmıştır. Sarı pastanın içine konduğu alüminyum kap ve kapağında ASTM 6061-T6 alaşımı kullanılmıştır. Alaşımın sahip olduğu karışım oranları Çizelge 1'de verilmiştir.



Şekil 6. U_3O_8 malzemesinin içine konduğu ASTM 6061-T6 alaşımı alüminyum kap

Çizelge 1. ASTM 6061-T6 Alüminyum alaşımının içerdiği elementlerin kütlece yüzde oranları

Si	Cu	Cr	Mg	Fe	Zn	Mn	Ti
0,4-0,8	0,15-0,4	0,04-0,35	0,8-1,2	≤0,7	≤0,25	≤0,15	≤0,15

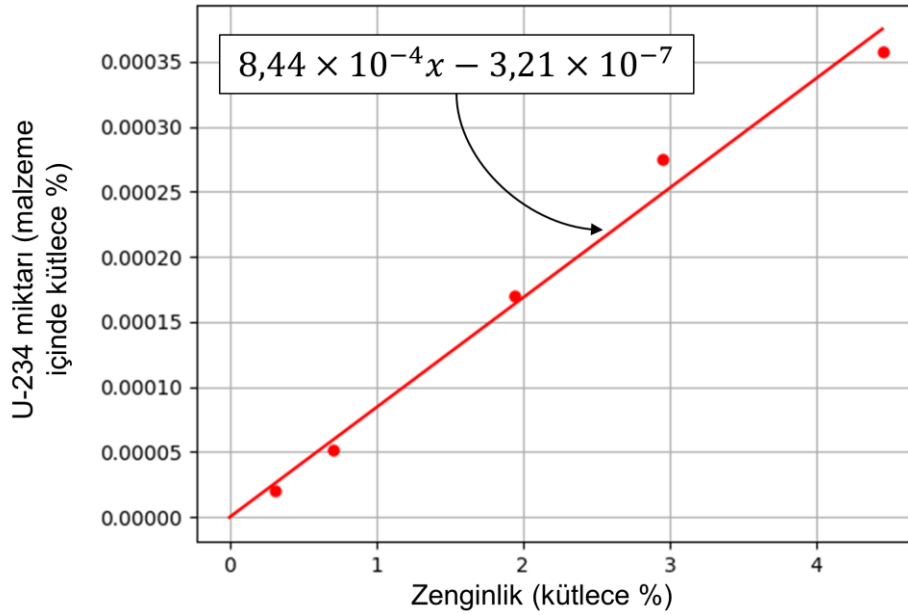
Uranyum malzemesinin konulacağı kabın iç hacmi 80 cm³ hacme sahiptir ve sarı pastanın yoğunluğu 2.5 g/cm³tür. Sırasıyla %0.31, %0.71, %1.94, %2.95, %4.46 kütlece zenginliklerinde beş farklı sarı pasta örneği tepe oranları tekniği için kaplarla birlikte kullanılmıştır[14]. Elde edilen spektrumlar üzerinden yapılan zenginlik hesabı için ise %1.94 zenginlikteki sarı pasta örneği incelenmiştir.

Çizelge 2. Alüminyum kabın boyutları

Toplam boy	90,0 mm
Dış çap	80,0 mm
İç çap	70,0 mm
Pencere çapı	66,0 mm
İç yükseklik	20,8 mm
Pencere kalınlığı	2,0 mm

3.4. U-234 Miktarı

Malzeme içindeki U-234 miktarı hesaplamak için %0,31, %0,71, %1,94, %2,95, %4,46 kütlece zenginliklerindeki hazırlanmış örnekler kullanılmıştır. Bilinen zenginlik ve U-234 miktarları üzerinden oluşturulan fonksiyon ile girilen zenginlik değerleri için U-234 değerleri hesaplanmıştır.



Şekil 7. %0,31, %0,71, %1,94, %2,95, %4,46 kütlece zenginliklerindeki örneklerin U-234 miktarları ve bu noktalar üzerinden üretilen U-234 fonksiyonu

3.5. Prosedür

Yapılacak inceleme için MCNP ortamında yakıt ve dedektör geometrileri, malzeme bilgileri, gama ışını yoğunlukları ve enerjileri tanımlanmıştır. Ölçüm için kullanılacak dedektörlerin kristal bölümleri alüminyum kabın pencere açıklığının olduğu bölüme bakacak şekilde yerleştirilmiştir. Geometrik verimi en yüksek seviyede tutmak için dedektörler pencere için açılan boşluğun hizasında tutulmuştur. Çalışma alanı hava ile doldurulmuş ve MCNP programından cevap olarak oluşturulan dedektör kristali hacmi içindeki F8 Çetelesi alınmıştır.

Darbe Yüksekliği Çetelesi F8, gerekli bilgiyi cevabın istendiği hacim içerisindeki gama ışınlarının bıraktığı enerji miktarlarından almaktadır. F8 çetelesi istenen enerji aralıklarında bir gama ışını için ortalama bir darbe yüksekliği değeri vermektedir. Darbe yüksekliği bilgisi gelen gama ışınlarının dedektör cevabı olarak spektrum üzerinde ilgili enerji aralığında ne kadarlık bir sayım oluşturacağını söylemektedir. F8 çetelesi ile oluşturulan tüm spektrum tek bir gama ışını için oluşturulur ve her bir enerji aralığı gelen tek bir gama ışınının o enerji aralığında bir sinyal oluşturma ihtimalini temsil eder. Bu nedenle tüm gama ışını akısının oluşturduğu spektrum için tüm spektrum gama ışını akısıyla çarpılmalıdır. Tek bir gama ışınının üzerinden oluşturulan spektrumda seçilen ilk iki enerji aralığı malzeme içinden enerji bırakmadan geçen foton akısı olarak alınmıştır. Diğer enerji aralıkları ise malzeme içinde enerji bırakılan aralıkları temsil ettiği için, ilk iki enerji aralığı dışında seçilen tüm seviyelerin toplamı gelen tek gama ışınının malzeme içerisinde etkileşime girme ihtimalini verir. Tüm enerji aralıklarının toplamı ise gelen gama ışınının belirlenen hacim içerisinde geçme ihtimali olup, geometrik verim bilgisini verir.

Zenginlik tayini üç farklı durum için yapılmıştır. İlk durumda MCNP'den alınan F8 çetelesi cevabı üzerinde değişiklik yapılmadan kullanılmıştır. İkinci durumda dedektörlerin enerjiye bağlı çözünürlük fonksiyonları dikkate alınmış ve spektrumlar dedektör çözünürlüklerine uygun olacak şekilde düzenlenmiştir. Spektrumların düzenlenmesi Python programlama dili kullanılarak yapılmıştır. Son olarak ikinci aşamada kullanılan çözünürlüklere uygun düzenlenmiş spektrumlara zaman bilgisi de eklenerek zamana bağlı spektrumlar elde edilmiştir. Sistemdeki gama ışınları HpGe, NaI ve CdZnTe dedektörleri MCNP ortamında simüle edilerek sayılmıştır.

Zenginlik tayini sırasında oluşabilecek belirsizliklerin yaratacağı sapmaları anlamak için oluşturulan simülasyonlarda sarı pastanın yoğunluğu, uranyum elementinin

zenginliđi ve sarı pastanın konuđu alüminyum kabın yoğunluđu üç deđişken olarak sistemde ele alınmıştır. Hazırlanan alüminyum kap içindeki U_3O_8 malzemesinin kütlesi, kap içinde oluşturulan sıkıştırmaya göre hazırlanışının farklılık göstermesinden dolayı Carpenter, B.S. vd raporundan alınan bilgiye göre 200 gram $\pm 0,2$ gramlık kütle aralıđı tanımlanmıştır. Bu kütle aynı zamanda sarı pastanın yoğunluđu için de bir deđişkenlik yaratmıştır. Zenginlik için ise %2'lik hata payı varsayılarak belirsizlik elde edilen bu üç deđişkenin farklı 20 kombinasyonu için simülasyonlar oluşturulmuştur.

3.5.1. MCNP F8 Çetelesi ile Spektrumları Oluşturmak

MCNP programıyla U_3O_8 malzemesinin oluşturacağı gama ışını spektrumunu modellemek için yakıt elemanını oluşturan radyoaktif izotoplar tek tek kullanılarak bir araya getirilmiştir. Kullanılan U-235, U-238 ve U-234 izotopları için birim kütlelerinin (1 gram) spesifik aktiviteleri hesaplanarak 1 gramlık izotop örneklerinin saniyede kaç bozunum yaptıkları bulunmuştur. Ayrıca gama aktiviteleri de hesaba katılarak bu bozunumlardan ne kadarlık bir kısmının gama ışınmasına ait olduđu görülmüştür. İncelenecek 5 farklı zenginlik deđeri için hacmi ve yoğunluđu bilinen U_3O_8 malzemesini oluşturan izotopların kütleleri hesaplanarak her bir izotopun belli zenginliklerdeki kütleleri bulunmuştur. Ardından izotopların nükleer bozunma sonrası oluşturdukları yeni elementler için aktivite hesabı yapılmıştır. U-235 ve U-238 izotopları için bozunum elemanlarıyla dengede oldukları varsayılmıştır. Buradan yola çıkarak U-238 için yapılan örnek hesaplama:

$$\frac{dN_{Th-234}}{dt} = \lambda_{U-238}N_{U-238} - \lambda_{Th-234}N_{Th-234} \quad (1)$$

N_{U-238} 'i denklemde yerine koyarak Th-234 izotopu için diferansiyel denklem elde edilmiştir.

$$\frac{dN_{Th-234}}{dt} = \lambda_{U-238}N_{U-238}^0 e^{-\lambda_{U-238}t} - \lambda_{Th-234}N_{Th-234} \quad (2)$$

Her iki tarafın da integrali alınarak Th-234 izotop sayısının zamana bađlı deđişim denklemi bulunmuştur.

$$N_{Th-234}(t) = \frac{\lambda_{U-238}N_{U-238}^0}{\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238}} (e^{-\lambda_{U-238}t} - e^{-\lambda_{Th-234}t}) + N_{Th-234}^0 e^{-\lambda_{Th-234}t} \quad (3)$$

Th-234 izotopu t=0 anında sistemde bulunmadığı için $N_{Th-234}^0 = 0$ olur.

$$(T_{1/2})_{U-238} \gg (T_{1/2})_{Th-234} \quad (4)$$

$$\lambda_{Th-234} \gg \lambda_{U-238} \rightarrow \lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238} \cong \lambda_{Th-234} \quad (5)$$

$$e^{-\lambda_{U-238}t} \cong e^0 = 1 \quad (6)$$

$$N_{Th-234}(t) = \frac{\lambda_{U-238}N_{U-238}^0}{\lambda_{Th-234}} (1 - e^{-\lambda_{Th-234}t}) \quad (7)$$

Yarılanmanın 4 kez tamamlandığı sürelerde:

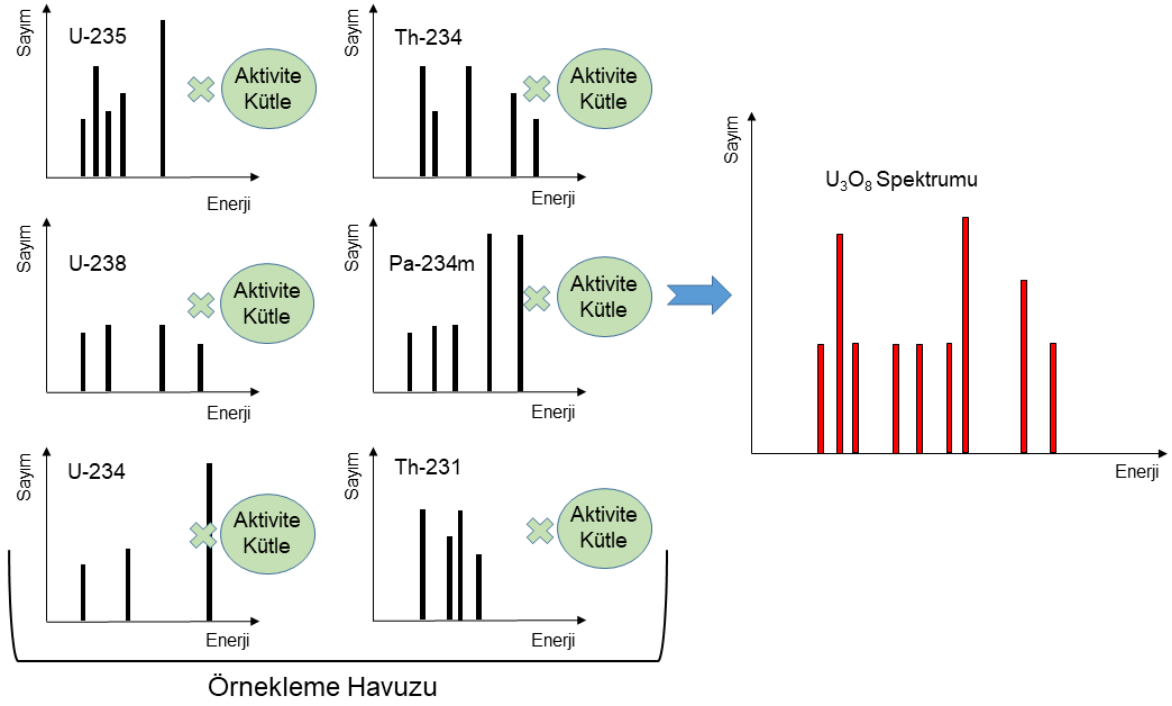
$$e^{-\lambda_{Th-234}t} = 0 \quad (8)$$

Kabul edilir ve zamana bağlı Th-234 izotopunun bozunum hızı U-238 izotopunun bozunum hızıyla dengeye gelir.

$$N_{Th-234}(t)\lambda_{Th-234} = \lambda_{U-238}N_{U-238}^0 \quad (9)$$

Yapılan bu denge hesabı U-235 ve bozunum ürünleri için de yapılmıştır. Oluşan bozunum ürünleri için de uranyum izotoplarından yola çıkarak dengeye geldiklerinde sistemde kütlece ne kadar buldukları hesaplanmıştır. Birim kütleleri için spesifik aktiviteleri bulunmuş ve gama aktivite bilgisi kullanılarak her bir bozunum ürününün saniyede ne kadar gama ışınımı yaydığı hesaplanmıştır. Yapılan hesaplamalar sonucunda U-234, U-235, U-238, Th-234, Pa-234m ve Th-231 için kütle bilgileri ve gama ışını spesifik aktiviteleri (Birim kütleden birim sürede kaç gama ışını açığa çıkmaktadır.) bulunmuştur.

ENDF/B.VII.1 kütüphaneleri kullanılarak her bir izotopun yaydığı gama ışını enerjileri ve bu enerjilerdeki gama ışınlarının ortaya çıkma ihtimalleri elde edilmiştir. Kütle miktarlarıyla çarpılan gama ışını spesifik aktiviteleri, ilgili zenginlikteki izotopların saniyede yaydıkları gama ışını miktarını vermiş ve bu miktarlar ENDF kütüphanelerindeki gama ışınlarının ortaya çıkma yoğunlukları ile çarpılarak her bir gama ışınının saniyede kaç defa salındığı bulunmuştur. Farklı enerjilerde ortaya çıkan bu gama ışınlarının toplam ortaya çıkan gama ışınlarıyla oranları her bir ışın için sistemde ortaya çıkma ihtimalini vermiştir. Bu ihtimaller de MCNP girdi kartına girilerek U_3O_8 malzemesinden yayılan gama ışınlarının benzetimi için kullanılmıştır. İzlenen bu prosedürün basit anlatımı Şekil 8'de görülebilir.



Şekil 8. İzotoplardan yola çıkarak U_3O_8 spektrumu oluşturmak için izlenen metodun basit gösterimi

Her bir izotop için elde edilen spektrumlar örnekleme havuzunu oluşturmuştur. Her bir izotopun sahip olduğu kütle ve aktivite de izotopun spektrumuyla çarpılarak örnekleme yapılacak gama ışınlarının örnekleme havuzunda sahip olacakları pay hesaplanmıştır ve bu değerler MCNP girdi kartına girilerek U_3O_8 spektrumu oluşturulmuştur.

3.5.2. Dedektörler ve Enerjiye Bağlı Yanıt Fonksiyonları

Dedektörlerin belli enerjilerde gelen sinyaller sonucu spektrum üzerinde oluşturdukları tepe noktalarında oluşan yarı yükseklikteki tam genişlik değerleri Çizelge 3'de verilmiştir. Bu değerler kullanılarak her dedektör için tanımlanmış enerjiye bağlı yanıt fonksiyonu içindeki katsayılar bulunmuş ve Çizelge 3'de belirtilmiştir.

Her bir dedektör farklı kanallarda, yani enerjilerde, çözünürlük açısından farklı cevaplar vermektedir. Bu nedenle enerjiye bağlı olarak dedektörün gelen gama ışınının sayımında nasıl davranacağını bilmek için enerjiye bağlı yanıt fonksiyonu oluşturulmuştur. Dedektörlerde oluşturulan sinyalin spektrum üzerinde çözünürlüğe bağlı gösterimi Gaussian olarak kabul edilmiştir. Dedektörde oluşturulan spektrumdaki çözünürlük tanımı:

$$\text{Çözünürlük} = \frac{\text{Yarı Yükseklikteki Tam Genişlik}}{H_0} \quad (10)$$

şeklindedir. Enerjiye bağlı yanıt fonksiyonu ise standart sapma üzerinden tanımlanmıştır.

$$\sigma(E) = a \times E^b \quad (11)$$

$$\text{Yarı Yükseklikteki Tam Genişlik} = 2,35 \times \sigma \quad (12)$$

HpGe dedektörü için yapılan örnek çözümlemede tanımlı iki enerji noktasındaki Yarı Yükseklikteki Tam Genişlik (FWHM) değerleri kullanılarak bu değerler tanımlanmış yanıt fonksiyonunda sırasıyla kullanılmıştır.

$$2,35 \times \sigma(E = 1330 \text{ keV}) = 2,3 \text{ keV} \quad (13)$$

$$2,35 \times \sigma(E = 5,9 \text{ keV}) = 0,732 \text{ keV}$$

$$\sigma(E_1) = aE_1^b \rightarrow \ln(\sigma(E_1)) = \ln(a) + b \ln(E_1) \quad (14)$$

$$\sigma(E_2) = aE_2^b \rightarrow \ln(\sigma(E_2)) = \ln(a) + b \ln(E_2)$$

İlk nokta olan 1330 keV'de değerler yerine konmuş ve iki bilinmeyenli denklem elde edilmiştir.

$$\sigma(E = 1330 \text{ keV}) = 0,978723$$

$$aE_1^b = 0,978723 \quad , \quad E_1 = 1330 \text{ keV} \quad (15)$$

$$\ln(a) + b(7,192934) = -0.0215066$$

İkinci enerji noktası için de iki bilinmeyenli çözünürlük denklemi elde edilmiştir.

$$\sigma(E = 5,9 \text{ keV}) = 0,2928$$

$$aE_2^b = 0,2928 \quad , \quad E_2 = 5,9 \text{ keV} \quad (16)$$

$$\ln(a) + b(1,774952) = -1,228265$$

Denklem (15) ve (16) kullanılarak iki bilinmeyenli iki denklem oluşturulmuş ve HpGe dedektörü için katsayılar bulunmuştur.

$$a = 0,197187 \quad , \quad b = 0,222732 \quad (17)$$

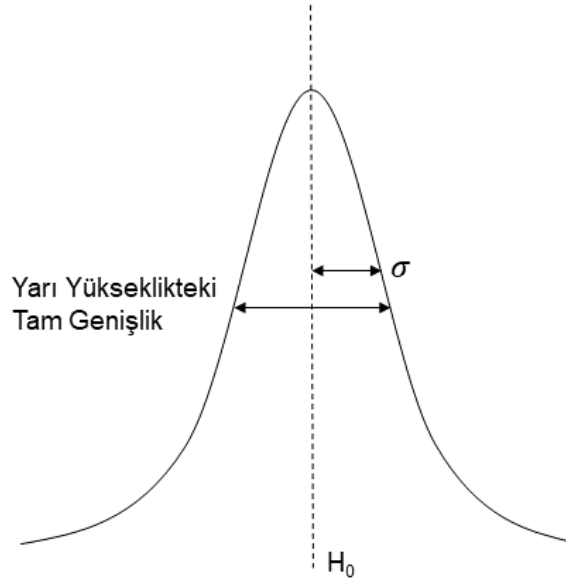
Çizelge 3. Kullanılan dedektörler ve enerjiye bağlı yanıt fonksiyonlarının hesaplanan katsayıları

Dedektör	Marka	Yarı Yükseklikteki Tam Genişlik	a	b
HpGe	Ortec GMX70	5,9 keV'de 0,732 keV	0,197187	0,222732
		1330 keV'de 2,3 keV		
CdZnTe	Kromek Spear	661,6 keV'de 14 keV	0,040470	0,768606
		122,1 keV'de 3,82 keV		
Nal	Scionix	122 keV'de 10,37 keV	0,062787	0,885199
		662 keV'de 46,34 keV		

3.5.3. Dedektörlerin Enerjiye Bağlı Yanıt Fonksiyonlarının Spektrumlara Tanımlanması

MCNP'den alınan F8 çetelesi sonuçları dedektörlerin enerji çözünürlükleri hakkında bir bilgi içermemektedir. Bölüm 3.5.2'de anlatıldığı gibi ve Çizelge 3'de hesaplanıp

verilen değerler ile her bir dedektör için enerjiye bağlı yanıt fonksiyonları oluşturulmuştur. Bu fonksiyonlar oluşturulduktan sonra Bölüm 3.5.1’de izotoplar ve U₃O₈ için elde edilen spektrumlar, bu fonksiyonlar kullanılarak yazılan Python programıyla güncellenmiştir. Spektrumlar üzerindeki kanallardaki sayımlar Şekil 9’deki gibi Gaussian dağılıma dönüştürülmüştür ve sayımlar komşu kanallara çözünürlük fonksiyonuna uygun olacak şekilde yayılmıştır.



Şekil 9. Gaussian dağılım

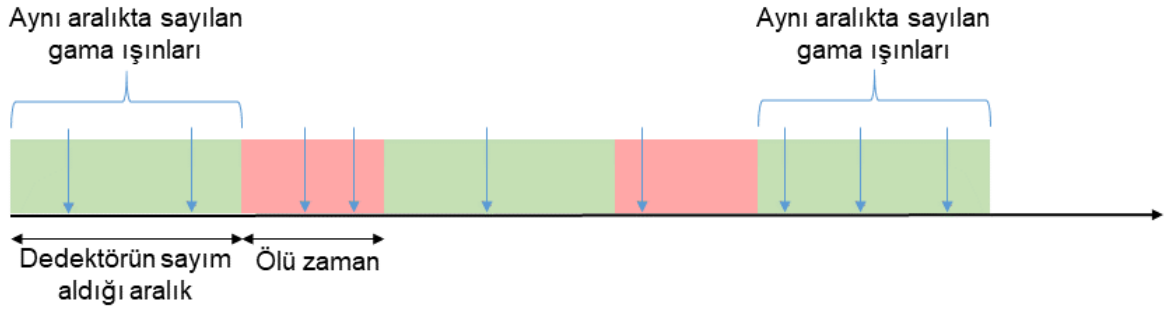
Kanallarda alınan sayımlar da (18) denklemini kullanılarak Gaussian şekle dönüştürülmüştür.

$$G(H) = \frac{A}{\sigma\sqrt{2\pi}} \exp\left(-\frac{(H - H_0)^2}{2\sigma^2}\right) \quad (18)$$

3.5.4. Zaman Üzerinden Örnekleme ile Spektrumların Güncellenmesi

Zaman bilgisini spektruma eklemek için Python programlama dili kullanılmıştır. İkinci aşamada elde edilen dedektörlerin çözünürlükleri üzerinden değiştirilen U₃O₈ spektrumu zaman bilgisine geçmek için temel fonksiyon olarak kullanılmıştır. Normalize edilen U₃O₈ tüm spektrumu bir ihtimal denklemini temsil ettiği için spektrum üzerinden örnekleme yapılarak gelen gama ışınlarının oluşturduğu kanallardaki sayım bilgileri zamana yayılmıştır. MCNP programı her bir parçacık takibini tek tek yapıp bilgilerini sakladıktan sonra bir sonraki parçacık takibine başladığı için gerçek hayatta elde edilen spektrumlarda karşılaşılan aynı zaman

aralığında farklı gama ışınlarının bıraktığı enerjinin tek bir sayım olarak alındığı tesadüfi sayımlar elde edilememektedir. Bu durumu da spektrum üzerinde oluşturabilmek için Python programlama diliyle ikinci aşamadan elde edilen U_3O_8 spektrumu üzerinden örnekleme yapılmıştır. Oluşturulan örnekleme zaman üzerinde aralıklara dağıtılırken olasılık fonksiyonu kullanılmamıştır. Uranyum izotoplarının yarı ömrü çok yüksek olduğu için bozunum katsayıları çok küçüktür, bu durum olasılık fonksiyonu içinde bozunum katsayısının kullanılmamasına sebep olmaktadır. Bu nedenle bilinen saniye başına aktiviteden rastgele örnekleme yapılmıştır. Yapılan örnekleme ve tesadüfi gerçekleşebilecek sayımların örnek gösterimi Şekil 10'da gösterilmiştir.

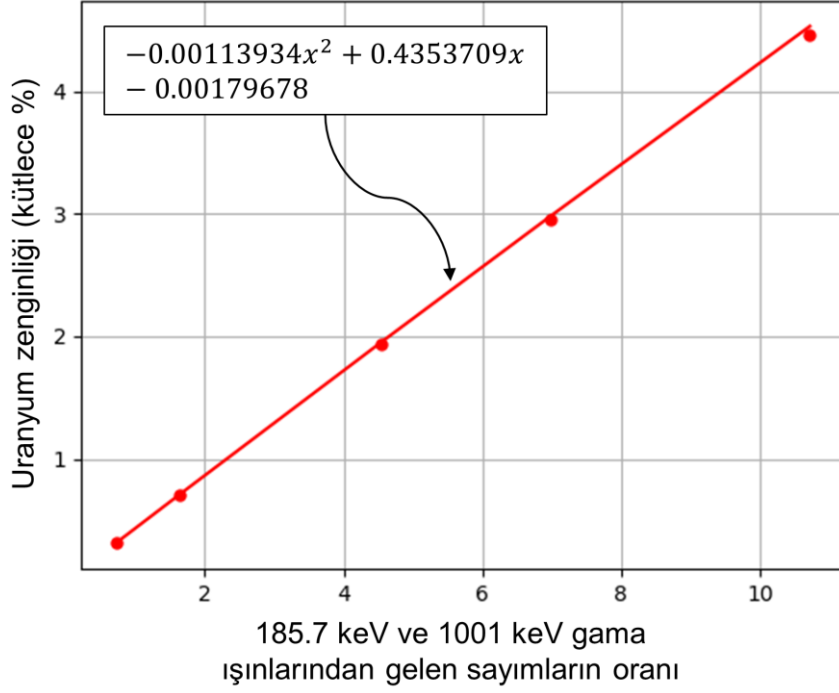


Şekil 10. Zaman üzerinden yapılan örnekleme prensibinin gösterimi

Yapılan bu örnekleme ve oluşabilecek tesadüfi sayımlar ile U_3O_8 spektrumu tekrar oluşturulmuş ve dedektör sayımlarındaki zaman bilgisi de sisteme tanımlanmıştır.

3.6. Tepe Oranları Tekniği ile Yapılan Zenginlik Hesabı

Kütlece zenginlikleri %0,31, %0,71, %1,94, %2,95, %4,46 olan malzemeler kullanılarak U-235 ve U-238'den gelen en olası gama ışını sayımları alınmıştır. Bilinen zenginlik değerlerine karşı U-235'den gelen 185,7 keV ve U-238'den gelen 1001 keV gama ışını oranları belirlenerek 5 farklı nokta elde edilmiştir. Bu noktalar kullanılarak Python diliyle en uygun fonksiyon uydurması yapılmıştır. Daha sonra elde edilen gama ışınları oranları bu fonksiyon üzerinde kullanılarak zenginlik değerleri elde edilmiştir.



Şekil 11. %0,31, %0,71, %1,94, %2,95, %4,46 zenginliklerine ait gama ışını oranları ve bu noktalara uydurulmuş fonksiyon

3.7. Tüm Spektrum Kullanılarak Yapılan Zenginlik Hesabı

U_3O_8 spektrumunun oluşturulmasından sonra bu spektrum kullanılarak zenginlik hesabı yapılmıştır. Zenginlik tayinini referans malzeme kullanmadan yapabilmek için aranan uranyum yakıt malzemesini oluşturan izotopların (U-235, U-238, U-234, Th-234, Pa-234m ve Th-231) MCNP ortamında birim kütleleri için oluşturulan spektrumlar kullanılmıştır. Bu spektrumlardan oluşturulan matris ile U_3O_8 spektrumunu bulmak için en küçük kareler yöntemi kullanılmıştır. İzlenen bu prosedür Şekil 8'de tasvir edilen U_3O_8 spektrumu oluşturma işleminin terse dönük işlemesi şeklinde düşünülebilir. En küçük kareler yöntemi ile zenginlik değeri bilinmeyen U_3O_8 spektrumu üzerinden izotopların spektrumlarında çarpım halinde bulunan kütle değerlerini bulmak amaçlanmıştır.

$$\begin{bmatrix} U-234 & U-235 & U-238 & Th-231 & Th-234 & Pa-234m \\ \vdots & \vdots & \vdots & \vdots & \vdots & \vdots \end{bmatrix} \begin{bmatrix} a \\ b \\ c \\ d \\ e \\ f \end{bmatrix} = [U_3O_8] \quad (19)$$

İzotopların spektrumlarıyla oluşturulan matris ile çarpım halinde olan katsayı vektöründeki bilinmeyenler her bir izotopun toplam kütle içindeki oranının bilgisini taşımaktadır. Örnek b katsayısı için:

$$b = \frac{(x \text{ gram } U - 235) \times (U - 235 \text{ gama spesifik aktivitesi})}{\text{Toplam gama aktivitesi}} \quad (20)$$

Toplam gama aktivitesi, tüm izotopların oluşturduğu gama aktivitesidir. Bu durumda eşitliğin karşısında yer alan U_3O_8 malzemesinden ölçülen aktivite değeridir. Bilinen toplam gama aktivitesi, paydaki U-235 spesifik gama aktivitesi ve en küçük kareler yöntemi ile elde edilen b katsayısı değerleri yerine konularak U-235 izotopundan sistemde kaç gram olduğu bulunmuştur. Bu işlem tüm izotoplar için tekrarlanmış ve böylece zenginlik değeri herhangi bir referans malzeme kullanmadan sadece izotoplardan gelen spesifik aktivite değerleri kullanılarak bulunmuştur.

Spektrumlar enerjiye bağlı çözünürlük fonksiyonları ile güncellendikten sonra takip edilen prosedür aynı şekilde izotopların spektrumu ile matrisin oluşturulması ve en küçük kareler yöntemi ile katsayı vektöründeki kütle bilgisini içeren katsayıların bulunmasıyla zenginlik tayini yapılmıştır.

Bölüm 3.5.4'te zaman bilgisi U_3O_8 spektrumuna girildikten sonra tekrar oluşturulan spektrum üzerinde izlenen prosedür bir önceki adımlarda olduğu gibi bilinen izotop spektrumlarıyla zenginlik tayini yapılmıştır. İlgili değişen tek bölüm zaman bilgisi girilmiş U_3O_8 spektrumudur.

4. Yakıt Malzemesinin Zenginlik, Yoğunluk ve Üretim Zamanı Tayini

Gerçekleştirilen zenginlik tayini sonrasında ölçüm yapılan sistemdeki değişken miktarı artırılarak yakıt malzemesinin zenginlik, yoğunluk ve üretim tarihi ile ilgili bilgiler spektrum üzerinden elde edilmeye çalışılmıştır. Tahmin edilen değişken değerleriyle oluşturulan spektrum ile aranan spektrum arasındaki hata değerlerine bakarak ve verilen tahmin değerlerini her adımda güncelleyerek zenginlik, yoğunluk ve üretim tarihi değişkenleri aranmıştır ve bu iki doğrusal olmayan fonksiyonla işlem yapmak için Levenberg-Marquardt Metodu kullanılmıştır.

4.1. Levenberg-Marquardt Metodu

Levenberg Marquardt Metodu ilk kez 1944 yılında Kenneth Levenberg [15] ve daha sonra 1963 yılında Donald Marquardt [16] tarafından önerilen doğrusal olmayan fonksiyonlar için döngülü çözüm yapan bir eğri oturtma yöntemidir. LM, Gauss-Newton ve En Dik İniş Yöntemi (Steepest Descent) yöntemlerinin birleşimi şeklinde düşünülebilir. Yapılan tahminlerin aranan fonksiyondan uzak olduğu durumlarda LM En Dik İniş Yöntemi şeklinde davranırken aranan değere yaklaştıkça davranış şekli Gauss-Newton'a döner.

Bir fonksiyonun köklerini bulmak için kullanılan Newton Metodu'nda fonksiyonun belli bir noktadaki değeri üzerinden Taylor Serisi Açılımı yapılır. Verilen $f(x)$ fonksiyonu için $x_0 + \delta$ noktasında yapılan açılımda:

$$f(x_0 + \delta) = f(x_0) + f'(x_0)\delta$$

elde edilir. Bir sonraki adımda $x_0 + \delta_0$ kadarlık bir adımda fonksiyon ilerlediğinde x eksenini kestiği nokta, fonksiyonun kökü, bulunduğu varsayılırsa denklemin kökü x_1 aşağıdaki gibi ifade edilebilir.

$$f(x_0 + \delta_0) = 0 = f(x_0) + f'(x_0)\delta_0$$

$$x_1 = x_0 + \delta_0 = x_0 - \frac{f(x_0)}{f'(x_0)}$$

$$x_{n+1} = x_n - \frac{f(x_n)}{f'(x_n)}$$

Temelde eşitliğin sağında bulunan ikinci elemanı sıfır değerine ulaştırmak kök değerine ulaşmayı sağlamaktadır. Gauss-Newton Metodu'nda aranan fonksiyonun kökleri ise:

$$x_{k+1} = x_k + \alpha_k p_k$$

İfade edilir. Gauss-Newton uygulanırken p_k elemanı fark vektörü (r_k) ve Jakobiyen matrisi (J_k) cinsinden ifade edilir. Bu da eşitliğin sağındaki ikinci eleman sıfıra ulaştırıldığında fark vektörünün yani aranan ve tahmin edilen değerlerin oluşturduğu sonuçların aynı olduğunu gösterir.

LM çözüm döngüleri devam ederken hata değerleri üzerinden doğrulama yapılarak devam edilir. Denklemdaki p_k elemanı fark vektörü (r_k) ve Jakobiyen matrisi (J_k) cinsinden ifade edilir.

$$(J_k^T J_k + \lambda I) p_k = -J_k^T r_k$$

$$p_k(\lambda) = -(J_k^T J_k + \lambda I)^{-1} J_k^T r_k$$

Çözüm döngüsüne başlarken seçilen λ , fark vektörünün gösterdiği hata miktarının bir önceki adımdan daha yüksek olup olmamasına göre güncellenir. Bulunan p_k değeri denklemden yerine konularak önceki adımda atanan tahmin değeri x_k güncellenir [17].

4.2. Levenberg-Marquardt Metodunun Malzeme Tayininde Kullanılması

LM doğrusal olmayan çok değişkenli sistemlerde kullanılabilirdiği için uranyum yakıt elemanının zenginliği, yoğunluğu ve üretildiği zamanın bilgisi gibi değişkenler sisteme tanımlanarak bu bilgiler kendini yineleyen bu metod ile bulunabilir. Bir önceki aşamada sistemdeki tek değişken zenginliğin kendisi iken, yeni değişkenler malzeme yoğunluğu ve üretim zamanı da sisteme tanımlanmıştır. Ancak malzemenin üretim tarihinin söylenebilmesi için U-238 izotopunun nükleer bozunma ürünleriyle dengeye gelmeden önce bu işlemin yapılması gerekir. Dengeye gelen sistem için geriye dönük bir zaman bilgisi arayışı mümkün değildir.

U-238 nükleer bozunma sonucu Th-234 izotopuna dönüşmektedir ve Th-234 izotopu da 24,1 günlük yarı ömrüyle Pa-234m izotopuna dönüşmektedir. U-238 izotopu tayini için kullanılan önemli gama ışınları Pa-234m izotopundan geldiği için bu izotopun toplam radyoaktivite içindeki oranı önem taşımaktadır. Pa-234m izotopunu oluşturan Th-234'ün yaklaşık 4 kez yarılanması Pa-234m'ün Th-234 ve U-238 ile dengeye gelmesini sağlayacaktır. Bu 96,4 günlük bir süreye karşılık gelmektedir ve bu süreden önce U-238'den elde edilecek gama ışını spektrumu

zamana bağılı farklılık gösterecektir. Bu nedenle LM kullanabilmek için zaman değişkeni 96,4 günün altında tutularak gerekli gama spektrumları oluşturulmuştur.

4.2.1. Bozunum Ürünlerinin Zamana Bağlı Denklemleri

U-238 ve bozunumundan gelen elementlerin dengeye gelmediği durumda oluşturulacak olan MCNP girdi kartında gama ışını yoğunluklarının seçilen zamana göre düzenlenmesi gerekir. Henüz dengeye oturmamış bu bozunum zincirinde dengeye gelene kadar sistemdeki bozunum elemanlarının miktarı değişeceğinden zamana bağılı izotop miktarlarının değişim denklemleri yazılması gerekir. Bu denklemler kullanılarak MCNP girdi kartındaki gelen gama ışınlarının ihtimal değerleri zamana bağılı oluşturulmuştur.

$$\frac{dN_{Th-234}}{dt} = \lambda_{U-238}N_{U-238} - \lambda_{Th-234}N_{Th-234} \quad (21)$$

N_{U-238} 'i denklemde yerine koyarak Th-234 izotopu için diferansiyel denklem elde edilmiştir.

$$\frac{dN_{Th-234}}{dt} = \lambda_{U-238}N_{U-238}^0 e^{-\lambda_{U-238}t} - \lambda_{Th-234}N_{Th-234} \quad (22)$$

Diferansiyel denklem çözülerek Th-234 izotopunun zamana bağılı değişim denklemi bulunmuştur.

$$\begin{aligned} e^{\lambda_{Th-234}t} \frac{dN_{Th-234}}{dt} + e^{\lambda_{Th-234}t} \lambda_{Th-234} N_{Th-234} \\ = e^{\lambda_{Th-234}t} \lambda_{U-238} N_{U-238}^0 e^{-\lambda_{U-238}t} \end{aligned} \quad (23)$$

$$\frac{d}{dt} [e^{\lambda_{Th-234}t} N_{Th-234}] = e^{(\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238})t} \lambda_{U-238} N_{U-238}^0 \quad (24)$$

$$e^{\lambda_{Th-234}t} N_{Th-234} = \int [e^{(\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238})t} \lambda_{U-238} N_{U-238}^0] dt \quad (25)$$

$$\begin{aligned} e^{\lambda_{Th-234}t} N_{Th-234} \\ = \frac{1}{\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238}} e^{(\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238})t} \lambda_{U-238} N_{U-238}^0 + K_1 \end{aligned} \quad (26)$$

İntegralden gelen K_1 katsayısını bulmak için başlangıç koşulu $t=0$ anındaki Th-234 miktarı denkleme yazılmıştır.

$$N_{Th-234}(t) = \frac{\lambda_{U-238}N_{U-238}^0}{\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238}} e^{-\lambda_{U-238}t} + K_1 e^{-\lambda_{Th-234}t} \quad (27)$$

$$N_{Th-234}(t = 0) = N_{Th-234}^0 = \frac{\lambda_{U-238}N_{U-238}^0}{\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238}} + K_1 \quad (28)$$

$$K_1 = N_{Th-234}^0 - \frac{\lambda_{U-238}N_{U-238}^0}{\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238}} \quad (29)$$

Bulunan K_1 katsayısı denklemde yerine koyularak Th-234 izotopunun zamana göre değişim denklemi elde edilmiştir.

$$N_{Th-234}(t) = \frac{\lambda_{U-238}N_{U-238}^0}{\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238}} (e^{-\lambda_{U-238}t} - e^{-\lambda_{Th-234}t}) + N_{Th-234}^0 e^{-\lambda_{Th-234}t} \quad (30)$$

Bozunum denkleminde bir sonraki aşamada yer alan Pa-234m izotopunun da zamana bağlı bozunum denklemi yazılmıştır.

$$\frac{dN_{Pa-234m}}{dt} = \lambda_{Th-234}N_{Th-234} - \lambda_{Pa-234m}N_{Pa-234m} \quad (31)$$

Burada dikkat edilmesi gereken nokta bozunumun ikinci aşamasında Th-234 miktarının bozunum denkleminde zamana bağlı yazılmasıdır. Bozunmanın ilk anında Th-234 ortamda henüz oluşmadığı için $t=0$ anında miktarı sıfırdır. Dengeye gelene kadar miktarı artmaya devam eder.

$$e^{\lambda_{Pa-234m}t} \frac{dN_{Pa-234m}}{dt} + e^{\lambda_{Pa-234m}t} \lambda_{Pa-234m} N_{Pa-234m} = e^{\lambda_{Pa-234m}t} \lambda_{Th-234} N_{Th-234}(t) \quad (32)$$

$$\frac{d}{dt} [e^{\lambda_{Pa-234m}t} N_{Pa-234m}] = e^{\lambda_{Pa-234m}t} \lambda_{Th-234} N_{Th-234}(t) \quad (33)$$

Zamana bağlı Th-234 miktarının nasıl değiştiği bozunum ilk aşamasında bulunmuştu. Pa-234m izotopunun zamana bağlı denklemini elde etmek için (30)

denklemini (33) denkleminde yerine konmuş ve diferansiyelden kurtulmak için her iki tarafın integrali alınmıştır.

$$\begin{aligned}
& e^{\lambda_{Pa-234m}t} N_{Pa-234m} \\
&= \int \left[\lambda_{Th-234} \frac{\lambda_{U-238} N_{U-238}^0}{\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238}} e^{(\lambda_{Pa-234m} - \lambda_{U-238})t} \right. \\
&\quad \left. - \lambda_{Th-234} \frac{\lambda_{U-238} N_{U-238}^0}{\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238}} e^{(\lambda_{Pa-234m} - \lambda_{Th-234})t} \right] dt
\end{aligned} \tag{34}$$

$$\begin{aligned}
N_{Pa-234m}(t) &= \frac{\lambda_{Th-234} \lambda_{U-238} N_{U-238}^0}{(\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238})(\lambda_{Pa-234m} - \lambda_{U-238})} e^{-\lambda_{U-238}t} \\
&\quad - \frac{\lambda_{Th-234} \lambda_{U-238} N_{U-238}^0}{(\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238})(\lambda_{Pa-234m} - \lambda_{Th-234})} e^{-\lambda_{Th-234}t} \\
&\quad + K_2 e^{-\lambda_{Pa-234m}t}
\end{aligned} \tag{35}$$

Denklemin gösterimini kolaylaştırmak için üstel terimlerle çarpım halinde olan katsayılar harf ile gösterilmiştir.

$$b = \frac{\lambda_{Th-234} \lambda_{U-238} N_{U-238}^0}{(\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238})(\lambda_{Pa-234m} - \lambda_{U-238})} \tag{36}$$

$$c = \frac{\lambda_{Th-234} \lambda_{U-238} N_{U-238}^0}{(\lambda_{Th-234} - \lambda_{U-238})(\lambda_{Pa-234m} - \lambda_{Th-234})} \tag{37}$$

$$N_{Pa-234m}(t) = b e^{-\lambda_{U-238}t} - c e^{-\lambda_{Th-234}t} + K_2 e^{-\lambda_{Pa-234m}t} \tag{38}$$

Başlangıç koşulu kullanılarak K_2 katsayısı bulunmuştur.

$$N_{Pa-234m}(t = 0) = 0 = b e^{-\lambda_{U-238}t} - c e^{-\lambda_{Th-234}t} + K_2 e^{-\lambda_{Pa-234m}t} \tag{39}$$

$$K_2 = -b + c \tag{40}$$

$$N_{Pa-234m}(t) = b e^{-\lambda_{U-238}t} - c e^{-\lambda_{Th-234}t} + (c - b) e^{-\lambda_{Pa-234m}t} \tag{41}$$

Bozunumun ikinci ürünü olan Pa-234m izotop sayısı için zamana bağlı değişim denklemi bulunmuştur. U-235 için de U-238'in bozunumunun ilk aşaması olan Th-234 için takip edilen prosedür takip edilip zamana bağlı Th-231 denklemi elde edilmiştir.

4.2.2. Prosedür

MCNP programı kullanılarak %3 zenginliğinde, 2,4957 g/cm³ yoğunluğuna sahip ve üretilmesinin üzerinden 10 gün geçmiş sarı pasta uranyum malzemesi tanımlanmış ve gama ışını spektrumu almak için HpGe dedektörü kullanılmıştır. Elde edilen gama ışını spektrumu gerçek ölçüm değeri yani aranan değer olacak şekilde kaydedilmiştir. Ardından bu aranan değeri bulmak için bir çözüm önerisi sunulmuştur. Bu çözüm önerisi için zenginlik, yoğunluk ve zaman değerleri sırasıyla %2, 3,0 g/cm³ ve 30 gün olarak seçilmiştir.

LM ile Monte Carlo yöntemi kullanarak uranyum zenginliği, uranyum yoğunluğu ve U₃O₈ üretiminden itibaren geçen zaman bilgisine ulaşmak için belli zenginlik, yoğunluk ve zaman bilgileri girilerek aranacak olan U₃O₈ spektrumu oluşturulmuştur. Bu spektrum üzerinden herhangi bir referans malzeme kullanılmadan değişken bilgilerine ulaşmak için zenginlik, yoğunluk ve zaman bilgileri tahmin edilerek belli değerler üzerinden U₃O₈ tahmin spektrumu atanmıştır. Bu iki spektrum arasında hata hesabı yapıldıktan sonra değişkenler için spektrum üzerinden kısmi türev alınarak Jakobiyen matrisinin terimleri oluşturulmuştur. Nümerik olarak bu kısmi türevler ve vektörler, atanan tahmin spektrumu ve değişken üzerinde yapılan küçük bir fark ile oluşturulan yeni spektrum arasındaki farkın yapılan bu farka oranlanması ile bulunmuştur.

$$\frac{\text{Atanan Tahmin Spektrumu}(\rho) - \text{Spektrum}(\rho + d\rho)}{d\rho} \quad (42)$$

Jakobiyen matrisi oluşturulduktan sonra Hesse matrisi oluşturulmuştur. Seçilen sönümlenme katsayısıyla Hesse matrisi güncellenerek tahmin edilen zenginlik, yoğunluk ve zaman değerleri için değişim miktarları belirlenmiştir. Bu değişim miktarları ile yeni zenginlik, yoğunluk ve zaman bilgileri ile yeni tahmin spektrumu elde edilmiştir. Aranan spektrum ile yeni tahmin spektrumu arasında hata hesabı yapılmıştır. İlk yapılan tahminler üzerinden elde edilen hata ile yeni hata değeri karşılaştırılmıştır. Yeni hata değerinin daha büyük olması durumunda sönümlenme

5. Sonular ve Tartışma

Dedektörlerin performanslarının ölçüldüğü bölümde uranyum ve bozunum ürünlerinin dengeye geldiği durum için işlemler takip edilmiştir. Tepe oranları tekniği ve tüm spektrum kullanılarak yapılan incelemelerde zaman üzerinde dengeye gelmeyen yakıt elemanları için işlem yapılamamaktadır, bu nedenle yürütülen işlemler dengeye gelmiş bozunum ürünleri ile sürdürülmüştür. MCNP programında oluşturulan simülasyonlardaki ölçümlerde arka planda oluşabilecek sinyaller sisteme dahil edilmemiştir.

Çizelge 4. %1,94 zenginlikte U₃O₈ malzemesinin tüm spektrum kullanılarak yapılan zenginlik tayinleri

	HpGe	CdZnTe	Nal
F8 Çetelesi	1,884 ± %1,85	1,517 ± %10,7	1,894 ± %2,41
Enerjiye bağlı yanıt fonksiyonu kullanılarak	1,831 ± %1,44	1,605 ± %22,6	1,520 ± %3,57
Zamana yayılmış	1,828 ± %6,68	-	-

Tüm spektrum üzerinde yapılan çalışmada dedektörler beklendiği gibi, en iyi sonucu MCNP çıktısından alınan F8 Çetelesi sonuçları kullanılarak vermişlerdir. Enerjiye bağlı yanıt fonksiyonu ve zaman üzerinden yapılan örneklemeler spektrum üzerinde bilginin kaybolmasına neden olmuştur.

CdZnTe dedektöründen alınan sonuçların doğruluğu ve hassaslığı, bu dedektörün kullanımının uygunluğu açısından soru işareti doğurmaktadır. Ancak kullanılan CdZnTe dedektörünün ve kristalinin büyüklüğünün etkisi bu sonuçları doğrumuştur. Kromek tarafından üretilen 5x5x5 büyüklüğünde kristale sahip CdZnTe dedektörü çözünürlüğü açısından gelen 1 MeV civarındaki gama ışınlarını ölçmek için uygun değildir. Ayrıca sahip olduğu boyut nedeniyle yeterli katı açı ile gelen gama ışınlarını görememektedir.

Nal dedektörü her ne kadar F8 çetelesi ile alınan spektrumlarda iyi sonuçlar verse de sahip olduğu çözünürlük nedeniyle enerjiye bağlı yanıt fonksiyonu kullanılan kısımda zenginlik değerinin doğruluğundan sapmalar göstermeye başlamıştır. Bu nedenle tüm spektrum üzerinden yapılan bu zenginlik tayini işlemi için Nal dedektörü uygun değildir.

Tüm spektrum üzerinden yapılan zenginlik tayininde dedektör kristali büyüklüğü ve dedektör çözünürlüğünün önemli olduğu görülmüştür. CdZnTe dedektörünün daha büyük boyutlardaki bir modeli tüm spektrum üzerinden yapılan bu zenginlik tayininde kullanılabilir.

HpGe dedektörü ise çözünürlüğünün getirdiği avantaj ile en iyi performansı göstermiştir. Bu çözünürlük avantajı aynı zamanda HpGe gibi katı hal dedektörlerinin tepe oranları tekniğinde kullanımına olanak sağlamaktadır. Tüm spektrum üzerinden yapılan zamana yayılmış zenginlik tayininde HpGe dedektörü her ne kadar iyi sonuçlar vermiş olsa da tepe oranları tekniği kullanılarak alınan sonuçlar gerçek değere daha yakın olmuştur. CdZnTe dedektörünün kristal boyutunun getirdiği bir dezavantaj olarak 1 MeV ve daha yüksek enerjideki gama ışınlarını sayımında problemler yaşaması, NaI dedektörünün de yüksek enerjilerde yaşadığı çözünürlük kayıpları nedeniyle bu dedektörler tepe oranları tekniğinde kullanmak için uygun bulunmamıştır.

Çizelge 5. %1,94 zenginlikte U₃O₈ malzemesinin tepe oranları tekniği ve HpGe dedektörü kullanılarak yapılan zenginlik tayinleri

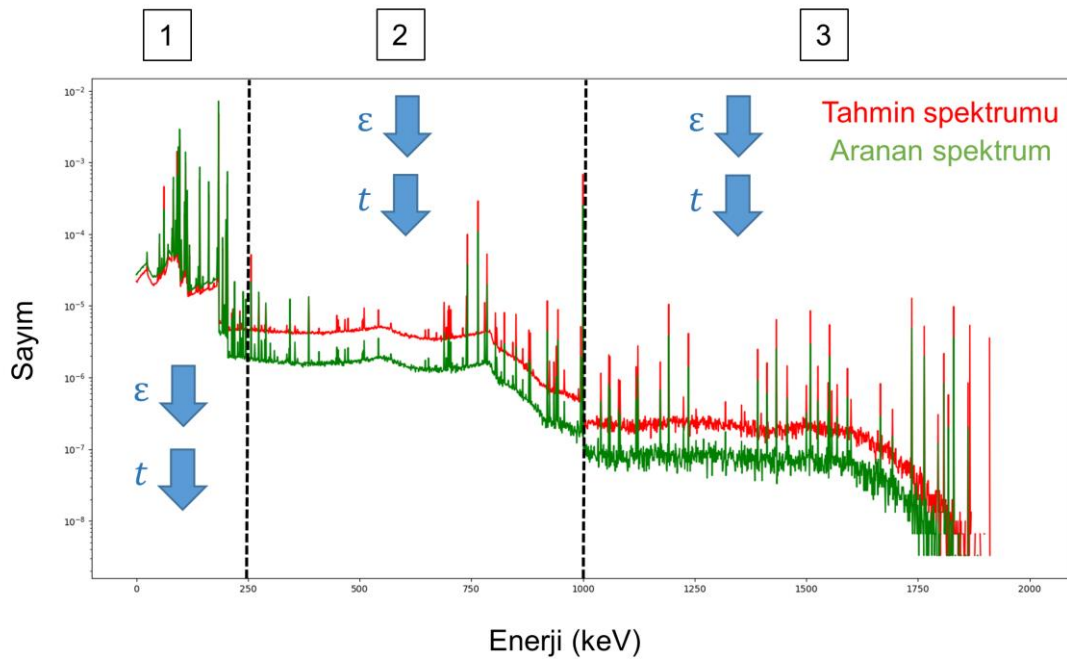
F8 Çetelesi	1,936 ± %1,55
Enerjiye bağlı yanıt fonksiyonu ile	1,979 ± %1,53
Zamana yayılmış	1,981 ± %1,59

Yapılan bu zenginlik tayinini birden çok değişkenle yaparak malzeme üzerinde daha çok bilgi edinebilmek için LM kullanılmıştır. Sisteme zenginlik, yoğunluk ve üretim zamanı bilgileri girilerek spektrum oluşturulmuştur. Herhangi bir referans malzeme olmadan yapılan bu işlemde, tahmin değerleri ve elde edilen hataların getirdiği sonuçlar ile LM kullanılarak ilerleme yönleri ve miktarları bulunmuştur.

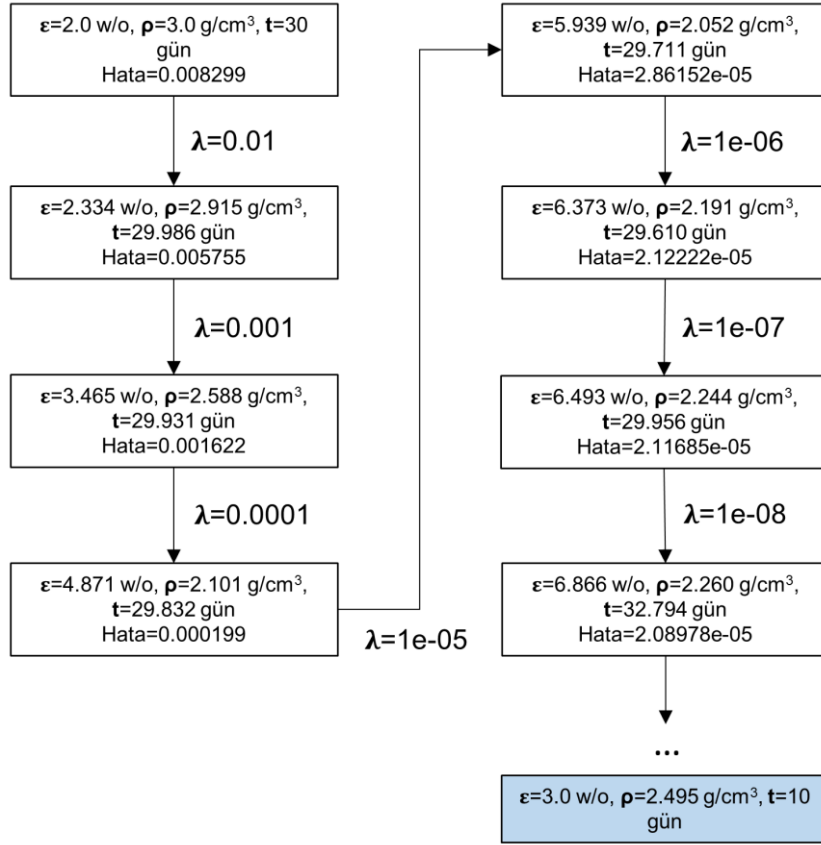
LM ile yapılan zenginlik, yoğunluk ve üretim tarihi tayinleri için elde edilen sonuçlar aşağıdaki şekillerde gösterilmiştir. İlk durumda 3.0 w/o zenginliğindeki U₃O₈ 2,495 g/cm³ yoğunluğunda sisteme tanımlanmış ve üretim tarihi olarak 10 gün seçilmiştir. İlk yapılan tahminlerde değişkenler 2,0 w/o, 3,0 g/cm³ ve 30 günlük bir üretim tarihi geçmiş tanımlanmıştır. Ancak Şekil 14'te görüldüğü gibi ilerleyen LM adımlarında değişkenler aranan değerlere yaklaşmamış, başka bir noktaya yakınsamıştır.

Değişen zenginlik, yoğunluk ve zaman bilgileri spektrum üzerinde farklı bölümlerde etkilerini göstermektedirler. Şekil 13'te görüldüğü gibi örnek olarak verilen değerler üzerinden incelenen spektrumda artan zenginlik ve azalan üretim zamanı değerleri

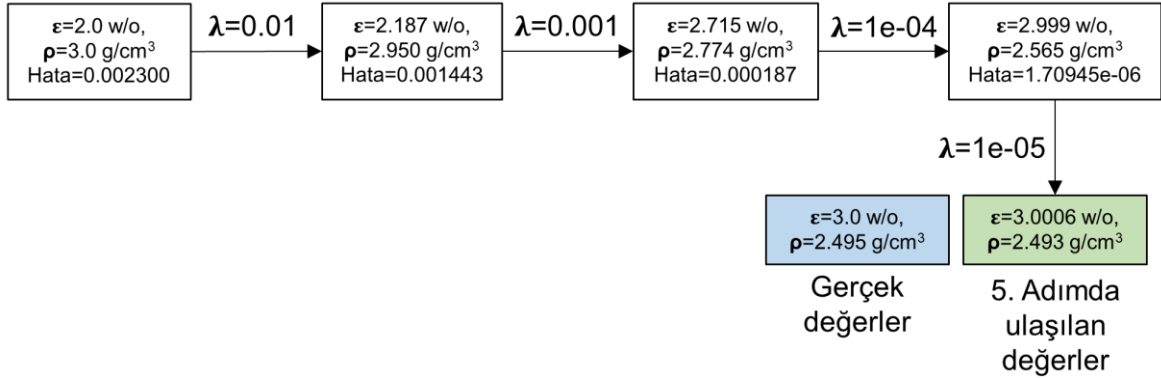
spektrum üzerinde benzer etkiler oluşturmaktadır. Bu nedenle LM kullanırken, sistem hatayı azaltmak için gün yerine zenginlik değişkeni üzerinden hareket etme yoluna gitmiştir. İki spektrum arasındaki hata miktarını bu şekilde düşürse de aranan değişken değerlerinden uzaklaşarak bunu başarmıştır. Gerçek hayata uyarlanan bir senaryoda bu yöntemle hata değeri düşürülerek belli değişken değerlerine ulaşılsa dahi bu zenginlik ve zaman değerlerinin gerçek değerler olup olmaması konusunda emin olunamaz. LM'nun zaman bilgisi ile kullanılabilmesi için oluşturulan spektrumlar üzerinde belli bölgelerde ayırıcı tepe noktalarına bakmak ve metot üzerinde düzenlemeler yapmak gerekecektir.



Şekil 13. Artan zenginlik ve azalan üretim tarihi değişkenlerine bağlı olarak verilen tahmin spektrumu üzerindeki değişkenlerin belirlenmiş bölgeler üzerinde yapmış olduğu değişiklikler



Şekil 14. 3,0 w/o zenginliğinde 2,495 g/cm³ yoğunluğunda 10 gün önce üretilmiş U₃O₈ yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen adımlar



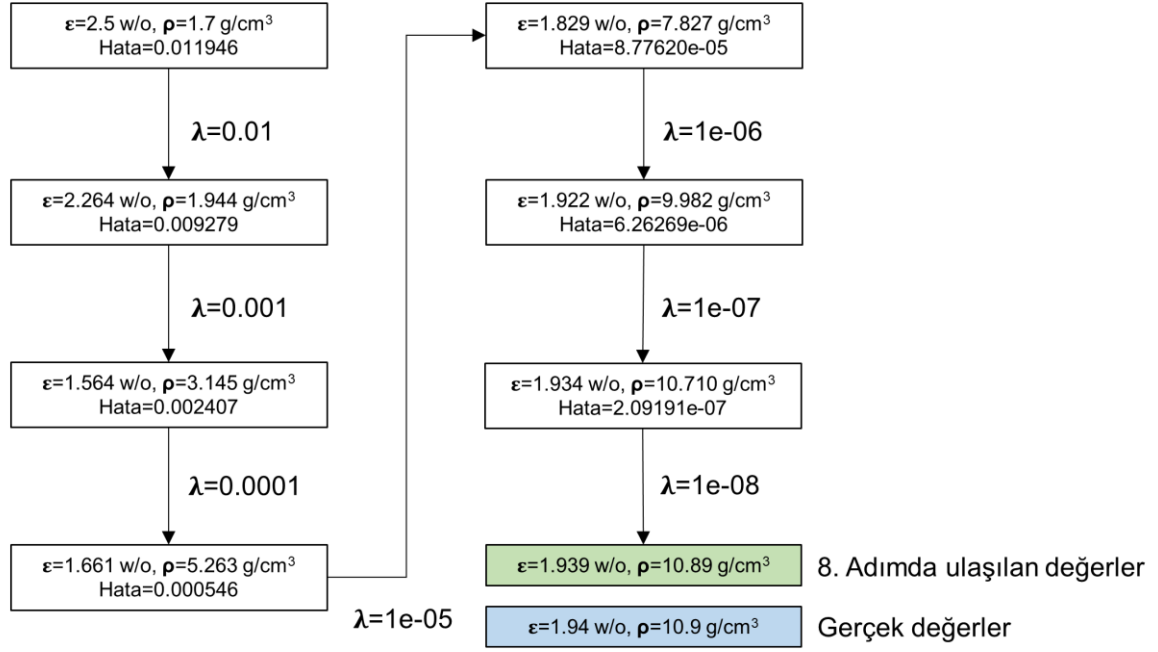
Şekil 15. 3,0 w/o zenginliğinde 2,495 g/cm³ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U₃O₈ yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen adımlar

İkinci adımda zaman bilgisi sistemden çıkarılarak uranyum izotoplarının bozunum ürünleriyle dengeye geldiği durum incelenmiştir. Zamana bağlı bozunum denklemlerinde zaman bilgisi için 100 gün girilerek dengeye gelmeleri sağlanmıştır. Aranılan değer 3,0 w/o zenginliğinde ve U₃O₈ yoğunluğu 2,495 g/cm³ olarak seçilmiştir. Verilen yakın tahmin değerleri 2.0 w/o zenginlik ve 3,0 g/cm³ ile LM

kullanılarak 5. Adımda istenilen değerlere çok yakın değerler elde edilebilmiştir (Şekil 15).

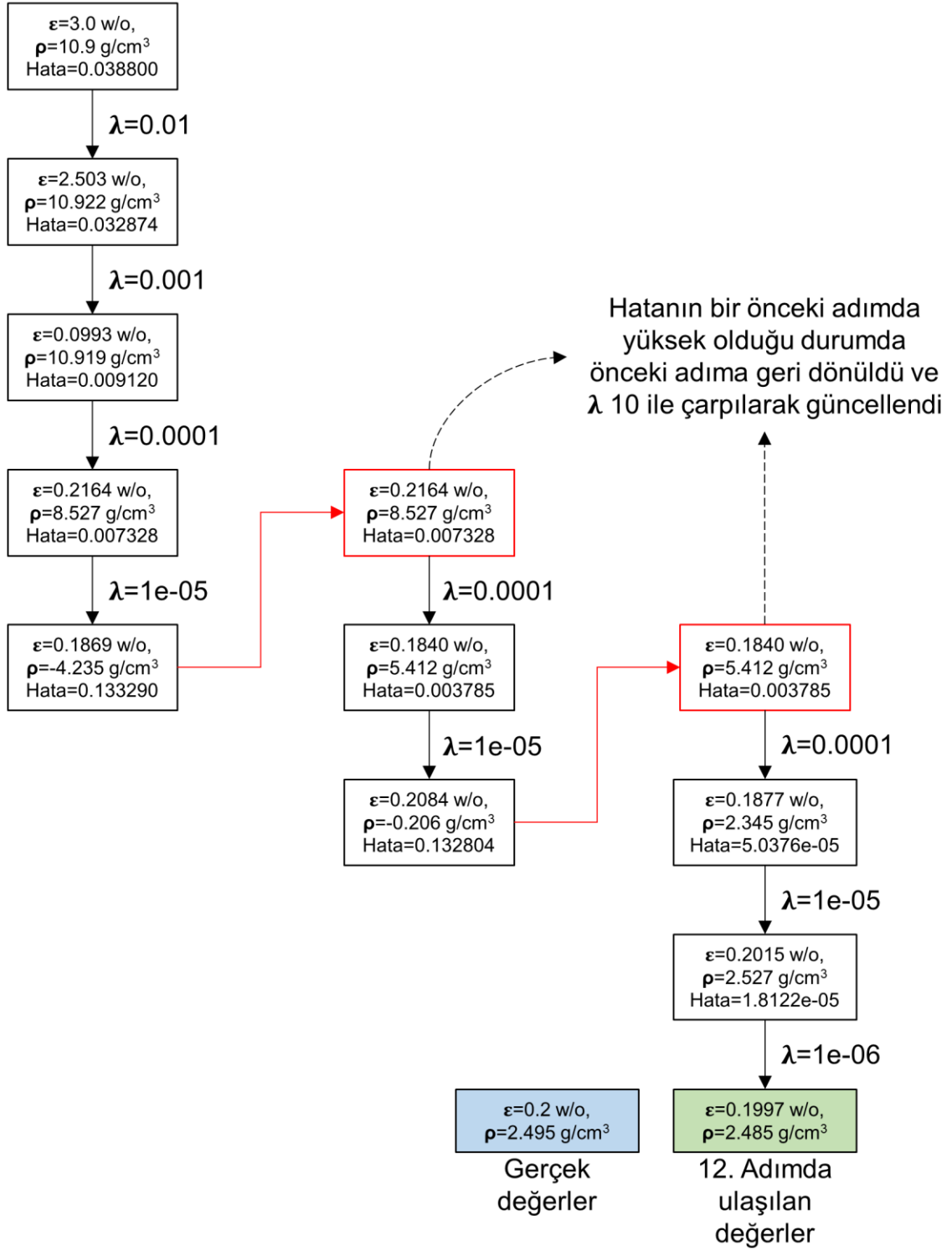
Son adımda yapılan LM işleminde birbirinden daha uzak değişken değerleri kullanılmıştır. Aranılan zenginlik değeri olarak kullanılmış yakıt içindeki zenginlik değeri 0,2 w/o ve U_3O_8 yoğunluğu $2,495 \text{ g/cm}^3$ alınmıştır. Tahmin değerlerinde zenginlik 3,0 w/o ve yoğunluk olarak UO_2 uranyum yakıt peletinin $10,9 \text{ g/cm}^3$ lük yoğunluğu seçilmiştir. 12. adımda aranılan değerlere yakın değerler elde edilmiştir. Sistem hata değeri yüksek çıkan adımlarda kendini güncellemiş ve değişken değerlerini doğru yönde değiştirerek gerçek değerlere yakınsamıştır. Aranılan değerden yüksek bir yoğunluk değeri ve zenginlik tahmininde bulunulmuş olsa da LM ile doğru sonuçlar bulunabilmiştir. Yapılan işlemler U_3O_8 malzemesi üzerinden yapılmış olsa da uranyum yakıt malzemesi üretiminde UO_2 ve UF_6 bileşikleri ile de karşılaşabilir. MCNP ortamında U_3O_8 malzemesi ve yoğunluğu tanımlanarak değişken tayinleri yapıldığı durumda aranılan gerçek spektrum başka bir bileşiğe ait olsa da bu bir sorun teşkil etmemektedir. Gama ışını etkileşim mekanizmaları elektron yoğunluğu ile ilgili olduğu için bu durumda atom numarası önemli olmaktadır. İlgili her bileşik içinde uranyum bu durumda baskın element olacağı için bileşik içindeki diğer elementlerin etkisi önemsiz olacaktır. Son verilen örnekte olduğu gibi U_3O_8 aranılan yoğunluğu UO_2 yoğunluğu tahmin edilerek bulunabilecektir.

Yapılan son adımda kullanılan metotların karşılaştırılabilir olması için Tepe Oranları Tekniği ile UO_2 yoğunluğundaki 1,94 w/o zenginliğinde yakıt elemanın zenginlik değeri aranmıştır. Ancak Tepe Oranları Tekniği'nde oluşturulan fonksiyon U_3O_8 için oluşturulduğu için $2,495 \text{ g/cm}^3$ yoğunluğundaki tepe oranları değerlerine uygun olacaktır. U-235 izotopundan gelen 185,7 keV gama ışınının daha yoğun ortamlarda alabileceği mesafe daha az olduğu için tepe oranlarındaki sayımlarda değişime sebep olacaktır. Bu nedenle Tepe Oranları Tekniği kullanılan durumda aranılan 1,94 w/o zenginlik 0,87 w/o olarak bulunmuştur. Aynı durum LM ile çözülmeye çalışıldığında yoğunluklar ve zenginlikler aranılan ve başlanılan spektrumlarında farklı olsa da değişkenler belli adımlardan sonra doğru değerlere yakınsamıştır[Şekil 16]. LM ile sürdürülen adımlar boyunca yakınsayan spektrum görseli Şekil 18, Şekil 19 ve Şekil 20'de gösterilmiştir.

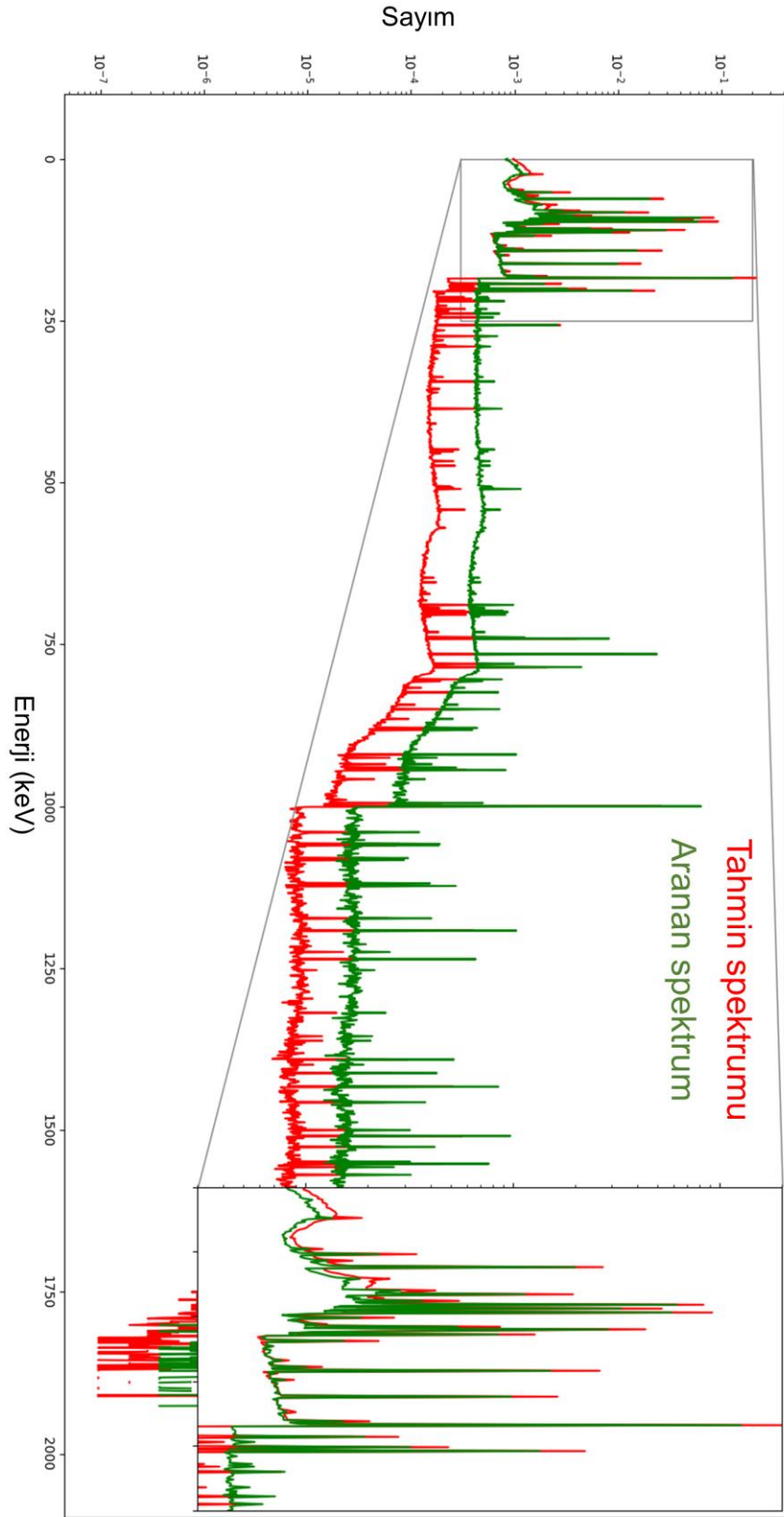


Şekil 16. Tepe Oranları Tekniği ile elde edilemeyen zenginlik değerinin LM ile zenginlik ve yoğunluk tayini adımları

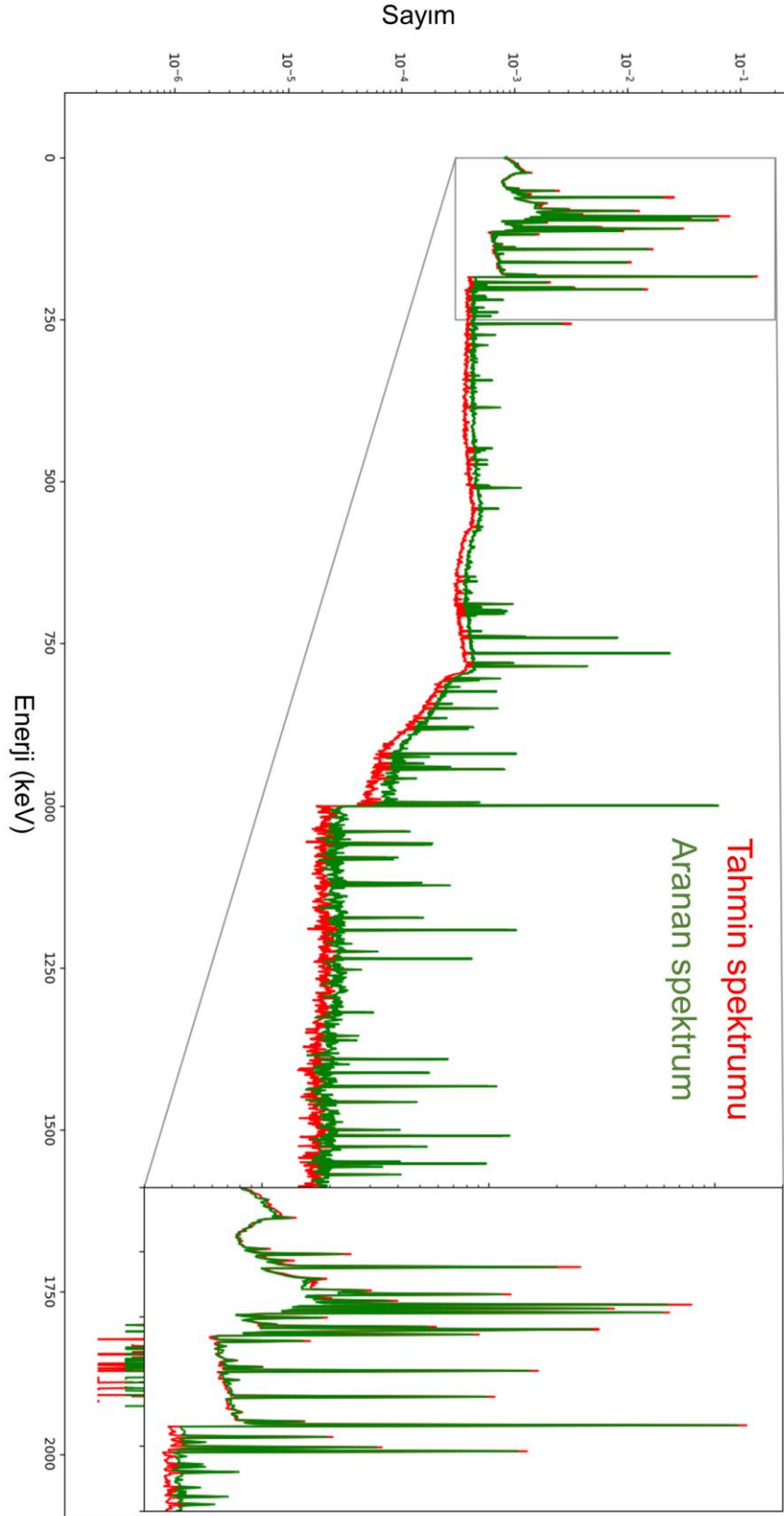
MGAU ve URADOS projelerinde olduğu gibi yazılan bu kod ile uranyum yakıt malzemesi için zenginlik ve yoğunluk tayini yapılabilmektedir. Yapılan bu çalışma kullanılmış yakıtlar üzerindeki Pu içeriğinin belirlenmesi için de kullanılabilir ve Levenberg-Marquardt Metodu ile Pu zenginliği hesabı yapılabilir ve nükleer reaktör yakıtlarının takibindeki diğer önemli aşama olan kullanılmış yakıtlardaki zenginlik için çalışmalar devam ettirilebilir. Kullanılan kod üzerinde zaman bilgisini çözümlenmesi için geliştirmeler yapılarak da üçüncü değişken sisteme tanımlanabilir.



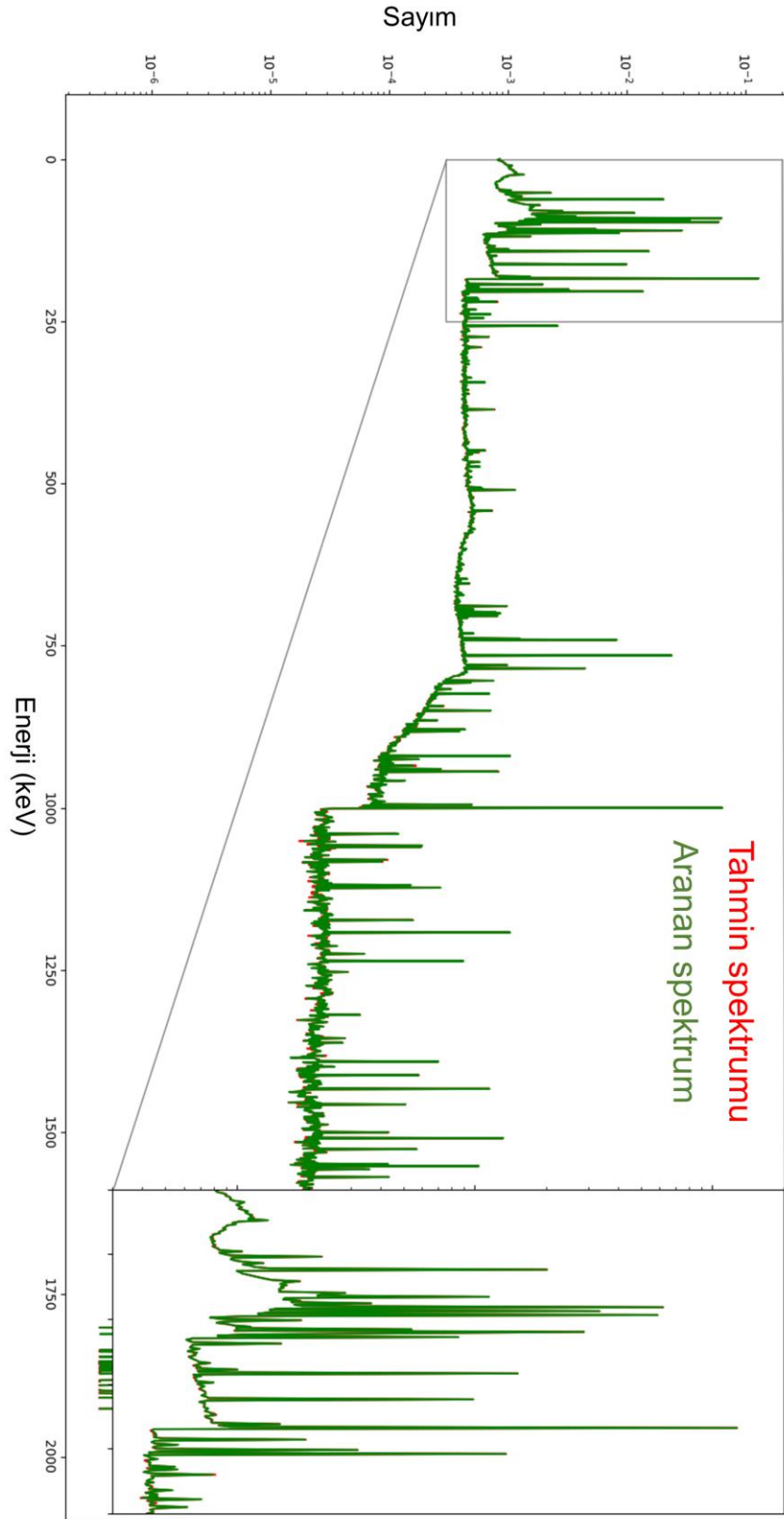
Şekil 17. 0,2 w/o zenginliğinde 2,495 g/cm³ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U₃O₈ yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen adımlar



Şekil 18. 1,94 w/o zenginliğinde $10,9 \text{ g/cm}^3$ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U_3O_8 yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen ilk adımındaki spektrum karşılaştırmaları



Şekil 19. 1,94 w/o zenginliğinde $10,9 \text{ g/cm}^3$ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U_3O_8 yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen 4. adımındaki spektrum karşılaştırmaları



Şekil 20. 1,94 w/o zenginliğinde $10,9 \text{ g/cm}^3$ yoğunluğunda nükleer bozunum ürünleriyle dengeye gelmiş U_3O_8 yakıt elemanının değişken değerlerini bulmak için LM ile yürütülen son adımındaki spektrum karşılaştırmaları

KAYNAKLAR

- [1] International Atomic Energy Agency, *Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons*, INFCIRC/140, **1970**.
- [2] International Atomic Energy Agency, *The Structure and Content of Agreements Between The Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons*, INFCIRC/153, **1984**.
- [3] Ulmer-Scholle, D. S., Uranium Enrichment, <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/uranium-enrichment.aspx>, **2018**.
- [4] Smith, H. a, The Measurement of Uranium Enrichment, *Nureg/Cr-5550*, 195, 205–207, **1991**.
- [5] Morel, J., Etcheverry, M., Riazuelo, G., Uranium enrichment measurement by X- and γ -ray spectrometry with the “URADOS” process, *Applied Radiation and Isotopes*, 49, 1251–1257, **1998**.
- [6] Kim, J., Choi, H. D., Park, J., Uranium Enrichment Determination Using a New Analysis Code for the U XK α Region: HyperGam-U, *Nuclear Engineering and Technology*, 48, 778–784, **2016**.
- [7] Yücel, H., Dikmen, H., Uranium enrichment measurements using the intensity ratios of self-fluorescence X-rays to 92* keV gamma ray in UXK α spectral region, *Talanta*, 78, 410–417, **2009**.
- [8] Apostol, A. I., Pantelica, A., Sima, O., Fugaru, V., Isotopic composition analysis and age dating of uranium samples by high resolution gamma ray spectrometry, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, 383, 103–108, **2016**.
- [9] Goorley, J. T., James, M. R., Booth, T. E., Brown, F. B., Bull, J. S., Cox, L. J., Durkee, J. W., Elson, J. S., Fensin, M. L., Forster, R. A., Hendricks, J. S., Hughes, H. G., Johns, R. C., Kiedrowski, B. C., Mashnik, S. G., MCNP6 User’s Manual, Version 1.0, LA-CP-13-00634, *Los Alamos National Laboratory*, 765, **2013**.
- [10] Goorley, T., James, M., Booth, T., Brown, F., Bull, J., Cox, L. J., Durkee, J., Elson, J., Fensin, M., Forster, R. A., Hendricks, J., Hughes, H. G., Johns, R., Kiedrowski, B., Martz, R., Mashnik, S., McKinney, G., Pelowitz, D., Prael, R., Sweezy, J., Waters, L., Wilcox, T., Zukaitis, T., Initial MCNP6 Release Overview, *Nuclear Technology*, 180, 298–315, **2012**.
- [11] Rossum, G. Van, Drake, F. L., PYTHON, *Milton Quarterly*, 42, 270–272, **Dec. 2008**.
- [12] http://www.radiochemistry.org/periodictable/gamma_spectra/pdf/u235.pdf, U-235 Decay Chain, **2018**.
- [13] http://www.radiochemistry.org/periodictable/gamma_spectra/pdf/u238.pdf, U-238 Decay Chain, **2018**.
- [14] Carpenter, B. S., Gramlich, J. W., Greenberg, R. R., Machlan, L. A., Debievre, P., Eschbach, H. L., Meyer, H., Audenhove, J. Van, Connolly, V. E., Trahey, N. M., Zook, A. C., *Standard Reference Materials: Uranium-235 Isotope Abundance Standard Reference Materials for Gamma Spectrometry*

Measurements. 6-9, **1986**.

- [15] Levenberg, K., A Method for the Solution of Certain Non-Linear Problems in Least Squares, *Quarterly of Applied Mathematics*, 2, 164–168, **1944**.
- [16] Marquardt, D. W., An Algorithm for Least-Squares Estimation of Nonlinear Parameters, *Journal of the Society for Industrial and Applied Mathematics*, 11, **1963**.
- [17] CROEZE, A., Pittman, L., REYNOLDS, W., *Solving Nonlinear Least-Squares Problems With the Gauss-Newton and Levenberg-Marquardt Methods*, **2012**.

ÖZGEÇMİŞ

Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Onur MURAT

Doğum Yeri : Ankara

Medeni Hali : Bekar

E-posta : onurmurat1991@gmail.com

Adresi : Ata Mah. Karlıdağ Cad. Çiğdem Sitesi 20A/3 Eryaman Ankara

Eğitim

Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği (2014)

Yüksek Lisans : Ecole Nationale Supérieure de Techniques Avancées (2015)

Yüksek Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği (2018)

Yabancı Dil ve Düzeyi

İngilizce – Çok iyi

Fransızca – Orta

İş Deneyimi

Araştırma Görevlisi, Nükleer Enerji Mühendisliği, Hacettepe Üniversitesi, 2017-Halen

Deneyim Alanları

Monte Carlo Yöntemi, Radyasyon Tespiti, Reaktör Fiziği, Termal Hidrolik Analiz, Python Programlama Dili,

Tezden Üretilmiş Projeler ve Bütçesi

Lisansüstü Tez Projesi, 7000 TL

Tezden Üretilmiş Yayınlar

-

Tezden Üretilmiş Tebliğ ve/veya Poster Sunumu ile Katıldığı Toplantılar

-



HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
YÜKSEK LİSANS/~~DOKTORA~~ TEZ ÇALIŞMASI ORJİNALLİK RAPORU

HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLER ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI BAŞKANLIĞI'NA

Tarih: 16/11/2018

Tez Başlığı / Konusu: Nükleer Maddelerin İzotopik İçeriğinin Monte Carlo Yöntemi ile Belirlenmesi

Yukarıda başlığı/konusu gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç kısımlarından oluşan toplam 41 sayfalık kısmına ilişkin, 16/11/2018 tarihinde ~~sağım~~/tez danışmanım tarafından Turnitin adlı intihal tespit programından aşağıda belirtilen filtrelemeler uygulanarak alınmış olan orijinallik raporuna göre, tezimin benzerlik oranı % 1 'dir.

Uygulanan filtrelemeler:

- 1- Kaynakça hariç
- 2- Alıntılar ~~hariç~~/dâhil
- 3- 5 kelimedenden daha az örtüşme içeren metin kısımları hariç

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Tez Çalışması Orjinallik Raporu Alınması ve Kullanılması Uygulama Esasları'nı inceledim ve bu Uygulama Esasları'nda belirtilen azami benzerlik oranlarına göre tez çalışmamın herhangi bir intihal içermediğini; aksinin tespit edileceği muhtemel durumda doğabilecek her türlü hukuki sorumluluğu kabul ettiğimi ve yukarıda vermiş olduğum bilgilerin doğru olduğunu beyan ederim.

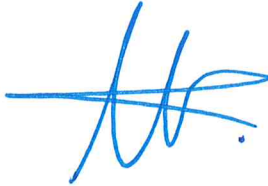
Gereğini saygılarımla arz ederim.


16/11/2018

Adı Soyadı: Onur MURAT
Öğrenci No: N16127908
Anabilim Dalı: Nükleer Enerji Mühendisliği
Programı: Yüksek Lisans
Statüsü: Y.Lisans Doktora Bütünleşik Dr.

DANIŞMAN ONAYI

UYGUNDUR.



(Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU)