

T.C.
SİNOP ÜNİVERSİTESİ
LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI



ERGİMiŞ TUZ REAKTÖRLERİNDE KULLANILMiŞ YAKITIN
TAŞINMASI VE DEPOLANMASI İÇİN KONTEYNER
TASARIMI

ZEHRRA ZÜLAL YÜCEL

YÜKSEK LİSANS TEZİ

DANIŞMAN
DR. ÖĞR. ÜYESİ HÜSEYİN ŞAHİNER

SİNOP-2025

TEZ KABUL

ZEHRA ZÜLAL YÜCEL tarafından hazırlanan “**ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNDE KULLANILMIŞ YAKITIN TAŞINMASI VE DEPOLANMASI İÇİN KONTEYNER TASARIMI**” başlıklı bu çalışma, 19.12.2025 tarihinde yapılan savunma sınavı sonucunda başarılı bulunarak, jürimiz tarafından oybirliği ile **YÜKSEK LİSANS tezi** olarak kabul edilmiştir.

Üye
(Başkan)

Prof. Dr. Hacı Mehmet ŞAHİN
Gazi Üniversitesi / Teknoloji Fakültesi

İmza

Üye
(Danışman)

Dr. Öğr. Üyesi Hüseyin ŞAHİNER
Sinop Üniversitesi / Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi

İmza

Üye

Doç. Dr. Ali TİFTİKÇİ
Sinop Üniversitesi / Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi

İmza

Enstitü Müdürü

Prof. Dr. Onur ŞAHİN

İmza

ETİK BEYANI

Tez Yazım Kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmasında; tez içinde sunduğum verileri, bilgileri ve dokümanları akademik ve etik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi, tüm bilgi, belge, değerlendirme ve sonuçları bilimsel etik ve ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu, tez çalışmasında yararlandığım eserlerin tümüne uygun atıfta bulunarak kaynak gösterdiğimi, kullanılan verilerde herhangi bir değişiklik yapmadığımı, bu tezde sunduğum çalışmanın özgün olduğunu, bildirir, aksi bir durumda aleyhime doğabilecek tüm hak kayıplarını kabullendiğimi beyan ederim.

Zehra Zülal YÜCEL

ÖZET

YÜKSEK LİSANS TEZİ

ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNDE KULLANILMIŞ YAKITIN TAŞINMASI VE DEPOLANMASI İÇİN KONTEYNER TASARIMI

ZEHRA ZÜLAL YÜCEL

SİNOP ÜNİVERSİTESİ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

DANIŞMAN: DR. ÖĞR. ÜYESİ HÜSEYİN ŞAHİNER

Kullanılmış nükleer yakıtlar için radyasyon güvenliğinin sağlanabilmesi amacıyla özel olarak tasarlanmış depolama ve taşıma konteynerleri mevcuttur. Bu konteynerlerin tasarımında korozyona dayanıklılık, sızdırmazlık, mekanik dayanım, nötron ve foton doz hızı parametreleri gibi özellikler dikkate alınmaktadır. MSR (Ergimiş Tuz Reaktörü) teknolojilerinde ortaya çıkan kullanılmış yakıt bileşimleri UO_2 içeren konvansiyonel katı yakıt döngülerinden farklıdır. Bununla birlikte MSR reaktörlerine özgü yakıtlar için tasarlanan kullanılmış yakıt taşıma ve depolama konteynerlerine rastlanmamıştır. Bu çalışma kapsamında, söz konusu boşluğu gidermek amacıyla SCALE koduna ait TRITON ve ORIGEN modülleri ile LiF-ThF₄-UF₄ yakıtın tükenme analizleri, MAVRIC modülü ile akı dağılımları ve doz hızı hesaplamaları gerçekleştirilmiştir. Geometrik verileri literatürde bulunan AOS-100, Basit Geometri, ISFSI, TN24-P ve özgün olarak geliştirilen V2, V3, V4 ve V5 tasarımları kullanılarak nötron ve foton doz hızı hesaplamaları karşılaştırılmıştır. Yapılan hesaplamalar sonucunda, en düşük ve en yüksek nötron doz hızı değerleri sırasıyla $6.06E-06$ ve $1.16E-01$ mSv/saat olarak bulunmuştur. Aynı tasarımlar için en düşük ve en yüksek foton doz hızı değerleri ise sırasıyla $2.20E+00$ ve $2.42E+01$ mSv/saat olarak elde edilmiştir. Elde edilen bulgulara göre MSR kullanılmış yakıtının taşınması ve depolanması için kullanılan konteynerlerin nötron ve foton doz hızı parametreleri açısından uluslararası regülasyonlar tarafından belirlenen limitleri aynı anda sağlayacak şekilde iyileştirilmesi gerektiği sonucuna ulaşılmıştır.

ANAHTAR KELİMELEER: ergimiş tuz reaktörü, kullanılmış nükleer yakıt, bozunma ısısı, doz hızı, taşıma ve depolama

Aralık 2025, 80 Sayfa

ABSTRACT

MSC THESIS

CASK DESIGN FOR TRANSPORTATION AND STORAGE OF MOLTEN SALT REACTORS SPENT FUEL

ZEHRA ZÜLAL YÜCEL

**SINOP UNIVERSITY INSTITUTE OF GRADUATE PROGRAMS
DEPARTMENT OF NUCLEAR ENERGY ENGINEERING**

SUPERVISOR: ASSISTANT PROFESSOR DR. HÜSEYİN ŞAHİNER

Specially designed storage and transportation casks are available to ensure radiological safety for spent nuclear fuel. In the design of these casks, properties such as corrosion resistance, leak-tightness, mechanical integrity, and neutron and photon dose rate parameters are taken into consideration. Spent fuel compositions arising from Molten Salt Reactor (MSR) technologies differ from those of conventional solid fuel cycles containing UO_2 . However, no spent fuel transportation and storage casks specifically designed for fuels unique to MSR reactors have been identified. Within the scope of this study, in order to address this gap, depletion analyses of $\text{LiF-ThF}_4\text{-UF}_4$ fuel were performed using the TRITON and ORIGEN modules of the SCALE code system, while flux distributions and dose rate calculations were carried out using the MAVRIC module. Neutron and photon dose rate calculations were compared using the AOS-100, Simplified Geometry, ISFSI, TN24-P designs available in the literature, as well as the originally developed V2, V3, V4, and V5 configurations. As a result of the calculations, the minimum and maximum neutron dose rate values were found to be $6.06\text{E-}06$ and $1.16\text{E-}01$ mSv/h, respectively. For the same designs, the minimum and maximum photon dose rate values were obtained as $2.20\text{E+}00$ and $2.42\text{E+}01$ mSv/h, respectively. Based on the findings, it was concluded that the casks used for the transportation and storage of MSR spent fuel should be improved to simultaneously meet the limits specified by international regulations in terms of neutron and photon dose rate parameters.

KEYWORDS: molten salt reactor, spent nuclear fuel, decay heat, dose rate, transportation and storage

December 2025, 80 Page

TEŞEKKÜR

Yüksek lisans eğitim sürecim boyunca çalışmalarımın her aşamasında değerli bilgi ve deneyimleriyle bana rehberlik eden; araştırmaya teşvik edici tutumu ile akademik vizyonumu genişleten ve tüm zor anlarda destekleyerek yol gösteren kıymetli danışman hocam Sayın Dr. Öğr. Üyesi Hüseyin Şahiner'e,

Yapıcı eleştirileri ve değerli görüşleriyle tez savunma sürecime katkıda bulunan jüri üyeleri hocalarım Sayın Prof. Dr. Hacı Mehmet Şahin ve Sayın Doç. Dr. Ali Tiftikçi'ye, Sağladığı akademik ortam ve destekleyici yaklaşımları için Sayın Prof. Dr. Sabri Bilgin'e, Katıldığımız ulusal yarışma süresince takım danışmanım olan ve zorlu anlarda bizi desteklemeye devam eden kıymetli hocam Sayın Prof. Dr. Meryem Seferinoğlu'na teşekkürlerimi sunarım.

Derin sohbetleriyle ufkumu genişletip birlikte üretmenin ve ilerlemenin mümkün olduğunu hatırlatan; bazen sadece sessizce dinleyerek yanımda olan arkadaşlarıma,

Öğrenim hayatım boyunca ve yaşamımın her döneminde sabırları, anlayışları ve destekleriyle her koşulda bana güç veren, yanımda olan, elimden tutan sevgili aileme teşekkür ederim.

Zehra Zülal YÜCEL

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ETİK BEYANI	iii
ÖZET	iv
ABSTRACT.....	v
TEŞEKKÜR	vi
İÇİNDEKİLER	vii
ŞEKİLLER DİZİNİ	ix
TABLolar DİZİNİ	xi
KISALTMALAR DİZİNİ	xii
1. GİRİŞ	1
1.1. Çalışmanın Amacı ve Kapsamı.....	1
1.2. Nükleer Reaktör Yakıt Yönetimi	2
1.2.1. Yakıtın tedarik edilmesi.....	3
1.2.2. İzotopların ayrıştırılması ve zenginleştirilmesi.....	4
1.2.3. Yakıt fabrikasyonu.....	6
1.2.4. Yakıt çevrimleri ve yeniden işleme	6
1.3. Ülkelerin Yakıt Yönetiminde İzlediği Politikalar.....	9
1.4. Ergimiş Tuz Reaktörleri ve Yakıt Özellikleri.....	9
1.4.1. U-233 ile başlatılan MSFR	11
1.4.2. TRU elementler ile başlatılan MSFR.....	12
1.4.3. U-233 - TRU karışımı ile başlatılan MSFR.....	13
1.4.4. Zenginleştirilmiş uranyum ve TRU ile başlatılan MSFR	13
2. GENEL BİLGİLER.....	14
2.1. Geçici ve Uzun Vadeli Depolama	14

2.2. Ticari Reaktörler için Kullanılan Konteynerler	19
2.3. Tasarım Aşamasında Olan Konteynerler	25
2.4. Bazı Çalışmalardaki Doz Hızı Değerleri	26
2.5. Regülasyonlar Tarafından İzin Verilen Doz Hızı Limitleri	27
3. MATERYAL VE YÖNTEM.....	29
3.1. Kullanılacak Hesaplama Kodu	29
3.1.1. CSAS	29
3.1.2. TRITON	30
3.1.3. ORIGEN	32
3.1.4. TRITON ve ORIGEN ile tükenme analizi gerçekleştirilmesi	32
3.1.5. MAVRIC	33
3.2. Geometri ve Malzeme Bilgileri	35
3.3. Input Dosyalarının Hazırlanması	40
3.4. İlgili Prosedürler	51
4. BULGULAR.....	53
5. TARTIŞMA.....	61
6. SONUÇ VE ÖNERİLER.....	63
7. KAYNAKÇA.....	64

ŞEKİLLER DİZİNİ

	Sayfa
Şekil 1.1 Açık Çevrim Yakıt Döngüsü	7
Şekil 1.2 Tek-Çevrim Yakıt Döngüsü	8
Şekil 1.3 Çoklu-Çevrim Yakıt Döngüsü.....	8
Şekil 1.4 Th-232 U-233 Dönüşüm Diyagramı	12
Şekil 2.1 Kanister Bazlı ve Çıplak-Yakıt Konteynerlerin Teknik Gösterimi.....	19
Şekil 2.2 CASTOR V/19 Konteyneri (Solda), Darbe Sınırlayıcılar ile Birlikte Olduğu Durum (Sağda).....	21
Şekil 2.3 HI-STAR 100 Taşıma ve Depolama Konteyneri	22
Şekil 2.4 HI-STORM 100 Taşıma ve Depolama Konteyneri.....	23
Şekil 2.5 MAGNASTOR Taşıma ve Depolama Konteyneri.....	24
Şekil 2.6 NAC-STC Taşıma ve Depolama Konteyneri	24
Şekil 2.7 TN-24P Taşıma ve Depolama Konteyneri	25
Şekil 3.1 TRITON Dizisinin Genel Akış Şeması	31
Şekil 3.2 AOS-100 Geometrisi	35
Şekil 3.3 Basit Konteyner Geometrisi	36
Şekil 3.4 ISFSI - Bağımsız Kullanılmış Yakıt Depolama Tesisi Geometrisi.....	37
Şekil 3.5 TN-24P Konteyneri Geometrisi	37
Şekil 3.6 Özgün Konteyner Geometrisi.....	38
Şekil 3.7 Özgün Konteynerin 3B Görünümü	39
Şekil 3.8 MAVRIC’te Materyallerin Tanımlandığı Kompozisyon Bloğu	43
Şekil 3.9 Geometri Bloğunda Tanımlanan “Birim” Örneği	44
Şekil 3.10 Geometri Bloğunda Bulunan “Global Unit” Yapısı.....	44
Şekil 3.11 “Array” Bloğunun Gösterimi	45
Şekil 3.12 Doz Dönüşüm Faktörleri	46
Şekil 3.13 Mesh Yapılarının Gösterilmesi	46
Şekil 3.14 Mesh Yapısının Lineer ve Radyal Gösterimi	47
Şekil 3.15 Radyasyon Kaynağının Enerji Dağılımları	47
Şekil 3.16 Olasılık Yoğunluk Dağılım Fonksiyonlarının Gösterimi	48
Şekil 3.17 Kaynak Terimlerinin Gösterimi	48
Şekil 3.18 “Tallies” Bloğu Gösterimi.....	49

Şekil 3.19 Parametre Bloğu	50
Şekil 3.20 Doz Haritası Bloğu	50
Şekil 4.1 Enerjiye Bağlı 27-Grup Nötron Akısı Dağılımı	54
Şekil 4.2 Enerjiye Bağlı 19-Grup Foton Akısı Dağılımı	54
Şekil 4.3 AOS-100 Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda).....	55
Şekil 4.4 Basit Konteyner Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)	55
Şekil 4.5 ISFSI Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda).....	56
Şekil 4.6 TN24-P Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)	56
Şekil 4.7 Özgün Konteyner V2 Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)..	57
Şekil 4.8 AOS-100 Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda).....	58
Şekil 4.9 Basit Konteyner Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda).....	58
Şekil 4.10 ISFSI Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)	59
Şekil 4.11 TN24-P Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)	59
Şekil 4.12 Özgün Konteyner V2 Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)	60

TABLÖLAR DİZİNİ

Tablo 2.1 Islak ve Kuru Depolamanın Arasındaki Farklar	16
Tablo 2.2 Ticari Konteynerlere ait Özellikler	20
Tablo 3.1 TRITON Tarafından Tükenme Analizlerinde Kullanılan Diziler	32
Tablo 3.2 (Devamı)	33
Tablo 3.3 Kullanılan Tasarımların Yakıt Bölgesine ait Geometrik Bilgiler	38
Tablo 3.4 Özgün Konteyner Tasarımlarında Kullanılan Malzemeler.....	39
Tablo 3.5 MAVRIC’te Girdi Dosyasında Kullanılan Bloklar	41
Tablo 4.1 Tükenmiş LiF-ThF ₄ -UF ₄ Yakıtında Bulunan İzotop Konsantrasyonları.....	53
Tablo 4.2 Farklı Tasarımlardaki Nötron Doz Hızı Sonuçları	57
Tablo 4.3 Farklı Tasarımlardaki Foton Doz Hızı Sonuçları	60

KISALTMALAR DİZİNİ

AEC	: Atom Enerjisi Komisyonu
ASME	: Amerikan Makine Mühendisleri Birliği
ARE	: Uzay Reaktörü Deneyi
BWR	: Kaynamalı Su Reaktörü
CADIS	: Tutarlı Eşlenik Yönlendirilmiş Önem Örneklemesi
CSAS	: Kritiklik Güvenlik Analizi
FDHH	: Foton Doz Hızı Haritası
FW-CADIS	: İleri Ağırlıklı CADIS
GIF	: Dördüncü Nesil Uluslararası Forumu
IAEA	: Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
ISFSI	: Bağımsız Kullanılmış Yakıt Depolama Tesisi
MA	: Minör Aktinit
MAVRIC	: Önem Hesaplamaları Kullanarak Otomatik Varyans Azaltma ile MONACO
MONACO	: Koruma Uygulamaları için Sabit Kaynaklı, Çok Gruplu Monte Carlo Kodu
MOX	: Karışık Oksit Yakıt
MSR	: Ergimiş Tuz Reaktörü
MSFR	: Ergimiş Tuz Hızlı Reaktörü
MSRE	: Ergimiş Tuz Reaktörü Deneyi
NDHH	: Nötron Doz Hızı Haritası
NRC	: Nükleer Düzenleme Kurumu
PWR	: Basınçlı Su Reaktörü
TRITON	: Zamana Bağlı Çalışma ile Nötronik Tükenme İçin Uygulanan Taşıma Hassasiyeti
TRU	: Transuranik Elementler
ORIGEN	: Oak Ridge İzotop Üretimi Kodu
ORNL	: Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı
SCALE	: Lisanslama Değerlendirmesi İçin Standartlaştırılmış Bilgisayar Analizleri

1. GİRİŞ

Sanayi ve teknolojinin gelişmesi daha yoğun enerji kaynakları ihtiyacını doğurmuştur. Bu talebin karşılanabilmesi için ülkeler yeni kaynak arayışlarına yönelmektedir. Bu bağlamda fosil yakıtların yanı sıra yenilenebilir enerji kaynakları ve nükleer enerjiden elektrik üretimi, enerji talebinin karşılanması hususunda alternatif oluşturmaktadır. Bu alternatifler arasında nükleer enerji kullanımında ortaya çıkan atıkların yönetimi, güvenlik açısından önemli bir yer tutmaktadır. Radyoaktif atıkların güvenli şekilde depolanması ve çevreye herhangi bir zarar vermeden bertaraf edilmesini kapsayan nükleer atık yönetimi sürecinde, ergimiş tuz reaktörleri (MSR) kullanılmış nükleer yakıtının taşınması ve depolanması gibi alanlardaki sorunların çözülmesi gerekmektedir.

MSR’lerde kullanılan yakıtın sıvı formda tuz karışımlarından oluşması, gaz ürünlerinin ayrıştırılma süreci ve kullanılan tuzların yüksek sıcaklıkta gösterdiği davranış sebepleri ile bu reaktörlere ait kullanılmış yakıtların depolanma yöntemleri geleneksel yakıt biçimlerine göre farklılık göstermektedir. Tuzlardan oluşan yakıtların su ile temas etmesi durumunda kimyasal reaksiyonlar meydana gelebileceği ve korozyon oluşturabileceği risklerinden dolayı MSR kullanılmış yakıtları için kuru depolama yöntemleri uygun görülmektedir. Bu sayede tuz bileşiminin ve radyoaktif maddelerin çevre ile olan etkileşimi sınırlandırılarak MSR kullanılmış yakıtının daha güvenli bir şekilde muhafaza edilmesi gerçekleştirilecektir.

1.1. Çalışmanın Amacı ve Kapsamı

Literatürde yayınlanan raporlara göre MSR teknolojisinin durumu, yakıt döngüleri ve bu reaktörlere ait kullanılmış yakıtların yönetimi ele alınmıştır (IAEA, 2020; IAEA, 2023). Bununla birlikte IAEA ya da NRC gibi kurumlara ait belgelerde MSR’ler için ayrıca ifade edilen bir konteyner türü veya depolama standardı görülmemiştir. Bu kurumlara ait depolama standartları yalnızca ticari olarak kullanılan hafif su reaktörleri için mevcuttur (IAEA, 2020). MSR ve MSFR kullanılmış yakıtlarına özgü bir konteyner tipine, güvenlik sınıflandırmasına ya da bununla ilgili somut bir tanımlamaya rastlanmamıştır.

MSR teknolojilerinin ticarileşmesi halinde mevcut nükleer atık yönetim süreçlerinde söz konusu kullanılmış yakıtlar için yeni nesil taşıma ve depolama konteynerlerinin tasarlanması ve ilgili depolama yöntemlerinin geliştirilmesi sürecin yeterliliğinin sağlanabilmesi açısından oldukça önem arz etmektedir. Mevcut alandaki sınırlı literatür

alıřmaları, MSR atık ynetimi konusunda taşıma ve depolama konteyner tasarımlarına ihtiya olduğunu gstermektedir. Bu alanda MSR'ler iin taşıma ve depolama konteynerleri konusunda teknik ve kapsamlı bir alıřma gereksinimine iřaret etmektedir.

Bu alıřmada, ergimiř tuz reaktrlerinden biri olan MSFR'lere ait LiF-ThF₄-UF₄ yakıtının zamana baėlı tkenme analizi gerekleřtirilerek ortaya ıkan nklitlerin taşıma ve depolama ařamalarında oluřturduėu doz hızlarının deėerlendirilmesi amalanmıřtır. Gerekleřtirilen tez alıřması bu baėlamda zgn deėer iermektedir. Bununla birlikte aynı bařlangı yakıtı ile farklı geometrilerde en dřk ve en yksek ntron ve foton dozlarını belirlemek, mevcut tasarımlarda doz hızını karřılařtırmak ve farklı malzemelerden oluřan konteyner tasarımları nermek bu alıřmanın hedefleri arasındadır.

1.2. Nkleer Reaktr Yakıt Ynetimi

Nkleer reaktr yakıt ynetimi, yakıtın ıkarılmasından reaktrde kullanılması ve ardından kullanılmıř nkleer yakıtın depolanması srelerinin tamamını kapsamaktadır. Bu sreler, madencilik ve ėtme¹, dnřtrme², zenginleřtirme³, yakıt fabrikasyonu⁴, geici depolama⁵, yeniden iřleme⁶ ve nihai atık depolamadır⁷. Yakıt fabrikasyonuna kadar olan ařamalar nkleer yakıt evriminin n ucu olarak adlandırılmaktadır. Geici depolama, yeniden iřleme ve nihai atık depolama ise nkleer yakıt evriminin arka ucu olarak ifade edilmektedir.

Gnmzde nkleer g reaktrlerinde kullanılan yakıtların biroėu uranyum zenginleřtirmesine ihtiya duymaktadır. Uranyum, madenden ıkarıldıktan sonra sarı pasta adı verilen bir forma dnřtrlmektedir. Ardından bazı zenginleřtirme yntemleri ile U-235 miktarı artırılan uranyum bileřiėi, reaktrde kullanılmaya hazır hale getirilmek zere retim tesislerine gnderilmektedir. Reaktrde kullanıldıktan sonra kullanım sresi biten yakıtlar nce geici depolama tesislerinde bekletilmektedir. Bazı reaktr tipleri iin geici depolamada bekletilen yakıtlar yeniden iřlenerek tekrar kullanıma hazır hale getirilebilmektedir. Yeniden iřlemeden sonra bir kez daha kullanılan yakıtların kalıcı

¹ Mining and milling

² Conversion

³ Enrichment

⁴ Fuel fabrication

⁵ Temporary storage

⁶ Reprocessing

⁷ Eventual disposal

olarak depolanması ise nihai atık depolama olarak adlandırılır (Cochran & Tsoulfanidis, 1990). Bu aşamada depolama tesislerinin ve depolama konteynerlerinin güvenliğini uzun yıllar süresince sağlamak için çalışmalar devam etmektedir (Li & Liu, 2016).

1.2.1. Yakıtın tedarik edilmesi

Jeolojik oluşumlarda ABD, Avustralya, Güneybatı Afrika, Kanada, Meksika ve Brezilya gibi ülkelerde, genellikle kum taşı olmayan ortamlarda uranyum madenleri bulunmakla birlikte uranyum madenleri keşfedilirken birden fazla yöntem kullanılmaktadır. Örneğin yüzey araştırmalarında Geiger-Müller (GM) tipi dedektörler ile uranyum ve toryum yataklarından zemine sızan radon gazının tespiti gerçekleştirilebilmektedir. Radyometrik araştırmalarda ise maden bölgesi tespiti amacıyla önce uydular kullanılmakta, ardından uydulardan gönderilen elektromanyetik dalgalar vasıtası ile uranyum madeninin olabileceği noktalarda daha detaylı araştırmalar yapılmaktadır. Bu detaylı araştırmalar, uçak ya da helikopterlerden talyum katkılı NaI dedektörleri ile alan taraması gerçekleştirilirken mevcut alandaki fotonların miktarı ile en yüksek uranyum içeriğine sahip kaynak bölgelerinin hızlı bir şekilde belirlenmesi sağlanır. Radyometrik araştırmalarda fotonların genellikle uranyumun bozunum zincirindeki radon ve bizmut tarafından gelmektedir. Fotonların miktarları bir kaynağın mevcudiyetini gösteriyorsa yeraltı suyu örnekleri incelenmesine karar verilmektedir.

Yeraltı suyu örnekleri, hidrokimyasal yöntemler ya da kuyu loglarının açılması ile incelenmektedir. Hidrokimyasal yöntemlerle gerçekleştirilen su analizlerinde ve numunelerde uranyum radyum ya da radon miktarı beklenenden fazla ise bu durum suyun bir uranyum cevheri üzerinden geçtiğini göstermektedir. Maden araştırmalarında kuyu logları açılması ise yüzey araştırmalarını daha ayrıntılı incelemek amacıyla gerçekleştirilmektedir. Birkaç yüz fit derinliklere kadar açılan kuyulara radyoaktiviteyi ölçmek için dedektörler indirilerek cevherdeki gecikmiş nötronları tespit edilmesi sağlanmaktadır.

Yer tespiti sağlanan uranyum madenlerinden cevherin büyüklüğüne ve konumuna bağlı olarak cevher, farklı yöntemler ile çıkarılmaktadır. Açık ocak madenciliği⁸ yüzeye yakın yerlerdeki cevherin çıkarılmasında kullanılan bir yöntemdir. Bu yöntemde her 15 metrede bir sondaj kuyusu açılması ile cevherin çevresindeki kazı alanı planlanmaktadır. Maden çıkarılırken yüzeyde kaymalar olmaması için eğim belli değerlerde sınırlandırılmaktadır.

⁸ Open-pit mining

Ayrıca ocak açılırken yüzeydeki toprak genellikle ayrı bir şekilde bekletilmekte olup ocaktan uranyum madeni çıkarma işlemleri bittikten sonra yüzey toprağı tekrar yerine örtülmektedir. Bir diğer maden çıkarma yöntemi ise yeraltı madenciliğidir. Bu yöntem uranyum madeni yüzeye yakın olmadığı durumlarda kullanılmakta ve tüneller açılarak madenin yüzeye taşınması sağlanmaktadır. Bu yöntemde madenin çatısının destekli bir şekilde kalabilmesi sebebiyle madenin bir kısmı çıkarılamamaktadır. Bununla birlikte yüzeyin tahrip olmaması bu yöntemin avantajlarından biridir.

Cevher çıkarma yöntemlerinden bir diğeri çözelti madenciliğı⁹ düşük cevher tenörüne sahip madenlerin çıkarılması için avantajlı bir yöntemdir. Ayrıca açık ocak madenciliğı ve yeraltı madenciliğine kıyasla cevherin stoklanması, taşınması, kırma, öğütme ve büyük ölçekli kazılar olmadığından üretim maliyetleri daha düşüktür. In-situ madenciliğinde yeraltında bulunan uranyumun çıkarılması için kazı yerine kimyasal çözeltiler kullanılmakta olup bu kimyasal çözeltiler enjeksiyon kuyuları ile yeraltına gönderilmektedir. Yeraltına gönderilen kimyasal çözeltiler, uranyum cevherini harekete geçirip çözünmesini sağlamaktadır. Çözünen uranyum cevheri, pompalar vasıtasıyla tekrar yüzeye çekilmekte ve ardından uygun kimyasal işlemler ile çözeltiden uranyum ayrıştırılmaktadır. Bu yöntem ile birlikte çalışanlar ve çevre, radyoaktiviteden daha az etkilenmektedir (Cochran & Tsoulfanidis, 1990).

1.2.2. İzotopların ayrıştırılması ve zenginleştirilmesi

Madenden çıkarılan uranyum cevheri, öğütme ve işleme aşamasında çeşitli kimyasal işlemlerin ardından uranyumun ayrıştırılmasıyla birlikte diğer elementlerden ayrıştırılarak içeriğinde uranyum izotopları bulunan sarı pasta formuna dönüştürülmektedir. Sarı pasta U_3O_8 bileşimine sahiptir. Bu bileşik, %99.28 oranında U-238, %0.71 oranında U-235 ve %0.006 oranında U-234 izotoplarından oluşmaktadır. Bu değerler, uranyum izotoplarının doğadaki bulunurluk oranlarıdır. Uranyum elementinin PWR, BWR gibi hafif su reaktörlerinde kullanılabilmesi için U_3O_8 bileşiğinin UO_2 formuna dönüştürülmesi gerekmektedir.

UO_2 , nükleer reaktörlerde kullanılan zenginleştirilmiş uranyum formu olmakla birlikte U_3O_8 'den UO_2 'ye dönüşüm sırasında çeşitli zenginleştirme yöntemleri kullanılmaktadır. Zenginleştirme için kullanılan gaz difüzyon yönteminde, U_3O_8 'in UF_6 gaz formuna dönüştürülmesi gerekmektedir. Bu yöntemde UF_6 'nın oda sıcaklığında katı halde

⁹ In-situ mining

bulunurken oda sıcaklığının biraz üzerindeki sıcaklıklarda gaz formuna ulaşma özelliği sayesinde, gaz formundaki UF_6 moleküllerinden uranyum izotoplarının ayrıştırılması mümkün olmaktadır. Uranyum izotopları arasındaki kütle farkından yararlanılarak gerçekleştirilen gaz difüzyonu yönteminde, içinde U-235 bulunan UF_6 molekülleri, difüzyonun gerçekleştiği kap içinde U-238'e kıyasla daha fazla kenarlara çarpma eğilimi göstermektedir. Bu davranıştan hareketle, sadece gaz moleküllerinin geçişine izin veren bir bariyer vasıtası ile U-235 bariyerden geçmesi ve U-238'den ayrışması sağlanmaktadır. U-235 ve U-238 arasındaki kütle farkı çok küçük olduğundan, işlem birden fazla aşamada tekrarlanarak gerçekleştirilmektedir. Gaz santrifüj yönteminde ise yüksek hızlarda dönen silindirik tüpler içinde merkezkaç kuvvetinin etkisiyle ağır ve hafif moleküller olan U-235 ve U-238, birbirinden ayrıştırılmaktadır; U-238 izotopları tüpün dış kısmına doğru yönelmekte ve U-235 izotopları ise merkeze yakın kalmaktadır. Kütle farkı sayesinde izotopların kademeli olarak ayrıştırılması sağlanmaktadır (Lamarsh & Baratta, 2001). Gaz santrifüj yönteminde izotop ayırma işlemi termodinamik olarak geri dönüşümlü bir işlem olduğundan, güç tüketimi gaz difüzyonuna göre çok daha düşük olduğu bilinmektedir (Cochran & Tsoulfanidis, 1990).

Bir başka izotop zenginleştirme yöntemi olan AVLIS (atomik buhar lazerli izotop ayırma), uranyum buharı ışığının farklı dalga boylarında farklı soğurma özelliklerinden yararlanarak izotop ayırma yapmaktadır. Yüksek sıcaklıkta buharlaştırılan doğal uranyuma karşı lazerler, yalnızca U-235 izotoplarını hedef alan dalga boylarında çalışmaktadır. AVLIS yönteminde tek bir aşamada yüksek oranda zenginleştirme sağlanabilmekle birlikte enerji tüketimi düşüktür. MLIS (moleküler izotop ayırma) yönteminde ise UF_6 moleküllerinin titreşim ve dönme özelliklerinden yararlanmaktadır. Laboratuvar ortamında %60 ayırma faktörüne ulaşılmasına rağmen bu yöntemin ticari olarak uygulanabilmesi için mevcut olandan 1000 kat daha güçlü lazer sistemleri gerekmektedir. Ayrıca bu iki yöntemde 2300 °C mertebelerindeki sıcaklıklarda çalışılması, malzeme dayanıklılığı gibi teknik sınırlamalar içermektedir (Cochran & Tsoulfanidis, 1990).

Zenginleştirilmiş uranyum, UF_6 'dan UO_2 'ye dönüştürülürken bazı işlemlerden geçmektedir. Yüksek basınçlı çelik silindirlerde katı halde üreticiye teslim edilen UF_6 silindirleri, fırına koyularak gaz hale geçirilmekte ardından su ile reaksiyona sokularak UO_2F_2 çözeltisi elde edilmektedir. Bu çözeltiye amonyaklı su eklendikten sonra $(NH_4)_2U_2O_7$ çökeltisi ortaya çıkmaktadır. Bu çökelti ısıtılarak kalsine edilmekte ve

U_3O_8 'e dönüştürülmekte, ardından hidrojenle indirgenerek UO_2 elde edilmektedir. Elde edilen UO_2 , homojen halde ince bir toz haline getirilmekte bu toza bağlayıcı maddeler eklenerek silindirik şekilli “yeşil pelet” adı verilen peletler halinde preslenmektedir. Yeşil peletler 1650 C’de hidrojen ortamında 24 saat bekletilerek sinterlenmektedir. Bu işlem esnasında pelet yoğunluğu teorik yoğunluğun %94’üne ulaşmaktadır. Sinterleme sonrası UO_2 hızlı oksitlendiğinden dolayı inert gaz ortamında muhafaza edilmektedir. Tasarlanan yakıt elemanına göre boyutlandırılarak her iki ucu da çukur halde şekillendirilmektedir. Bu çukur hâl, fisyon ürünleri için boşluk sağlamak ve termal genleşmelerden dolayı oluşabilecek çarpmaları önlemektedir. Boyutları ve şekilleri tek tek kontrol edilen peletler, reaktör kor ölçülerine göre dizilmektedir. Pelet üretim aşamasının son basamağında yüksek sıcaklıkta bir kez daha fırınlanan peletler nem ve organik kirlerden arındırılmaktadır (Cochran & Tsoulfanidis, 1990).

1.2.3. Yakıt fabrikasyonu

Boyut ve şekil kontrolleri yapılan peletlerin bu aşamada üretimi tamamlanmış olmaktadır. Üretimi tamamlanan peletler, zirkaloy zarf malzemesinden oluşan yakıt çubukları içine dizilmektedir. Yakıt çubuklarına dizilen peletlerin üst kısmında, işletme sırasında açığa çıkan fisyon gazlarının toplanabilmesi için plenum adı verilen bir boşluk bırakılmaktadır. Plenum içine peletleri birbirine temas halinde tutan paslanmaz çelik ya da zirkonyum alaşımlı bir yay yerleştirilmektedir. Bu yay aynı zamanda aksel gerilmeleri de azaltmaktadır. Zirkaloy tüpler kapatılmadan önce helyum gazı ile reaktörün türüne göre basınçlandırılmaktadır. Ardından üst tıpa yerleştirilerek kaynak yapılmakta ve yakıt çubukları üretime geçmeden önceki son halini almadan önce vakum odasında sızdırmazlık testi ile kontrol edilmektedir. Bu testi başarıyla geçen yakıt çubukları, nitrik-hidroflorik asit banyosunda yüzey aşındırma¹⁰ işleminden sonra ve dış yüzeyde korozyona dayanıklı bir film tabakası oluşması için yüksek basınçlı buhardan geçirilmektedir. Bu aşamadan sonra yakıt çubukları reaktörlerde kullanılmak üzere demetler halinde birleştirilmektedir (Cochran & Tsoulfanidis, 1990).

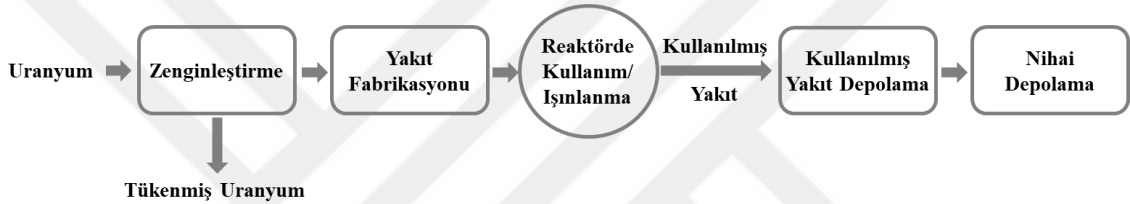
1.2.4. Yakıt çevrimleri ve yeniden işleme

Elektrik üretiminden sonra reaktörde kullanım süresini tamamlayan tükenmiş nükleer yakıtlar, geçici depolama, taşıma veya yeniden işleme gibi aşamalar süresince temelde açık çevrim ve kapalı çevrim olmak üzere iki farklı şekilde işlenerek yönetimi

¹⁰ Etching

gerçekleştirilmektedir. Bu yönetim seçenekleri, kullanılmış nükleer yakıtın doğrudan atık olarak bertaraf edilmesini ya da yeniden işleme gerçekleştirilip ilgili reaktörlerde bir kez daha kullanılabileceğini ifade etmektedir (NEA, 2021).

Kullanılmış nükleer yakıt, geri dönüştürülmeksizin geçici depolama sonrası kapsüllenecek derin jeolojik bir depolama tesisine gönderilmesi durumu açık çevrim olarak ifade edilmiştir. Bu yönetim seçeneğinde yakıt bir süre soğuması için kullanılmış nükleer yakıt havuzlarında ya da kuru depolama sistemlerinde bekletilmektedir. Gerekliğinde reaktör sahasında özel bir depoya ya da merkezi bir depolama tesisine transfer edilebilmekte olup yakıt bertarafı aşamasında kapsüllenecek jeolojik depolama sahasında muhafaza edilmektedir (Holmes vd., 2014). Açık çevrime ait şema **Şekil 1.1**'de gösterilmiştir.

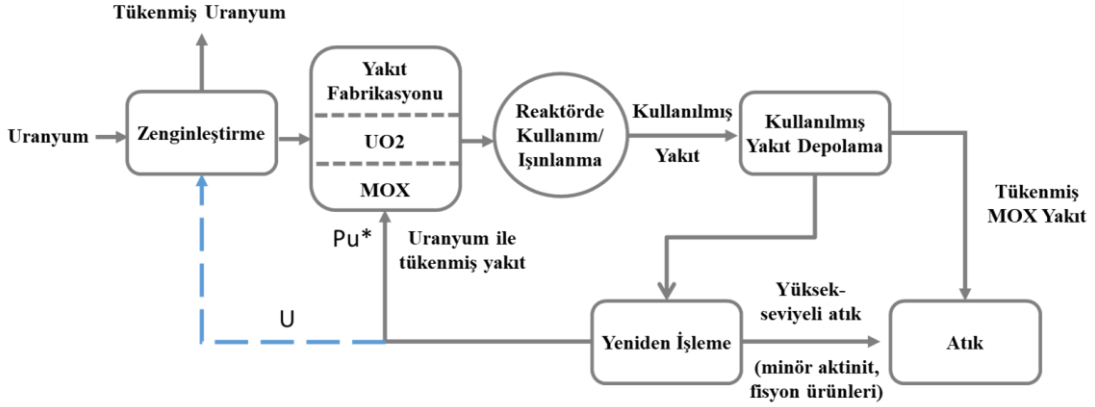


Şekil 1.1 Açık Çevrim Yakıt Döngüsü (NEA, 2021)

Tek-çevrim yakıt yönetim biçiminde, yakıt açık çevrimde olduğu gibi kullanılmış nükleer yakıt soğutulduktan sonra kimyasal olarak yeniden işlenmektedir. Uranyum ve plütonyum kullanılmak üzere geri kazanılmakta; minör aktinitler (MA) ve fisyon ürünleri kararlı atık formlarına getirilmektedir. Kararlı atık formundaki kullanılmış nükleer yakıtlar, paslanmaz çelik kaplara paketlenmekte olup atığın hacmi, açık çevrimdeki atığın hacminden daha küçüktür. Bu yöntem ile muhafaza edilen atık, uygun düzenlemelere sahip sığ depolama alanlarına veya orta seviyeli atık depolarına bertaraf edilmek üzere gönderilmektedir. Tek-çevrim¹¹ yakıt yönetimi **Şekil 1.2**'de verilmiştir.

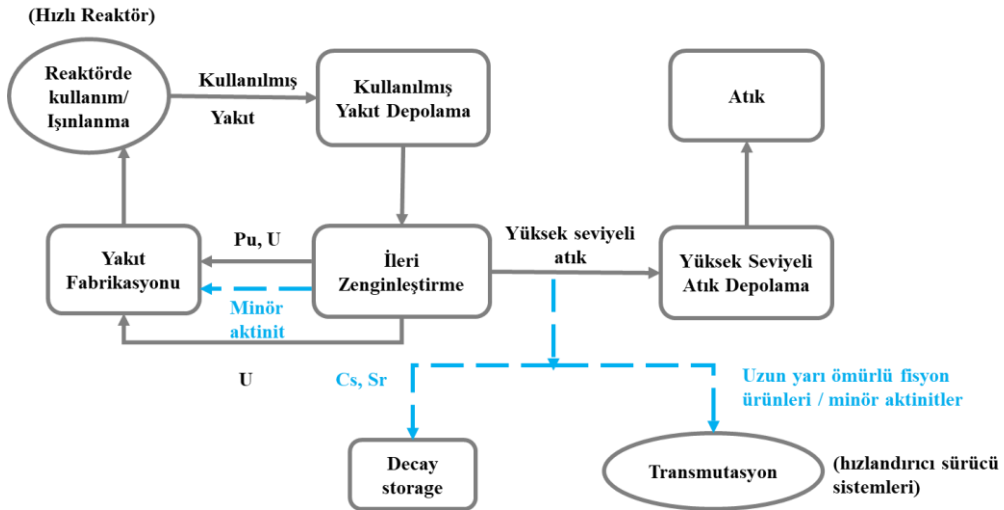
Tek çevrim yakıt yönetiminde, tükenmiş uranyum ile karıştırılan plütonyumun tamamı MOX yakıt üretiminde kullanılmaktadır. Reaktörlerde bir kez daha kullanılan MOX yakıt, kullanıldıktan sonra soğutma için bekletilmekte ve nihai olarak depolamaya gönderilmektedir. Bu yakıt yönetim şekline tek-çevrim denmesinin sebebi MOX yakıtın kullanıldıktan sonra yeniden bir geri dönüşüm gerçekleştirmemesidir (NEA, 2021).

¹¹ Mono-recycle



Şekil 1.2 Tek-Çevrim Yakıt Döngüsü (NEA, 2021)

Şekil 1.3'te verilen çoklu-çevrim yakıt yönetimi, endüstriyel ölçekte geliştirilmemiştir ve birçok ülkede ve uluslararası işbirliklerinde araştırma ve geliştirme konusudur. Bu yakıt çevrimi, tek-çevrim yakıt yönetimine benzemektedir ancak burada birden fazla geri dönüşüm yapılabilmektedir. Bu yakıt çevriminde her defasında uranyum ve plütonyum geri kazanılmakta; MA ve fisyon ürünleri bertaraf edilmektedir. Genellikle çoklu-çevrim dönüşümlerinden elde edilen fisil malzemenin yeterli olması, hızlı nötron spektrumlu reaktörler kullanılarak mümkün olmaktadır. Bu yakıt yönetim şeklinde nihai depolamada bulunacak atık miktarı önemli ölçüde azaltılması planlanmaktadır. Bu yakıt yönetim biçimi, halen geliştirilme aşamasındadır ve bu yakıt yönetiminin kullanılması için ek teknolojiler gerekmektedir (NEA, 2021).



Şekil 1.3 Çoklu-Çevrim Yakıt Döngüsü (NEA, 2021)

Uranyum ve diğer fisil yakıt malzemeleri, her zaman yakıt peletleri ve yakıt çubukları formunda kullanılmamaktadır. Örneğin GFR, VHTR gibi gaz soğutmalı reaktörlerde yakıt, genellikle “pebble” adı verilen küreler şeklinde kullanılırken; ergimiş tuz

reaktörlerinde (MSR), yakıt tuz içinde çözünmüş halde dolaşmaktadır (GIF, 2002). Bu farklılıklar yakıt yönetiminde değişikliklere sebep olmaktadır. MSR'lerdeki ilgili yakıt çevrimleri sayesinde, depolanması gereken atık miktarı azaltılırken uranyum ve yerli toryum kaynaklarının verimli bir şekilde kullanılması sağlanmaktadır. Ayrıca silah malzemesi olarak kullanılabilecek malzemelerin yayılma riskinin azaltmasına katkıda bulunmaktadır. Dördüncü Nesil Uluslararası Forumu (GIF) tarafından 4. nesil reaktör tasarımları için önerilen 130 reaktör tasarımından 6 tanesi üzerinde araştırma ve geliştirmelerin devam etme kararı verilmiştir (Zohuri, 2020). Bu tasarımlardan biri de ergimiş tuz reaktörleridir (MSR).

1.3. Ülkelerin Yakıt Yönetiminde İzlediği Politikalar

Kullanılmış yakıtların ne şekilde işleneceği söz konusu ülke tarafından benimsenen stratejiye bağlı olmakla birlikte İngiltere, Fransa, Belçika, Rusya, Hindistan ve Japonya gibi birçok ülkede yeniden işleme yöntemleri uygulanmaktadır. İngiltere'de yeniden işleme sonucu elde edilen yüksek seviyeli atıklar vitrifiye edilerek Sellafield'da depolanmaktadır. Belçika Dessel'de ise merkezi atık depolama tesisi yer almaktadır. Çeşitli ara depolama tesisleri bulunan Rusya'da, 2012'den beri Zheleznogorsk'ta kullanılan RBMK ve diğer yakıtlar için kuru depolama yapılmaktadır. Japonya Rokkasho'daki kullanılmış yakıt ve yüksek seviyeli atık depolama tesisi 1995'ten beri faaliyettedir. ABD, Kanada ve Finlandiya gibi ülkelerde ise kullanılmış yakıtlar için 1970'lerden beri yakıt yönetiminde doğrudan depolama yöntemleri kullanılmaktadır (STM, 2018).

1.4. Ergimiş Tuz Reaktörleri ve Yakıt Özellikleri

Ergimiş tuz reaktörleri üzerine yapılan çalışmalar, ABD'nin nükleer enerji ile çalışan uçak geliştirme programının bir parçası olarak ORNL'de başlamıştır. Ergimiş florür tuzlu nükleer yakıtların uçak tahrik sistemlerindeki kullanımını araştırmak üzere Aircraft Reactor Experiment (ARE) projesi geliştirilmiş ve yakıt sisteminin kararlılığı incelenmiştir. ARE, 1954'te 9 gün boyunca 2.5 MW güçte çalıştırılmıştır. Daha sonra 1959'da ABD Atom Enerjisi Komisyonu (AEC) ergimiş tuz reaktörleri için "teknik fizibiliteye ulaşma olasılığının en yüksek reaktör" olduğunu belirtmesi üzerine ergimiş tuzlar ile ticari olarak güç üretilmesi hakkındaki çalışmalara devam edilmiştir. 1962'de Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) araştırma reaktörü inşa edilmeye başlanmıştır

ve üç yıl sonra reaktör, ilk kez kritikliğe ulaşmıştır. 1966'da 8 MW tam güçte sürekli çalıştırılmıştır. Yapılan deneysel çalışmalarda 650°C üzerindeki sıcaklıklarda korozyonun çok düşük seviyelerde ve yakıtın tamamen kararlı durumda olduğu gözlemlenmiştir (Rosenthal vd, 1970).

1970'lerde yapılan ergimiş tuz reaktörleri hakkında yapılan çalışmalar, GIF ile yeniden gündeme taşınmıştır. GIF'in önerdiği altı tasarım arasında bulunan MSR, sürdürülebilir yakıt döngüleri için önem arz etmektedir.

Ergimiş tuz reaktörlerinde yakıt ve soğutucu çevrime ait tuz karışımları eriyik halde bulunmaktadır. Geleneksel reaktörlere kıyasla atmosferik basınca yakın değerlerde çalışma koşulları, reaktörün yapısal malzemelerindeki mekanik gerilmelerinin azaltılmasını sağlamakla birlikte hafif su reaktörlerinde görülebilen basınç kaynaklı kaza riskini ve maliyeti düşürmektedir. Ergimiş tuz reaktörleri, geleneksel reaktörlere kıyasla yüksek sıcaklıklarda çalışmaktadır. Yaklaşık 600°C'lerde çalışabilen ergimiş tuz reaktörleri, yüksek sıcaklıklara ulaşabilmesi sayesinde hidrojen üretimi ve proses ısısı gibi çok yönlü ısı uygulamaları için kullanılabilir. Bunun yanı sıra MSR'ler, geleneksel reaktörlerdeki gibi yanma kısıtlamasına sahip olmadığından daha yüksek yanma döngüsüne sahiptir. Bu durum yakıtın daha efektif kullanılmasını ve yakıt ikmal sıklığının azaltılmasını sağlamaktadır (GIF, 2025).

Ergimiş tuz reaktörlerinde işletme sırasında açığa çıkan fisyon ürünlerinin tuz içinde tutulması, radyoizotop salınımına karşı ek bir korucu bariyer haline gelmektedir. Gaz halindeki fisyon ürünlerinin reaktör işletme sırasında yakıt tuzundan ayrılabilmesi ile kor içinde basınç birikmesinin önüne geçilebilmektedir (IAEA, 2023). Ayrıca ergimiş tuz reaktörleri, termal ve hızlı nötron spektrumlarında çalışabilmektedir.

Termal nötron spektrumunda çalışan reaktörlerde grafit moderatör kullanılmaktadır. Düşük zenginlikteki uranyum izotopları kullanılmaktadır ve yakıtın sürekli işlenmesi gerektiğinden hızlı nötron spektrumunda çalışan reaktörlere göre daha karmaşık bir yakıt işleme süreci geçirilmektedir. Termal nötron spektrumunda çalışan ergimiş tuz reaktörlerinde fisyon ürünleri yüksek nötron yakalama tesir kesitine sahip olduğundan düzenli olarak tuzdan ayrıştırılması gerekmektedir.

Hızlı spektrumda çalışan ergimiş tuz reaktörlerinde, termal spektrumda çalışan ergimiş tuz reaktörlerinin aksine moderatör bulunmamaktadır. Bu tasarımda nötron kayıpları azaltılarak daha verimli bir fisyon süreci sağlanmaktadır. Hızlı nötron spektrumunda

fisyon ürünlerinin nötron yakalama tesir kesitleri daha düşük olduğundan fisyon ürünlerinin yakıttan ayrıştırılma ihtiyacı olmamakla birlikte uzun yarı ömre sahip olan bu izotopların reaktör içinde yakıt olarak kullanıldığı MSFR gibi tasarımlar da mevcuttur.

MSR'lerin geliştirilmesi üzerine yapılan çalışmalarda MSFR'ler için çeşitli yakıt kompozisyonları için yeniden işleme ve tuz bileşenlerinin araştırıldığı farklı tasarımlar ortaya koyulmuştur. Bu çalışmalarda MSFR'ler için farklı yakıt kompozisyonlarında bazı tasarımlar geliştirilmiştir (Whatley vd., 1970; Mathieu vd., 2006).

MSFR'ler, diğer MSR tasarımlarının aksine yakıt bölgesinde grafit moderatör olmayan bir tasarım olmakla birlikte basitleştirilmiş yakıt çevrimi ve azaltılmış atık miktarları özellikleriyle öne çıkmaktadır. MSFR'ler ayrıca farklı yakıt kompozisyonları ile çalışma esnekliğine sahiptir (Heuer vd., 2014).

MSFR'lerde genellikle florür ya da klorür tuzları içinde çözünen yakıtlar; U-233, transuranik elementler (TRU), U-233 – TRU karışımı ya da zenginleştirilmiş U-235 ile başlatılabilmektedir. Bu esneklik, mevcut plütonyum kaynaklarının tüketilmesine ve uzun yarı ömürlü atık hacminin azaltılmasına olanak sağlamaktadır (GIF, 2025). Bu özellikleri ile hızlı nötron spektrumuna sahip ergimiş tuz reaktörleri, atık yönetimi açısından sürdürülebilir özelliklere sahiptir.

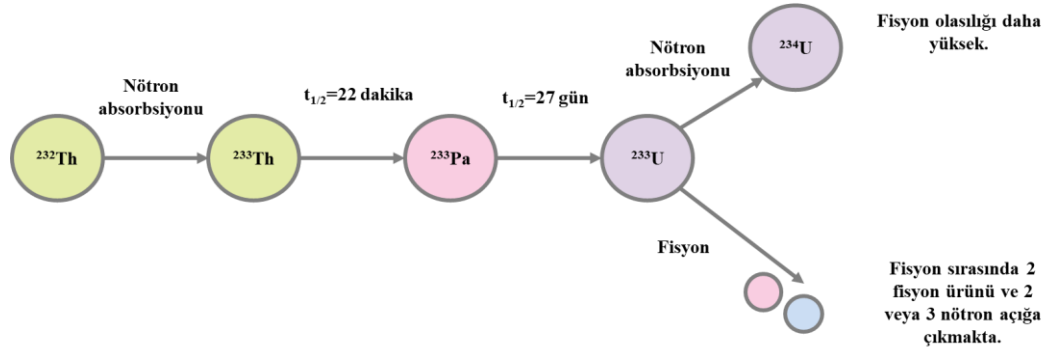
1.4.1. U-233 ile başlatılan MSFR

U-233 fisil özellik gösteren bir izotop olmakla birlikte doğada bulunmamaktadır ve toryumun nötron yakalama reaksiyonları sonucu elde edilmektedir. Toryum, Türkiye dahil olmak üzere birçok bölgede yaygındır. Dünyada uranyuma kıyasla yaklaşık üç-dört kat daha fazla rezerve sahiptir (IAEA, 2005). Henüz ticari olarak işletilmeyen toryum, doğada %100 Th-232 izotopundan oluşmaktadır.

Başlangıçta doğrudan U-233 kullanılan MSFR tasarımlarında, tuzdaki MA oranı düşük kalmaktadır (Heuer vd., 2014). Bu durum toryum yakıt çevrimlerinde üretilen atıkların düşük radyotoksisiteye sahip olduğunu ve uzun vadeli nükleer enerji üretmek için uygun olduğunu göstermektedir (IAEA, 2005). Bu yakıt kompozisyonuna sahip tasarımlarda, geri besleme katsayısı büyük ölçüde negatif olmakla birlikte reaktör ömrü boyunca sabit kalmaktadır (Heuer vd., 2014).

Şekil 1.4'te Th-232'den U-233 dönüşüm diyagramı verilmiştir. Th-232, fertil bir izotoptur ve nötron yakalayarak kararsız Th-233 izotopuna dönüşmektedir. Bu izotop çok kısa yarı ömre sahip olmakla birlikte yaklaşık 22 dakika sonunda Pa-233'e, ardından 27

günün sonunda U-233'e dönüşmektedir. Th-232'den elde edilen U-233, fisil bir izotoptur ve MSFR'lerde yakıt olarak kullanılmaktadır.



Şekil 1.4 Th-232 U-233 Dönüşüm Diyagramı (Sorensen, 2026)

1.4.2. TRU elementler ile başlatılan MSFR

Transuranik elementler (TRU), uranyumdan daha yüksek atom numarasına sahip olan neptünyum, plütonyum, amerikyum ve küriyum gibi elementlerden oluşmaktadır. Nükleer reaktörlerde nötron yakalama süreçlerinde ortaya çıkan TRU'lar, yüksek radyoaktiviteye ve uzun yarı ömürlere sahiptir ve atık yönetimi süreçlerinde dikkat edilmesi gereken malzemelerdir. Bununla birlikte nesil 2 ve 3 reaktörlerde ortaya çıkan TRU'lar, atık yönetim süreçlerinde 4. nesil reaktörlerden olan MSFR'lerde başlangıç yakıtı olarak kullanılabilir (Heuer vd., 2014).

MSFR'lerde, TRU'lardan oluşan başlangıç yakıtı kullanıldığında, U-233'ten oluşan başlangıç yakıtına göre daha fazla MA meydana gelmektedir. Ortaya çıkan MA'lar, belli bir süre sonra U-233'e dönüşerek denge durumuna gelmektedir. Denge durumuna gelen TRU ile başlatılan tasarımdaki yakıt kompozisyonu ile U-233 ile başlatılan tasarımın yakıt kompozisyonu birbirini ile aynıdır ve başlangıçtaki TRU elementler U-233'e dönüştürülmektedir. Th, Pa, U ve Np, hızla dengeye ulaşmaktadır. Bununla birlikte plütonyumun %90'ı birkaç düzine yıl içinde tükenmekte ve amerisyum ve küriyumun tükenme süresi yüz yılı bulmaktadır. İstatistiksel ve sistematik belirsizlikler ağır çekirdeklere daha fazla etki ettiğinden Cm miktarı için elde edilen süreler keskin bir sonuç belirtmemektedir (Heuer vd., 2014).

Nükleer atık azaltma açısından etkili görünen bu MSFR başlangıç kompozisyonunun sınırlayıcı yönü, lityum ve toryum florür tuzlarındaki çözünürlük sınırından kaynaklanmaktadır. Yakıt tuzundaki valans elementlerinin çözünürlük sınırları özel dikkat gerektirmektedir. Çözünürlüğü kabul edilebilir sınırlar içinde tutmak için iki

özüm mevcut olmakla birlikte tuzun giriş sıcaklığını ilk 10 yıl boyunca 50°C artırmak bu özüm yollarından birisidir. Ancak bu durum yapısal malzemelerin seçiminde bir sınırlama oluşturmaktadır. özüm yolu olarak sunulan diğ er yöntem ise başlangıç Pu miktarını azaltmaktır. Bu durumda ise yakıt kompozisyonunu U-233 ile desteklemek ya da MSFR'yi TRU iç eren zenginleştirilmiş uranyum ile başlatmak gerekmektedir (Heuer vd., 2014).

1.4.3. U-233 - TRU karışımı ile başlatılan MSFR

EPR'lerde kullanılan Th-Pu MOX yakıt tüketildikten sonra meydana gelen izotop karışımı fisil malzeme olarak kullanılmaktadır (Heuer vd., 2009). U-233 - TRU karışımına sahip yakıtta TRU elementler, LWR'lerde tüketilen yakıtlardan meydana gelmekle birlikte kullanılmış nükleer yakıtın yeniden işlenmesi ile elde edilmektedir (Artioli vd., 2007). Bu yakıt kompozisyonunun kullanımı günümüzde PUREX yönteminin varlığından dolayı uygulanabilir görülmektedir (Fiorina, ve diğ erleri, 2013). Bu durum aynı zamanda mevcut yakıt döngüsünün tamamen kapatılmasını da sağlamaktadır (Heuer vd., 2014).

U-233 sayesinde bu yakıt kompozisyonundaki Pu oranı özünürlük sınırının altına düşmüştür. Bu yakıt karışımında, MOX yakıt kullanılması sebebi ile sadece TRU ile başlatılan yakıt kompozisyonuna göre Am, Cm ve Cf miktarları daha yüksek miktardadır (Heuer vd., 2014).

1.4.4. Zenginleştirilmiş uranyum ve TRU ile başlatılan MSFR

U-233 başlatıcılı ve TRU başlatıcılı MSFR tasarımlarına göre zenginleştirilmiş uranyum ve TRU ile başlatılan MSFR tasarımının yakıt kompozisyonundaki dağıtım kapasitesi orta düzeydedir. Başlangıç tuzunun zenginleştirme oranı tasarım içindeki negatif reaktivite katsayılarını bozmadan güvenli aralıkta kalmaya devam etmektedir. Bu MSFR yakıt kompozisyonunda, TRU içinde tüketilmesinin yanı sıra başlangıçta bulunan U-238'den üreilmeye devam ettiğ i için plütonyum konsantrasyonları, yaklaşık 20 yıl boyunca sabit kalmaktadır. Başlangıç yakıt kompozisyonu zenginleştirilmiş uranyum ve TRU elementler ile başlatılan bu MSFR tasarımında, U-233 ile başlatılan MSFR tasarımına göre daha uzun süre boyunca TRU konsantrasyonları devam etmektedir (Heuer vd., 2014).

2. GENEL BİLGİLER

Nükleer santrallerde enerji üretimi için kullanılan yakıtlar, reaktörde geçirdikleri fisyon sürecinin ardından fisyon ürünleri ve transuranik izotoplara dönüşmektedir. Bu izotopların büyük bir kısmı uzun yarı ömürlü ve yüksek radyoaktiviteye sahiptir. Enerji üretimi sonrasında reaktörde ömrünü tamamlayan bu yüksek seviyeli kullanılmış nükleer yakıtların çevre ve insan sağlığı için doz seviyelerin güvenli sınırlar içinde tutulması gerekmektedir. Radyoaktif elementler binlerce yıl boyunca bozunmaya devam ettiğinden yakıtların depolanmasında kuru depolama sistemleri ve nihai bertaraf yöntemlerine ihtiyaç duyulmaktadır.

Nükleer reaktörlerde kullanılmış yakıtların radyasyon düzeyi ve ısı üretimi yüksek olduğundan doğrudan bertaraf edilmesi mümkün olmamaktadır. Bu sebeple doz seviyelerinin güvenli sınırlar içinde tutulması için geçici depolama ve uzun vadeli depolama yöntemleri kullanılmaktadır. Geçici depolamada yakıt havuzları ve kuru depolama sistemleri mevcutken, uzun vadeli depolama yalnızca kuru depolama sistemlerine başvurulmaktadır. Başlangıçta nükleer yakıt havuzları geçici depolama için tasarlanmıştır ancak ABD’de yeniden işlemenin yeterliliği sağlanamadığından havuzların kapasitesi dolmaya başlamış ve 1980lerin başında tesiste depolanabilecek kullanılmış nükleer yakıt miktarının artırılması üzerine çalışmalar yapılmıştır. Bu çalışmalar, kuru depolama sistemleri üzerine araştırmalara yönelmeyi sağlamıştır (NRC, 2017).

2.1. Geçici ve Uzun Vadeli Depolama

Geçici depolamada ticari reaktörden çıkarılan kullanılmış yakıtlar, ilk olarak genellikle yakıt havuzlarında muhafaza edilmektedir. Bu havuzlarda yaklaşık 5 ila 10 yıl arasında bekletilen yakıtların bozunma ısısı¹² ve yüksek seviyeli radyasyon değerleri belli bir seviyeye kadar düşmektedir. Genellikle 5 yılın sonunda bozunma ısısı, tam güç değerinin yaklaşık %0.06’sına düşmektedir (Johnson, 1977).

Yakıt havuzlarında kullanılan su, korozyon ve çökeltiyi önlemek için yüksek saflıkta olmakla birlikte borik asit gibi malzemelerden oluşan nötron soğurucu çözeltiler içermektedir. Bu çözeltiler güvenli bir nötronik denge sağlanması amacıyla yakıt havuzlarına eklenmektedir. Ayrıca belli periyotlarla iyon değiştirme ve filtrasyon

¹² Decay heat

sistemleri ile yakıt havuzu suyu temizlenmektedir. Kullanılmış nükleer yakıtın depolanması süreçlerinde çalışan personelin ve çevrenin radyasyondan korunması için ise havuzların sıcaklık, pH, borik asit konsantrasyonları ve radyasyon seviyeleri sürekli olarak kontrol edilmektedir (IAEA, 2020). Yakıt havuzları, bu gibi özellikleri nedeniyle ticari reaktörlerde geçici depolamanın en yaygın ve güvenilir yöntemlerinden biri olarak kabul edilmektedir (Werner, 2012). Yakıt havuzlarının sınırlı kapasitesi ve havuz içinde uzun vadeli depolamanın getirdiği riskler sebebi ile kullanılmış yakıtlar, yakıt havuzlarında geçici süre ile bekletilmesinin ardından daha uzun süreler bekletilmek üzere özel ekipmanlar ile kuru depolama sistemlerine aktarılmaktadır (IAEA, 2020).

Kuru depolama sistemlerine aktarılan kullanılmış yakıtlar, konteyner adı verilen kaplar içerisinde muhafaza edilmektedir. Bu konteynerler, genellikle çelik ve betonarme malzemelerden oluşmaktadır (IAEA, 2020). Bununla birlikte kuru depolama konteynerlerinde su yerine hava veya gazlar kullanılarak soğutma sağlanmaktadır. Çoğunlukla oksitlenmeyi sınırlamak amacıyla helyum gibi inert gazlar veya azot gibi sadece orta seviyede reaktif bir gaz ile konveksiyon yoluyla soğutma sağlanmaktadır (Bunn vd., 2001). Ayrıca inert gazlar ve pasif güvenlik mekanizmaları sayesinde bozunma ısısının güvenli bir şekilde uzaklaştırılması sağlanmaktadır (IAEA, 2020). Böylece ıslak depolamadan farklı olarak, kullanılmış yakıtların soğutulmasında aktif pompalara veya sürekli elektrik enerjisine gerek kalmamaktadır. Enerji kesintisi¹³ gibi senaryolar karşısında dahi güvenlik kriterlerini sağlamaktadır (Werner, 2012).

Kullanılmış nükleer yakıt taşıma konteynerleri, normal taşıma koşullarında ve olası kaza senaryolarında bozunma ısısından kaynaklanan radyoaktivitenin çevreye yayılmasını önlemek ve radyasyon dozunun izin verilen seviyelerde tutmak için çok katmanlı yapılar olarak tasarlanmaktadır (IAEA, 2018). Bu çok katmanlı yapılar sayesinde bozunma ısısı, homojen bir şekilde dağıtılarak bileşenlerin sıcaklığını güvenli limitler içinde tutmaktadır (IAEA, 2014). Ayrıca ıslak depolamada karşılaşılabilecek soğutucu sıvı kaybı kazası karşısında ortaya çıkabilecek zirkonyum kaplama yangınları potansiyelini önemli ölçüde azalttığından kuru depolama ve taşıma konteynerlerinin güvenlik açısından ıslak depolamaya karşı daha avantajlı olduğu söylenebilmektedir (National Research Council, 2006).

¹³ Station blackout

Islak depolama ve kuru depolama gibi geçici depolama uygulamaları, kullanılmış nükleer yakıtların reaktörden çıkarıldıktan sonra radyasyon seviyelerinin düşürülmesi amacıyla tasarlandığı için sınırlı süreçleri kapsayan bir yönetim türü olmakla birlikte, kuru depolama sistemleri uzun vadeli depolama yöntemleri için de kullanılmaktadır. Uzun vadeli depolamada kullanılan kuru depolama konteynerleri, geçici depolamada kullanılanlara göre tasarımsal açıdan farklılıklar göstermektedir. Bu tasarım farklılıkları sayesinde kullanılmış nükleer yakıt konteynerlerinin, yüzyıllar boyu tüm kaza senaryolarında güvenli bir şekilde yakıtları muhafaza etmesi öngörülmektedir. Uzun vadeli depolama uygulamalarında insan müdahalesi sınırlıdır ve bu depolama senaryolarında uzun yıllar boyunca sızdırmazlık, korozyona dayanıklılık gibi şartların sağlanması önemlidir (NRC, 2025).

Islak depolama ve kuru depolamanın avantaj ve dezavantajları **Tablo 2.1**'de gösterilmiştir (Vitkova vd., 2006; Ratiko vd., 2018; IAEA, 2020; El-Samrah vd., 2021).

Tablo 2.1 Islak ve Kuru Depolamanın Arasındaki Farklar

Islak depolama	Kuru depolama
Tritiyum oluşumu nedeniyle ıslak depolamadaki su, radyoaktivite içermektedir.	Sıvı atık oluşumu bulunmamaktadır.
Suda bulunan borik asit gibi bazı bileşenlerin konsantrasyonu, sürekli olarak işlenmeli ve izlenmelidir.	Karmaşık ve pahalı bir arıtma sistemine gerek bulunmamaktadır.
Yüksek korozyon olasılığı	Düşük korozyon olasılığı
Havuz suyunun ısı eşanjörlerinde sürekli sirkülasyonu ve yeterli sıcaklığın korunması için sürekli izleme esasına dayanan aktif bozunma ısısı giderme sistemi	Doğal konveksiyon, iletim ve termal radyasyona dayalı pasif bozunma ısı giderme sistemleri
Islak depolama tesisleri sabittir ve yakıt tertibatları, daha ileri yeniden işleme veya nihai bertaraf için taşınabilir korumalı sistemler aracılığıyla dikkatlice çıkarılmalıdır.	Gelecekte depolamanın kalıcı bir depoya gönderilmesi gerekirse taşınması daha kolaydır.
Kazalar veya terör olayları durumunda daha fazla miktarda radyoaktivitenin salınma riski	Ayrı kuru depolama konteynerlerinde veya yer altı kuru depolama tesislerinde olduğu gibi radyoaktivite salınımı daha düşük miktarda ve daha düşük olasılık

Uzun vadeli kuru depolama sistemleri, kullanım amacına göre iki türde tasarlanmaktadır. Bunlardan en yaygını tek-amaçlı¹⁴ depolama konteynerleri ve çift-amaçlı¹⁵ konteynerlerdir. Kuru depolama sistemleri için başlangıçta yalnızca tek amaçlı-konteynerler tasarlanmıştır. Tek-amaçlı konteynerler, sadece taşıma¹⁶ ya da sadece

¹⁴ Single-purpose casks

¹⁵ Dual-purpose casks

¹⁶ Transport-only

depolama¹⁷ amacıyla kullanılmaktadır. Sadece taşıma için tasarlanan konteynerler, genellikle kalın metal duvarlı olmakla birlikte titreşim, darbe, yangın gibi koşullara dayanıklıdır. IAEA SSR-6 standartlarına uygun şekilde lisanslanmaktadır. TN-12/2, CASTOR V/19 gibi tasarımlar sadece taşıma için üretilen konteynerlere örnektir. Sadece depolama için tasarlanan konteynerler ise uzun vadeli pasif soğutma, gaz sızdırmazlığı ve korozyon dayanımı açısından yeterli muhafazayı sağlamaktadır. Bu tür konteynerlere NUHOMS 24P ve HI-STORM FW örnek olarak verilebilmektedir.

Sadece taşıma ya da sadece depolama için kullanılan konteynerlerin yanı sıra hem depolama hem de taşıma için ise çift-amaçlı konteyner tasarımları geliştirilmiştir. İki-amaçlı konteynerler, depolamanın yanı sıra kullanılmış nükleer yakıtın yeniden işleme ve nihai bertaraf tesislerine taşınmasında kolaylık sağlamaktadır. Günümüzde ticari reaktörlerden çıkarılan kullanılmış nükleer yakıtları, yakıt havuzlarında bekletildikten sonra genellikle iki-amaçlı konteynerler içinde muhafaza edilmektedir. İki-amaçlı konteynerler, hem taşıma hem de depolama için kullanılabildiğinden IAEA SSR-6 ve NRC 10 CFR-72 standartlarını karşılayarak lisanslanmaktadır. HI-STORM100, TN-32, TN-68 ve CASTOR V/21 bu türdeki konteynerlerdendir.

Taşıma ve depolamanın yanı sıra kalıcı bertaraf için de kullanılmak üzere çok-amaçlı¹⁸ konteyner tasarımları üzerine çalışmalar da mevcut olmakla birlikte (Bunn vd., 2001) ABD’de veya başka bir ülkede çok-amaçlı konteynerler henüz faaliyet göstermemektedir (National Research Council, 2006).

Kuru depolama konteynerleri genellikle silindirik yapıya sahip olmakla birlikte farklı boyutlarda üretilmektedir (Bunn vd., 2001). Kullanılmış yakıtları muhafaza edecek yükseklikte tasarlanan bu konteynerler, yakıt havuzlarından 150 ton kütleye kadar ulaşabilmektedir ve özel vinçler ile havuzdan çıkarılarak kuru depolama tesislerine taşınmaktadır.

Kuru depolama konteynerleri, kullanılmış yakıtın yerleştirilme yöntemine göre çıplak-yakıt depolama konteynerleri¹⁹ ve kanister bazlı²⁰ olarak ikiye ayrılmaktadır (NRC, 2017). Ticari reaktörlerde kullanılmış nükleer yakıtların kuru depolanmasında kullanılmak üzere bu iki temel tasarım dâhilinde geliştirilmiş birçok konteyner modeli

¹⁷ Storage-only

¹⁸ Multi-purpose

¹⁹ Bare-fuel casks

²⁰ Canister-based fuel casks

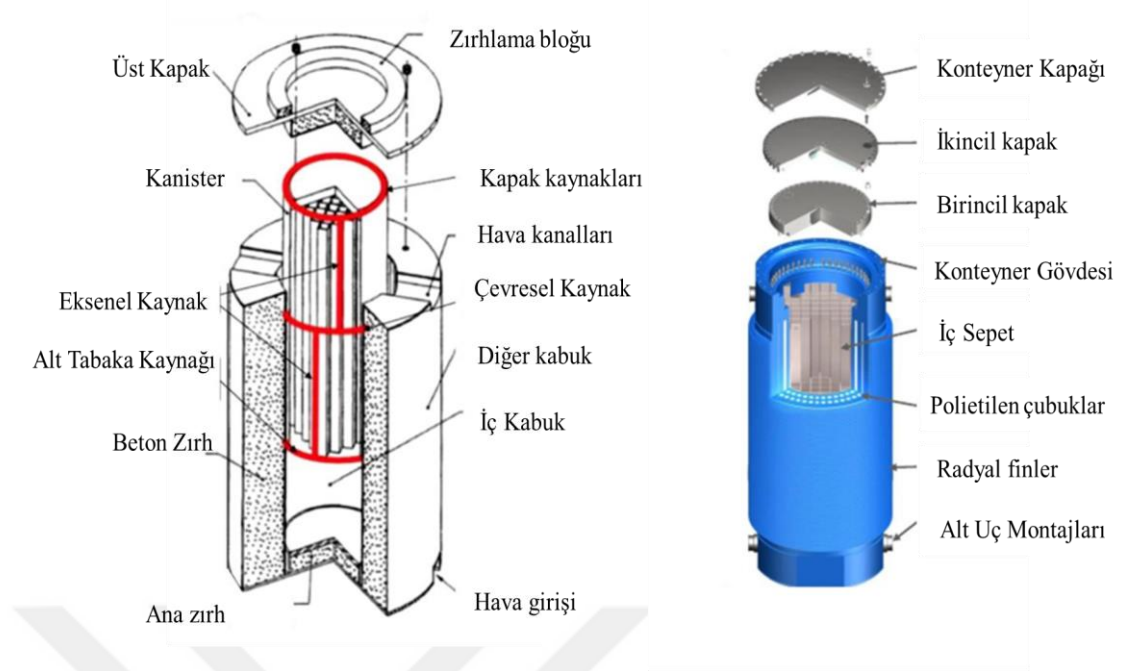
bulunmakla birlikte bu konteynerler, depolama sürelerine, muhafaza edeceği yakıtın türüne ve hacmine göre değişiklik gösteren tasarımlara sahiptir (Bunn vd., 2001).

Çıplak yakıt depolama konteynerlerinde kullanılmış nükleer yakıtlar doğrudan konteynerin içine entegre edilmektedir. Bu tür konteynerler genellikle cıvatalı kapak sistemleri ile mühürlenmektedir. Çıplak-yakıt konteynerlerinden CASTOR V/21 tasarımı GNSI adlı üreticinin olup iç malzemesi sünek dökme demirdir ve BWR türü reaktörlerin kullanılmış nükleer yakıtlarını muhafaza etmek üzere tasarlanmıştır. TN-32 ve TN-40 tasarımı konteynerler ise Transnuclear Inc.'e ait sadece depolama amacıyla kullanılan PWR türü reaktörlerin kullanılmış nükleer yakıtlarını muhafaza etmektedir. ABD'de kullanılan bu tip konteynerlerin tamamı dikey olarak depolanma üzerine tasarlanmıştır (National Research Council, 2006).

Diğer bir konteyner türü olan kanister bazlı konteynerler ise genellikle 1.3 cm kalınlığında ince duvarlı sızdırmaz çelik silindirik yapılar içermektedir. Kanister bazlı konteynerler kaynaklı bir kapak sistemine²¹sahiptir. Kullanılmış nükleer yakıtlar, bu yapı içerisine koyulduktan sonra kalın duvarlı dış paket²² içine yerleştirilerek taşıma veya depolama süreçlerinde yer almaktadır. Dış paket genellikle beton veya metal malzemeden oluşmakta olup radyasyonun zırhlaması sağlanmaktadır. HI-STORM 100 ve VSC-24 tasarımları kanister bazlı konteynerlere örnek olarak verilebilmektedir. Doğrudan yakıt konteynerleri, kanister bazlı yakıt konteynerleri ile kıyaslandığında mukavemet açısından farklar olsa da radyonüklit salınımı açısından birbirine benzer değerler görülmektedir (National Research Council, 2006). **Şekil 2.1**'de kanister bazlı ve çıplak-yakıt konteynerlerinin genel tasarımına ait gösterimi bulunmaktadır (El-Samrah vd., 2021).

²¹ Welded lid

²² Overpack



Şekil 2.1 Kanister Bazlı ve Çıplak-Yakıt Konteynerlerin Teknik Gösterimi (El-Samrah vd., 2021)

Kullanılmış yakıt kuru depolama konteynerlerinin yapısal bütünlüğünü değerlendirmek üzere analitik modeller ve ölçekli testler kullanılmaktadır. Bu testlerde kullanılmış yakıt depolama konteynerleri birçok yönden incelenmektedir. Farklı yüksekliklerden dikey ve yatay düşme testleri, devrilme testleri, afetlere karşı testler, uçak veya füze saldırılarına karşı alınabilecek hasarların tespiti için testler yapılmaktadır (Shappert & Box, 1986; Saegusa vd., 2010).

2.2. Ticari Reaktörler için Kullanılan Konteynerler

ABD gibi ülkeler, kullanılmış yakıt depolama konteynerlerini çoğunlukla kanister bazlı tercih ederken Almanya, Fransa ve İspanya gibi Avrupa ülkeleri çıplak-yakıt konteynerleri tercih etmektedir. Bu fark, kullanılmış yakıtların depolanmasına dair stratejilerin farklılığından kaynaklanmaktadır. ABD genellikle reaktörden çıkarılan yakıtları açık çevrim şekilde yönetmekte olup kullanılmış yakıtları merkezi bir kuru depolama tesisinde bekletmektedir. ABD dışındaki ülkeler ise yeniden işleme teknolojisini daha sık kullanmaktadır. Fransa, reaktörlerinde kullandığı tüm nükleer yakıtın %5'ini yeniden işleme sonrası ürettiği MOX yakıtlardan tedarik etmektedir. Nükleer sanayinin başlangıcında yeniden işleme yöntemlerine yatırım yapan İngiltere, hâlihazırda yeniden işleme teknolojilerini kullanmaya devam etmekte olup kullanılmış yakıtların bertarafı için derin jeolojik depolama yöntemlerini de kullanmaktadır.

Başlangıçta yeniden işleme yöntemlerini kullanan Almanya ise 1989'dan beri kullanılmış yakıtları depolama yöntemlerini değiştirmiştir. Fransa ve İngiltere gibi Çin'de kullanılmış yakıt yönetiminde yeniden işleme teknolojilerini kullanmaktadır. Yeniden işleme sonrasında bertaraf edilmesi gereken atıkların vitrifiye edilmesi yöntemleri Çin'de kullanılmakta olup 2050'den itibaren yüksek seviyeli yakıtların depolanması için derin jeolojik depolama yöntemlerinin kullanılması hedeflenmektedir (Fernández-Arias vd., 2023). ABD'de hâlihazırda ticari olarak kullanılan konteynerler ve bu konteynerlere ait bazı özellikler **Tablo 2.2**'de verilmiştir (Greene vd., 2013).

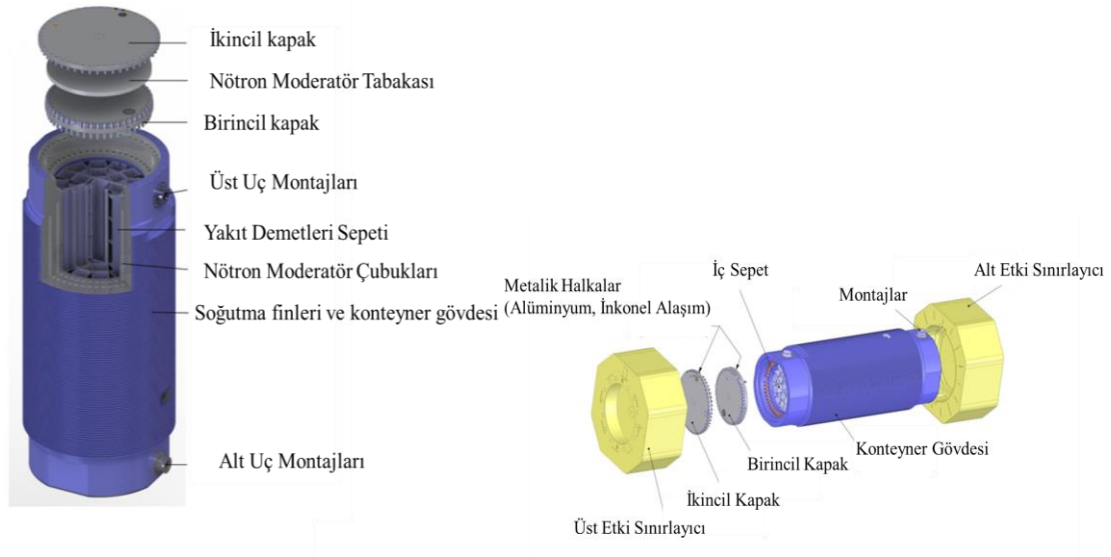
Tablo 2.2 Ticari Konteynerlere ait Özellikler (Greene vd., 2013)

Kapsül Tasarımı	Lisans Sahibi	Tip	Yakıt Tipi	Yapı Malzemesi	Kapanma Sistemi
CASTOR V/21	General Nuclear Systems Inc.	Çıplak yakıt, sadece depolama	BWR	Sfero dökme demir	Birincil kapak (44 cıvata), ikincil kapak (48 cıvata)
CASTOR X/33	Gesellschaft für Nuklear-Service mbH	Çıplak yakıt, sadece depolama	PWR	Sfero dökme demir	Birincil kapak (44 cıvata), ikincil kapak (70 kapak vidası)
NAC S/T	NAC International	Çıplak yakıt, sadece depolama	PWR	İç ve dış paslanmaz çelik kabuklar	Kapanma kapağı (24 cıvata)
MC-10	Westinghouse	Çıplak yakıt, sadece depolama	PWR	Paslanmaz çelik ve karbon çelik	Bir koruma kapağı ve iki sızdırmazlık kapağı, hepsi cıvatalı
TN-32, TN-40	Transnuclear Inc.	Çıplak yakıt, sadece depolama	PWR	Karbon çelik	Tek kapak (48 cıvata)
TN-68	Transnuclear Inc.	Çıplak yakıt, çift amaçlı	BWR	Karbon çelik	Tek kapak (48 cıvata)
Fuel Solution W-150	BNFL Fuel Solutions	Kapsül tabanlı, çift amaçlı	PWR, BWR	İç çelik kabuklu takviyeli beton	Kapsül kapağı, kaynaklı kapsül kapağı (12 cıvata)
HI-STORM 100	Holtec International	Kapsül tabanlı, sadece depolama modülü	PWR, BWR	Takviyesiz beton dolgu paslanmaz çelik kabuklar	Kapsül kapağı, kaynaklı kapsül kapağı (4 cıvata)
HI-STAR 100	Holtec International	Kapsül tabanlı, çift amaçlı	PWR, BWR	Nötron emici polimer dolgu karbon çelik kabuklar	Kapsül kapağı, kaynaklı kapsül kapağı (54 cıvata)
VSC-24	BNFL Fuel Solutions	Kapsül tabanlı, sadece depolama	PWR	İç çelik kabuklu takviyeli beton	Kapsül kapağı, kaynaklı kapsül kapağı (6 cıvata)
NAC-MPC	NAC International	Kapsül tabanlı, çift amaçlı	PWR	Depolama dış kabı ile çevrili metal kapsül. Dış kabın yapısı: 3,5 inç kalınlığında iç çelik astar, beton	Kapsül kapağı, kaynaklı; koruyucu tapa üzeri kaynaklı kapak (6 yüksek dayanımlı cıvata)

Tablo 2.2 (Devamı)

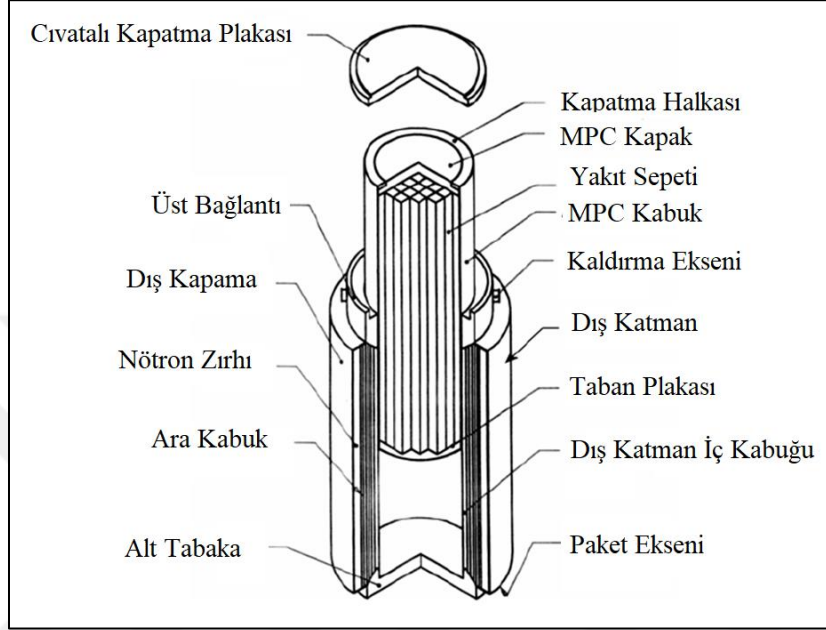
Kapsül Tasarımı	Lisans Sahibi	Tip	Yakıt Tipi	Yapı Malzemesi	Kapanma Sistemi
Holtec MPC 24E/EF	Holtec International	Kapsül tabanlı, çift amaçlı	PWR, BWR	Depolama dış kabı ile çevrili metal kapsül. Dış kabın yapısı: iç ve dış çelik astar, beton	Kapsül kapağı, kaynaklı; koruyucu tapa + 48 cıvata
NUHOMS 24P, 52B, 61BT, 24PT1, 24PT2, 32PT	Transnuclear Inc.	Kapsül tabanlı, çift amaçlı	PWR, BWR	Koruyucu kapsül içeren yatay yerleştirilmiş takviyeli beton depolama modülü	Kapsül kapağı, kaynaklı; depolama modül kapağı, takviyeli beton

Kullanılmış nükleer yakıtların taşınması ya da depolanması gibi farklı amaçlarda kullanılmak üzere farklı firmalara ait birçok tipte konteyner bulunmaktadır. GNS tarafından geliştirilen taşıma ve ara depolama için tasarlanmış çift-amaçlı konteynerlerden CASTOR V serisi konteynerleri PWR ve BWR kullanılmış yakıtları için taşıma ve depolama amacıyla kullanılmaktadır. Gövde malzemesi olarak sünek döküm demir kullanılmıştır. Bu özelliği ile diğer konteynerlerde kullanılan çelik gövdelere göre farklılık göstermektedir. Ayrıca dış yüzeyde ısıнын uzaklaştırılması için pasif olarak görev alan soğutma kanalları (finler) bulunmaktadır. Bu kanallar yüksek ısı yayılımına sahip kullanılmış yakıtlar için avantaj sağlamaktadır. Bu kanallar ve konteynerlerin yapısı ve taşıma modülü için eklenen darbe sınırlayıcılar sarı renkle **Şekil 2.2**'de gösterilmiştir (Funke vd., 2013).



Şekil 2.2 CASTOR V/19 Konteyneri (Solda), Darbe Sınırlayıcılar ile Birlikte Olduğu Durum (Sağda)
(Funke vd., 2013)

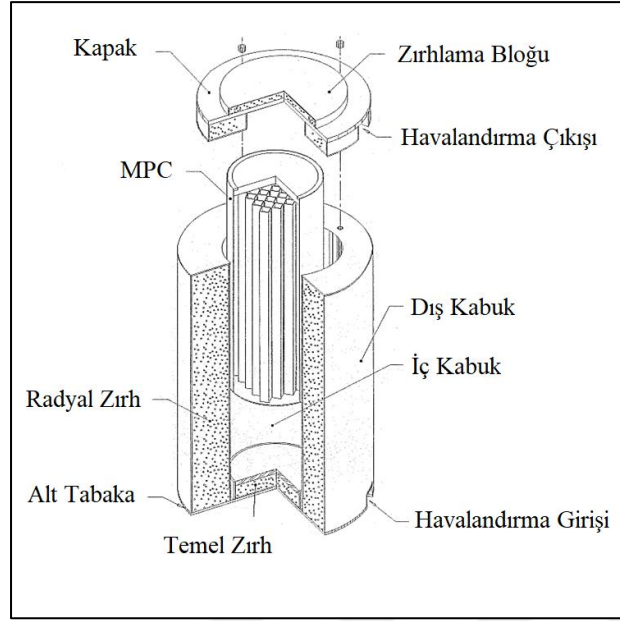
Holtec International’ın üretmiş olduğu çift-amaçlı taşıma ve kuru depolama konteyneri HI-STAR. **Şekil 2.3**’te gösterilmiştir. Yapısal açıdan HI-STAR, üç katmandan oluşmaktadır. İç katman koruma görevi görmekteyken ikinci katman fotonların muhafaza edilmesini sağlayan çelikten oluşmaktadır. Dış katman ise nötronların muhafazasını sağlamaktadır (Bajwa vd., 2016).



Şekil 2.3 HI-STAR 100 Taşıma ve Depolama Konteyneri (Bajwa vd., 2016)

HI-STAR konteynerlerinin tamamında karayolu veya demiryolu ile naklieleri sırasında güvenliğin sağlanması amacıyla AL-STAR darbe sınırlayıcıları bulunmaktadır. Bununla birlikte HI-STAR sistemleri, ABD Ulusal Demiryolu Komisyonu (NRC) ve Uluslararası Atom Enerji Ajansı (IAEA) nakliye yönetmeliklerine tamamen uygun olduğu ifade edilmektedir (Holtec International, 2025). Çift-amaçlı HI-STAR konteynerleri, sahada geçici veya uzun süreli depolama için konumlandırılabilirle birlikte saha dışına da taşınabilmektedir. Sistemin hem taşıma hem de depolama aynı anda yerine getirebilme özelliği, yeniden paketlenme gerekliliğini de ortadan kaldırmaktadır (Singh, 1997).

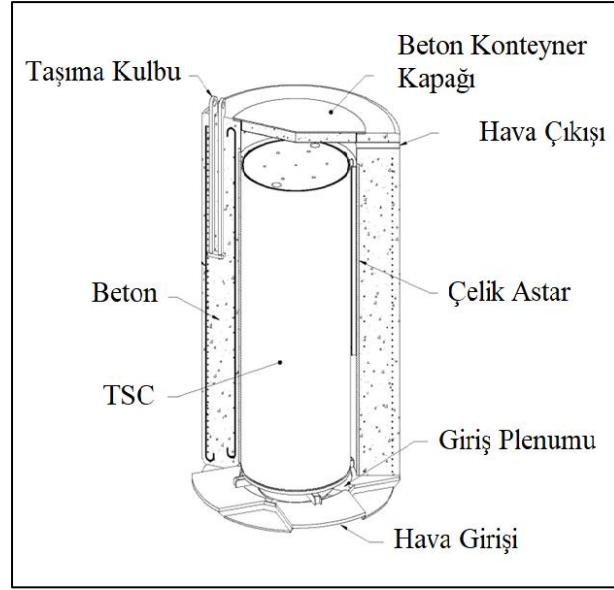
Holtec International’ın geliştirmiş olduğu bir tasarım olan HI-STORM 100 ise sadece depolama için kullanılan bir konteyner sistemidir. Bu konteyner sistemi diğerlerinde olduğu gibi dışsal dozu en aza indirmek ve güçlü bir yapısal muhafaza sağlamak üzere tasarlanmıştır. **Şekil 2.4**’te HI-STORM 100 konteynerine dair teknik görselde dış kabuk, iç kabuk, konteyner kapağı, havalandırma kanalları girişi ve çıkışı gibi kısımlar gösterilmiştir (Holtec International, 2008).



Şekil 2.4 HI-STORM 100 Taşıma ve Depolama Konteyneri (Holtec International, 2008)

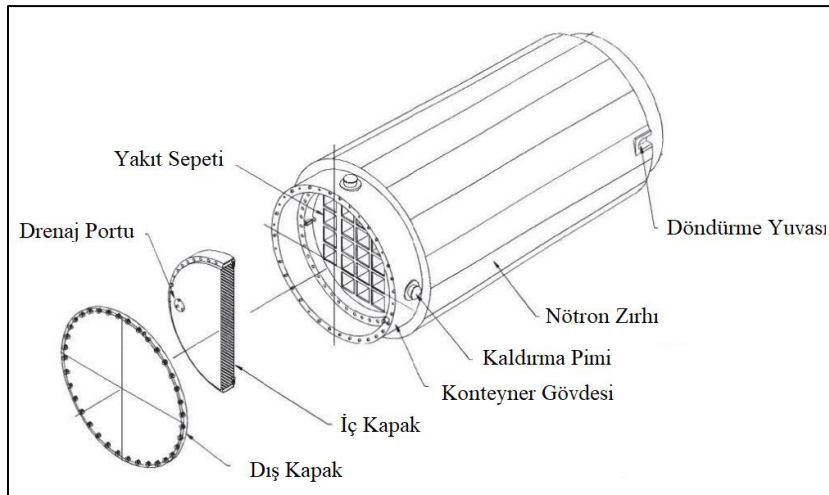
Dikey, havalandırılmalı, silindirik bir tasarıma sahip olan bu sistem, özellikle şiddetli rüzgarlara, kasırgalara, yüksek enerjili yıldırımlara ve diğer afetlere karşı dayanıklı olacak şekilde tasarlanmıştır. Ayrıca HI-STORM'a ait yer altı ve yer üstü olmak üzere iki farklı konfigürasyonu bulunmaktadır. Cıvatalı, beton ve çelik kapağa sahip bu sistemlerde konteyner kanallarının alt ve üst kısımlarında dört ayrı hava girişi ve çıkışı bulunmaktadır. Bu hava kanalları sayesinde içeride bulunan kullanılmış yakıtlar doğal konveksiyon yolu ile soğutulmaya devam etmektedir. Yüksek sünekliğe sahip karbon çeliğinden oluşan dış katman, ASME gerekliliklerini karşılayacak niteliğe sahiptir (Holtec International, 2025).

Holtec International dışında taşıma ve depolama konteynerlerinin üretildiği bir diğer şirket ise NAC International olup bu firmaya ait ticari olarak kullanılan birçok konteyner tipi bulunmaktadır. MAGNASTOR, UMS, MPC/STC gibi sistemler, çift-amaçlı konteyner tasarımları mevcuttur. MAGNASTOR ilk ultra yüksek kapasiteli NRC lisanslı konteyner sistemidir (NAC International, 2025a). MAGNASTOR, benzer ağırlığa sahip sistemlere göre %16 ila %30 daha fazla kullanılmış yakıt depolama kapasitesine sahip olduğu da ifade edilmektedir (NAC International, 2025b). Şekil 2.5'te MAGNASTOR konteynerine ait teknik çizim gösterilmiştir. Bu sistemde tek bir kapağın kullanılması ile yükleme ve transfer işlemleri, kurutma süreleri ve kaynak işlemlerinin kolaylaştırıldığı ifade edilmiştir (NAC International, 2025c).



Şekil 2.5 MAGNASTOR Taşıma ve Depolama Konteyneri (NAC International, 2025)

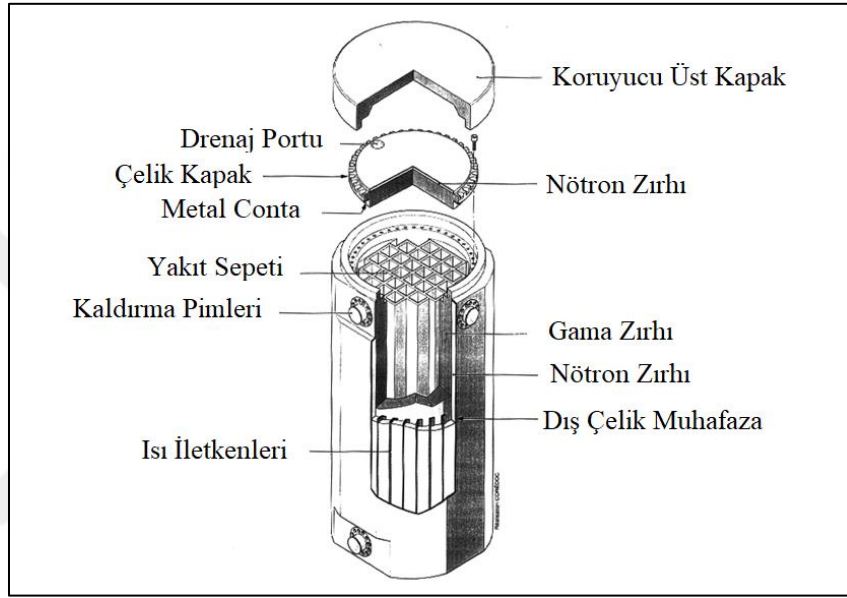
NAC International'ın ürettiği bir diğer çift-amaçlı konteyner NAC-MPC, NRC tarafından hem taşıma hem de depolama için lisanslanan ilk yüksek kapasiteli ve doğrudan yüklemeli çift-amaçlı ilk tasarımıdır. Bununla birlikte NAC-STC konteynerinin dayanıklılığı ve güvenilirliği, yapılan düşürme, delme, yangın, suya dalma/batma testleriyle doğrulanmıştır. Depolama durumunda dikey olarak bulunan bu sistemler, nakliye sırasında ek koruma sağlayan darbe önleyiciler ile birlikte kullanılmakta ve yatay konumda nakliyenin gerçekleştirilmesi sağlanmaktadır. **Şekil 2.6**'da NAC STC konteynerinin genel gösterimi bulunmaktadır (NAC International, 2025d).



Şekil 2.6 NAC-STC Taşıma ve Depolama Konteyneri (NAC International, 2025d)

Çift-amaçlı konteyner üreticisi Transnuclear Inc.'e ait TN kuru depolama konteyner serilerinde metal konteyner sistemi beton yapılaraya göre taşıma için daha uyumlu bir yapı

sağlamaktadır ve taşıma için konteyner yapısına ek olarak yalnızca darbe sınırlayıcılar kullanılmaktadır. TN-68'in kullanılmış yakıt dolu hali yaklaşık 115 ton ağırlığında olup 68 BWR yakıt demeti yüklenebilmektedir. Bu tasarım TN-32'nin daha yüksek kapasiteli bir versiyonudur. TN-68, TN40 ile oldukça benzer bir tasarıma sahip olup TN32 ve TN40, operasyonel özellikleri bakımından yapısında beton bulunan konteynerlere göre radyasyon maruziyeti daha düşüktür. Ayrıca normal koşullarda 343°C'nin; kaza koşullarında 570°C'nin altında tutacak şekilde tasarlandığı da ifade edilmiştir (Shih & Guerra, 2001).



Şekil 2.7 TN-24P Taşıma ve Depolama Konteyneri (Kirchner, 2025)

Şekil 2.7'de TN-24P gösterilmiştir. Bu taşıma ve depolama konteyneri, yaklaşık 5 metre uzunluğunda, 2,3 metre çapında ve yüklenmiş haliyle yaklaşık 100 ton ağırlığında silindirik bir yapı olmakla birlikte çelik bir gövde ve nötron zırhlaması sağlayan bir reçine tabakasından oluşmaktadır. Metalik contalara sahip bir kapakla mühürlenmekle birlikte konteynerin iç kısmında, 24 adet PWR yakıt demetini tutacak şekilde yapılandırılmış, alüminyum ve bor plakalarından inşa edilmiş birbirine geçmeli bir yakıt sepeti bulunmaktadır (Creer vd., 1987).

2.3. Tasarım Aşamasında Olan Konteynerler

Kullanılmış yakıt depolama ve taşıma konteynerleri radyoaktif malzemelerin güvenli bir şekilde muhafaza edilmesi, radyasyondan korunma, kritiklik kontrolü, sıcaklık kontrolü, yapısal tepki ve bütünlük gibi temel işlevleri yerine getirmelidir (Greene vd., 2013). Depolama konteyneri tüm hizmet ömrü boyunca herhangi bir radyoaktif malzemenin

sızıntı yapmasını engelleyecek yapıda olmakla birlikte yakıtı koruyan yapının hasar veya bozulmaya karşı koruması gerekmektedir. Sızdırmazlığı sağlamak için malzeme, geometrik tasarım, imalatın uygunluğu contalı veya cıvatalı kapakların kullanılması önemli bir husustur. Özellikle kıyı bölgelerindeki depolama tesisleri için paslanmaz çelik kullanılan konteynerlerde stres korozyonu çatlaması²³ potansiyeli değerlendirilmesi gerekmektedir (El-Samrah vd., 2021). Stres korozyon çatlamasına karşı duyarlılık yüksek korozyon dirençli paslanmaz çelikler dikkatle değerlendirilmesi gerekmektedir (Saegusa vd., 2010).

PWR ve BWR kullanılmış yakıtların taşınması için henüz lisanslama aşamasında olan 6625B-HB taşıma konteyneri, AREVA tarafından ortaya koyulmuş bir sistemdir. Bu taşıma konteyneri, 24 PWR demeti muhafaza edilebilecek şekilde düzenlenmiştir. Bununla birlikte bu tasarımın lisanslanması üzerine çalışılırken kısa süre soğutulmuş yüksek yanma oranına sahip kullanılmış yakıtın taşınması zırhlama ve bozunma ısısı ile ilgili problemler meydana gelmiştir. Bu problemlere çözüm olarak çelik-kurşun yapısı ile foton radyasyonunun, borlu reçine malzemesiyle de nötron radyasyonunun engellenmesi sağlanmıştır (Klein vd., 2016). Henüz lisanslanmamış bu tasarımın lisanslanabileceğine dair analizler mevcuttur (AREVA Federal Services LLC, 2015).

2.4. Bazı Çalışmalardaki Doz Hızı Değerleri

TN-68 konteyneri doz hızının 150 ile 200 mrem/saat, HI-STAR 190 tasarımının 40 ile 100 mrem/saat arasında değiştiği; CASTOR V/21 konteynerinde 37.3 mrem/saat'lik yüzey doz hızı olduğu raporlarda verilmiştir (EPRI, 1987; Transnuclear Inc., 2011; NRC, 2015).

Literatürde bulunan bazı çalışmalarda doz hızlarına ait içeriğinde %3 zenginleştirilmiş taze UO₂ yakıtının bulunduğu bir örnekte TN-24P konteyneri için 6.49 mrem/saat doz değeri olduğu ifade edilmiştir. Başka bir çalışmada ISFSI konteynerleri için %3 zenginleştirilmiş UO₂ taze yakıtı yerleştirildiği durumda, 10 yıl bekleme süresi sonunda 2.85E+03 mrem/saat gama doz hızı olduğu ifade edilmiştir (ORNL, 2023d). Bu değerler uluslararası taşıma sınırı limitinin altında kalarak regülasyonlara uyum sağlamaktadır.

²³ Stress-corrosion-cracking-SCC

2.5. Regülasyonlar Tarafından İzin Verilen Doz Hızı Limitleri

Kullanılmış yakıtların taşıma ve depolanması ile ilgili kritik doz limitleri ve teknik gereklilikleri IAEA tarafından yayınlanan SSR 5 ve SSR 6 regülasyonları veya NRC tarafından yayınlanan belgelerce açıklanmaktadır. Taşıma ile ilgili doz limitleri 10 CFR Bölüm 71 ile depolama ile ilgili doz limitleri ise 10 CFR Bölüm 72 ile kapsamlı bir şekilde ifade edilmektedir. Bu düzenlemeler, paket yakınındaki kişilerin radyasyon maruziyetini sınırlandırmayı hedeflemektedir (IAEA, 2011; IAEA, 2018; NRC, 2021; NRC, 2026).

10 CFR Bölüm 71’de, yüksek aktiviteye sahip maddelerin taşınmasında kullanılan paketlerin nakil sırasında radyasyon riskini makul düzeyde tutmak ve bu paketlerin radyasyon seviyelerinin kontrolü amacıyla sınırlamalar bulunmaktadır. Bu düzenlemenin 47. maddesi (a) bendinde, (b) bendinde belirtilenler dışında, taşınma sırasında her radyoaktif madde paketinin normal koşullar altında, paketin dış yüzeyinin herhangi bir noktasında radyasyon seviyesinin 2 mSv/saat (200 mrem/saat) değerini aşmaması, taşıma indeksinin (TI) 10’u geçmeyecek şekilde tasarlanması ve sevkiyata hazırlanması gerektiği ifade edilmektedir. 10 CFR Bölüm 71 madde 4’teki tanımlamaya göre taşıma indeksi (TI), bir paketin taşıma sırasında taşıyıcı tarafından uygulanacak kontrol derecesini belirten boyutsuz sayıdır. Bu değer, 1 metre mesafedeki taşıma limitinin 0.1 mSv/saat olduğunu ifade etmektedir.

10 CFR Bölüm 71’in 47. maddesi b bendinin 1. fıkrasında, (a) bendinde belirtilen radyasyon seviyesini aşan bir paketin yalnızca özel kullanım amaçlı sevkiyatla taşınabileceğini ve bu sevkiyatın taşıma sırasında radyasyon seviyelerinin 10 mSv/saat (1000 mrem/saat)’e kadar belli koşullarda mümkün olabileceği ifade edilmiştir. Bu koşullar sevkiyatın kapalı bir nakliye aracıyla yapılması; paketin taşıma sırasında konumunun sabit kalması; taşıma işleminin başlangıcı ve sonu arasında herhangi bir yükleme veya boşaltma işlemi yapılmaması durumlarını kapsamaktadır.

10 CFR Bölüm 72’de ise bağımsız depolama tesislerinin lisanslama, radyasyon kontrolü ve çevresel etkileri için teknik gereklilikleri ve depolama sırasında hem operasyonel hem de kaza koşullarında radyasyon maruziyetini sınırlandıran düzenlemeleri içermektedir. Düzenlemenin 104. maddesi kapsamında, normal işletme ve öngörülen olaylar sırasında, kontrol alanı dışındaki bir bireyin alacağı yıllık efektif dozun sınırları belirlenmiştir. Bu efektif doz sınırları, kontrol alanı dışında bulunan bir birey için, tüm vücut için 0.25 mSv (25 mrem), tiroid için 0.75 mSv (75 mrem) ve diğer herhangi bir kritik organ için 0.25

mSv (25 mrem) yıllık doz sınırları olarak belirtilmiştir. Bu düzenlemenin 106. maddesi (B) bendi gereğince ise kontrollü alanın en yakın sınırında veya ötesinde bulunan bir bireyin tasarım esaslı herhangi bir kazadan alabileceği yıllık efektif dozun sınırları belirtilmiştir. Toplam etkin doz eşdeğerinin 0,05 Sv (5 rem), göz merceği doz eşdeğerinin 0,15 Sv (15 rem) ve cilde veya herhangi bir uzva uygulanan yüzeysel doz eşdeğerinin 0,5 Sv (50 rem) ile sınırlı olduğu ifade edilmiştir. Kullanılmış yakıt, yüksek seviyeli radyoaktif atık veya reaktörle ilgili atık işleme ve depolama tesislerinden kontrollü alanın en yakın sınırına olan minimum mesafenin en az 100 metre olması gerektiği de belirtilen sınırlamalar dâhilindedir. Bu doz kriterlerinin depolama tesisinin çevresindeki halkın radyasyon maruziyetini, uluslararası radyasyon korunma standartlarıyla uyumlu olacak biçimde sınırlamak üzere düzenlendiği söylenebilmektedir.

3. MATERYAL VE YÖNTEM

Bu çalışmada MSFR-EVOL LiF-ThF₄-UF₄ taze yakıtı ve bu yakıtın 3000 MW güçte işletilmesi durumundaki tükenme analizi ve bu fisyon ürünlerinin depolanmasına dair doz analizleri gerçekleştirilmiştir. Başlangıçta yakıt bileşiminin reaktörde 150 gün işletimi sonrası 30 gün bekletildikten sonra (toplam 180 gün sonunda) tükenme analizleri için SCALE kodu TRITON ve ORIGIN modülleri kullanılmıştır. Bu bağlamda MSR'ler için TRITON ile kütüphane dosyaları oluşturulmuş ve tükenme analizleri SCALE/ORIGIN ile elde edilmiştir. ORIGIN ile 150 gün boyunca işletilen bir reaktörde meydana gelen izotopların 30 gün bekletilmesi sonrasında oluşan dağılımları elde edilmiştir.

SCALE/ORIGIN ile tükenme analizlerinden elde edilen izotop dağılımları, kullanılmış yakıtın çevresel doz değerlerinin incelenmesi amacıyla SCALE/MAVRIC modülüne aktarılmıştır. MAVRIC içerisinde dört farklı depolama konteyneri geometrisi tanımlanmış ve konteynerlerin duvar kalınlıkları, iç düzeni, malzeme bileşenleri ve kaynak yerleşimleri literatürdeki tasarım referanslarına dayalı olarak modellenmiştir. Bu geometrilerde taze yakıt kompozisyonu olduğu durum ve tükenmiş yakıt verileri karşılaştırılarak nötron ve fotonlara dair doz hızı hesaplamaları gerçekleştirilmiştir. Hesaplamalar sonucunda doz hızı haritaları ve noktasal doz hızları elde edilmiştir. Dört konteyner geometrisi için doz hızları karşılaştırılmış ve elde edilen değerler haritalar halinde sunulmuştur. Bu çalışma, depolama konteyneri tasarımında malzeme seçiminin, geometri farklılıklarının çevresel doz hızına etkilerini değerlendirme imkânı sağlamaktadır.

3.1. Kullanılacak Hesaplama Kodu

SCALE, nükleer güvenlik analizleri ve tasarımları için kullanılan bir modelleme ve simülasyon kodu olmakla birlikte ORNL'de nükleer sistemler bölümü tarafından geliştirilmiştir. Nükleer analizler için doğrulanmış ve geçerliliği onaylanmış bir nükleer kod olarak kullanılmakla birlikte SCALE kod sisteminde, CSAS, TRITON, ORIGIN ve MAVRIC gibi birçok modül bulunmaktadır.

3.1.1. CSAS

CSAS'ta CSAS5 ve CSAS6 olmak üzere iki farklı dizisi bulunmakla birlikte bu dizilerde, farklı geometri paketleri kullanılarak 3-boyutlu sistem modellerinde sürekli ya da çok-

gruplu enerjilerde etkin çoğalma faktörü (k_{eff}) hesaplanmaktadır. Giriş verilerini basitleştirilmiş hali ile k_{eff} hesaplamalarına çözümler sunmak ve probleme bağlı tesir kesitleri hazırlamak üzere geliştirilen bu dizilerde, k_{eff} hesaplanmaktadır. Ayrıca malzeme girdisini işlemek ve analiz edilen problemin özelliklerine bağlı olarak sıcaklık ve rezonans düzeltmeli tesir kesiti kütüphaneleri sağlamak amacıyla CSAS ile XSPROC kullanılmaktadır. XSPROC, hacim oranları veya yüzdece teorik yoğunluk, sıcaklık, izotopik dağılım ve birim hücre verileri ile standart bileşim verilerini ve diğer mühendislik bileşimlerini okumaktadır. Bu bilgilerden gerekli sayı yoğunluklarını ve ilgili bilgileri üretmektedir. Her birim hücre için XSPROC ile gerekli hesaplamalar yapılmaktadır ve hücre ağırlıklı bir mikroskobik tesir kesiti kütüphanesi oluşturduktan sonra k_{eff} veya nötron çarpım faktörünü hesaplamak için CSAS kodları çalıştırılabilmektedir. k_{eff} , nötron ömrü, üretim süresi, enerjiye bağlı sızıntı²⁴, enerjiye bağlı yutulma²⁵ fisyon, ortalama serbest yol²⁶, ortalama nötron enerjisi, akı yoğunlukları, fisyon yoğunlukları, reaksiyon hızı ölçümleri, sürekli enerji sıcaklık değerleri gibi hesaplamalar paralel şekilde yürütülebilmekte olup CSAS tarafından sağlanmaktadır (ORNL, 2023a).

3.1.2. TRITON

SCALE koduna ait TRITON modülü, reaktör fiziği uygulamaları için çok amaçlı bir modül olmakla birlikte taşınım, tükenme²⁷, hassasiyet ve belirsizlik analizleri için kullanılabilmektedir. Bu analizler gerçekleştirirken uygun modülleri kullanan TRITON'da, 1, 2 ve 3 boyutlu sistemler için nötron transport hesaplamaları, nötron akısı, problemlere ait izotopik konsantrasyonlar, kaynak terimleri, bozunma ısısı ve diğer nicelikler yanmaya bağlı olarak belirlenmektedir. Ayrıca TRITON tarafından birden fazla analiz dizisi için veri aktarımı, giriş-çıkış süreçleri yönetilmektedir. **Şekil 3.1'** de TRITON ile kullanılan modüller ve diziler verilmiştir. XSPROC dizisi kullanılarak probleme bağlı çok-gruplu²⁸ bir tesir kesiti kütüphanesi hazırlanabilmektedir. Bununla birlikte 1 ve 2 boyutlu çok-gruplu ve sürekli-enerjide²⁹ ayrık koordinat taşıma hesaplamaları NEWT gibi diziler kullanılarak gerçekleştirilebilmektedir. Ayrıca

²⁴ Leakage

²⁵ Absorption

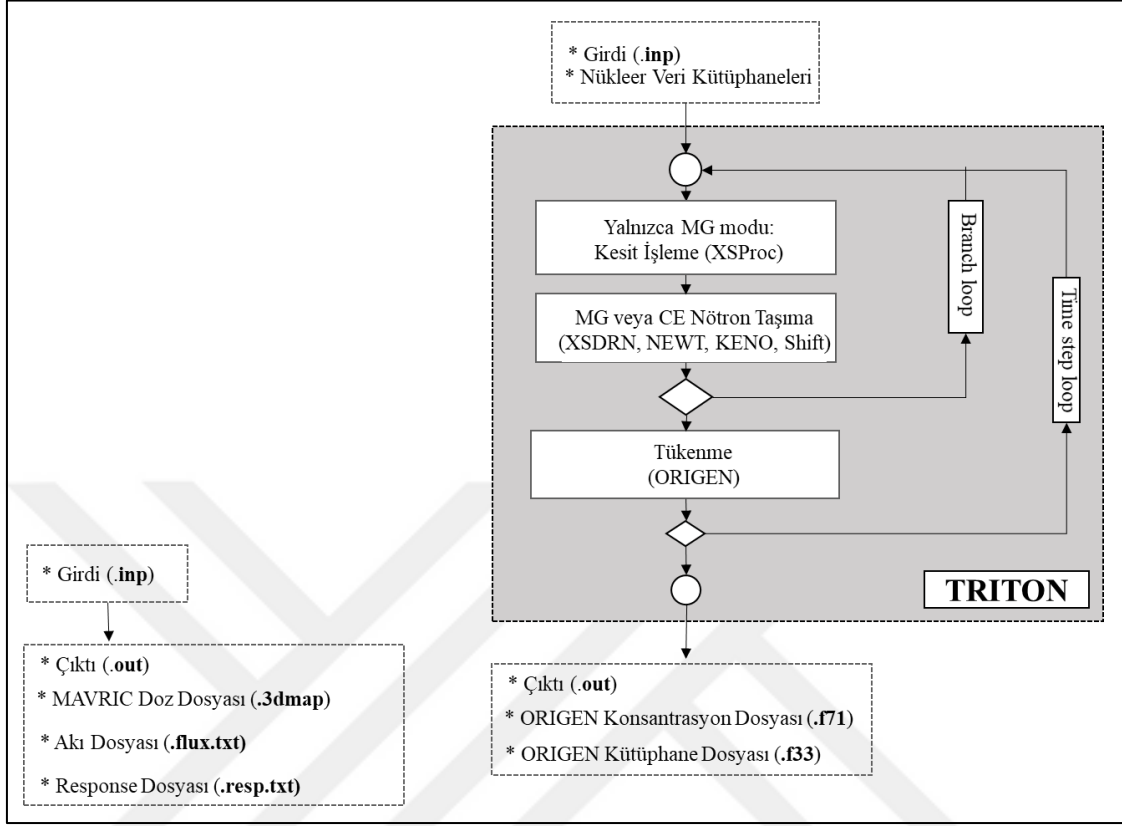
²⁶ Mean Free Path

²⁷ Depletion

²⁸ Multi-Group

²⁹ Continuous Energy

TRITON’da tükenme analizleri kullanıcı tarafından sağlanan veriler ile ORIGEN modülü ile birlikte hesaplanabilmektedir (ORNL, 2023b).



Şekil 3.1 TRITON Dizisinin Genel Akış Şeması (ORNL, 2023b)

Bir tükenme modelinde güçteki değişiklikleri doğru bir şekilde modellemek için birden fazla tükenme aralığı gerekmektedir. Kullanıcı tarafından belirlenen bozunma aralığı üzerinden her tükenme aralığı için, TRITON’da bir tükenme/bozunma hesaplaması yapılabilmektedir. Belirli bir tükenme aralığında malzemelerin izotop konsantrasyonları değişmektedir. Konsantrasyonları değişen malzemelerin çok-gruplu tesir kesitlerinde ve nötron akısı dağılımında da değişiklikler ortaya çıkmaktadır. Problemde farklı güç dağılımları ve dönüşüm hızları meydana gelmektedir. Bu durum, TRITON'un her tükenme aralığını, bu zamana bağlı etkileri doğru bir şekilde modellemek için tesir kesiti işleme ve taşıma çözümlerinin yeniden hesaplandığı bir dizi daha küçük zaman aralığı olarak temsil etmesini gerektirmektedir.

Bir tükenme alt aralığı, TRITON'un tükenme hesaplamalarında kullanılan tesir kesitleri ve akı dağılımlarını belirlemek için tesir kesiti işleme ve taşıma hesaplamaları gerçekleştirdiği bir zaman aralığını temsil etmektedir. Belirli bir tükenme aralığı için tüm tükenme alt aralıkları aynı uzunluğa sahiptir. Örneğin, 12 aylık bir tükenme aralığı, 12

adet bir aylık ya da 6 adet iki aylık tükenme aralığı olarak modellenebilmektedir. Bu nedenle TRITON'da bir tükenme şeması oldukça esnektir (ORNL, 2023b).

3.1.3. ORIGIN

ORIGIN ile tükenme analizleri, hibrit matris üstel/doğrusal zincirler yöntemi (MATREX) veya Çebişev Rasyonel Yaklaşım Yöntemi (CRAM) ile gerçekleştirilmektedir. ORIGIN'de tükenme hesaplamaları gerçekleştirilirken akı hesaplamaları, güce göre tükenme ya da akıya göre tükenme olmak üzere gerçekleştirilmektedir. ORIGIN'de tükenme analizleri bilinen bir akıya dayanmaktadır bununla birlikte genellikle gerçek akı yerine tükenme bölgesindeki özgül güç ile hesaplamalar gerçekleştirilmektedir. Güce göre tükenme modu ile zamanla değişen bir akı elde edilirken akıya göre tükenme modu hesaplama zaman aralığı boyunca sabit bir akı ile karşılaşılmaktadır. Ayrıca her ORIGIN zaman aralığında, nükleit envanterleri değiştikçe malzeme güç yoğunluğunu yeniden hesaplanmaktadır (ORNL, 2023c).

3.1.4. TRITON ve ORIGIN ile tükenme analizi gerçekleştirilmesi

Tükenme hesaplamaları TRITON ve ORIGIN modülleri ile birlikte kullanılmaktadır. ORIGIN'de tükenme analizleri için ikili çıktı dosyaları üretilmektedir. Bu dosyalardan “f71” dosyasında, her tükenme malzemesi için her tükenme alt aralığının başlangıcında ve sonunda hesaplanan konsantrasyonları kaydedilmektedir. Ayrıca bozunma ısısı, nötron ve fotonlara ait bazı veriler de bu dosyada bulunmaktadır. Tükenme analizlerinde kullanılan diğer dosya ise “f33” dosyasıdır ve bu dosyada her tükenme malzemesi için tüm tükenme aralıklarında tesir kesitleri kaydedilmektedir. “f33” dosyası tesir kesiti kütüphane dosyası olarak da adlandırılabilir (ORNL, 2023b). TRITON tarafından tükenme analizleri için kullanılan diziler **Tablo 3.1**'de verilmiştir. Tükenme hesaplamalarında farklı geometrik konfigürasyonlar için ORIGIN ile birlikte kullanılabilen TRITON'da tükenme analizleri, 1, 2 ve 3 boyutta farklı diziler kullanılarak gerçekleştirilmektedir (ORNL, 2023b; ORNL, 2023c).

Tablo 3.1 TRITON Tarafından Tükenme Analizlerinde Kullanılan Diziler (ORNL, 2023b; ORNL, 2023c)

Dizi Anahtar Kelimesi	Taşıma Çekirdeği	Tanım
T-DEPL-1D	XSDRNPM	1D deterministik taşıma, ORIGIN tükenmesiyle birleştirilir.
T-DEPL	NEWT	2D deterministik taşıma, ORIGIN tükenmesiyle birleştirilir.

Tablo 3.2 (Devamı)

Dizi Anahtar Kelimesi	Taşıma Çekirdeği	Tanım
T5-DEPL, T6-DEPL	KENO-Va, KENO-VI	3D Monte Carlo taşıma, ORIGIN tükenmesiyle birleştirilir.
T5-DEPL-SHIFT, T6-DEPL-SHIFT	Shift	3D Monte Carlo taşıma (sürekli enerji veya çok-gruplu modda), ORIGIN tükenmesiyle birleştirilir.

TRITON'un giriş dosyasındaki bazı bloklar ORIGIN'in çalışmasını ve tükenme sürecini doğrudan kontrol etmektedir. Bu bloklardan BURNDATA, tükenme şemasını belirlemektedir. ORIGIN hesaplamalarındaki zaman aralıklarını ve isteğe bağlı bozunma aralıkları bu blokta gösterilmektedir. DEPLETION bloğu ise ORIGIN için bazı önemli işlevleri yerine getirmektedir. Bu blokta tükenme hesaplamalarının hangi malzemeler için gerçekleştirileceği, giriş dosyasındaki güç verilerinin hangi malzemeye göre normalize edileceğini belirtilmektedir. ORIGIN tükenme modu belirlenmekte olup büyük modellerde simülasyonun çalışma süresini azaltmak için tükenme malzemelerinin gruplandırılması sağlanmaktadır.

TRITON, ORIGIN'e nötron akısı, enerji dağılımı, çok-gruplu tesir kesitleri, malzeme konsantrasyonları ve malzeme hacimlerini sağlamakta olup ORIGIN, bir sonraki hesaplama için yeni izotopik konsantrasyonları belirlemek üzere akı normalizasyonu, malzemelerin tükenme ve bozunma hesaplamalarını gerçekleştirmektedir. Bu işlemler sonucunda ORIGIN, bir sonraki hesaplama için gerekli olan yeni konsantrasyonları belirlemektedir (ORNL, 2023b; ORNL, 2023c).

3.1.5. MAVRIC

MAVRIC, SCALE'e ait radyasyon taşınımı ve doz hızı analizlerinde kullanılan bir modüldür. Bu modül, nötron ve fotonların karmaşık geometriye sahip ortamlardaki taşınımını Monte Carlo yöntemine dayalı olarak çözmektedir. MAVRIC, Monaco dizisini temel almakta olup Monaco, diğer SCALE modülleriyle aynı kesit paketini kullanmaktadır. Monaco'da mevcut sayımlar arasında nokta dedektörleri, bölge tabanlı akı sayımları ve ağ sayımları bulunmaktadır (ORNL, 2023d).

Monte Carlo yöntemi, nötron veya fotonların malzeme içinde rastgele yönlerde ve enerjilerde etkileşime girmesini istatistiksel olarak simüle etmektedir. Sistemdeki her olası parçacık etkileşimini olasılık kurallarıyla izlediğinden dolayı bu yaklaşım, fiziksel olarak en doğru çözümü sağlamaktadır. Bu doğruluk, işlem süresinin uzaması ve istatistiksel belirsizlik gibi dezavantajlar ortaya çıkarmaktadır. Özellikle karmaşık

geometriye, çok katmanlı malzemelere veya zayıf etkileşimli kaynaklara sahip modellemelerde, istenen doğrulukta sonuç almak için çok sayıda parçacık gönderilmesi sonucunda hesaplama süreleri artmaktadır. MAVRIC'te Monte Carlo yöntemi kullanılırken artan hesaplama süresini ve istatistiksel belirsizliği en aza indirmek için varyans azaltma uygulamaları gerçekleştirilmektedir. Bu uygulamalar CADIS ve FW-CADIS yöntemleri ile uygulanmaktadır (ORNL, 2023d).

CADIS ve FW-CADIS, MAVRIC içinde kullanılan iki özel yöntem olmakla birlikte CADIS, tek bir hedef için optimizasyon yapmaktadır. Örneğin bir dedektörün bulunduğu noktadaki doz oranını en hassas şekilde bulmak için CADIS kullanılmaktadır. FW-CADIS ise geniş bir bölgedeki veya birden fazla noktadaki sonuçları eşit belirsizlikle elde etmek için kullanılan bir yöntemdir. Bu sayede sadece bir nokta değil bütün sistem dengeli bir biçimde optimize edilmektedir. Bu iki yöntem ile Monte Carlo hesaplaması aynı doğrulukla daha hızlı bir şekilde hesaplanmaktadır. Aynı doğrulukta hesaplama yapılabilmesi için “adjoint flux” adı verilen ters yönlü akıyı ifade eden bir parametreye ihtiyaç duyulmaktadır (ORNL, 2023d).

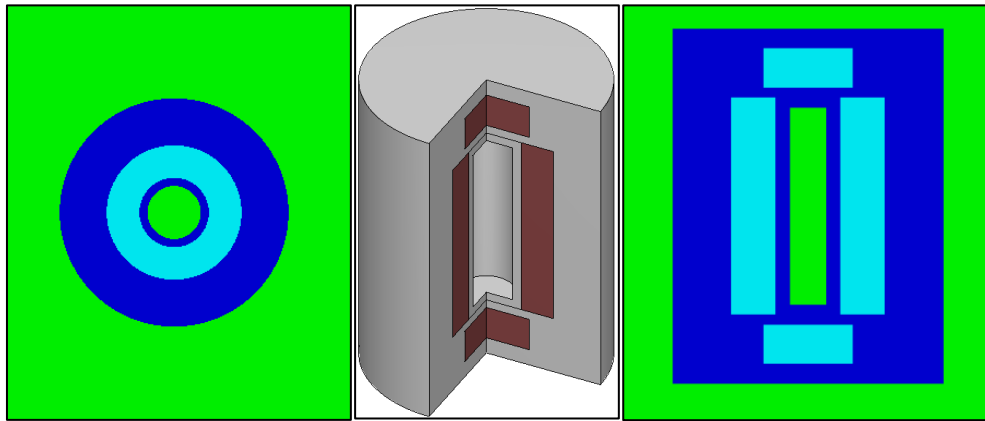
Ters yönlü akının hesaplanabilmesi için MAVRIC'te iki çözücü hibrit bir şekilde kullanılmaktadır. Bunlar Denovo ve Monaco'dur. Denovo deterministik bir çözücü olmakla birlikte ayırık ordinatlar yöntemi³⁰ ile nötron veya foton akısını hesaplanmasını sağlamaktadır. Pozisyon ve enerjinin bir fonksiyonu olarak belirlenen Ters yönlü akı bilgisi ile taşıma sırasında parçacık ağırlıklarını belirlemek için kullanılan bir önem haritası ve parçacıkların uzay-enerji dağılımını optimize eden önyargılı bir kaynak dağılımı oluşturulmaktadır. Denovo burada Monte Carlo'ya kılavuzluk eden bir “ön hesaplama” gerçekleştirmektedir. Bu işlem, sistemin hangi bölgelerinde parçacıkların önemli olduğunu belirlemektedir. Monaco ise Monte Carlo taşınım çözücüsü olmasının yanı sıra Denovo'nun oluşturduğu önem haritası ve biased source verilerini kullanarak önemli bölgelerde daha fazla parçacık simüle edebilmektedir. Bu sayede aynı doğrulukta ve çok daha hızlı bir çözüm elde edilebilmektedir. MAVRIC dizisinin kullanılabilmesi için öncelikle kullanıcının geometri, malzeme, kaynak ve dedektör verilerini girmesi gerekmektedir. Daha sonra Denovo ile deterministik hesaplar yapılarak Ters yönlü akı ve ileri yönlü akı hesaplanmaktadır. Monte Carlo hesaplamasını yönlendirmesi için bu veriler ile önem haritası ve biased source oluşturulmaktadır. Bu verileri kullanarak Monaco kullanılır ve Monte Carlo simülasyonu yürütülmektedir. MAVRIC tarafından

³⁰ Discrete ordinates method

otomatik olarak ilerleyen bu işlem dizisi sayesinde kullanıcı, manuel olarak ağırlık penceresi ya da biasing gibi parametreleri ayarlamak zorunda kalmamaktadır (ORNL, 2023d).

3.2. Geometri ve Malzeme Bilgileri

SCALE’de modellenen çalışma için farklı geometriler kullanılmıştır. Bu geometrilerden AOS-100 geometrisi **Şekil 3.2’de** gösterilmiştir. Bu geometride iç içe geçmiş silindirler bulunmaktadır. Mevcut tasarım, merkezde yakıt bölgesini oluşturan ve bu yakıtın koyulduğu silindirleri çevreleyen bir dikdörtgen prizmadan oluşmaktadır. En içteki yeşil renk ile gösterilen kısım yakıt bölgesidir. Yakıt bölgesinden sonra içten dışa doğru sırasıyla lacivert, mavi ve lacivert kısımlar SS304, tungsten ve SS304 malzemeler bulunmakla birlikte bu malzemeler foton radyasyonuna karşı etkili malzemelerdir. Yakıt bölgesinin yarıçapı 8.255 cm ve yüksekliği ise merkezden yukarı ve aşağı yönde 25.4 cm olarak verilmiştir. Yakıtı saran ince tabaka olan SS304’ün kalınlığı 2.54 cm ve tungsten malzemeden oluşan silindirin et kalınlığı 10.16 cm’dir. Üst ve alt kapakları oluşturan tungsten kısımlar ise ana gövdeden dikeyde 2.54 cm ayırık bir şekilde bulunmaktadır. Dış bölgedeki SS304’ten oluşan kısım içteki yapıları ve aradaki boşlukları saracak şekilde bulunmaktadır. Bu silindir yapının yarıçapı 35.56 cm ve yüksekliği +z ve -z eksenini boyunca 45.72 cm’dir, yani toplam uzunluğu 91.44 cm’dir (ORNL, 2023d). Dış kısımdaki yeşil bölge ise kuru hava olup konteynerin dışındaki bölgeyi temsil etmektedir. Sınır küboidine kadar olan alanı tanımlamaktadır.

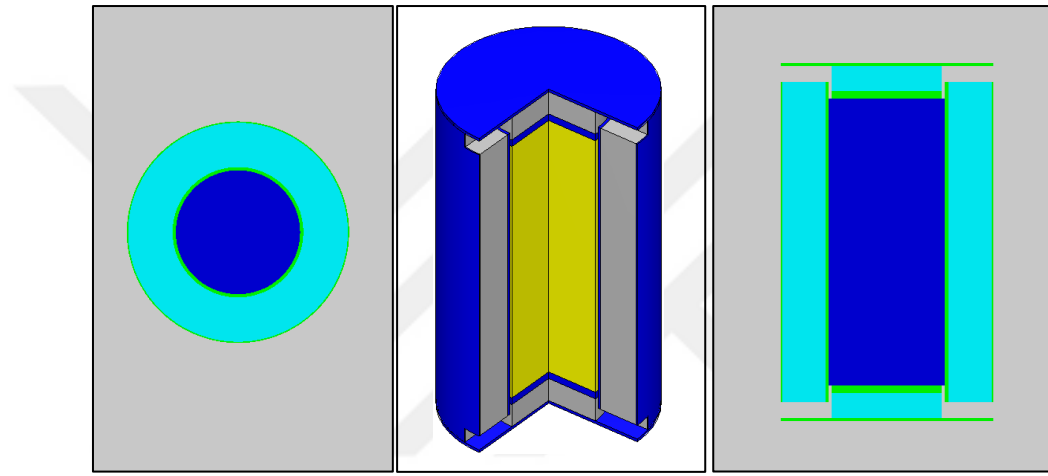


Şekil 3.2 AOS-100 Geometrisi (ORNL, 2023d)

Basit konteyner geometrisinde ise **Şekil 3.3’te** yakıt bölgesi lacivert, çelikten oluşan bölgeler yeşil ve beton malzemenin bulunduğu bölge mavi renk ile gösterilmiştir. Bu geometride yakıt bölgesinin çapı 190 cm, yüksekliği ise 457 cm’dir. Verilen konteynerin

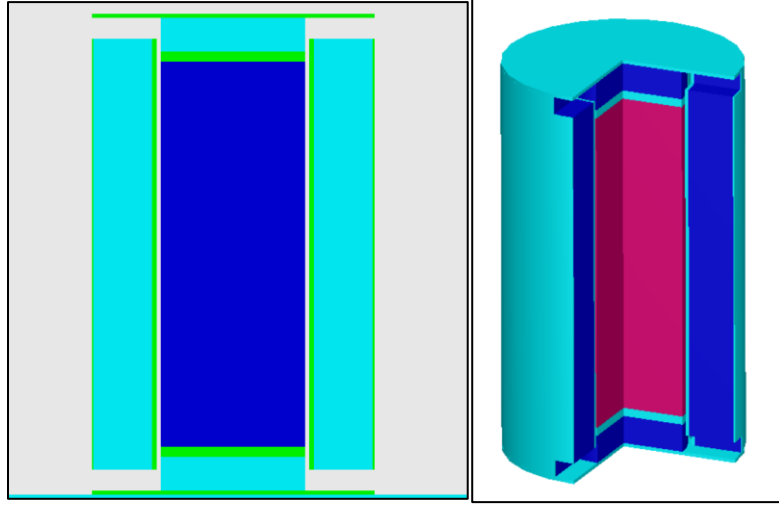
dış kısmını oluşturan çap ise 340 cm ve toplam yüksekliği 571 cm'dir (ORNL, 2023d). Bu boyutlardaki bir kullanılmış yakıt taşıma ve depolama konteyneri ticari ölçeklerle uyumlu olduğu ifade edilebilmektedir.

Verilen geometride radyal olarak 68 cm kalınlığında beton ve toplamda 7 cm kalınlığında SS304 çeliği kullanılmaktadır. Toplamı 7 cm olan bu çelikler yakıt bölgesinin iç ve dış astarlarını oluşturmaktadır. Bu konteynerin beton ve çeliklerle birlikte yaklaşık kütlesi 120 ila 140 ton aralığında olmakla birlikte bu ağırlık, mevcut tasarımın taşıma için kullanılabilmesinin önüne geçmektedir. Bu geometriye sahip bir konteyner, ağırlığı sebebi ile yalnızca depolama amacıyla kullanılabilir.



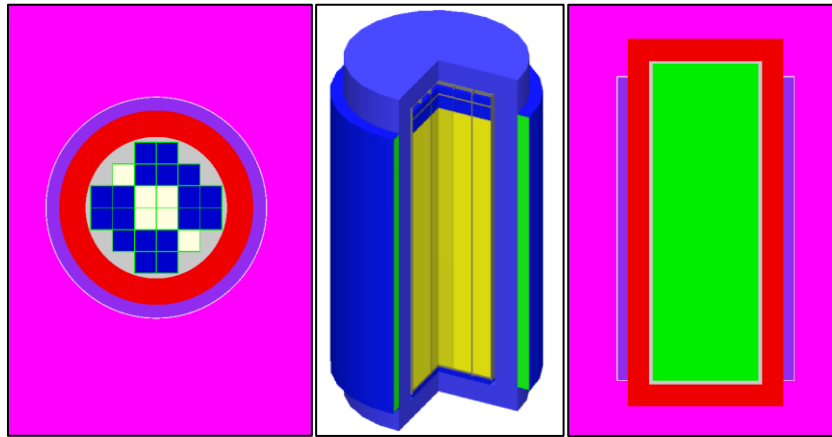
Şekil 3.3 Basit Konteyner Geometrisi (ORNL, 2023d)

Bağımsız kullanılmış yakıt depolama tesisine ait (ISFSI) geometride ise **Şekil 3.4**'te lacivert bölge yakıt bölgesi olup bu bölgeler doldurulduktan sonra alt ve üst bölgelerde çelik malzemeden meydana gelen kapak bölgeleri tanımlanmıştır. Bu bölgeler kalın bir zırh bloğundan meydana gelmektedir. Yakıt bölgesinin yani iç kapsülün yarıçapı 90 cm ve bu bölgeyi saran yeşil renkli bölge olan silindirin et kalınlığı 12 cm'dir. Bu geometride önceki verilen geometrik yapıdan farklı olarak hava kanalları bulunmaktadır (ORNL, 2023d).



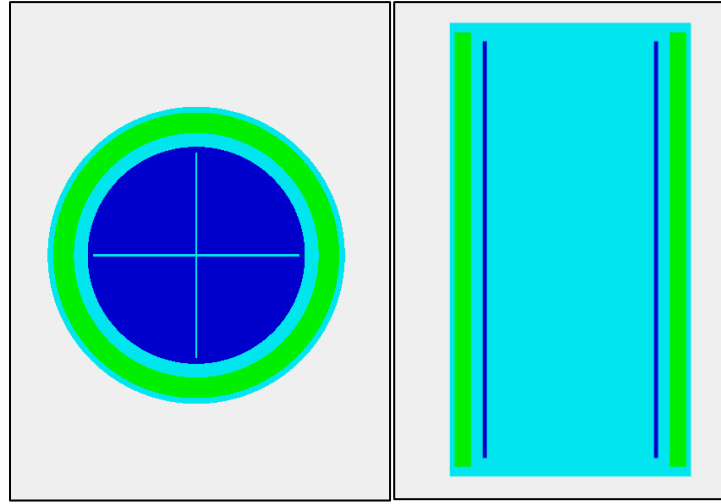
Şekil 3.4 ISFSI - Bağımsız Kullanılmış Yakıt Depolama Tesisi Geometrisi (ORNL, 2023d)

Şekil 3.5'te TN-24P konteynerine ait geometride bulunan karbon çeliği foton radyasyonunu zırlamada oldukça etkin yer almaktadır. Isı iletkenliğinin betondan daha iyi olması ile yakıt bölgesindeki sıcaklık farklarının azalması sağlanmaktadır. Dış katmanda bulunan reçine ise 13 cm kalınlığa sahip olmakla birlikte içerdiği hidrojen ve bor sayesinde nötron radyasyonuna sebep olan nötronlar için etkilidir. Bu geometride yakıt bölgesinde yakıt çubuklarını tutan sepet adı verilen kısım bor katkılı alüminyum malzemeden oluşmaktadır. Bu sayede birbirine yaklaşan yakıt çubuklarından yayınlanan nötronların yutulması ve yakıtın kritik-altı halde kalması sağlanmaktadır. Ticari ve taşınabilir sınırlar dâhilinde bulunan bu tasarımın çapı yaklaşık 2.3 m ve toplam yüksekliği 4.71 m olduğu verilmiştir (ORNL, 2023d).



Şekil 3.5 TN-24P Konteyneri Geometrisi (ORNL, 2023d)

Literatürde bulunan tasarımların yanı sıra çalışma kapsamında oluşturulan özgün konteyner geometrisi ise **Şekil 3.6**'da gösterilmiştir. Bu tasarımda, diğer tasarımlardan farklı olarak yakıtın doldurulduğu bölgeyi dörde ayıran metal plaka bulunmaktadır.



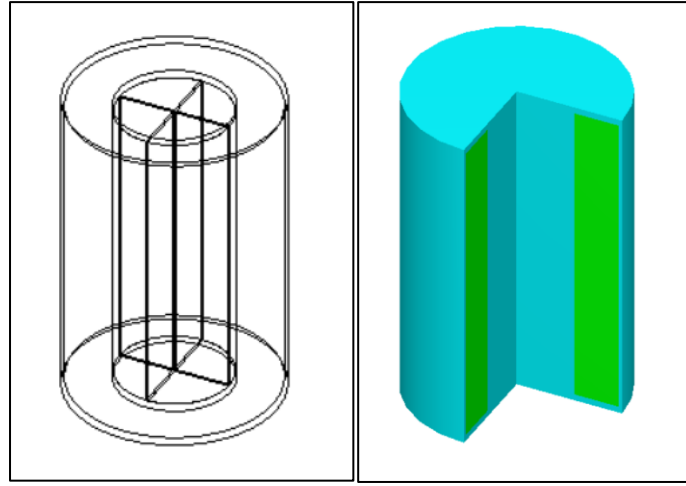
Şekil 3.6 Özgün Konteyner Geometrisi

Şekil 3.2, Şekil 3.3, Şekil 3.4, Şekil 3.5 ve Şekil 3.6'daki tasarımlardaki yakıt bölgelerine ait hacimleri **Tablo 3.3**'de verilmiştir (ORNL, 2023d). En az yakıt hacmi AOS-100 geometrisine aitken en fazla yakıt hacmi Basit Geometriye aittir. Basit Geometri ve ISFSI'a ait hacimlerin birbirine yakın olduğu görülmekle birlikte özgün geometrinin hacmi, yakıtın homojen dağılımının diğer geometrilere göre daha benzer olması sebebi ile basit geometri ve ISFSI'nin hacim ölçülerine yakın olarak seçilmiştir.

Tablo 3.3 Kullanılan Tasarımların Yakıt Bölgesine ait Geometrik Bilgiler

Yakıt Bölgesine ait Geometrik Bilgiler	Yakıt Bölgesi		
	Çap (m)	Yükseklik (m)	Hacim (m ³)
AOS-100	0.17	0.5	0.011
Basit Geometri	1.9	4.57	12.95
ISFSI	1.8	4.57	11.62
TN24-P	1.45	3.65	6.02
Özgün Geometri	1.9	4.5	12.75

Özgün konteynerde yakıt bölgesinde bulunan plaka, yakıt bölgesini yalnızca küçük hacimlerde birkaç bölgeye ayırmak amacıyla koyulmuştur. Yakıt bölgesinden sonra içten dışa doğru çelik, beton ve dış katmanda da çelik kullanılmıştır. Özgün konteynerin 3-boyutlu görünümü Şekil 3.7'de gösterilmiştir.



Şekil 3.7 Özgün Konteynerin 3B Görünümü

Özgün konteynerde farklı malzemeler kullanılarak çeşitli kompozisyonlar oluşturulmuş ve nötron ve foton doz hızı ölçümleri değerlendirilmiştir. Bu kompozisyonlar **Tablo 3.4**'te verilmiştir.

Konteyner tasarımlarında yaygın olarak kullanılan paslanmaz çelik SS304 ile nikel esaslı alaşımlardan Hastelloy, özgün geometrinin çelik malzemeleri olarak seçilmiş ve fotonlara karşı zayıflatma davranışları açısından değerlendirilmiştir. Metalik malzemelere ek olarak nötron ve foton radyasyonlarının eş zamanlı olarak zayıflatılması için beton esaslı farklı kompozisyonlar da incelenmiştir. Beton karışımlarında nötron yutma kapasitesini artırmak amacıyla bor karbür katkıları kullanılmıştır. Bor karbür, yüksek nötron yutma tesir kesitlerine sahip olması nedeniyle zırhlama uygulamalarında yaygın olarak tercih edilmektedir (Büyük vd., 2023).

Tablo 3.4 Özgün Konteyner Tasarımlarında Kullanılan Malzemeler

Ölçüler (cm)	İçten Dışa Özgün Geometri Malzemeleri			
	V2	V3	V4	V5
95	Yakıt bölgesi	Yakıt bölgesi	Yakıt bölgesi	Yakıt bölgesi
12	SS304	SS304	SS304	Hastelloy
18	Bor Karbürlü Beton	Baritli Beton	Kurşun&Bor Karbürlü Beton	Baritli Beton
5	SS304	SS304	SS304	SS304

Foton zırhlama performansının iyileştirilmesi amacıyla ise beton kompozisyonlarına yüksek yoğunluklu barit ve kurşun esaslı bileşikler dahil edilmiştir. Barit katkılı betonlar, literatürde foton zırhlama özelliklerinin değerlendirilmesinde sıklıkla referans alınan bir çözüm olarak öne çıkmaktadır (Kılınçarslan vd., 2013). Kurşun veya kurşun alaşımlı betonların ise yüksek atom numaraları ve yoğunlukları sayesinde fotonların

zayıflatılmasında yeterliliğe sahip olduğu bilinmektedir. Nano boyuttaki kurşun oksit (PbO) katkılarının, betonun mikro yapısını ve yoğunluğunu değiştirerek foton zayıflatma katsayısını artırdığı literatürden elde edilen bilgiler arasındadır (Hassan vd., 2015). Çalışmada kullanılan konteyner geometrileri ve boyutları ise ticari olarak kullanılan yakıt taşıma ve depolama konteynerleri ile uyumlu olacak şekilde belirlenmiştir.

3.3. Input Dosyalarının Hazırlanması

Tablo 3.5'te MAVRIC giriş dosyasına ait bloklar gösterilmiştir. Bu bloklardan kompozisyon ve geometri ve kaynak blokları, analizlerin yapılabilmesi için zorunlu olarak kullanılan bloklardır. Geriye kalan bloklar isteğe bağlı olup yapılan analize göre değişiklik gösterebilmektedir. Bu bloklardan bazıları Monaco tarafından kullanılmakta ve Monte Carlo analizleri gerçekleştirilmektedir. “Definitions”, “sources”, “tallies” ve “biasing” blokları Monaco tarafından kullanılan bloklardandır (ORNL, 2023d).

“Composition” bloğunda bazı materyaller SCALE'in kendi kütüphanelerinden elde edilmekle birlikte bazı materyaller yoğunluk, zenginleştirme vb. gibi özelliklerde değişiklikler olduğunda manuel olarak tanımlanmaktadır. Geometri bloğunda malzemeleri çağırmak için karışımların her birinin numaralandırılması “composition” bloğunda gösterilmektedir. Bu numaralandırmalar bazı durumlarda kolaylık sağlaması amacıyla homojenleştirilmiş şekilde ayrı ayrı gösterilecek şekilde de tanımlanabilmektedir. Bunların yanı sıra sıcaklık ve yoğunluk bilgileri de malzeme bloğunda gösterilmektedir (ORNL, 2023d).

SCALE'de geometrik tanımlamalar iç içe geçen şekilde yapılmaktadır. MAVRIC bu özelliği ile KENO.Vi'nin geometrik tanımlamaları ile benzerlik göstermektedir. “Geometry” bloğunda birimler³¹ tanımlanarak karmaşık yapılar parçalar halinde gösterilmektedir ve birimler halinde tanımlanan bölgeler “global birim” içinde tanımlanarak bir bütün halinde sunulması sağlanmaktadır. Geometri bloğunda yer alan “media” ifadesi ile malzeme bloğunda tanımlanan kompozisyonların hangi geometrik veri içine yerleştirileceğini gösterilmektedir (ORNL, 2023d).

Geometrinin hangi sınır koşulunda tanımlandığı “boundary” anahtar kelimesi ile belirtilmektedir. İfade edilen bu boundary değerleri SCALE içinde belirli bir anlama sahip olmayıp birimin tanımlayıcı olması açısından eklenen bir ifadedir. Her birim için

³¹ Unit

farklı bir sınır değeri eklenmektedir. Global birimin sınır değeri, diğer sınır değerlerinden daha büyük olmalıdır ve bununla birlikte verilen değerlerin modül içinde anlamlı bir değeri olmadığı ifade edilmelidir.

Tablo 3.5 MAVRIC’te Girdi Dosyasında Kullanılan Bloklar (ORNL, 2023d)

```
=mauric
Some title for this problem % title
v7-27n19g % cross section library name
read composition % [required block]
...
end composition
read celldata % [optional block]
...
end celldata
read geometry % [required block]
...
end geometry
read array % [optional block]
...
end array
read volume % [optional block]
...
end volume
read plot % [optional block]
...
end plot
read definitions % [possibly required]
...
end definitions
read sources % [required block]
...
end sources
read tallies % [optional block]
...
end tallies
read parameters % [optional block]
...
end parameters
read biasing % [optional block]
...
end biasing
read importanceMap % [optional block]
...
end importanceMap
end data
end % end of MAVRIC input
```

Geometri bloğunda tanımlanan yakıt demetlerini oluşturan birimlerin yani birimlerin düzenli bir şekilde çoğaltılabilmesi için “array” bloğu kullanılmaktadır. Çalışma kapsamında tanımlanan TN24-P geometrisi için kullanılan array’ler, birimlerin hangi sıra ile dizileceğini göstermektedir.

Ölçüm noktalarının ve enerji dağılımlarının gösterildiği blok olan “definitions” bloğunda “location”, dedektörlerin veya gözlem noktalarının uzaydaki koordinatlarını vermektedir. “Definitions” bloğunun altında ifade edilen “response” ve “specialDose=” ile, ölçülmek

istenen tepki türünün, yani nötron ya da foton ölçümlerinin doz faktörü verilmektedir. Bu değer doğrudan doz eşdeğerine (rem/saat veya Sv/saat) dönüştürülebilmektedir. “distribution” bloğunda ise kaynak nötronların, enerjiye göre dağılımı tanımlanmaktadır. Bu veriler ORIGIN’den elde edilen bu veriler tükenme analizinin bir sonucu olarak ifade edilebilir. Bu veriler “truePDF” ifadesi ile nötronlar için seçilen kütüphaneye göre 27 grup, fotonlar için 19 grupta verilmektedir. Bu değerler her bir enerji grubuna düşen payı göstermektedir. Bu değerler normalize edilmiştir (ORNL, 2023d).

MAVRIC için kullanılması zorunlu olan bloklardan biri olan “source” bloğu, kaynak tanımını içermektedir. “strength=” anahtar kelimesi ile kaynağın toplam gücü veya yoğunluğu belirtilmektedir. Bu değer ‘Bq’ birimi cinsinden kullanıcı tarafından girilmektedir. Kullanılan kaynak olarak nötronlar kullanılıyorsa “neutrons”, fotonlar kullanılıyorsa “photons” ifadeleri source bloğunda ifade edilir. Distributions bloğunda ifade edilen enerji dağılımları, bu kısımda “eDistributionID” anahtar kelimesi ile birbirine bağlanmaktadır. “tallies” bloğunda ise nötron akısı ve doz hızı gibi parametrelerden hangi fiziksel özelliklerin hesaplanacağı gösterilmektedir (ORNL, 2023d).

Monte Carlo yöntemlerinin çalışma koşullarının ifade edildiği “parameters” bloğunda rastgele sayı üreticisinin başlangıç değeri, hangi kaynağa dair verilerin hesaplanacağı, fisyon kaynaklı ek nötron veya foton üretiminin olup olmadığı gösterilmektedir. Her bir Monte Carlo döngüsünün kaç döngüden oluşacağı ve her döngüde kaç parçacığın izleneceği de belirtilmektedir. Bu veriler ile MAVRIC’te belirli bir kaynak için nötron akısı ya da dozunun ne kadar yayıldığı istatistiksel olarak bulunabilmektedir. Monte Carlo hesaplamalarını hızlandıran ve varyans azaltma yöntemlerinin gösterildiği kısım ise “biasing” bloğudur. Burada önem haritasının oluşturulması ve bu harita için gereken örnekleme parametresi belirtilmelidir. “windowRatio” anahtar kelimesi ile önem haritası için gereken örnekleme parametresi gösterilmektedir. Bu blok, hesaplamanın istatistiksel verimliliğini artırmaktadır. Bu bloklara sahip bir MAVRIC örneği ile reaktörden çıkarılan yüksek seviyeli radyasyona sahip kullanılmış yakıtların muhafaza edildiği bölgelerde çevreye yayılan radyasyon dozunun hesaplanabilmektedir (ORNL, 2023d). Ayrıca tasarımı modellenen kullanılmış nükleer yakıt depolama konteynerlerinin zırhlayıcı malzeme kalınlığı ya da malzemenin yeterliliği değerlendirilebilmektedir. Gerçek sistem tasarımlarında, doz sınırlarının güvenli seviyelerde limiti belirtilen sınırlar içinde olup olmadığı da gösterilebilmektedir (ORNL, 2023d).

Şekil 3.8’de materyal 1, 2, 10, 11 ve 12 fiziksel olarak tek bir madde olmayıp homojenize bölgeyi temsil ettiği için ayrı satırlarda tek bir materyal olarak tanımlanmıştır. Yapısal malzemelerin kütüphanelerde ayrı ayrı tanımlanması ve standart kompozisyonların atom yoğunluklarının karışıma katılırken yeniden hesaplanması yerine tek tek belirtilerek homojenize bölge oluşturma daha pratik olduğu için gösterim bu şekilde gerçekleştirilmiştir. Farklı yoğunluklarda kullanılan aynı malzemelerin ise materyaller içinde tanımlanırken yeniden çağırılması gerektiği için birden fazla aynı isimli kompozisyonlar bulunmaktadır.

```

read composition
uo2      1 0.25 293 92235 3.0 92238 97.0 end
zirc2    1 0.08 293 end
wtptal1  1 0.265 2 5000 2.5 13027 97.5 1.0 293 end
uo2      2 0.30 293 92235 3.0 92238 97.0 end
zirc2    2 0.0961 293 end
wtptal2  3 2.65 2 5000 2.5 13027 97.5 1.0 293 end
ss304    4 end
carbonsteel 5 end
wtptresin 6 1.58 7 5010 0.192173 5011 0.8578269
          1001 5.05 6000 35.13 8016 41.73
          13027 14.93 29000 2.11 1.0 293 end

zirc2    7 0.399 end
zirc2    8 0.009 end
ss304    9 0.2117 end
ss304   10 0.33 end
inconel 10 0.034 end
ss304   11 0.0575 end
zirc2   11 0.0961 end
uo2     12 0.30 293 92235 3.0 92238 97.0 end
zirc2   12 0.0961 293 end
dry-air 13 end
end composition

```

Şekil 3.8 MAVRIC’te Materyallerin Tanımlandığı Kompozisyon Bloğu

Şekil 3.9’da geometri bloğuna ait birim örneği gösterilmiştir. Verilen birim örneğinde, “media 1 1 20”, 20 numaralı geometrik tanımlamanın içinin 1 numaralı materyal ile doldurulacağını ifade etmektedir. “media 1 1 20 -21” ifadesi ise 1 numaralı materyalin 20’nin içinin 21’in dışının doldurulması gerektiğini göstermektedir. Bu ifadeler KENO.Vi’deki geometrik tanımlamalarda olduğu gibi hataların önlenmesini sağlamaktadır. Bununla birlikte Şekil 3.10’da ise geometri bloğunun “global birim”ine ait kısmı gösterilmiştir (ORNL, 2023d).

```

read geometry
unit 1
com="W assembly - bottom half"
cuboid 20 10.725 -10.725 10.725 -10.725 0.0 -182.9
cuboid 21 10.725 -10.725 10.725 -10.725 0.0 -183.9
cuboid 22 10.725 -10.725 10.725 -10.725 0.0 -186.0
cuboid 23 10.725 -10.725 10.725 -10.725 0.0 -193.0
cuboid 24 11.225 -11.225 11.225 -11.225 0.0 -188.5
cuboid 25 11.225 -11.225 11.225 -11.225 0.0 -193.0
media 1 1 20
media 7 1 21 -20
media 8 1 22 -21
media 9 1 23 -22
media 3 1 24 -23
media 0 1 25 -23 -24
boundary 25

```

Şekil 3.9 Geometri Bloğunda Tanımlanan “Birim” Örneği

Şekil 3.9 ve Şekil 3.10’da silindirler ve küboidler tek tek tanımlanarak etiket numaraları verilmekle birlikte “boundary” ifadesi her bir birim içinde tanımlanan en dıştaki geometrik verinin etiket numarasıdır. Bu sınır numarası “global unit”te genellikle evren sınırını gösterdiğinden, hatırlatıcı olması açısından 99 gibi büyük bir sayı olarak seçilmiştir (ORNL, 2023d).

```

global unit 5
com="single cask"
cylinder 1 99.75 250.5 -221.0
cylinder 2 113.00 201.5 -187.0
cylinder 3 114.00 202.5 -188.0
cylinder 9 72.75 222.0 -193.0

cuboid 10 22.95 -22.95 -45.40 -67.85 219.1 -188.5
cuboid 11 45.40 -45.40 -22.95 -45.40 219.1 -188.5
cuboid 12 67.85 -67.85 22.95 -22.95 219.1 -188.5
cuboid 13 45.40 -45.40 45.40 22.95 219.1 -188.5
cuboid 14 22.95 -22.95 67.85 45.40 219.1 -188.5

cuboid 15 22.45 -22.45 -44.90 -67.35 219.1 -193.0
cuboid 16 44.90 -44.90 -22.45 -44.90 219.1 -193.0
cuboid 17 67.35 -67.35 22.45 -22.45 219.1 -193.0
cuboid 18 44.90 -44.90 44.90 22.45 219.1 -193.0
cuboid 19 22.45 -22.45 67.35 44.90 219.1 -193.0
cuboid 99 330 -330 330 -330 465 -435

media 5 1 1 -9
media 6 1 2 -1
media 4 1 3 -2 -1
media 0 1 9 -10 -11 -12 -13 -14 -15 -16 -17 -18 -19

media 3 1 10 -15 -11
media 3 1 11 -16 -15 -12
media 3 1 12 -17 -16 -18
media 3 1 13 -18 -19 -12
media 3 1 14 -19 -13

array 1 15 place 1 1 1 -11.225 -56.125 0.0
array 2 16 place 1 1 1 -33.675 -33.675 0.0
array 3 17 place 1 1 1 -56.125 -11.225 0.0
array 4 18 place 1 1 1 -33.675 33.675 0.0
array 5 19 place 1 1 1 -11.225 56.125 0.0

media 13 1 99 -1 -3
boundary 99

```

Şekil 3.10 Geometri Bloğunda Bulunan “Global Unit” Yapısı

Şekil 3.10’da, tanımlanan silindirlerden sonra bu silindirlerin hangi kutular içinde bulunacağını ifade eden “cuboid” tanımlamaları yer almaktadır. Bu cuboid ifadelerinin

karşılarında yazan sayısal değerler ile +x, -x, +y, -y, +z ve -z koordinatlarında bulunacak yerler gösterilmektedir. Her birimin kendi içinde “cuboid”lere verdiği değer farklı anlamlar ifade etmektedir (ORNL, 2023d).

“cuboid” numaralarının sıra ile yazılması önemli bir koşul olmamakla birlikte “media” ifadelerinde yer alan cuboidlere ait numaraların içten dışa doğru yazılması gerekmektedir. “media” bloğunda içten dışa doğru çağırılma işlemi yapılmadığı durumda üst üste çakışmalar ve kod içinde hatalar meydana gelmektedir. “media” ile hangi malzemenin hangi silindir içine doldurulacağı ifade edilmekte ve ardından “array” ile açıklanan kısımlar gelmektedir. **Şekil 3.10**’da “array” ile açıklanan kısımlarda “place” ifadesi ile referans olarak alınan noktaya göre dizinin yerleştirilmesi sağlanmaktadır (ORNL, 2023d).

Şekil 3.11’de “array” bloğu ile yakıtların altıgen dizilimlerle yan yana gelmesi gösterilmektedir. Her bir yakıt çubuğu için geometri yazmak yerine dizi yani “array” komutu kullanılarak geometri içine yakıt çubukları yerleştirilmektedir. nux, nuy, nuz, dizinin koordinat sistemlerinde x, y ve z eksenlerinde kaç hücreden oluştuğunu göstermektedir. ara=3 için sırasıyla x,y,z koordinatlarında 6,2 ve 2 boyutları verilmiştir. Bu durumda array 3 için bu prizmadaki toplam hücre sayısının $6*2*2=24$ adet olacağı gösterilmektedir (ORNL, 2023d).

```

read array
  ara=1 nux=2 nuy=1 nuz=2 fill      1 1      3 3      end fill
  ara=2 nux=4 nuy=1 nuz=2 fill      1 1 1 2      3 3 3 4      end fill
  ara=3 nux=6 nuy=2 nuz=2 fill      1 1 2 2 1 1      3 3 4 4 3 3
                                     1 1 2 2 1 1      3 3 4 4 3 3      end fill
  ara=4 nux=4 nuy=1 nuz=2 fill      2 1 1 1      4 3 3 3      end fill
  ara=5 nux=2 nuy=1 nuz=2 fill      1 1      3 3      end fill
end array

```

Şekil 3.11 “Array” Bloğunun Gösterimi

Şekil 3.12’de “definitions” bloğu gösterilmektedir. Bu blokta herhangi bir fiziksel işlem ya da hesaplama yapılmamakla birlikte kaynak ve sonuçların toplanması için gerekli blokların (“source” ve “tallies”) tanımlanması amacıyla kullanılmaktadır. “definitions” bloğunda bulunan response ve special dose ifadelerinin bulunduğu kısım, simülasyon sonucunda ne elde edileceğini belirlemektedir. 9029 ve 9504 numaraları, SCALE kodu içine gömülü standart dönüştürme tablolarını ifade etmektedir. ANSI/ANS-6.1.1-1977 standardına göre 9029 nötron akısının, 9504 ise foton akısının doza çevrilmesini sağlayan faktörleri ifade etmektedir. Bu doz dönüşüm faktörlerinin kullanılmaması durumunda yalnızca parçacık sayısı elde edilmektedir. Doz hızı hesaplamaları ve çevresel dozun elde

edilmesinde anlamlı bir ifade bulunabilmesi için bu doz dönüşüm faktörleri oldukça önemlidir. Bu dönüşüm faktörlerinin birimi rem/h veya Sv/h olarak bilinmektedir (ORNL, 2023d).

```
read definitions
response 1 specialDose=9029 end response
response 2 specialDose=9504 end response
```

Şekil 3.12 Doz Dönüşüm Faktörleri

Doz dağılım haritalarının görülebilmesi için fiziksel geometrilerden bağımsız bir mesh yapısının belirlenmesi gerekmektedir. “Definitions” bloğu içinde gridler, “xplanes”, “yplanes” ve “zplanes” ifadeleri ile açıklanmaktadır. Doz haritalarının oluşturulabilmesi için gereken mesh yapılarının gösterildiği bu ifadelerde, doz haritalarının fiziksel olarak ifade edilen geometrilerle tam olarak örtüşebilmesi için fiziksel geometri içinde malzeme değişimlerinin olduğu her bir bölgeye düzlem yani “plane” eklenmektedir. Şekil 3.13’te bu düzlemler ve mesh yapıları görülmektedir.

```
gridGeometry 1
title="for discrete ordinates calculations 48 x 48 x 61"
xplanes -330 -300 -250 -200 -150 -125
-114 -110 -105 -100 -95 -90 -85 -80 -75 -70
-67.35 -61.4875 -56.125 -50.7625
-44.9 -33.675
-22.45 -11.225
0.0 11.225
22.45 33.675
44.9 50.7625 56.125 61.4875
67.35 70 75 80 85 90 95 100 105 110
114 125 150 200 250 300 330 end
yplanes -330 -300 -250 -200 -150 -125
-114 -110 -105 -100 -95 -90 -85 -80 -75 -70
-67.35 -61.4875 -56.125 -50.7625
-44.9 -33.675
-22.45 -11.225
0.0 11.225
22.45 33.675
44.9 50.7625 56.125 61.4875
67.35 70 75 80 85 90 95 100 105 110
114 125 150 200 250 300 330 end
zplanes -435 -400 -350 -300 -250
-221 -216 -211 -209 -203 -198
-193
-188
-186
-182.9 -182 -181 -180 -175 -170 -160
-150 -120 -90 -60 -30 0
30 60 90 120 150
160 170 175 180 181 182
182.9 186 189 192 195 198
201.0
201.8
203.9 207 210
212.8 216
219.1 225 230 235 240 245
250.5 300 350 400 465 end
end gridGeometry
```

Şekil 3.13 Mesh Yapılarının Gösterilmesi

Çalışma kapsamında modellenen konteyner geometrileri silindirik olduğu için sonuç haritası alınırken lineer gösterimlerin yanı sıra yarıçap, açı ve yükseklik değerleri verilerek sonuç haritası almak fiziksel gerçekliğe daha uygun görülmektedir. Bu sebeple “cylGeometry” ile bölgeler tanımlanmaktadır. Doz dağılım haritasının oluşturulmasında lineer ve radyal olarak oluşturulan bloklar **Şekil 3.14**’te gösterilmiştir (ORNL, 2023d).

```
gridGeometry 2
  title="for mesh tallies"
  xLinear 66 -330 330
  yLinear 66 -330 330
  zLinear 90 -435 465
end gridGeometry
cylGeometry 3
  radiusLinear 66 0 330
  degreeLinear 72 0 360
  zLinear 90 -435 465
end cylGeometry
```

Şekil 3.14 Mesh Yapısının Lineer ve Radyal Gösterimi

Doz haritaları oluşturulurken nötron ve foton kaynakları aynı enerjiye sahip değildir. Bu sebeple nötron ve fotonların enerjilerinin bir dağılım halinde gösterilmesi gerekmektedir. **Şekil 3.15**’te bu nötron ve fotonların bulunduğu enerjilerin dağılımı gösterilmiştir. “distribution 1” ifadesi bir dağılımın kimlik numarası olmakla birlikte dağılımlar, nötronlar ve fotonlar için ayrı ayrı gösterildiğinden tanımlamaları da farklı olmaktadır (ORNL, 2023d).

```
distribution 1
  title="neutron energy distribution for W assembly"
  abscissa 2.00000E+07 1.96400E+07 1.73320E+07 1.69050E+07 1.64870E+07
1.56830E+07 1.49180E+07 1.45500E+07 1.41910E+07 1.38400E+07
1.34990E+07 1.28400E+07 1.25230E+07 1.22140E+07 1.16180E+07
1.10520E+07 1.05130E+07 1.00000E+07 9.51230E+06 9.04840E+06
8.60710E+06 8.18730E+06 7.78800E+06 7.40820E+06 7.04690E+06
6.70320E+06 6.59240E+06 6.37630E+06 6.06530E+06 5.76950E+06
5.48810E+06 5.22050E+06 4.96590E+06 4.72370E+06 4.49330E+06
4.06570E+06 3.67880E+06 3.32870E+06 3.16640E+06 3.01190E+06
2.86510E+06 2.72530E+06 2.59240E+06 2.46600E+06 2.38520E+06
2.36530E+06 2.34570E+06 2.30690E+06 2.23130E+06 2.12250E+06
2.01900E+06 1.92050E+06 1.82680E+06 1.73770E+06 1.65300E+06
1.57240E+06 1.49570E+06 1.42270E+06 1.35340E+06 1.28740E+06
1.22460E+06 1.16480E+06 1.10800E+06 1.00260E+06 9.61640E+05
9.07180E+05 8.62940E+05 8.20850E+05 7.80820E+05 7.42740E+05
7.06510E+05 6.72060E+05 6.39280E+05 6.08100E+05 5.78440E+05
5.50230E+05 5.23400E+05 4.97870E+05 4.50490E+05 4.07620E+05
3.87740E+05 3.68830E+05 3.33730E+05 3.01970E+05 2.98490E+05
2.97210E+05 2.94520E+05 2.87250E+05 2.73240E+05 2.47240E+05
2.35180E+05 2.23710E+05 2.12800E+05 2.02420E+05 1.92550E+05
1.83160E+05 1.74220E+05 1.65730E+05 1.57640E+05 1.49960E+05
1.42640E+05 1.35690E+05 1.29070E+05 1.22770E+05 1.16790E+05
1.11090E+05 9.80370E+04 8.65170E+04 8.25030E+04 7.94990E+04
7.19980E+04 6.73790E+04 5.65620E+04 5.24750E+04 4.63090E+04
4.08680E+04 3.43070E+04 3.18280E+04 2.85010E+04 2.70000E+04
2.60580E+04 2.47880E+04 2.41760E+04 2.35790E+04 2.18750E+04
1.93050E+04 1.50340E+04 1.17090E+04 1.05950E+04 9.11880E+03
7.10170E+03 5.53080E+03 4.30740E+03 3.70740E+03 3.35460E+03
```

Şekil 3.15 Radyasyon Kaynağının Enerji Dağılımları

Şekil 3.16’da ise bu enerji dağılımlarının olasılık yoğunlukları gösterilmektedir (ORNL, 2023d). “probability density function” olarak ifade edilen olasılık yoğunluk fonksiyonları,

her bir enerji seviyesinde ne kadar parçacık sayısının bulunabileceği ihtimalini göstermektedir. Yani bir enerji seviyesinde nötron sayısı fazla ise, o enerjiye denk gelen “truePDF” değeri yüksek olmaktadır.

truePDF	1.5741E01	3.8799E02	2.0362E02	2.8828E02	9.5751E02
	1.7921E03	1.3838E03	1.8422E03	2.4373E03	3.1761E03
	9.4538E03	6.7869E03	8.5935E03	2.4328E04	3.7290E04
	5.5771E04	8.1270E04	1.1543E05	1.6027E05	2.1770E05
	2.8963E05	3.7775E05	4.8355E05	6.0822E05	7.5233E05
	2.8617E05	6.2960E05	1.0984E06	1.2988E06	1.5161E06
	1.7468E06	1.9887E06	2.2385E06	2.4974E06	5.8131E06
	6.9191E06	7.9309E06	4.2982E06	4.4851E06	4.6399E06
	4.7737E06	4.8604E06	4.9254E06	3.3026E06	8.3206E05
	8.2666E05	1.6573E06	3.3106E06	4.9508E06	4.9102E06
	4.8588E06	4.7898E06	4.6994E06	4.6000E06	4.4967E06
	4.3816E06	4.2585E06	4.1184E06	3.9867E06	3.8494E06
	3.7100E06	3.5601E06	6.6829E06	2.6179E06	3.4917E06
	2.8423E06	2.7052E06	2.5701E06	2.4396E06	2.3123E06
	2.1881E06	2.0699E06	1.9556E06	1.8460E06	1.7406E06
	1.6397E06	1.5442E06	2.8178E06	2.4861E06	1.1291E06
	1.0584E06	1.9204E06	1.6831E06	1.8097E05	6.6384E04
	1.3921E05	3.7405E05	7.1148E05	1.2860E06	5.8017E05
	5.4160E05	5.0541E05	4.7168E05	4.3985E05	4.1020E05
	3.8275E05	3.5616E05	3.3244E05	3.0907E05	2.8841E05
	2.6803E05	2.4988E05	2.3267E05	2.1607E05	2.0146E05
	4.4393E05	3.7032E05	1.2398E05	9.0989E04	2.2027E05
	1.3050E05	2.8926E05	1.0295E05	1.4821E05	1.2324E05
	1.3841E05	4.9174E04	6.3123E04	2.7354E04	1.6793E04
	2.2172E04	1.0490E04	1.0109E04	2.8166E04	4.0476E04
	6.1476E04	4.2307E04	1.2961E04	1.6154E04	2.0029E04
	1.3775E04	9.4722E03	4.1958E03	2.3159E03	1.9940E03
	1.7166E03	7.6564E02	7.1064E02	1.2715E03	1.0945E03
	2.1165E03	1.4548E03	1.0001E03	6.8660E02	4.7211E02
	3.2455E02	2.2327E02	1.5356E02	1.0538E02	7.2411E01
	4.9800E01	3.4248E01	2.3558E01	1.6188E01	1.1135E01
	7.6416E00	5.2360E00	3.5988E00	2.4633E00	1.6936E00

Şekil 3.16 Olasılık Yoğunluk Dağılım Fonksiyonlarının Gösterimi

MAVRIC’in en güçlü yönlerinden biri, aynı anda birden fazla kaynak tanımlanabilecek özelliklere sahip olmasıdır. Yakıttan yayınlanan nötron ve fotonlar ayrı ayrı tanımlanarak aynı giriş dosyasında verilebilmektedir. Aynı fiziksel bölgede hem nötron hem foton kaynakları bulunuyor ise bu kaynaklar ayrı ayrı, aynı koordinatlarda olacak şekilde tanımlanabilmektedir. Şekil 3.17’de nötron ve fotonlara ait kaynak terimleri gösterilmiştir (ORNL, 2023d).

```

read sources
src 1
  title="W assembly, neutron source"
  neutrons
  strength=1.6472e9
  zCylinder 71.0 182.9 -182.9
  zDistributionID=101 zSCALEDist
  mixture=1
  eDistributionID=1
end src
src 2
  title="W assembly, photon source"
  photons
  strength=5.3638e16
  zCylinder 71.0 182.9 -182.9
  zDistributionID=102 zSCALEDist
  mixture=1
  eDistributionID=2
end src

```

Şekil 3.17 Kaynak Terimlerinin Gösterimi

Şekil 3.17’de “strength” ile kaynağın toplam saniye başına yayınladığı parçacık sayısı verilmektedir. Nötronlar için nötron/s ve fotonlar için foton/s birimleri ile bu değerler verilmekte olup toplam yakıt hacmindeki toplam aktivite bu kısımda ifade edilmektedir. Önceki bloklarda “definitions” bloğunda tanımlanan enerji dağılımları “eDistributionsID” ile seçilmekte ve Monte Carlo yöntemleri ile hesaplamalar gerçekleştirilmektedir.

Şekil 3.18’de “tallies” bloğu gösterilmiştir. Burada yapılan simülasyonun sonuçlarının alınabilmesi için hangi koordinatta dozun ne kadar olduğu sorulmaktadır. 3 boyutlu bir harita üzerinde sonuçların toplanabilmesi için bu blok kullanılmaktadır. Parçacık türüne göre nötron ya da foton sonuçlarının alınabilmesine olanak sağlanmaktadır. toplam dozun bulunabilmesi için nötron ve fotonlar ayrı ayrı hesaplatılarak simülasyon sonunda toplanmaktadır. Giriş dosyasının “mtBinOp” kısmında bu toplama işlemleri gerçekleştirilmektedir. “tallies” bloğunda sonuçların hangi koordinat sisteminde raporlanacağı seçilen “gridGeometryID” ile oluşturulmakta olup kartezyen koordinat sisteminde kutucuklar şeklinde, radyal sistemlerde dairesel dilimler şeklinde 3B görselleştirmeler alınmaktadır. Bu blokta bulunan “responseID” ile sonuçlar, akı ifadesi yerine doz birimi ile dönüştürülmüş halde sunulması sağlanmaktadır.

```
read tallies
  meshTally 1
    neutron
    gridGeometryID=2
    responseID=1
    noGroupFluxes
  end meshTally
  meshTally 2
    photon
    gridGeometryID=2
    responseID=2
    noGroupFluxes
  end meshTally
  meshTally 11
    neutron
    cylGeometryID=3
    responseID=1
    noGroupFluxes
  end meshTally
```

Şekil 3.18 “Tallies” Bloğu Gösterimi

Şekil 3.19’da “parameters” bloğu ile Monte Carlo yöntemi ile kullanılan rastgele sayı üretici gösterilmektedir. “randomSeed” ile gösterilen bu rastgele sayılar değişmediği müddetçe simülasyon her çalıştığında aynı sonucu üretmektedir. Ayrıca kullanılmış nükleer yakıtlar depolanırken zırlama simülasyonları gerçekleştirildiğinden “fissionMult” ile fisyonun açığa çıkan nötronların zincirleme bir reaksiyon istenmemektedir. Kritik-altı durumda problemin sonuçlarının yapılabilmesi için

“fissionMult” ifadesi giriş dosyasında sıfır olarak verilmektedir. “maximumLost” ile geometride tanımlanmayan ve boşluğa kaçan parçacık sayısını ifade etmektedir. En fazla kaybedilebilecek parçacık sayısını göstermektedir. Bu sayıyı aşan bir simülasyonun geometrisinde hata olduğu kabul edilmektedir. Bu durumda, geometride tanımlanan “cuboid” veya “media” ifadelerinde yanlış ya da eksik olduğu ve düzeltilmesi gerektiği görülmektedir. “maxMinutes” ise simülasyonun en fazla kaç dakika çalışmasının istendiğini ifade etmektedir. “perBatch” ile her döngüde kaç parçacık gönderileceği, “batches” ile ise simülasyonda kaç döngü hesaplama yapılacağı belirtilmektedir (ORNL, 2023d).

```
read parameters
  randomSeed=1111000008675309
  neutrons photons
  fissionMult=0
  library="v7-200n47g"
  maximumLost=1000
  maxMinutes=900

  ' speed things up for the sample problem
  perBatch=100000 batches=500
end parameters
```

Şekil 3.19 Parametre Bloğu

“importanceMap”, uzaysal ve enerjisel dağılımın bir yaklaşımı olarak ifade edilmektedir. Önem (ing. importance), bir parçacığın dedektör cevabına yapılacak beklenen katkı olarak tanımlanmaktadır. Şekil 3.20’de gösterilen bu “importanceMap”te, deterministik yöntemlerle Denovo ile hesaplamaların ardından Monte Carlo yöntemleri ile hesaplamalar gerçekleştirilmektedir. Bu blok içerisinde “definitions” bloğunda oluşturulan gridlerin hangilerinin kullanılacağı seçilmektedir (ORNL, 2023d).

```
read importanceMap
  gridGeometryID=1
  adjointSource 1
    boundingBox 330 -330 330 -330 465 -435
    responseIDs 1 2 end
    mixture=13
  end adjointSource
  respWeighting
  reduce
  subCells=3
  macroMaterial
    mmTolerance=0.001
  end macroMaterial

  ' speed things up for the sample problem
  polarsPerOct=2 azimuthsPerOct=2
  legendre=0
end importanceMap
```

Şekil 3.20 Doz Haritası Bloğu

3.4. İlgili Prosedürler

Çalışma kapsamında ergimiş tuz reaktörlerine özgü $\text{LiF} - \text{ThF}_4 - \text{UF}_4$ yakıt tuzu için gerçekleştirilen simülasyonlar birkaç aşamadan oluşmaktadır. İlk aşamada yakıt tuzuna ait çok-gruplu kesit kütüphaneleri, SCALE kodu TRITON modülü kullanılarak oluşturulmuştur. Elde edilen bu kesit kütüphaneleri kullanılarak SCALE kodu ORIGIN modülü ile yakıt tuzunun zamana bağlı tükenme analizleri gerçekleştirilmiştir. Ardından SCALE kodu MAVRIC modülü ile tükenme analizleri sonucunda elde edilen kullanılmış yakıt kompozisyonunun konteyner içerisine koyulmasından sonra yüzeydeki ve 1 metre uzaklıktaki nötron ve foton doz hızı dağılımları hesaplanmıştır.

Doz hızı hesaplamalarında farklı konteyner geometrilerinin etkisini değerlendirebilmek amacıyla AOS-100 konteyneri, basit konteyner modeli, ISFSI bağımsız kullanılmış yakıt depolama tesisi konteyneri, TN-24P konteyneri ve özgün geometri tasarımları karşılaştırılmıştır. SCALE kodu MAVRIC hesaplamalarında nötron ve foton akılarından doz haritaları elde edebilmek için her bir senaryoda 100 000 parçacık ve 500 döngü kullanılmıştır. Doz değerlendirmeleri konteyner yüzeyinden 10 cm ve 100 cm mesafelerde gerçekleştirilmiştir. Bu mesafeler, 10 CFR Bölüm 71 ve 10 CFR Bölüm 72 düzenlemeleri ile uyumlu karşılaştırmalar yapılmasına olanak sağlamaktadır. Çalışma kapsamında yapılan değerlendirmeler ile söz konusu mevzuatta belirtilen sınır değerler ile karşılaştırılabilir sonuçlar elde edilmesini hedeflenmiştir.

SCALE kodunda konteynerlerin nötron ve foton doz hızları için gerçekleştirilen simülasyonlarında, daha yüksek grup sayısına sahip kütüphaneler yerine hesaplama süresini önemli ölçüde azaltarak mühendislik amaçlı karşılaştırmalar için yeterli doğruluk sağlayan 27-gruplu nötron ve 19-gruplu foton çok-gruplu kütüphaneleri tercih edilmiştir. SCALE kodu MAVRIC modülü tarafından kullanılan “v7-27n19g” kütüphanesi, deterministik hesaplamalar ve Monte Carlo hesaplamaları arasında dengeli bir hesaplama ortaya koymakta olup konteyner geometrileri arasında yapılan karşılaştırmalar için tutarlı ve tekrarlanabilir sonuçlar elde edilmesine olanak sağlamaktadır.

Ergimiş tuz reaktörlerinde tükenme analizleri gerçekleştirilirken yakıtın çevrim içi dolaşması, reaktör işletiminde yaklaşık 450 gün sonunda tüm yakıtın yenilenmiş kabul edilmesi esas alınmıştır. Bu bağlamda 150 günlük işletme süresi sonunda konteyner içerisine yerleştirilebilecek miktarda kullanılmış yakıt tuzunun olduğu kabul edilmiş olup tükenme analizleri 150 günlük bir süre için gerçekleştirilmiştir. Bununla birlikte

yakıt tuzunun reaktörden çıkarılmasının ardından 30 günlük bir bekleme süresi öngörülmüştür. Toryum yakıt çevriminde önemli bir rol oynayan Pa-233 izotopunun davranışı sebebi ile bu bekleme süresi dikkate alınmıştır. Yaklaşık bir yarı ömürlük bekleme süresi sonunda Pa-233 miktarı önemli ölçüde azalmakta ve U-233 lineer bir seviyeye ulaşmaktadır. Bu nedenle Pa-233 bozunumunun büyük ölçüde tamamlanması ve buna bağlı olarak yakıt tuzunun izotop konsantrasyonu açısından daha kararlı bir duruma ulaşması amacıyla 30 günlük soğuma süresi dikkate alınmıştır.

Ergimiş tuz reaktörlerinde fisyon ürünlerinin yakıt tuzu içerisinde homojen şekilde çözünmüş halde bulunması ve tükenmeye bağlı yoğunluk değişimlerinin ihmal edilebilir seviyede kalması sebebiyle yakıt tuzunun yoğunluğu, tükenme süreci boyunca taze yakıt yoğunluğu ile aynı kabul edilmiştir.

Tükenme analizleri sonucunda elde edilen tükenmiş yakıt kompozisyonu incelendiğinde, bazı izotopların kütlelerinin 10^{-5} gramdan daha düşük olduğu belirlenmiştir. Bu izotopların hem toplam aktiviteye hem de nötron ve foton doz katkılarına etkilerinin ihmal edilebilir düzeyde olması nedeniyle, MAVRIC hesaplamalarında bu izotoplar hariç tutulmuş ve kalan izotoplar normalize edilerek radyasyon kaynağı tanımları oluşturulmuştur.

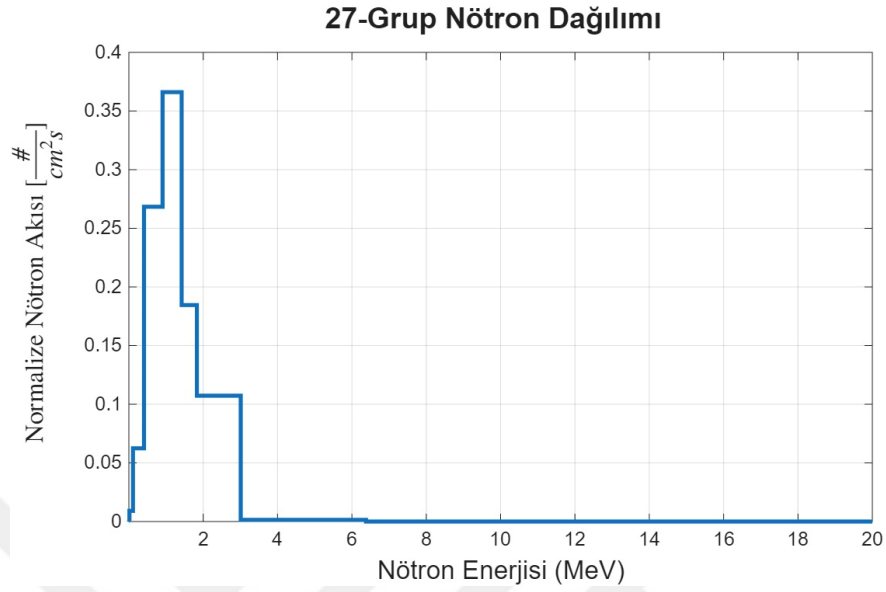
4. BULGULAR

LiF-ThF₄-UF₄ yakıtı için tükenme analizleri, oluşturulan kütüphane dosyaları ve “t6-depl” dizi anahtarı kullanılarak gerçekleştirilmiştir. 150 gün boyunca tükenme analizi gerçekleştirilen ve bu analizler sonrası 30 gün bekletilen yakıtın (toplam 180 gün sonunda) içeriğindeki izotoplar **Tablo 4.1**’de verilmiştir.

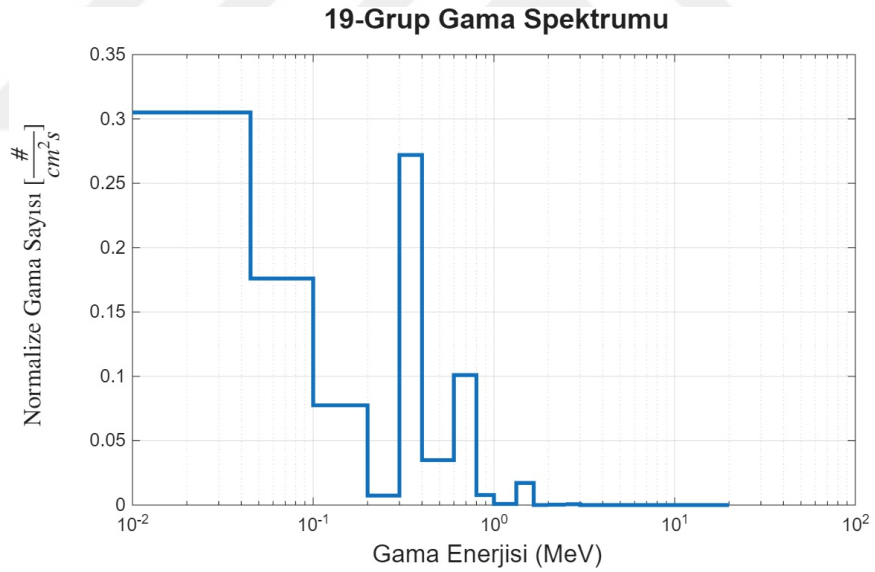
Tablo 4.1 Tükenmiş LiF-ThF₄-UF₄ Yakıtında Bulunan İzotop Konsantrasyonları

İzotop	SCALE Nüklid Kodu	Kütle (g)	Konsantrasyon	İzotop	SCALE Nüklid Kodu	Kütle (g)	Konsantrasyon
Th-232	90232	6.24E+05	8.84E-01	Ru-106	44106	5.09E+00	7.21E-06
U-233	92233	7.93E+04	1.12E-01	Sm-147	62147	4.07E+00	5.77E-06
U-234	92234	8.81E+02	1.25E-03	Eu-153	63153	3.61E+00	5.11E-06
Cs-137	55137	2.17E+02	3.08E-04	Sb-125	51125	3.25E+00	4.61E-06
Cs-135	55135	2.00E+02	2.83E-04	Pd-107	46107	2.94E+00	4.16E-06
Nd-143	60143	1.96E+02	2.78E-04	Se-79	34079	2.61E+00	3.69E-06
Cs-133	55133	1.85E+02	2.63E-04	Cs-134	55134	1.53E+00	2.17E-06
Zr-93	40093	1.53E+02	2.17E-04	Sm-150	62150	1.33E+00	1.88E-06
Sr-90	38090	1.43E+02	2.03E-04	Ag-109	47109	1.17E+00	1.66E-06
Ce-144	58144	1.23E+02	1.75E-04	H-3	1003	1.15E+00	1.63E-06
Nd-145	60145	1.18E+02	1.67E-04	U-232	92232	8.41E-01	1.19E-06
Tc-99	43099	1.16E+02	1.65E-04	Eu-155	63155	7.40E-01	1.05E-06
Ru-101	44101	7.53E+01	1.07E-04	Eu-154	63154	1.79E-01	2.54E-07
Mo-95	42095	6.62E+01	9.38E-05	Th-229	90229	1.70E-01	2.41E-07
Pm-147	61147	5.50E+01	7.80E-05	Th-230	90230	8.64E-02	1.22E-07
I-129	53129	4.69E+01	6.65E-05	U-236	92236	5.91E-02	8.37E-08
Rh-103	45103	3.12E+01	4.42E-05	Y-90	39090	3.64E-02	5.16E-08
Sm-149	62149	2.63E+01	3.73E-05	Gd-155	64155	3.40E-02	4.82E-08
Pa-231	91231	1.58E+01	2.23E-05	Eu-151	63151	2.50E-02	3.54E-08
Kr-85	36085	1.10E+01	1.56E-05	Cd-113m	48113	6.38E-03	9.04E-09
Sm-151	62151	1.06E+01	1.51E-05	Np-237	93237	2.47E-04	3.50E-10
U-235	92235	8.62E+00	1.22E-05	Nb-94	41094	1.90E-04	2.69E-10
Sm-152	62152	8.19E+00	1.16E-05	Ac-227	89227	1.02E-04	1.44E-10
Sn-126	50126	6.77E+00	9.59E-06	Toplam		7.06E+05	1.00E+00

ORIGEN'den tükenme analizleri sonrası elde edilen 27-grup nötron ve 19-grup foton akıları normalize edilmiş ve enerjiye bağlı dağılımları **Şekil 4.1** ve **Şekil 4.2**'de gösterilmiştir.

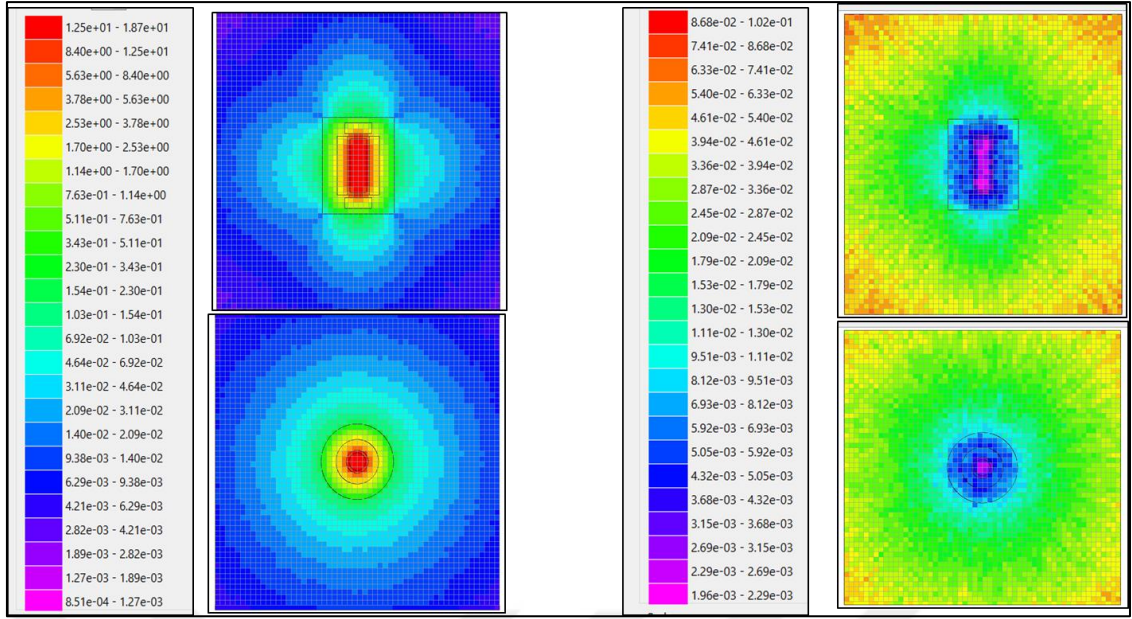


Şekil 4.1 Enerjiye Bağlı 27-Grup Nötron Akısı Dağılımı



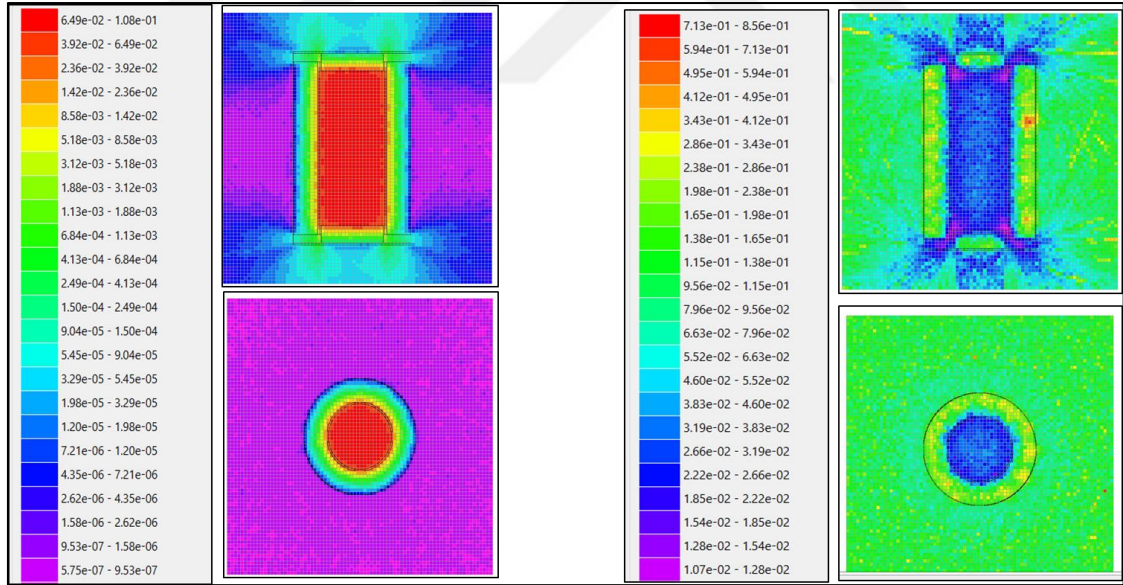
Şekil 4.2 Enerjiye Bağlı 19-Grup Foton Akısı Dağılımı

MAVRIC ile gerçekleştirilen simülasyonlarda, LiF-ThF₄-UF₄ yakıtının AOS-100 konteynerindeki nötron doz hızı haritası (NDHH) **Şekil 4.3**'te gösterilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta nötron dozu 1.24E+00 mSv/saat ve 100 cm uzaklıkta nötron dozu 1.16E-01 mSv/saattir.



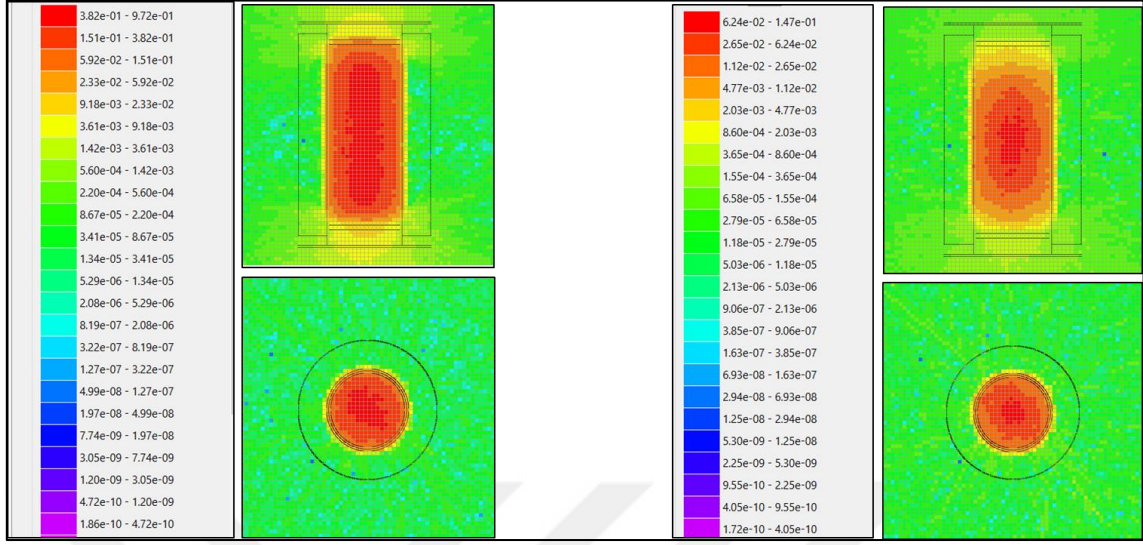
Şekil 4.3 AOS-100 Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

Basit konteyner geometrisindeki nötron doz hızı haritası (NDHH) Şekil 4.4'te gösterilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta nötron dozu $9.17\text{E-}06$ mSv/saat ve 100 cm uzaklıkta nötron dozu $6.11\text{E-}06$ mSv/saattir.



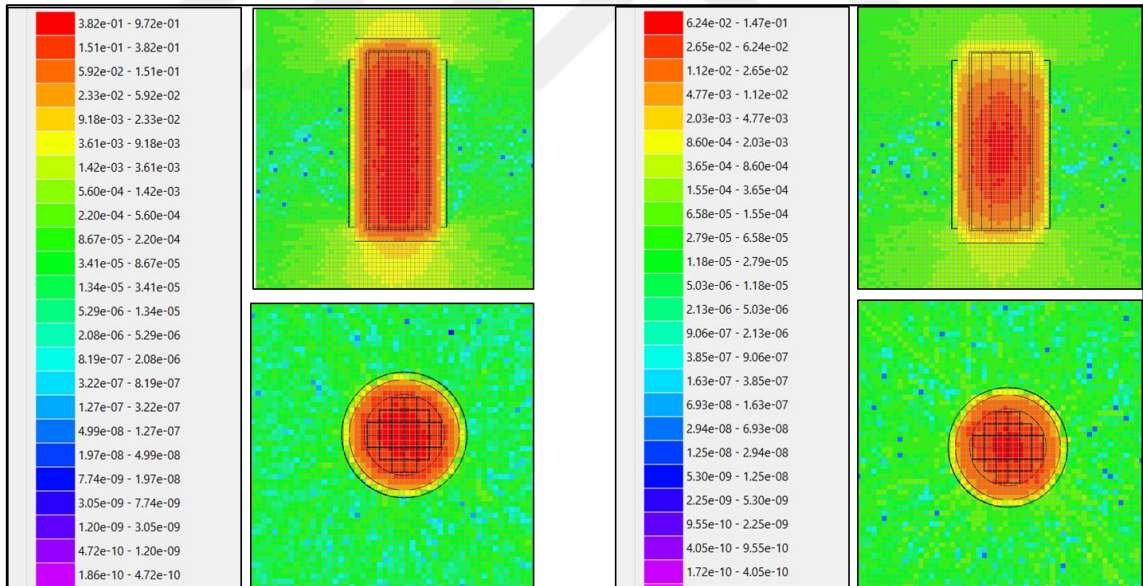
Şekil 4.4 Basit Konteyner Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

ISFSI konteynerindeki NDHH ise **Şekil 4.5**'te verilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta nötron dozu $8.52\text{E-}06$ mSv/saat ve 100 cm uzaklıkta nötron dozu $6.06\text{E-}06$ mSv/saattir.



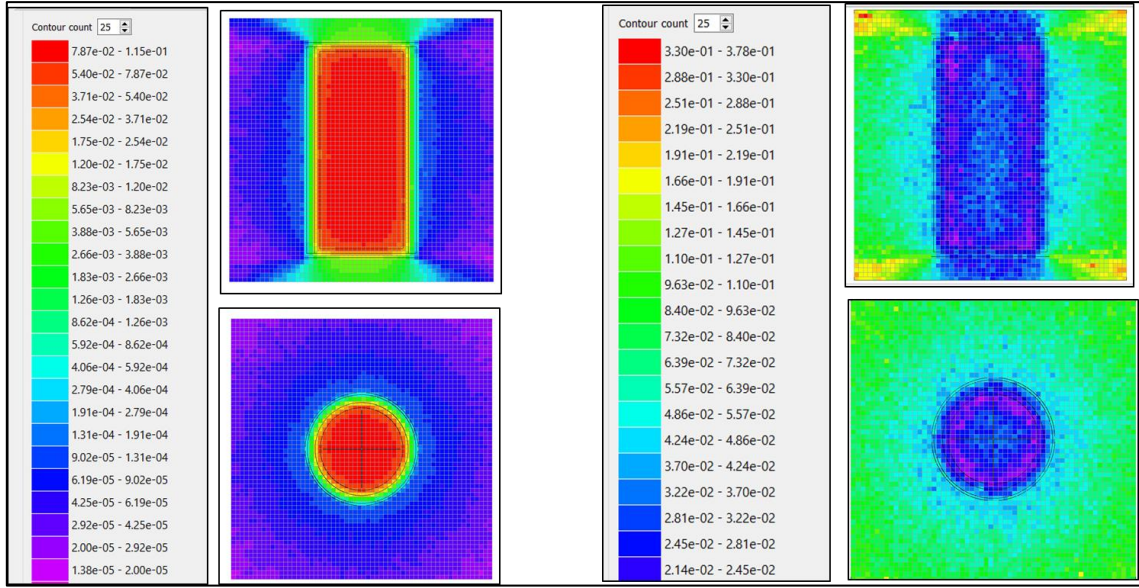
Şekil 4.5 ISFSI Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

TN-24P konteynerindeki NDHH **Şekil 4.6**'te gösterilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta nötron dozu $2.42\text{E-}04$ mSv/saat ve 100 cm uzaklıkta nötron dozu $4.06\text{E-}04$ mSv/saattir.



Şekil 4.6 TN24-P Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

Özgün konteyner V2'de NDHH **Şekil 4.7**'de gösterilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta nötron dozu $1.17\text{E-}03$ mSv/saat ve 100 cm uzaklıkta nötron dozu $5.55\text{E-}04$ mSv/saattir.



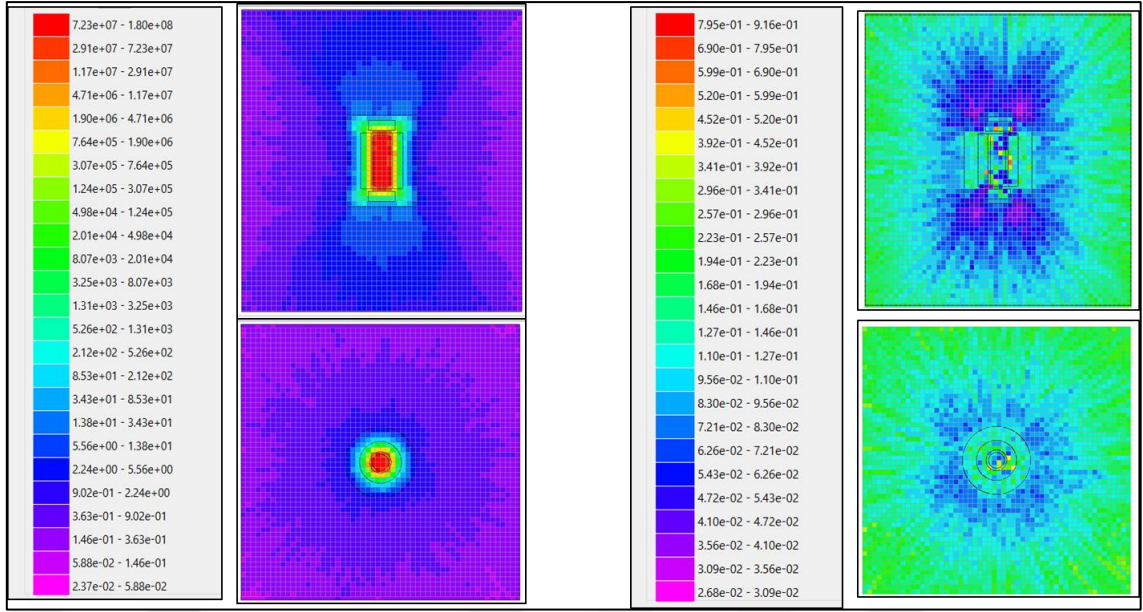
Şekil 4.7 Özgün Konteyner V2 Modelinde NDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

Daha önce **Tablo 3.4**'de malzemeleri verilen özgün tasarımın V3, V4 ve V5 kompozisyonlarındaki nötron doz hızları 10 cm uzaklıkta sırasıyla 4.22E-03 mSv/saat, 1.23E-03 mSv/saat, 3.65E-03 mSv/saattir. 100 cm uzaklıktaki nötron doz hızları sırasıyla 2.16E-03 mSv/saat, 6.62E-04 mSv/saat, 1.84E-03 mSv/saattir. Bu değerlere ait nötron doz hızı sonuçları **Tablo 4.2**'de verilmiştir.

Tablo 4.2 Farklı Tasarımlardaki Nötron Doz Hızı Sonuçları

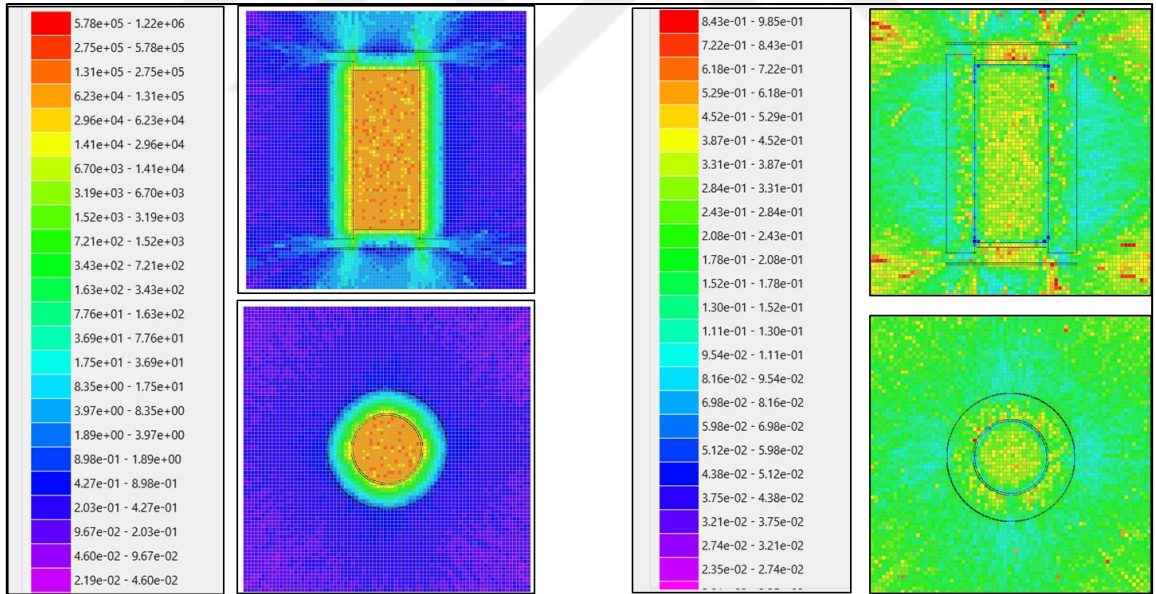
Doz Hızı Tablosu	Tükenmiş Yakıtta Nötron Doz Hızı (mSv/sa)	
Kaynak türü	NÖTRON	
Mesafe (cm)	10	100
AOS-100	1.24E+00	1.16E-01
Basit Geometri	9.17E-06	6.11E-06
ISFSI	8.52E-06	6.06E-06
TN24-P	2.42E-04	4.06E-04
Özgün Geo - V2	1.17E-03	5.55E-04
Özgün Geo - V3	4.22E-03	2.16E-03
Özgün Geo - V4	1.23E-03	6.62E-04
Özgün Geo - V5	3.65E-03	1.84E-03

Aynı yakıtın AOS-100 konteynerindeki foton doz hızı haritası (FDHH) **Şekil 4.8**'de gösterilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta foton dozu 1.71E+01 mSv/saat ve 100 cm uzaklıkta foton dozu 3.35E+00 mSv/saattir.



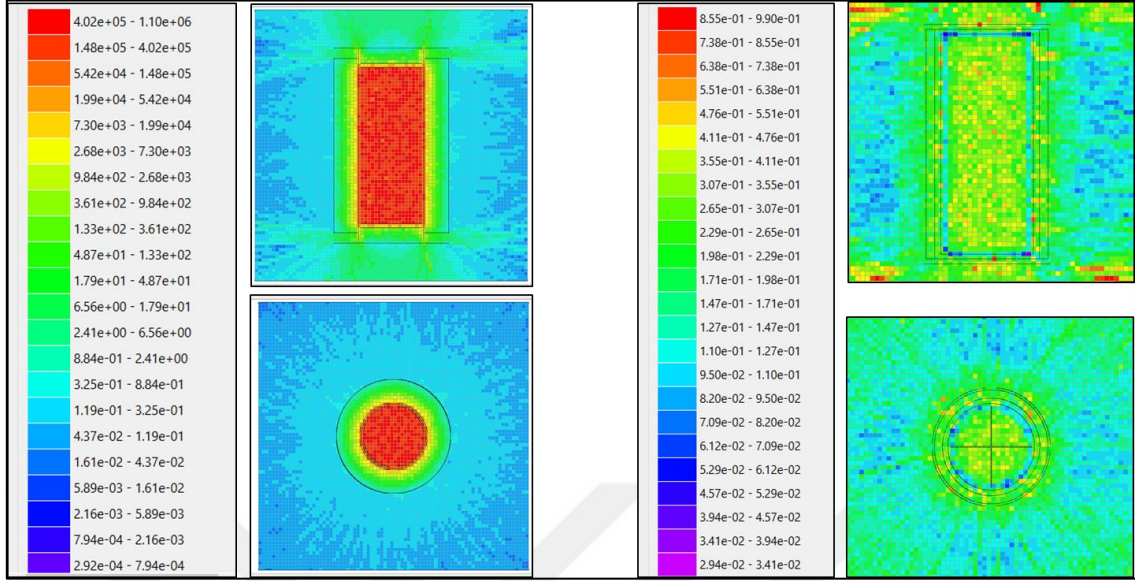
Şekil 4.8 AOS-100 Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

Basit konteyner geometrisindeki FDHH Şekil 4.9’da gösterilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta foton dozu 5.83E+00 mSv/saat ve 100 cm uzaklıkta foton dozu 3.48E+00 mSv/saattir.



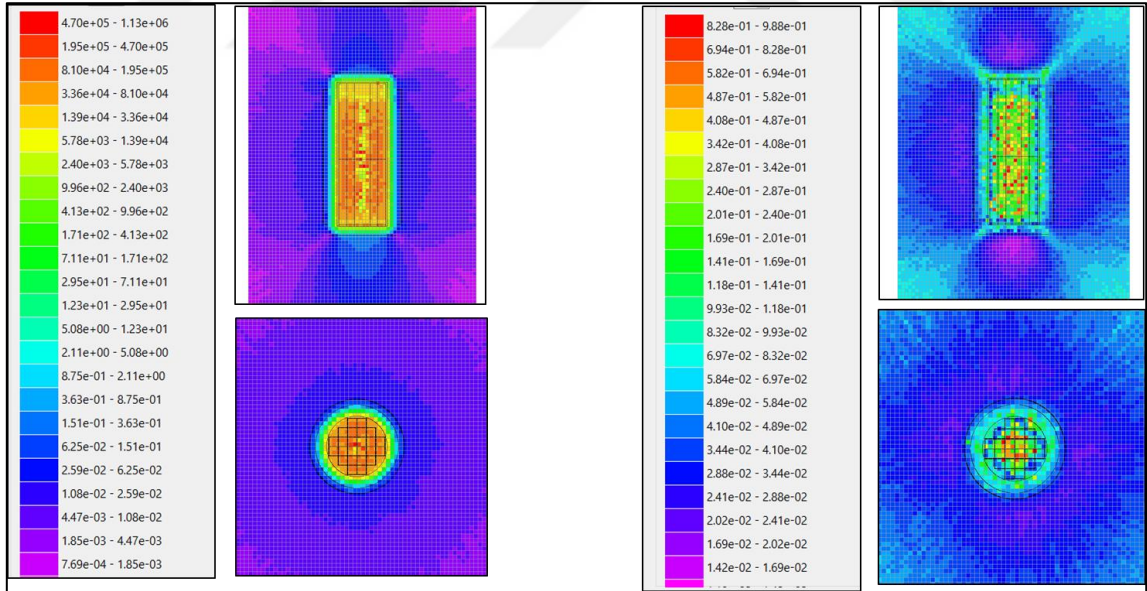
Şekil 4.9 Basit Konteyner Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

ISFSI konteynerindeki FDHH Şekil 4.10’da verilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta foton dozu 3.34E+00 mSv/saat ve 100 cm uzaklıkta foton dozu 2.2E+00 mSv/saattir.



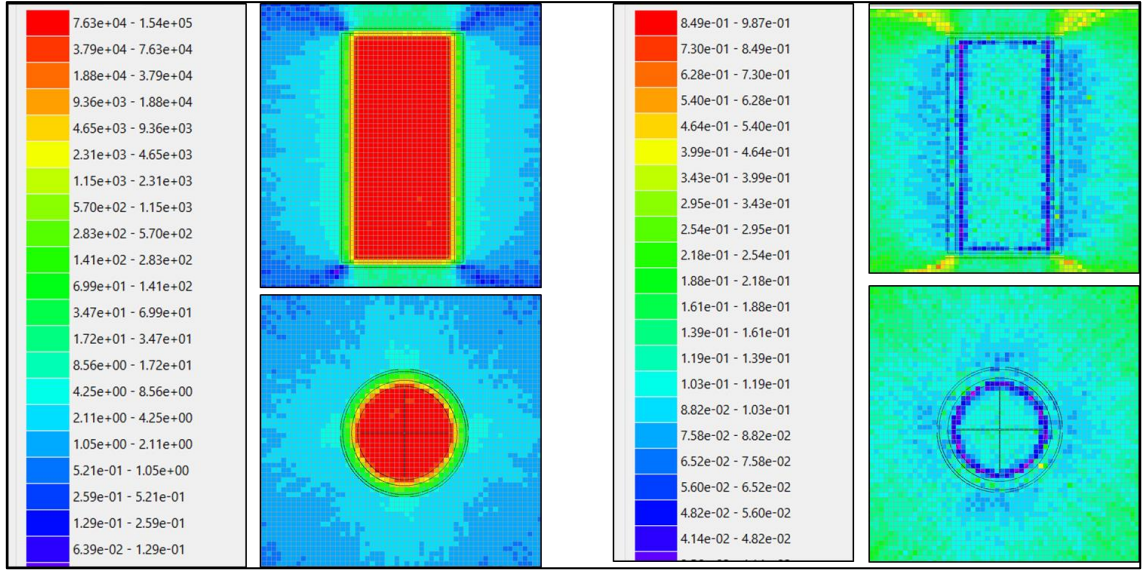
Şekil 4.10 ISFSI Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

TN-24P konteynerindeki FDHH Şekil 4.11’de gösterilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta foton dozu 4.72E+00 mSv/saat ve 100 cm uzaklıkta foton dozu 2.70E+00 mSv/saattir.



Şekil 4.11 TN24-P Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

Özgün konteyner V2’de FDHH Şekil 4.12’de gösterilmiştir. Yüzeyden 10 cm uzaklıkta foton dozu 3.78E+02 mrem/saat ve 100 cm uzaklıkta foton dozu 2.42E+02 mSv/saattir.



Şekil 4.12 Özgün Konteyner V2 Modelinde FDHH (Solda) ve Belirsizlikleri (Sağda)

Daha önce **Tablo 3.4**'de malzemeleri verilen özgün tasarımın V3, V4 ve V5 kompozisyonlarındaki foton doz hızları 10 cm uzaklıkta sırasıyla 2.06×10^1 mSv/saat, 4.04×10^1 mSv/saat, 1.78×10^1 mSv/saattir. 100 cm uzaklıktaki foton doz hızları sırasıyla 1.18×10^1 mSv/saat, 2.25×10^1 mrem/saat, 8.44×10^0 mSv/saattir. Bu değerlere ait foton doz hızı sonuçları **Tablo 4.3**'te verilmiştir.

Tablo 4.3 Farklı Tasarımlardaki Foton Doz Hızı Sonuçları

Doz Hızı Tablosu	Tükenmiş Yakıtta Foton Doz Hızı (mSv/sa)	
Kaynak türü	FOTON	
Mesafe (cm)	10	100
AOS-100	1.71×10^1	3.35×10^0
Basit Geometri	5.83×10^0	3.48×10^0
ISFSI	3.34×10^0	2.20×10^0
TN24-P	4.72×10^0	2.70×10^0
Özgün Geo - V2	3.78×10^1	2.42×10^1
Özgün Geo - V3	2.06×10^1	1.18×10^1
Özgün Geo - V4	4.04×10^1	2.25×10^1
Özgün Geo - V5	1.78×10^1	8.44×10^0

5. TARTIŞMA

Bu çalışmada LiF-ThF₄-²³³UF₄ yakıtı için MSR reaktörlerinde 150 gün boyunca tükenme analizleri gerçekleştirilmiş ve 30 gün bekletilmiştir. Reaktörde kullanılmış olan LiF-ThF₄-²³³UF₄ yakıtı, farklı konteyner tasarımlarına yerleştirilmiş ve nötron ile foton doz hızı değerleri SCALE kodu ile elde edilmiştir. 10 CFR Bölüm 71 ve 10 CFR Bölüm 72 regülasyonlarına göre, normal taşıma koşullarında paket yüzeyinde ve 1 metre mesafede sırasıyla 2 mSv/saat ve 0.1 mSv/saat; özel taşıma koşullarında paket yüzeyinde 10 mSv/saat; depolama için ise kontrollü alan sınırında yıllık 0.25 mSv/saat doz limitleri bulunmaktadır.

Ergimiş tuz reaktörlerinden MSFR'lere ait LiF-ThF₄-²³³UF₄ kullanılmış yakıtının daha önce herhangi bir kullanılmış yakıt taşıma ve depolama konteynerine koyulmamış olması bu çalışmanın özgün değerini oluşturmaktadır. Çalışma kapsamında karşılaştırılan UO₂ kullanılmış yakıtları için üretilen tasarımların nötron ve foton doz hızlarının incelenmesinin yanı sıra yeni ölçülerde ve farklı malzemelerden oluşan özgün geometri tasarımları da önerilmiş ve bu önerilerin nötron ve foton doz hızları da incelenmiştir.

Çalışma kapsamında elde edilen bulgulara göre, LiF-ThF₄-²³³UF₄ yakıtı için karşılaştırılan tüm tasarımlarda yüzeyden 10 cm uzaklıkta ve 1 metre mesafede nötron doz hızı değerlerinin taşıma için izin verilen limitlerden oldukça düşük olduğu sonucuna ulaşılmıştır. Literatürde UO₂ kullanılmış yakıtları için üretilen ve çalışma kapsamında MSR tükenmiş yakıtı için incelenen tasarımlardan ISFSI tasarımı en düşük nötron doz hızına sahip olduğu sonucuna ulaşılmıştır. MSR yakıtları için geliştirilen özgün geometri tasarımları içinde en düşük nötron dozuna sahip tasarımın "V4" tasarımı olduğu; en yüksek nötron dozuna sahip "V3" tasarımının dahi izin verilen limitin 10³ katı kadar daha düşük olduğu sonucuna ulaşılmıştır. MSR yakıtları için nötron doz hızı değerleri, çalışma kapsamında değerlendirilen tüm tasarımlarda izin verilen doz limitlerinin altında kaldığından tüm tasarımlar, nötron kaynağına sahip taşıma için uygunluk sağlamaktadır.

Gerçekleştirilen simülasyonlar kapsamında elde edilen foton doz hızı değerleri ise nötron doz hızı değerlerinin aksine taşıma ve depolama için izin verilen limitlerin üzerinde bulunmuştur. ISFSI tasarımının foton doz hızı, diğer tasarımların foton doz hızının nispeten daha düşük olmakla birlikte regülasyonlar kapsamında normal taşıma için izin verilen limitleri aşmaktadır. AOS-100 tasarımının foton doz hızı, bu tasarımın yapısında tungsten malzeme bulunmasına rağmen diğer tasarımlara göre yüksek çıkmıştır. Bunun

sebebinin tungsten malzemenin kalınlığının yetersiz kalmasından dolayı olduđu öngörülmektedir. Basit geometri, ISFSI ve TN24-P tasarımlarına ait foton doz hızı değerlerinin yüksek olmasının sebebi ise bu tasarımların literatürde UO₂ kullanılmış yakıtları için tasarlanmış olması olarak yorumlanmaktadır.

Özgün geometri tasarımları içinde ise en yüksek foton doz hızı değeri “V4” tasarımı olup ardından “V2” tasarımı gelmektedir. Bu iki tasarımda kullanılan malzemeler arasında “V4”te “V2”ye ek olarak kurşun katkı bulunmaktadır. “V4” tasarımında bulunan kurşun katkı sayesinde ilk bakışta foton doz hızı değerlerinin daha az olması beklenmekle birlikte, değışen kompozisyonlarla birlikte yoğunluk değerleri de değıştiđi ve “V4” tasarımına ait yoğunluk değeri “V2”ye göre daha düşük olmasından dolayı, meydana gelen foton hızı değeri bir miktar yüksek çıkması beklenen bir durumdur. Bununla birlikte “V2” ve “V3” tasarımları karşılaştırıldığında, barit katkılı “V3” tasarımının bor karbür katkılı “V2” tasarımına göre daha düşük bir foton doz hızı değeri gösterdiği sonucuna ulaşılmaktadır. Ayrıca “V3” ve “V4” tasarımları karşılaştırıldığında barit katkılı “V3” tasarımının bor karbür ve kurşun katkılı “V4” tasarımına göre foton doz hızının daha düşük bir değere sahip olduđu ulaşılan sonuçlar arasındadır. Yapısal malzemeleri çelikten oluşan bu tasarımlarda SS304 ve Hastelloy alaşımlarının etkisi ise “V3” ve “V5” tasarımları karşılaştırılarak elde edilmiştir. Bu tasarımlar incelendiğinde Hastelloy alaşımına sahip “V5” tasarımında foton doz hızının daha düşük olduđu gözlemlenmiştir. Bu tasarımlar içinde en düşük foton doz hızı “V5” tasarımı olmakla birlikte bu versiyonun dahi izin verilen limitlerin yaklaşık 9 katı kadar daha fazla foton doz hızına sahip olduđu görülmektedir. Karşılaştırılan tasarımlarda foton doz hızı değerleri izin verilen limitlerin üzerinde olup bu tasarımların foton kaynağına sahip taşımalarda kullanılabilmesi için geliştirilmesi ve iyileştirilmesi gerekmektedir.

6. SONUÇ VE ÖNERİLER

LiF-ThF₄-²³³UF₄ kullanılmış yakıtı için, çalışma kapsamında incelenen tasarımlara ait nötron doz hızı değerlerinin, 10 CFR Bölüm 71 ve 10 CFR Bölüm 72 gereğince izin verilen limitleri karşıladığı belirlenmiştir. Bu sonuç, söz konusu tasarımların nötron zırhlaması için yeterlilik sağladığını göstermektedir. Bununla birlikte foton doz hızı değerleri, 10 CFR Bölüm 71 ve 10 CFR Bölüm 72 kapsamında tanımlanan limitlerin üzerinde kalmıştır. Bu sebeple fotonların zırhlaması için iyileştirmeler gerekmektedir.

Gelecek çalışmalar için,

İncelenen ve oluşturulan tasarımlara ek olarak MSR kullanılmış yakıtının taşındığı ve depolandığı konteynerlerin nötron ve foton doz hızı parametreleri açısından regülasyonlar tarafından belirlenen limitleri aynı anda sağlayacak şekilde geliştirilmesi önerilmektedir. Bu bağlamda farklı kalınlıklarda ve farklı malzemeler kullanılarak, karşılaştırılabilir ölçütlerde yeni simülasyonların gerçekleştirilmesi gerekmektedir.

Ek olarak MSR kullanılmış yakıtlarının reaktörden çıkarıldığı ilk durumdaki konteynerin analizleri bu çalışma dahilinde bulunmayıp yüksek sıcaklık dayanımına sahip, tuzlara karşı korozyon direnci yüksek, radyasyonun etkilerine karşı mekanik ve kimyasal kararlılık gösteren ve gerekli diğer tüm şartların uygunluğunu sağlayan tasarımların geliştirilmesi; bu tasarımlara ait deneysel ve hesaplamalı analizlerin gerçekleştirilmesi; gelecekte yapılması önerilen diğer çalışmalar arasındadır.

7. KAYNAKÇA

- AREVA Federal Services LLC. (2015). *Task Order 17 – Cask Design Study Final Report*. U.S. Department of Energy (DOE).
- Artioli, C., Sarotto, M., Malambu, E., Sobolev, V., Massara, S., & Ricotti, M. (2007). ELSY: Neutronic Design Approach. *Proc. Int. Conf.* Brussels, Belgium: ENC 2007.
- Bajwa, C., Adkins, H. E., & Cuta, J. M. (2016). Spent Fuel Transportation Cask Response to a Tunnel Fire Scenario. *14th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2004)*. Berlin, Germany. https://resources.inmm.org/system/files/patram_proceedings/2004/2-8_247.pdf adresinden alındı
- Bunn, M., Holdren, J., Macfarlane, A., Pickett, S., Suzuki, A., Suzuki, T., & Weeks, J. (2001). *Interim Storage of Spent Nuclear Fuel: A Safe, Flexible, and Cost-Effective Approach to Spent Fuel Management*. Cambridge, MA: Project on Managing the Atom, Harvard University and Project on Sociotechnics of Nuclear Energy, University of Tokyo.
- Büyük, B., Yaşar, M. M., Yorulmaz, N., & Kemişlioğlu, M. (2023). Bor karbür-silisyum karbür kompozit malzemelerin nötron zayıflatma özelliklerinin MCNP6 simülasyonu ile incelenmesi. *Bor Dergisi*, 40-45.
- Carlson, ., Gardner, ., Moon, ., Riley, ., Amoroso, ., & Chidambaram, . (2021). Molten salt reactors and electrochemical reprocessing: synthesis and chemical durability of potential waste forms for metal and salt waste streams. *International Materials Reviews*, 339-363.
- Cochran, R. G., & Tsoulfanidis, N. (1990). *The Nuclear Fuel Cycle: Analysis and Management*.
- Creer, J., Michener, T., McKinnon, M., Tanner, J., Gilbert, E., Goodman, R., . . . Mullen, C. (1987). *The TN-24P PWR spent-fuel storage cask: Testing and analyses (Rapor No. EPRI NP-5128 / PNL-6054)*. EPRI.
- El-Samrah, M., Tawfic, A., & Chidiac, S. (2021). *Spent nuclear fuel interim dry storage; Design requirements, most common methods, and evolution: A review*. *Annals of Nuclear Energy*.
- EPRI. (1987). Castor V/21 spent fuel storage cask: Testing and analyses (Report No. NP-4887). <https://www.nrc.gov/docs/ML2222/ML22220A217.pdf> adresinden alındı
- Fernández-Arias, P., Vergara, D., & Antón-Sancho, A. (2023). Global Review of International Nuclear Waste Management. *Energies*.
- Fiorina, C., Aufiero, M., Cammi, A., Franceschini, F., Krepel, J., Luzzi, L., . . . Ricotti, M. (2013). Investigation of the MSFR core physics and fuel cycle characteristics. *Progress in Nuclear Energy*, 15-168.
- Funke, T., Jüttemann, F., Hüggenberg, R., & Schröder, J. (2013). GNS CASTOR V Dual Purpose Casks: The Backbone for Spent Fuel Dry Interim Storage in Germany. *Proceedings of the 17th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials PATRAM 2013*. San Francisco, CA, USA.
- GIF. (2025). 09 24, 2025 tarihinde Generation IV International Forum: <https://www.gen-4.org/generation-iv-criteria-and-technologies/molten-salt-reactors-msr> adresinden alındı
- Greene, S., Medford, J., & Macy, S. (2013). *Storage and Transport Cask Data For Used Commercial Nuclear Fuel*. U.S. Department of Energy.
- Hassan, H., Badran, H., Aydarous, A., & Sharshar, T. (2015). Studying the effect of nano lead compounds additives on the concrete shielding properties for gamma-rays. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B*, 81-89.

- Heuer, D., Merle-Lucotte, E., & Doligez, X. (2009). Le réacteur à sels fondus MSFR. *Sels fondus à haute température (SELF) Conference* (s. 241-254). Presses Polytechniques et Universitaires Romandes.
- Heuer, D., Merle-Lucotte, E., Allibert, M., Brovchenko, M., Ghetta, V., & Rubiolo, P. (2014). Towards the thorium fuel cycle with molten salt fast reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 421-429.
- Holmes, J., Mancini, F., Vanthournout, S., Buckau, G., Kockerols, P., Martin Ramos, M., . . . Wastin, F. (2014). *Management of Spent Nuclear Fuel and Its Waste*. Luxembourg: Publications Office of the European Union.
- Holtec International. (2008). *Final Safety Analysis Report for the HI-STORM 100 Cask System*. Lincoln Drive West, Marlton: Holtec International.
- Holtec International. (2025). 11 10, 2025 tarihinde Holtec International Storage Module: <https://holtecinternational.com/products-and-services/nuclear-fuel-and-waste-management/dry-cask-and-storage-transport/hi-storm/hi-storm-100/> adresinden alındı
- Holtec International. (2025). 11 10, 2025 tarihinde Holtec International Storage, Transport & Repository: <https://holtecinternational.com/products-and-services/nuclear-fuel-and-waste-management/dry-cask-and-storage-transport/hi-star/> adresinden alındı
- IAEA. (2005). *Thorium fuel cycle — Potential benefits and challenges*. Vienna: International Atomic Energy Agency. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE_1450_web.pdf adresinden alındı
- IAEA. (2011). *Disposal of Radioactive Waste*. Vienna: International Atomic Energy Agency. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1449_web.pdf adresinden alındı
- IAEA. (2014). *Advisory material for the IAEA regulations for the safe transport of radioactive material (2012 edition)*. Vienna: International Atomic Energy Agency. <https://regelwerk.grs.de/sites/default/files/cc/dokumente/SSG-26.pdf> adresinden alındı
- IAEA. (2018). *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. Vienna: International Atomic Energy Agency. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1798_web.pdf adresinden alındı
- IAEA. (2020). *Storage of Spent Nuclear Fuel*. Vienna: International Atomic Energy Agency. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1882_web.pdf adresinden alındı
- IAEA. (2023). *Status of molten salt reactor technology*. Vienna: International Atomic Energy Agency. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/STI-DOC-010-489_web.pdf adresinden alındı
- Johnson, A. J. (1977). *Behavior of Spent Nuclear Fuel in Water Pool Storage*. Richland, Washington: BATTELLE - Pacific Northwest Laboratories.
- Kılınçarslan, Ş., Başıyigit, C., & Akkurt, İ. (2013). Barit Agregalı Ağır Betonların Radyasyon Zırhlama Amacıyla Kullanımının Araştırılması. *Gazi Üniversitesi Mühendislik Mimarlık Fakültesi Dergisi*, 2.
- Kirchner, B. (2025). <https://archivedproceedings.econference.io/wmsym/1997/sess18/18-04.htm> adresinden alındı
- Klein, S., Wick, D., & Migliore, R. (2016). *Transportation Cask for Bare High Burnup Spent Nuclear Fuel*. Kobe, Japan: Proceedings of the 18th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials PATRAM 2016.
- Lamarsh, J. R., & Baratta, A. J. (2001). *Introduction to Nuclear Engineering*. New York: Pearson.
- Li, J., & Liu, Y. Y. (2016). Thermal modeling of vertical dry cask storage cask for used nuclear fuel. *Nuclear Engineering and Design*, 74-88.

- Mathieu, L., Heuer, D., Brissot, R., Garzenne, C., & Le Brun, C. (2006). The thorium molten salt reactor: moving on from the MSBR. *Progress in Nuclear Energy*, 664-679.
- NAC International. (2025a). *Storage Technologies*. NAC International: <https://www.nacintl.com/solutions/storage-technologies> adresinden alındı
- NAC International. (2025b). *MAGNASTOR*. NAC International: <https://www.nacintl.com/solutions/storage-technologies/magnastor> adresinden alındı
- NAC International. (2025c). *MAGNASTOR - Proven Ultra-High Capacity Spent Fuel Management*. NAC International: https://www.nacintl.com/images/pdf/NAC-Product_Flyer-Magnastor_050319.pdf adresinden alındı
- NAC International. (2025d). *NAC-STC: Transport-Ready Licensed for Modern Commercial Fuels*. NAC International: https://www.nacintl.com/images/pdf/NAC-Product_Flyer-STC_Cask_DIGITAL_250102.pdf adresinden alındı
- National Research Council. (2006). *Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage: Public Report*. Washington, DC: The National Academies Press. doi:<https://doi.org/10.17226/11263>
- NEA. (2021). *Strategies and Considerations for the Back End of the Fuel Cycle*. Paris: OECD Publishing.
- NERAC, GIF. (2002). *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*. United States Department of Energy.
- NRC. (2015). Holtec International - Submits Application Request for a Certificate of Compliance (CoC) for Holtec's Model No. HI-STAR 190 Type B(U) F Transportation Package. 12 16, 2025 tarihinde <https://www.nrc.gov/docs/ML1521/ML15219A582.html> adresinden alındı
- NRC. (2017). *Safety of Spent Fuel Storage (NUREG/BR-0528)*. Washington, DC 20555-0001: Office of Public Affairs.
- NRC. (2021). *PART 71 - Packaging and Transportation of Radioactive Material*. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part071/full-text> adresinden alındı
- NRC. (2025, 10 18). *Backgrounder on Dry Cask Storage of Spent Nuclear Fuel*. U.S. Nuclear Regulatory Commission: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/dry-cask-storage> adresinden alındı
- NRC. (2026). *Part 72 - Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste and Reactor-Related Greater than Class C Waste*. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part072/full-text> adresinden alındı
- ORNL. (2023a). CSAS: Control Module For Enhanced Criticality Safety Analysis Sequences With KENO. 11 16, 2025 tarihinde <https://scale-manual.ornl.gov/CSAS.html> adresinden alındı
- ORNL. (2023b). TRITON: A Multipurpose Transport, Depletion, And Sensitivity and Uncertainty Analysis Module. 11 16, 2025 tarihinde <https://scale-manual.ornl.gov/TRITON.html> adresinden alındı
- ORNL. (2023c). ORIGEN: Neutron activation, transmutation, fission product generation, & radiation source term calculation. 11 16, 2025 tarihinde <https://scale-manual.ornl.gov/origen/index.html> adresinden alındı
- ORNL. (2023d). MAVRIC: Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations. 11 16, 2025 tarihinde alındı
- Ratiko, R., Samudera, S., Hindami, R., Siahaan, A., Naldi, L., Hapsari, D., . . . Nasruddin, N. (2018). Optimization of Dry Storage for Spent Fuel from G.A. Siwabessy Nuclear Research Reactor. *International Journal of Technology*, 55-67.

- Rosenthal, M. W., Kasten, P. R., & Briggs, R. B. (1970). Molten-Salt Reactors—History, Status, and Potential. *Nuclear Applications and Technology*, 107-117.
- Saegusa, T., Shirai, K., Arai, T., Tani, J., Takeda, H., Wataru, M., . . . Winston, P. (2010). *Review and Future Issues on Spent Nuclear Fuel Storage*. Nuclear Engineering and Technology.
- Shappert, L., & Box, W. (1986). *Drop Testing at the Oak Ridge National Laboratory*. Oak Ridge, Tennessee: Oak Ridge National Laboratory.
- Shih, P., & Guerra, G. (2001). *TN-68 Dual Purpose Cask Design*. https://resources.inmm.org/system/files/patram_proceedings/2001/33455.PDF adresinden alındı
- Singh, K. (1997). An Overview of the HI-STAR Technology. *Presented at the INMM Conference*. Washington, DC: Holtec International.
- Sorensen, K. (2025). *What's the Difference Between Thorium and Uranium Nuclear Reactors?* 11 10, 2025 tarihinde Machine Design: <https://www.machinedesign.com/learning-resources/whats-the-difference-between/article/21832119/whats-the-difference-between-thorium-and-uranium-nuclear-reactors> adresinden alındı
- STM. (2018, 06). *Nükleer Atıklar Nasıl Yönetiliyor?* STM ThinkTech: https://thinktech.stm.com.tr/uploads/docs/1609001448_stm-nukleer-atiklar-nasil-yonetiliyor.pdf adresinden alındı
- Transnuclear Inc. (2011). TN-68 updated final safety analysis report (Rev. 4, Docket No. 72-1027).
- Vitkova, M., Gorinov, I., & Dacheva, D. (2006). Safety criteria for wet and dry spent fuel storage. *Conference: 6. International conference on WWER fuel performance, modelling and experimental support*. Albena, Bulgaria: Nuclear Regulatory Agency.
- Werner, J. D. (2012). *U.S. Spent Nuclear Fuel Storage*. Congressional Research Service.
- Whatley, McNeese, Carter, Ferris, & Nicholson. (1970). Engineering Development of the MSBR Fuel Recycle. *Nuclear Applications and Technology*, 170-178.
- Zohuri, B. (2020). Generation IV nuclear reactors. S.-d. Khan, & A. Nakhabov içinde, *Nuclear Reactor Technology Development and Utilization* (s. 213-246). Woodhead Publishing.

ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Zehra Zülal YÜCEL
ORCID ID : 0009-0000-2682-7514
Yabancı Dili : İngilizce

Eğitim Durumu

Lise : İstanbul Maltepe Fen Lisesi, 2018
Lisans : Sinop Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği, 2023
Yüksek Lisans : Sinop Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği A.B.D., 2025

Mesleki Deneyim

İş Yeri : Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu, 2022
: EÜAŞ – İstanbul Ambarlı Doğalgaz Kombine Çevrim Santrali,
2021

Yayın Listesi

Kaplan, S., Yucel, Z. Z., & Sahiner, H. (2025). Nuclear disarmament: Global status and potential contribution of Molten Salt Reactors. In proceedings of the 2nd International Symposium on Engineering, Design and Innovative Research 2025.

Yucel, Z. Z., & Sahiner, H. (2024). Dose rate analysis of fuel salt in spent nuclear fuel casks for Molten Salt Reactors. In proceedings of the 1st International Symposium on Engineering, Design and Innovative Research 2024.

Yucel, Z. Z., & Sahiner, H. (2024). Dose rate analysis of fertile blanket in Molten Salt Reactor casks. In proceedings of the 3rd International Technology and Innovation Student Symposium 2024.