

**KAZAYA TOLERANSLI VE YÜKSEK YANMA ORANLI
KULLANILMIŞ YAKIT İÇİN KURU DEPOLAMA KABI
ANALİZİ**

**ANALYSIS OF DRY STORAGE CASK FOR ACCIDENT
TOLERANT AND HIGH BURNUP SPENT FUEL**

HABİBE MERVE DURDU

Dr. Öğr. Üye. BANU BULUT ACAR

Tez Danışmanı

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin

Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı için Öngördüğü

YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak hazırlanmıştır.

ÖZET

KAZAYA TOLERANSLI VE YÜKSEK YANMA ORANLI KULLANILMIŞ YAKIT İÇİN KURU DEPOLAMA KABİ ANALİZİ

HABİBE MERVE DURDU

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Dr. Öğr. Üye Banu BULUT ACAR

Eylül 2021, 100 sayfa

Bu çalışmada, kazaya toleranslı ve yüksek yanma oranlı kullanılmış yakıt için kuru depolama kabı analizi üzerine çalışılmıştır. PWR tipi hafif sulu reaktörde kullanılmış kazaya toleranslı yakıtın günümüzde kullanılan bir kuru depolama kabına yüklendiği durum için kritiklik ve doz hızı hesaplamaları ile ısı analizler gerçekleştirilmiştir.

Çalışmada ilk olarak hafif sulu reaktörlerde kullanılmak üzere önerilen bir yüksek yanma oranlı kazaya toleranslı yakıt tasarımı için Serpent sürekli enerji Monte Carlo kodu kullanılarak yanma oranı hesaplamaları yapılmış ve kullanılmış kazaya toleranslı yakıt özellikleri belirlenmiştir. Günümüzde yaygın olarak kullanılan bir depolama kabı tasarımına kullanılmış kazaya toleranslı yakıt yüklendiği durum için Serpent kodu ile kritiklik analizleri yapılmıştır. Ayrıca, depolama kabının dış yüzeyi ve yüzeyine yakın mesafelerde Serpent kodu ile gama ve nötron doz hızı hesaplaması gerçekleştirilmiştir. Depolama kabının ısı performansını değerlendirmek amacıyla ANSYS Fluent

hesaplamalı akışkan dinamiği kodu kullanılarak ısı analizler yapılmıştır. Analiz sonuçları kuru depolama kaplarına uygulanan nükleer güvenlik kriterleri ile karşılaştırılmıştır. Hesaplamalar sonucunda kuru depolama kabı tasarımının 5 yıl ön soğutma uygulanmış kullanılmış kazaya toleranslı yakıt yüklendiği durumda kritiklik, doz hızı ve kullanılmış yakıt yüzey sıcaklığı güvenlik limitlerini aşmadığı gözlemlenmiştir.

Anahtar Kelimeler: Kazaya toleranslı yakıt, Kullanılmış yakıt, Kuru depolama, Serpent, ANSYS Fluent

ABSTRACT

ANALYSIS OF DRY STORAGE CASK FOR ACCIDENT TOLERANT AND HIGH BURNUP SPENT FUEL

HABİBE MERVE DURDU

Master of Science, Department of Nuclear Engineering

Supervisor: Dr. Öğr. Üye. BANU BULUT ACAR

September 2021, 100 pages

In this study, the analysis of a dry storage cask for accident-tolerant and high-burnup spent fuel was performed. For a dry storage cask design currently in use, in case of loading with the accident-tolerant fuel discharged from PWR type light water reactor, criticality, dose rate calculations and thermal analyzes were performed.

In the first part of the study, for an high-burnup accident-tolerant fuel selected among the designs proposed for use in light water reactors, burnup analysis were performed by utilizing the Serpent continuous energy code and spent fuel characteristics were determined. Criticality analyzes were carried out by using the Serpent Monte Carlo code for the case of loading the accident tolerant fuel into a dry storage cask design which is widely used today. In addition, gamma and neutron dose rates at the outer surface and close distances of the storage cask were determined with the Serpent code. In order to evaluate the thermal performance of the storage cask, thermal analyzes were performed by using the ANSYS Fluent computational fluid dynamics code.

The analysis results were compared with the nuclear safety criteria applied to the dry storage casks. Results of the calculations showed that, dry storage cask design does not exceed the criticality, dose rate and maximum surface temperature limits when loaded with high-burnup spent accident tolerant fuel pre-cooled for 5 years.

Keywords: Accident tolerant fuel, Spent fuel, Dry storage, Serpent, ANSYS Fluent

TEŞEKKÜR

Danışmanım Sayın Dr. Öğr. Üyesi Banu BULUT ACAR’a bilgilerini ve tecrübesini tez süresi boyunca sabırla benimle paylaşarak her daim verdiği desteklerden dolayı minnet ve teşekkürlerimi sunarım.

Tez komitemde bulunan Sayın Prof. Dr. Cemil KOCAR, Sayın Doç. Dr. Şule ERGUN, Sayın Dr. Öğr. Üyesi Senem ŞENTÜRK LÜLE ve Sayın Dr. Öğr. Üyesi Gürdal GÖKERİ hocalarıma değerli görüşleri ve yol gösterici tutumları ile tezime sundukları katkılarından dolayı teşekkür ederim.

Tez süresi boyunca yürütülen çalışmalarda gerekli her türlü Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü imkanlarından faydalanmam için desteklerini sunan Sayın Mehmet YILDIZ’a teşekkürlerimi sunarım. Tez süresince bilgisini ve tecrübesini benimle paylaşan kıymetli arkadaşım Arş. Gör. Osman BİLEN’e ayrıca teşekkür ederim.

Ayrıca her zaman manevi desteklerini esirgemeyen başta annem olmak üzere aileme teşekkür ederim. Her zaman desteğini hissettiğim ve sevgisini karşılıksız sunan canım arkadaşım Sayın Hanife CANBEK’e teşekkürü bir borç bilirim. Her zaman manevi desteklerini esirgemeyen Sayın Dr. Yusuf AĞUŞ’a ayrıca teşekkür ve minnetlerimi sunarım.

İÇİNDEKİLER

ABSTRACT	iii
TEŞEKKÜR	v
İÇİNDEKİLER.....	vi
ÇİZELGELER DİZİNİ	ix
SİMGELER VE KISALTMALAR.....	x
1. GİRİŞ	1
2. KAZAYA TOLERANSLI YAKIT	3
2.1. UO ₂ Peletli-Zirkonyum Zarflı Tasarımda Yaşanan Problemler.....	3
2.2. KTY Tasarımları	5
2.2.1. Farklı Pelet Kullanımına Dayanan KTY Tasarımları	7
2.2.2. Oksidasyona Dirençli Astar Kullanımına Dayanan KTY Tasarımları.....	7
2.2.3. Farklı Zarf Malzemesi Kullanımına Dayanan KTY Tasarımları	8
3. KULLANILMIŞ YAKITIN KURU DEPOLANMASI.....	11
4. HESAPLAMA ARAÇLARI VE YÖNTEM.....	17
4.1. Kullanılmış KTY Özelliklerinin Belirlenmesi	17
4.1.1. Referans Reaktör ve Yakıt Demeti Özellikleri	17
4.1.2. Serpent Nötronik Kodu	19
4.2. Kritiklik Hesaplamaları	22
4.3. Doz Hızı Hesaplamaları	24
4.4. Isıl Analizler.....	25
4.4.1. ANSYS Fluent kodu.....	25
4.4.2. Kullanılmış Yakıt Depolama Kabının ANSYS Fluent Modelinin Oluşturulması	26
5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA.....	38
5.1. Kullanılmış Yakıt Özellikleri	38

5.2. Kritiklik.....	41
5.3 Depolama Kabı Yüzeyinde ve Yakınında Doz Değerleri.....	43
5.4. Isıl Analiz Sonuçları	45
5.4.1. Sıcaklık Dağılımı	45
5.4.2. He ve Hava Akışının Özellikleri.....	50
6. YORUM.....	53
7. KAYNAKLAR	55
EKLER.....	59
EK 1 – Yakıt Demeti Yanma Analizi için Serpent Girdi Dosyası.....	59
EK 2 – Kritiklik Analizi için Serpent Girdi Dosyası	66
EK 3 – Doz Hızı Analizi için Serpent Girdi Dosyası	77
ÖZGEÇMİŞ	100

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 3.1. Taze ve kullanılmış yakıt izotop içerikleri [14].	11
Şekil 3.2. HI-STORM 100 kuru depolama kabı [23].	15
Şekil 4.1. KTY demetinin Serpent'te modellenen geometrisi (xy-düzleminde).	22
Şekil 4.2. HI-STORM 100 kuru depolama kabının Serpent modelinin xy-düzleminde görünümü.	23
Şekil 4.3. HI-STORM 100 kuru depolama kabının Serpent modelinin yz-düzleminde görünümü.	23
Şekil 5.1. Kullanılmış yakıt havuzundan çıkarıldıktan sonra FeCrAl ve Zirkonyum-4 alaşımlı kullanılmış yakıt demetlerinin zamana bağlı bozunum ısıları.	40
Şekil 5.2. HI-STORM 100 kuru depolama kabının yanma kredili kritiklik hesaplamaları sırasında Serpent'te oluşturulan xy-düzlemindeki görünümü.	42
Şekil 5.3. KTY kuru depolama kabına yerleştirildikten sonra etkin çoğalma faktörünün zamana bağlı değişimi.	43
Şekil 5.4. Kullanılmış yakıtın depolama kabına yüklendiği anda metal kap ve beton üst paket duvar sıcaklık dağılımı.	46
Şekil 5.5. Kullanılmış yakıtın depolama kabına yüklendiği anda yakıt bölgesindeki sıcaklık dağılımı.	47
Şekil 5.6. Kullanılmış yakıtın depolama kabına yüklendiği anda simetri düzlemlerindeki sıcaklık dağılımı.	47
Şekil 5.7. 60 yıl kuru depolama sonrasında metal kap ve beton üst paket duvar sıcaklık dağılımı.	49
Şekil 5.8. 60 yıl kuru depolama sonrasında 60 yıl sonrasında yakıt bölgesindeki sıcaklık dağılımı.	49
Şekil 5.9. 60 yıl kuru depolama sonrasında simetri düzlemlerindeki sıcaklık dağılımı.	50
Şekil 5.10. Kullanılmış yakıtın depolama kabına yüklendiği anda akışkanların hız profili.	51
Şekil 5.11. 60 yıl kuru depolama sonrasında akışkanların hız profili.	52

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 2.1. Zarf malzemesi olarak kullanılan Zirkonyum alaşımları [2].	3
Çizelge 2.2. Zircolay-4 ve FeCrAl alaşımlarının malzeme özellikleri.	8
Çizelge 3.1. HI-STORM 100 kuru depolama kabının geometrik özellikleri [23, 24].	16
Çizelge 4.1. Serpent modelinde kullanılan FeCrAl zarflı KTY özellikleri [5].	18
Çizelge 4.2. ANSYS modelinde kullanılan akışkanların malzeme özellikleri [24].	29
Çizelge 4.3. Sistemin ANSYS modelinde kullanılan malzeme özellikleri [23, 24].	33
Çizelge 4.4. Hesaplama da kullanılan sınır koşulları [24].	35
Çizelge 4.5. Isıl analizde kullanılan fiziksel ve sayısal metotlar.	36
Çizelge 5.1. FeCrAl alaşımlı kullanılmış yakıt demetindeki izotoplar ve kütlece miktarları (gram).	38
Çizelge 5.2. Yakıt demeti radyasyon kaynağı.	39
Çizelge 5.3. FeCrAl alaşım zarflı kullanılmış yakıt demetinin kullanılmış yakıt havuzundan çıkarıldıktan sonraki yıllarda bozunum ısısı.	40
Çizelge 5.4. Kuru depolama kabı radyal eksen yüzeyinde ve yüzeyden 1 metre ile 2 metre mesafedeki doz hızları.	44
Çizelge 5.5. Kuru depolama kabında kullanılan bileşenlerin sıcaklık sınırları [23, 36].	45
Çizelge 5.6. Sıcaklık limitleri ile ısı analiz hesaplama sonuçlarının karşılaştırılması.	48

SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler

D_h	Hidrolik Çap
v	Hava Akışı Hızı
g	Yerçekimi İvmesi
β	Isıl Genleşme Katsayısı
D	Hava Akışı İç Kanal Genişliği
T_0	Metal Kap Duvar Sıcaklığı
T_∞	Ortam Sıcaklığı
ν	Kinematik Vizkozite
Re	Reynolds Sayısı
Ra	Rayleigh Sayısı
L	Kullanılmış Yakıt Çubuklarının Boyu
α	Isıl Yayınım Katsayısı
A_{i_oran}	Alan oranları
u_r	Yarıçap düzlemindeki hız
u_θ	θ yönündeki hız
u_z	Eksenel düzlemdeki hız
P	Basınç
t	Zaman

Kısaltmalar

NGS	Nükleer Güç Santrali
-----	----------------------

PWR	Basınçlı Su Reaktörü
BWR	Kaynar Su Reaktörü
KTY	Kazaya Toleranslı Yakıt
UAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
CERMET	Metal Katkılı UO ₂ Yakıtı
HAD	Hesaplamalı Akışkanlar Dinamiği
U.S. NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
HCP	Hexagonal Closed Packed
FCC	Face Centered Cubic
SGAR	Son Güvenlik Analiz Raporu
GVR	Global Variance Reduction

1. GİRİŞ

Nükleer güç santralleri (NGS) insan yaşamını ve çevreyi olası radyasyon risklerinden koruyacak şekilde tasarlanır ve işletilir. Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (UAEA)'nın NGS'ler için Güvenlik Gereklilikleri'ne göre, NGS'lerin üç adet temel güvenlik fonksiyonunu yerine getirmesi gerekmektedir. Bunlar, NGS'nin tüm işletme koşullarında, reaktivitenin kontrol edilmesi, reaktörden ve yakıt depolarından ısının uzaklaştırılması ve radyoaktif madde salınımının kontrol altında tutulmasıdır [1]. NGS'nin güvenlik fonksiyonlarını yerine getirebilmesi için normal işletme koşullarında ve kaza durumlarında radyoaktif maddeleri tutacak ve yakıttan soğutucuya etkin ısı transferini sağlayacak birincil bariyer yakıt elemanıdır. Bu nedenle, NGS'nin güvenlik fonksiyonlarını yerine getirmesinde yakıt tasarımı büyük öneme sahiptir.

Fukushima nükleer kazası sonrasında, tasarıma esas ve tasarım ötesi kazalarda NGS'lerin güvenlik marjını artırmayı hedefleyen "kazaya toleranslı yakıt (KTY)" tasarımları üzerine çalışmalar yoğunlaşmıştır. KTY, kaza koşullarında zarf malzemesinin bütünlüğünü kaybetmesine karşı daha dirençlidir. Bununla birlikte, yüksek yanma oranlarına ulaşarak ve güvenlik marjlarını artırarak yakıt çevrim süresini de uzatmaktadır. Bu nedenle, %5-20 yakıt zenginliği gerektiren yüksek yanma oranları dikkate alındığında, reaktörden alınması sonrasında KTY'ye uygulanacak işlemlerin de nükleer güvenlik açısından irdelenmesi gerekmektedir.

Bu çalışmada, yüksek yanma oranlı kullanılmış KTY için kuru depolama kabı analizi üzerine çalışılmıştır. Günümüzde kullanılan kuru depolama kabı tasarımları incelenerek referans bir tasarım belirlenmiştir. PWR tipi hafif sulu reaktörde kullanılmış KTY'nin belirlenen referans kuru depolama kabına yüklendiği durum için bir tasarım analizi yapılmış ve kuru depolama kaplarına uygulanan güvenlik kriterleri ile karşılaştırılmıştır. Tez kapsamında, ilk olarak hafif sulu reaktörlerde kullanılmak üzere önerilen yüksek yanma oranlı KTY tasarımları incelenmiştir. Belirlenen bir KTY tasarımı için Serpent kodu ile yanma oranı analizleri yapılarak kullanılmış yakıtın izotop içeriği ile radyoaktif bozunumdan kaynaklanan ısı yükü belirlenmiştir.

Tezin ikinci bölümünde, günümüzde yaygın olarak kullanılan depolama kabı tasarımlarından biri referans kuru depolama kabı modeli olarak seçilmiştir. Kullanılmış KTY'nin referans kuru depolama kabına yüklendiği durum için kabın tasarımına temel teşkil eden kaynak terim hesaplaması, kritiklik analizi, doz hızı hesaplaması ve ısı analizler yapılmıştır. Kritiklik analizi ve doz hızı hesaplamaları Serpent kodu ile ısı analiz ise ANSYS Fluent kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Analiz sonuçları kuru depolama kaplarına uygulanan güvenlik kriterleri ile karşılaştırılmıştır.

2. KAZAYA TOLERANSLI YAKIT

Nükleer reaktörlerin korunda, yaklaşık 4 metre boyunda ve 1 cm çapında olan yakıt çubukları bir araya getirilerek oluşturulmuş yakıt demetleri bulunur. Yakıt çubuklarında Zirkonyum alaşımından üretilmiş bir zarf içinde UO_2 yakıt peletleri yer almaktadır. Yakıt çubuklarının bütünlüğünün korunması normal işletme koşullarında ve kaza durumlarında NGS'nin güvenlik fonksiyonlarını yerine getirmesinde büyük öneme sahiptir.

2011 yılında Fukushima Daiçi Nükleer Santrali'nde yaşanan kazadan sonra nükleer santrallerin güvenliği konusu yeniden tartışmaya açılmış ve kaza toleransına sahip yeni nükleer yakıt sistemlerinin geliştirilmesine olan ilgi artmıştır. Yeni bir yakıt sistemi tek başına kaza sonuçlarını tamamen hafifletmek için yetersizdir. Bununla birlikte, diğer sistemlerle beraber yeni yakıt, ağır kazalara yanıt vermede bir miktar marj sağlarken, daha sık görülen normal olmayan olaylar veya normal işletme sırasında ek faydalar sağlayabilir.

2.1. UO_2 Peletli-Zirkonyum Zarfı Tasarımda Yaşanan Problemler

Zirkonyum alaşımlar normal işletme koşullarında termal nötronlar için soğurma tesir kesitinin düşük olması, ısınlamaya dirençli, kimyasal olarak kararlı ve özellikle yüksek sıcaklıklarda mekanik olarak dirençli olması nedeniyle nükleer endüstride yaygın şekilde kullanılmaktadır. Günümüzde yakıt zarf malzemesi olarak kullanılan Zirkonyum alaşımlarının bileşenleri Çizelge 2.1'de gösterilmektedir.

Çizelge 2.1. Zarf malzemesi olarak kullanılan Zirkonyum alaşımları [2].

Alaşım	Sn (%)	Nb (%)	Fe (%)	Cr (%)	Ni (%)	Zr (%)
Zirkonyum-2	1,3-1,5	--	0,15-0,18	0,10	0,05-0,007	Dengede
Zirkonyum-4	1,3-1,5	--	0,20	0,10	--	Dengede
ZIRLO™	0,67	1,0	0,10	--	--	Dengede

M5 TM	--	1,0	0,04	--	--	Dengede
------------------	----	-----	------	----	----	---------

Nükleer reaktörlerde yaygın olarak kullanılan Zirkonyum alaşımlarının reaktörün normal işletme koşullarındaki davranışı günümüze kadar büyük ölçüde irdelenmiştir. Edinilen tecrübeler ışığında Zirkonyum alaşımlı zarf malzemesi tasarımı için normal işletme koşullarında yakıt çubuğu arıza oranı yılda birkaç milyonda bir düzeyine kadar düşürülebilmektedir [3].

Reaktörün normal işletme ve geçiş durumlarında yakıt performansını etkileyen en önemli mekanizmalar zarf malzemesinin korozyonu ve hidritleşmedir. Korozyon, yakıt zarfı dış yüzeyinin su ile reaksiyona girmesi sonucunda yüzeyde bir oksit film tabakasının oluşmasıdır. Zarf malzemesinin korozyonu malzeme özelliklerini olumsuz etkiler ve yakıttan soğutucuya ısı transferini kötüleştirir. Bu durum yakıt sıcaklığının yükselmesine ve böylelikle yakıtta depolanan enerjinin artışına yol açar. Korozyon sonucunda ayrıca hidrojen üretimi olur. Zarf malzemesinin hidrojeni soğurmasıyla Zirkonyum alaşımın gevrekleşmesine yol açan hidritleşme meydana gelir. Yüksek yanma oranlarına çıkıldığında ve kaza durumlarında bu mekanizmaların yakıtın performansına etkisi özellikle önem kazanmaktadır [4].

Zirkonyum zarfın dış yüzeyi ile soğutucu arasındaki ısı transferi katsayısı, normal çalışma koşullarında $1 \text{ W/cm}^2\text{-K}$ düzeyindedir [3]. Kaza koşullarında, yakıt çubukları yavaş akan veya durgun bir buhara maruz kaldığında, bu değer dört kata kadar azalabilir ve bu da yakıt zarfından soğutucuya ısı aktarımının zayıf olmasına neden olabilir [5]. Bu nedenle, yakıtın bütünlüğünün korunması ve soğutulabilmesi için zarf malzemesi olarak kullanılan Zirkonyum alaşımlarının kaza koşullarındaki malzeme davranışı önem kazanır [6]. Bir soğutucu kaybı kazası sırasında, Zirkonyumun sıcaklığı $1000 \text{ }^\circ\text{C}$ 'nin üzerindedir. Sıcaklık yaklaşık $800 \text{ }^\circ\text{C}$ 'ye ulaştığında, α fazlı Zirkonyum, β fazına dönüşmeye başlar. Bu fazda Zirkonyum alaşımının oksidasyon reaksiyonu hızlanmaya başlar ve oksitlenme tabakasının büyümesi önemli hale gelir. Aynı zamanda zarf malzemesinde çözünen oksijen, α fazını stabilize eder. $1200 \text{ }^\circ\text{C}$ 'nin üzerindeki sıcaklıklarda β -Zr fazında hızlı oksit tabakası büyümesi ve oksijenin artan çözünürlüğü, zarfta sürünme (creep) kaybına neden olur. Bu durum, koru soğutmak için acil soğutma suyu devreye girdiğinde yakıtın

yapısal bütünlüğünün korunmasını zorlaştırır [7]. Aynı zamanda, kazaya müdahale sırasında dış basınç düşer ve yüksek sıcaklıktaki yakıt iç basıncı zarfın plastik deformasyonuna neden olabilir. Bu durum, balonlaşmaya ve patlamaya neden olabilir [6].

Diğer bir önemli husus ise zarf malzemesinin oksidasyonu sırasında oluşan büyük ekzotermik ısıdır. Yeterince yüksek sıcaklıklarda, zarf malzemesinin oksidasyon hızı o kadar yüksektir ki, ısı artık soğutma yoluyla yeterince dağıtılamaz ve sonunda oksidasyonu artırır. Bu noktada oksidasyon durdurulmazsa, zarf malzemesi ve reaktör koru eriyebilir [7].

Ayrıca, normal işletme koşullarında gözlemlendiği gibi kaza durumunda da yüksek sıcaklıkta gerçekleşen oksidasyon sırasında zarfta önemli miktarda hidrojen birikir. Zarfta hidrojen birikmesi, özellikle kazaya müdahale aşamasından sonra zarfın gevrekleşmesini önemli ölçüde şiddetlendirir [7].

2.2. KTY Tasarımları

KTY, normal işletme sırasında günümüzde kullanılan UO_2 peletli-Zirkonyum alaşımlı zarf yakıt tasarımı ile aynı performansı gösterebilen ancak reaktör korunun ağır bir kazaya daha uzun süre toleranslı davranmasını sağlayan yakıt tasarımıdır. Bir yakıtın KTY olarak kabul edilebilmesi için tasarıma esas ve tasarım ötesi kazalarda mevcut yakıt sistemine göre ölçülebilir iyileştirmeler sunması beklenir.

KTY tasarımlarının sunduğu iyileştirmelerin ölçüsü olarak ağır kaza sırasında yakıtın artık soğutulamayacağı veya reaktörden çıkarılamayacağı şekilde önemli bir geometri kaybına uğramasına kadar geçen süreyi tanımlayan “başa çıkma süresi” kullanılmaktadır [8]. Bu nedenle, KTY malzemesi seçiminde normal işletme ve kaza durumunda yakıtın performansına ilişkin göz önünde bulundurulması gereken kriterler söz konusudur. Öncelikle, KTY tasarımları günümüz nükleer santrallerinin fiziksel yapısına uygun olmalı ve ısıl-hidrolik yapısını olumsuz etkilememelidir [8]. Bununla birlikte, yakıt

peletini izin verilen zenginleştirme seviyelerinde tutmalı ve çevrim süresini uzatmalıdır [9].

Normal işletme sırasında, yakıt merkezi sıcaklık limiti nedeniyle pelet ve zarf malzemesinin yüksek ısı iletkenlik değerine sahip olması beklenir. Yakıtta gerilim yüklemelerini önlemek için pelet ve zarf malzemesinin aşırı olmamak kaydıyla yüksek sürünme ve mukavemet dayanımına sahip olması gerekir. Büyük soğutucu kaybı kazalarında da yakıt ve zarf malzemelerinin yüksek ısı iletkenlikli olması gerekir. Yakıt zarf malzemesinin sürünme direnci, yakıt çubuğu patlamasını ve balonlaşmayı geciktirmek için önem taşır. Bu tip kazaların sonucunda yakıt malzemesinde sürünme kaybı meydana gelebilir. Yakıtta meydana gelen sürünme kaybı sırasında eşlik eden oksitleşme durumuna karşı yakıt bütünlüğünün korunması gerekmektedir. Yakıt bütünlüğündeki bozulmayı sınırlandırmak için yakıt zarf malzemesinin soğutucu kaybı kaza koşullarında oksitleşme eğiliminin Zirkonyum malzemesine göre az olması yakıt zarf malzemesi seçiminde önemli bir husustur [8].

Yüksek sıcaklıkta yakıtın buhar oksidasyon direncinin yanı sıra genel kimyasal ve fiziksel dengesi çok önemlidir. Daha önce değinildiği üzere, Zr-alaşım zarf malzemelerinde korozyona eşlik eden zarfın yüzeyinde hidrojen birikim oranının düşürülmesi önemli bir parametredir. Yakıt peletinin ısı genleşme katsayısı doğrudan pelet-zarf mekanik etkileşimini belirlediğinden, bu malzeme özelliği için daha küçük bir değer istenir.

Günümüze kadar önerilen KTY tasarımları mevcut yakıt tasarımındaki yakıt peleti ya da zarf malzemesinde yapılabilecek değişikliklere bağlı olarak farklılık göstermektedir. Bu tasarımlar, UO_2 yerine farklı bir yakıt peletinin kullanılması, Zirkonyum zarf malzemesinin üzerine oksidasyona dirençli bir tabaka eklenmesi veya Zirkonyum yerine oksidasyona daha dirençli bir zarf malzemesinin kullanılması yaklaşımlarıyla geliştirilmiştir [8].

2.2.1. Farklı Pelet Kullanımına Dayanan KTY Tasarımları

UO₂ yerine farklı bir yakıt peletinin kullanılmasına dayanan KTY için birçok seçenek çalışılmıştır. Bu tasarımlarda, fisyon ürünlerinin pelette tutulma kapasitesinin artırılması veya pelet ile zarfın mekanik etkileşiminin en aza indirilmesi hedeflenmiştir. Silisyum bazlı oksit katkılı UO₂, Cr₂O₃ katkılı UO₂ ve Al₂O₃-Cr₂O₃ katkılı UO₂ bu amaçla önerilen ve çalışılan yakıt formlarıdır [8]. Önerilen diğer bir KTY peleti tasarımı metal katkılı UO₂ (CERMET) yakıtıdır. Metalik katkı maddesinden dolayı CERMET, UO₂ peletten daha yüksek bir iletkenlik sunarak normal çalışma koşullarında yakıt sıcaklığını düşürür ve bir kaza durumunda yakıt erimesi marjını arttırır. SiC ve elmas eklenmiş UO₂ peleti, karbür yakıt, Metalik U-%50 Zr yakıtın ısı iletkenliği artırmak için önerilen diğer alternatiflerdir.

2.2.2. Oksidasyona Dirençli Astar Kullanımına Dayanan KTY Tasarımları

Zirkonyum alaşımının üzerine oksidasyona dirençli bir tabaka eklenerek astarlanmasına dayanan KTY üzerine de çalışmalar yürütülmektedir. Bu yakıt tasarımları metalik astarlı ve seramik astarlı olmak üzere iki grup altında toplanabilir. Metalik astar olarak saf krom Cr-Al ikili alaşımı FeCrAl ve Cr/FeCrAl çoklu katman üzerine çalışmalar yürütülmektedir. Seramik astar olarak ise CrN, TiN, TiAlN, CrAlN ya da farklı nitrürlerin çoklu katmanları ve Ti₂AlC, Cr₂AlC, Zr₂AlC, Zr₂SiC üzerine çalışmalar yapılmaktadır [8]. Astar malzemeleri genellikle zirkonyumdan daha yüksek bir termal nötron soğurma kesitine sahip olduğundan, kalın bir astar yakıt çevrimi maliyetini ve ekonomisini olumsuz etkileyecektir ve bu nedenle astar kalınlığının normal işletme koşullarının değerlendirmesinde hesaba katılması gerekir. Astar düşük termal iletkenliğe sahipse (özellikle seramik astarlar için) kalın bir astar, peletten soğutucuya ısı transferini bozar ve bu da yakıt merkez hattı sıcaklığının artmasına neden olabilir. Çok katmanlı astarlarda ara yüzler potansiyel ısı transferinde engel teşkil ettiği için ara yüzlerin sayısı ısı iletkenliği etkileyebilir. Bu nedenle, çok astarlı zarf malzemelerinde ısı transferinin irdelenmesi gerekecektir. Zarf malzemelerinin artan sertliği, zarfta aşınmaya karşı potansiyel olarak koruma avantajına sahiptir. Nitrürler gibi diğer seramik astarlar için, Al₂O₃ hafif sulu reaktör ortamlarında kararsız olduğundan ve suda çözündüğünden, astar malzemesinin davranışı içeriğindeki Al miktarı ile belirlenir. Sonuç olarak, TiN ve CrN, soğutucu ile uyumlu ve astarsız zirkonyum alaşımlarına kıyasla önemli ölçüde daha

yüksek korozyon direnci sergileyen, bugüne kadar test edilmiş seramik astarlar olarak görünmektedir [8].

2.2.3. Farklı Zarf Malzemesi Kullanımına Dayanan KTY Tasarımları

Zirkonyum yerine oksidasyona daha dirençli bir zarf malzemesinin kullanılması yaklaşımıyla geliştirilen KTY tasarımlarında zarf malzemesi olarak Silisyum karbür (SiC) ve FeCrAl alaşımlarının kullanımı öne çıkmıştır. SiC kompozit zarf çok yüksek sıcaklık mukavemetine ve buhara karşı çok yüksek bir oksidasyon direncine sahip olduğu için hem tasarıma esas hem de tasarım ötesi kazalarda çok iyi pasif güvenlik özellikleri sağlaması beklenmektedir. Ayrıca, zirkonyuma göre daha düşük nötron soğurma tesir kesitine sahip olduğu için mevcut zirkonyumlu yakıt tasarımına göre daha az uranyum yüklemesi gerektirir. Fakat SiC malzemesinin hidrotermal korozyonu ve fisyon ürünleri tutma kapasitesi hakkında henüz yeterince veri elde edilememiştir. Diğer bir husus ise SiC nin düşük sürünme direnci nedeniyle pelet zarf mekanik etkileşimi riskidir [8].

KTY tasarımlarında alternatif zarf malzemesi olarak öne çıkmış bir diğer malzeme FeCrAl alaşımlarıdır. Oda sıcaklığındaki FeCrAl alaşımı ile Zirkonyum alaşımının malzeme özellikleri Çizelge 2.2’de sunulmuştur.

Çizelge 2.2. Zircolay-4 ve FeCrAl alaşımlarının malzeme özellikleri.

Özellikler (Birimi)	Zircolay-4	FeCrAl
Kristal yapısı	HCP [2]	FCC [10]
Kopma direnci (MPa)	413 [2]	725 [10]
Akma sınırındaki gerilme direnci (MPa)	241 [2]	320 [10]
Azami uzama (%)	20 [2]	38 [10]
Elastisite modülü (GPa)	99,3 [2]	198 [10]
Isıl iletkenlik (W/mK)	13,18[11]	12,6 [10]
Özgül ısı kapasitesi (J/K.kg)	281 [11]	525 [10]
Isıl genleşme katsayısı/ (10 ⁻⁶ /K)	6,7 [2]	11,5 [10]
Erime noktası (°C)	1825 [2]	1500 [10]
Termal nötron yakalama tesir kesiti (Barn)	0,184 [2]	2,47 [12]

FeCrAl alařımı düşük bir ısı genleřme katsayılarına sahiptir. Bylelikle, zarf geometrisinde deęiřiklikler nlenmekte ve reaktr bileřenlerinde ısı gerilim oluřumu azalmaktadır. Ayrıca, izelge 2.2’de grldę zere FeCrAl alařımları, zirkonyum alařımlarından daha yksek zgl ısı kapasitesine sahiptir. Bylelikle, pelette retilen ısıнын soęutucuya daha hızlı ve daha verimli bir řekilde iletilmesini saęlar. Daha hızlı ısı giderme, pelette daha düşük bir merkez hattı sıcaklıęının korunmasına izin verir, bu da paralanmadan veya atlamadan daha uzun bir pelet mr saęlayabilir.

FeCrAl alařımları geleneksel zirkonyum alařımlarından daha yksek mekanik mukavemet zelliklerine sahiptir. Bylelikle, zirkonyuma kıyasla FeCrAl’ın on kat daha yksek termal ntron soęurmasını telafi etmek iin daha ince zarf duvar kalınlıęına dayanabilmektedir. Krom ieren dięer demir alařımlar gibi FeCrAl alařımlar da zerinde koruyucu bir krom oksit oluřumu nedeniyle normal iřletmede ve beklenen iřletme olaylarında düşük korozyon oranlarına sahiptir.

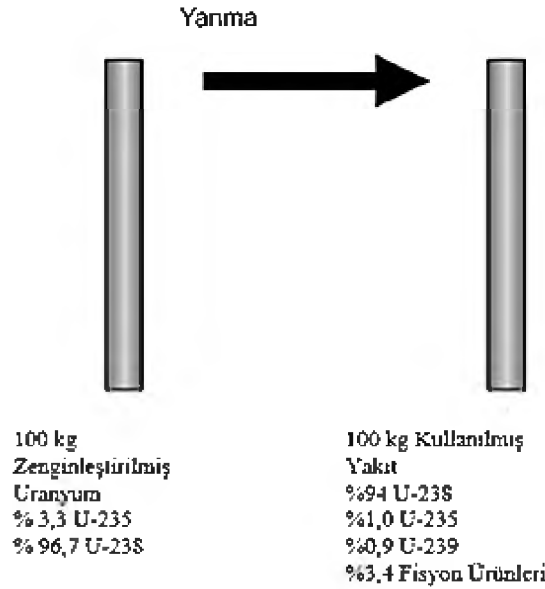
Normal iřletme kořullarında, FeCrAl alařımlarının mekanik mukavemetinin zirkonyumun alařımınkinden daha iyi olduęu gzlemlenmiřtir. Yapılan deneyler sonucunda FeCrAl alařım grubundan olan APMT’nin Zircaloy-2’ye gre yaklařık drt kat daha yksek akma gerilimine (yield stress) ve  kat daha yksek azami gerilme gcne sahip olduęu gsterilmiřtir. Ayrıca, FeCrAl alařımları kararlı hidritler oluřturmak iin hidrojen ile reaksiyona girmez. Bylelikle, hidrojen FeCrAl alařımlarında daha yksek bir hareketlilięe sahiptir ve alařımda birikmez [8].

izelge 2.2’de sunulduęu zere FeCrAl alařımının nemli bir dezavantajı demirin zirkonyumdan yaklařık 10 kat daha yksek bir ntron soęurma kesitine sahip olması nedeniyle yakıt evrim sresinin daha kısa olmasıdır. Bunun iin kullanılan zarf duvar kalınlıęını en aza indirip kullanılan yakıtın zenginlięini artırarak mevcut yakıt evrim sresi elde edilebilir. Geliřmiř FeCrAl alařımlar, daha iyi mukavemet, korozyon ve gevreklik zelliklerinden dolayı daha ince zarf duvar kalınlıęında yakıt retimine olanak saęlayabilir [5, 10]. Ancak, FeCrAl alařımları daha nce nkleer reaktrlerde hi kullanılmadıęından, ıřınlama altındaki davranıřlarına iliřkin bilgiler sınırlıdır.

Bununla birlikte, hafif sulu reaktörlerde östenitik paslanmaz çelik zarf malzemelerinin kullanılması 1960-1975 yıllarına dayanmaktadır. Günümüze kadar olan süreçte zirkonyum zarf malzemesindeki büyük gelişmeler geleneksel paslanmaz çelik zarf malzemesine olan ilgiyi azaltsa da normal işletme ve normal işletme koşullarının ötesinde çevresel etkilere karşı paslanmaz çelik zarf malzemesinin ısı mekanik davranışı gözlemlenebilmiştir [3]. Amerika Birleşik Devletleri başta olmak üzere ticari reaktörlerde yakıt zarf malzemesi olarak kullanılan geleneksel paslanmaz çelik zarf malzemelerinden elde edilen tecrübeler ile gelişmiş bir çelik tasarımı olan Ferritik FeCrAl yakıt zarf malzemeli yakıtların diğer KTY tasarımlarından daha hızlı ilerleme kaydedebileceği öngörülmektedir [13]. Bu nedenle, tez çalışmasında, yüksek yanma oranlı KTY tasarımı olarak hafif sulu reaktörlerde kullanılabileceği ön görülen FeCrAl zarf malzemeli yakıtın kuru depolanması incelenmiştir.

3. KULLANILMIŞ YAKITIN KURU DEPOLANMASI

NGS'lerde reaktör koruna yüklenen ve fisyon yaparak enerji üretimini sağlayan yakıt demetlerinin zenginliği zamanla düşmektedir. Bu nedenle, belirli bir yanma oranına ulaştığı ve fisil içeriğinin belirli bir oranın altına düştüğü son yakıt çevriminde yakıt demetleri reaktörden çıkarılır ve bu yakıtlar “kullanılmış nükleer yakıt” olarak adlandırılır. Şekil 3.1'de tipik bir reaktör için taze ve kullanılmış yakıt içerikleri verilmiştir. Şekil 3.1'de görüldüğü üzere kullanılmış yakıt hala orijinal Uranyumunun yaklaşık %96'sını içermektedir ve bölünebilir U-235 içeriği %1'in altına düşmüştür. Kullanılmış yakıtın yaklaşık %3'ü atık ürünler olan Fisyon ürünleri ve minör aktinitlerden oluşur ve kalan %1, yakıt reaktörde iken üretilen Plütonyumdur [14].



Şekil 3.1. Taze ve kullanılmış yakıt izotop içerikleri [14].

Kullanılmış yakıt, yüksek enerjili gama ışınları yayar ve radyoaktif fisyon ürünleri bozundukça ısı enerjisi üretir. Başlangıçta, radyoaktivitenin büyük kısmı kısa ömürlü radyonüklidler olan Cs-137 ve Sr-90'dan kaynaklanmaktadır. 1000 yıl sonra, radyoaktivitenin büyük kısmı Am-241, Am-243, Pu-239, Pu-240 ve Np-237 aktinitlerinin bozunumundan kaynaklanmaktadır [14].

Bu nedenle, radyoaktivitesi ve artık ısısı çok fazla olan kullanılmış yakıtların reaktörden alındıktan sonra nükleer güvenlik gerekliliklerini sağlayabilecek ortamlarda muhafaza edilmesi gerekir. Reaktörden çıkarılan kullanılmış yakıtlar 5-10 yıl arası kullanılmış yakıt havuzunda bekletildikten sonra yeniden işlenebilir ya da nihai bertaraf tesisleri geliştirilene kadar uzun süre depolanabilir. Günümüzde, kullanılmış yakıtların uzun süre depolanmasında kuru veya ıslak (havuzlarda) depolama yöntemleri kullanılmaktadır [15].

Islak depolamada kullanılmış yakıtlar reaktör sahasında bulunan ya da merkezi kullanılmış yakıt havuzunda bekletilir. Havuzda yer alan soğutucu su gama radyasyonunu zırlama ve bozunum ısınısını uzaklaştırma görevi görür. Ortalama bozunum oranı ve ısı salınımı zamanla azalır. Havuzdaki ısıyı gidermek için elektrikli pompalar ve harici ısı eşanjörleri aracılığıyla soğutucu suyu dolaştırılır ve havuzda düşük bir sıcaklık ortamı korunur. Mevcut santrallerin kullanılmış yakıt havuzu kapasitesinin yetersizliğinden dolayı ıslak depolama kapasitesinin artırılması için ek havuz yaptırılması, yakıt demetleri arasındaki mesafenin azaltılması ya da ortak büyük bir kullanılmış yakıt havuzu inşa edilmesi üzerine çalışmalar yapan ülkeler bulunmaktadır [15]. Fakat Fukushima Kazası sırasında kullanılmış yakıt havuzunda soğutucu kaybı nedeniyle soğutma işlevinin yerine getirilememesi ve kazanın boyutunun artması nedeniyle havuzda depolanan kullanılmış yakıt sayısının azaltılması yaklaşımı benimsenmiştir [16]. Bunun sonucu olarak, kullanılmış yakıtların havuzlarda 5 ile 10 yıl arasında bekletilmesi sonrasında kuru depolamaya gönderilmesi giderek artan bir depolama uygulaması haline gelmiştir.

Kuru depolamada kullanılmış yakıt demetleri silindirik varillere yerleştirilerek ve ilave zırlama yapılarak özel alanlarda depolanır. Bu yöntemde, kullanılmış yakıt depolama kabına yerleştirildikten sonra izleme dışında herhangi bir işlem yapılması gerekmez. Soğutma işlemi pasiftir, bu nedenle soğutma için elektrige gerek yoktur. Kuru depolama kabındaki kullanılmış yakıt miktarı az olduğundan bir kabın hasar gördüğü kaza durumunda radyoaktif salınım, büyük miktarda kullanılmış yakıtın açıkta kaldığı havuzda depolamada bir kaza durumuna kıyasla küçüktür. Ayrıca, kuru bir varilde yakıt, ıslak depolamanın tersine korozyonun etkilenmediği soy gaz bir atmosferde depolanır [17].

Kullanılmış yakıtların yerleştirildiği paslanmaz çelik malzemeden yapılmış metal kap farklı yaklaşımlarla zırhlanaabilir. Zırhlama görevini çelik kabı içine alan silindirik metal, oyuk sıralı monolitik yapılar veya beton variller görebilir.

Metal variller genellikle varil gövdesine cıvatalanmış veya kaynaklanmış bir veya iki kapaklı bir çelik dökümden yapılır. Çelik varil, kullanılmış yakıtın gama radyasyonuna karşı zırhlama sağlar. Varilde nötron zırhlaması sağlayan özel bir reçine de (örneğin polietilen) vardır. Ortamla daha iyi ısı transferi için varil dış yüzeyinde soğutma kanalları bulunmaktadır. Bu variller sadece depolama için olduğu gibi hem depolama hem de taşıma amaçlı da tasarlanabilir. Varil tabanına ve kapağına takılan amortisörler, taşınma sırasında olası bir kaza durumunda bütünlüğünü korumayı amaçlar [15].

Oyuk sıralı varillerde nötron ve gama radyasyonuna karşı zırhlamayı sağlayan betonarme monolitik yapılar vardır. Kullanılmış yakıtların yüklendiği metal kap yatay veya dikey oyuk betonarme yapıların içine yerleştirilir. Kullanılmış yakıtın bozunum ısısı doğal konveksiyon ile oyuktan atmosfere iletilerek uzaklaştırılır [16] .

Beton variller metal varillerle aynı iç yerleşime sahiptir. Kullanılmış yakıtlar, etrafı betonla çevrili çelik silindirlerin içine yerleştirilmiş metal sepetlere yüklenir. Beton variller, nötronlar ve gama radyasyonuna karşı zırhlama sağlar. Isı, çelik silindirleri dış ortama bağlayan ve beton duvarında bulunan kanallar vasıtasıyla aktarılır. Genel olarak, beton variller duvarları kalın olduğu için metalik olanlardan daha ağırdır, ancak daha ekonomiktir [15].

3.1. Kullanılmış Yakıt Kuru Depolama Kapları için Güvenlik Kriterleri

Nükleer güvenliği sağlamak için kullanılmış yakıtlar kuru depolamada insanları ve çevreyi iyonlaştırıcı radyasyonun zararlı etkilerinden korumayı sağlayacak biçimde saklanmalıdır. Bunun için radyoaktif maddelerin muhafaza edilmesi, harici doz hızının kontrol edilmesi, kritikliğin önlenmesi ve artık ısının neden olabileceği hasarın engellenmesi gerekmektedir [18].

Kullanılmış yakıt kuru depolama kaplarının güvenliği için tasarımlarına, taşınma ve depolanma koşullarına ilişkin gereklilikler UAEA tarafından Güvenlik Standartları ile belirlenmiştir. Bu gereklilikler kritiklik durumu, radyasyondan korunma, kap bileşenlerinin sıcaklıkları ve malzeme özelliklerine ilişkin limitler içermektedir. Ayrıca, kuru depolama uygulayan ülkeler tarafından hazırlanmış yönetmeliklerle de bu hususlarda düzenlemeler yapılmıştır. Tez çalışmasında kuru depolama kabı olarak 32 adet kullanılmış yakıt demeti yüklemesi yapılabilen HI-STORM 100 modeli seçilmiştir. HI-STORM 100 depolama kabına ilişkin güvenlik kriterleri ABD'nin Nükleer Düzenleme Komisyonu tarafından hazırlanmış taşıma ve depolama yönergelerinde mevcuttur. Kullanılmış yakıtkuru depolama kaplarının tasarımına ve işletimine ilişkin hususlar NUREG-1536 raporunda [19] ve 10 CFR 72 NRC [20] Düzenleyici Kılavuzu'nda yer almaktadır.

Nükleer güvenlik açısından kuru depolamada kritiklik önemli bir güvenlik kriteridir. UAEA Teknik Dokümanı'nda kuru depolama kaplarının kritikaltı kalması ve etkin çoğalma faktörünün 0,95'den küçük olması gerektiği belirtilmektedir [21]. NUREG-1536 raporunda da aynı limit değeri verilmiştir [19].

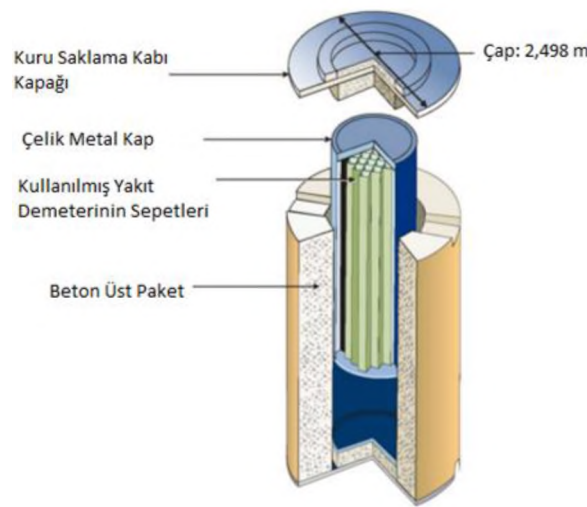
Kuru depolama kaplarının taşınması ve depolanması sırasında izin verilen doz hızı sınırları da UAEA Teknik Dokümanı'nda yer almaktadır. UAEA Teknik Dokümanı'na göre, rutin taşıma koşulları altındaki doz oranı, kuru depolama kabının dış yüzeyinin herhangi bir noktasında 2 mSv/saat'i ve dış yüzeyinden 2 m mesafede 0,1 mSv/saat'i aşmamalıdır [21]. ABD mevzuatı 10 CFR Bölüm 72, kuru depolama kaplarında ayrı bir doz oranı sınırı uygulamazken, bir önceki 10 CFR Bölüm 72 değerlendirmelerinde depolama kapları için 20 ile 400 mrem/saat (0,02 ile 4 mSv/saat) arasındaki doz oranları kabul edilmiştir [20]. Kullanılmış yakıtların taşınması ile ilgili 10 CFR 71.47'de paketin dış yüzeyinde 200 mrem/saat (2 mSv/saat) ve yüzeyinden 2 metre mesafede 10 mrem/saat (0,1 mSv/saat) harici doz hızı limitleri bulunmaktadır [22].

Normal işletme koşullarında, bozunum ısısının büyük bir kısmı soğutucu havanın doğal taşınım ile kanal boyunca geçişiyle çekilir. Radyasyon ve dış kap yüzeyindeki kondüksiyon ile ısı transferi de ısıнын atılmasına yardımcı olur. Maksimum yakıt zarf sıcaklığını normal işletme ve kaza şartlarında izin verilen limitlerin altında tutmak ve

kullanılmış yakıt depolama sisteminin güvenilir çalışmasını sağlamak için, uygun akış ve ısı transferi mekanizmaları gereklidir. Ayrıca, kuru depolama kabında bekleme süresince kullanılmış yakıtların malzeme davranışı sıcaklık ile bağlantılıdır. Yakıt zarf bütünlüğünü etkileyen ve ısı transferi mekanizmasını kötüleştiren sürünme ve hidritleşme durumlarının göz önünde bulundurulması gerekmektedir. Nükleer güvenlik açısından kuru depolamada sürünme ve hidrit etkilerinden kaynaklanan zarf sürünme kopması olasılığını sınırlamak için zarf sıcaklığı sınırlandırılır. Bu kapsamda ABD düzenleyici kurumunun mevzuatında yer alan NUREG-1536 raporuna göre Zirkonyum alaşım zarflı yakıtlar için maksimum yakıt zarf sıcaklığı, normal depolama koşullarında 400 °C'yi ve kaza koşullarında 570 °C'yi aşmamalıdır [19]. Konu ile ilgili farklı ülkelerinin düzenlemeleri olmak ile birlikte tezde kullanılan kuru depolama kabı ABD menşeli olduğu için U.S. NRC düzenlemeleri temel alınmıştır. Böylelikle, kuru depolama kabında sıcaklık dağılımının nükleer güvenlik açısından değerlendirilmesi U.S. NRC mevzuatına göre yapılmıştır.

3.2. Çalışmada Seçilen Kullanılmış Yakıt Kuru Depolama Kabı Modeli

Tez çalışmasında kuru depolama kabı olarak 32 adet kullanılmış yakıt demeti yüklemesi yapılabilen HI-STORM 100 modeli seçilmiştir. PWR ve BWR kullanılmış yakıt demeti için geliştirilmiş HI-STORM 100 depolama kabının bileşenleri Şekil 3.2'de gösterilmiştir [23].



Şekil 3.2. HI-STORM 100 kuru depolama kabı [23].

Şekil 3.2’de görüldüğü üzere HI-STORM 100 modelinin en dış yüzeyi havalandırmalı beton depolama kabından oluşur. Beton zırhın içerisinde paslanmaz çelikten yapılmış bir metal kap (canister) bulunur. Kullanılmış yakıt demetleri metal kabın içerisinde bulunan boratlanmış alüminyum ve çelik malzemesinden yapılmış sepetlerin içerisine yerleştirilir. Metal kabın içerisinde yakıt demetlerindeki ısı iletimini kolaylaştırmak için 3,3 atm basınca sahip helyum bulunmaktadır. Kullanılmış yakıttan açığa çıkan artık ısı, beton depolama kabının içerisinde bulunan havanın doğal sirkülasyonu ile metal silindirin duvarından dışarı taşınır. Beton depolama kabında havalandırma giriş ve çıkış kanalları bulunmaktadır. Kabın içerisindeki kanallardan geçerken havanın ısınması ile yoğunluğu düşen sıcak hava sistemden ayrılır. Böylelikle metal silindir duvarındaki ısı, yoğunluk farkına bağlı kaldırma kuvveti ile uzaklaştırılır. Kalın üst depolama kabının kapağı ve kapağa entegre beton koruyucu, yukarı yönde ek gama zayıflaması sağlayarak doğrudan radyasyonu azaltır. HI-STORM 100 kuru depolama kabının boyutları ve malzeme özellikleri Çizelge 3.1’de sunulmuştur.

Çizelge 3.1. HI-STORM 100 kuru depolama kabının geometrik özellikleri [23, 24].

Beton, mm	Yükseklik	6090
	Dış Çap	3360
	İç Çap	1960
Giriş havalandırması, mm	Yükseklik	250
	Genişlik	380
Çıkış havalandırması, mm	Yükseklik	150
	Genişlik	640
Karbon çelik pedestal (kaide), mm	Yükseklik	640
	Çap	1780
MPC-32 paslanmaz çelik metal kap, mm	Dış Yükseklik	4850
	İç Yükseklik	4500
	Dış Çap	1780
	Kalınlık	13
Boratlanmış Alüminyum/Çelik sepet, mm	Kalınlık	9,6
	Sepetin Hücre Boyutu	224x224x3360
Karbon çelik kapak, mm	Kalınlık	290

4. HESAPLAMA ARAÇLARI VE YÖNTEM

Tez kapsamında, ilk olarak hafif sulu reaktörlerde kullanılmak üzere önerilen FeCrAl zarf malzemesinin kullanıldığı yüksek yanma oranlı KTY tasarımına ilişkin parametreler belirlenmiştir. Bu yakıt tasarımı için Serpent kodu ile yanma oranı analizleri yapılarak kullanılmış yakıtın izotop içeriği ile radyoaktif bozunumdan kaynaklanan ısı yükü belirlenmiştir.

Tezin ikinci bölümünde, kullanılmış KTY'nin referans kuru depolama kabına yüklendiği durum için kuru depolama kaplarının tasarımına ve optimizasyonuna temel teşkil eden kaynak terim hesaplaması, kritiklik analizi, doz hızı hesaplaması ve ısı analiz yapılmıştır. Kritiklik analizi ve doz hızı hesaplaması Serpent kodu ile ısı analiz ise ANSYS Fluent kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Analiz sonuçları kuru depolama kaplarına uygulanan güvenlik kriterleri ile karşılaştırılmıştır.

4.1. Kullanılmış KTY Özelliklerinin Belirlenmesi

Depolanacak kullanılmış yakıtın ısı ve radyoaktif özellikleri kuru depolama kabının tasarımında belirleyicidir. Kritiklik, doz ve sıcaklık ile ilgili güvenlik kriterlerinin karşılanıp karşılanmadığının irdelenebilmesi için ilk olarak kaba yüklenecek kullanılmış yakıtın özellikleri belirlenmelidir. Bu bölümde, kuru depolama kabına yüklenecek FeCrAl zarflı kullanılmış KTY'nin yüksek yanma oranlarına ulaştığında reaktörden alınması durumunda sahip olacağı radyoizotop içeriği ve ısı yükü belirlenmiştir. Kullanılmış FeCrAl zarflı yakıtın özelliklerini belirlemek için FeCrAl zarflı yakıt elemanı içeren yakıt demeti Serpent kodu ile modellenmiştir. Modellemede, daha önceki çalışmalarda incelenmiş bir referans reaktör ve bu reaktörün normal işletiminde kullanılmak üzere tasarım özellikleri belirlenmiş bir FeCrAl zarflı KTY kullanılmıştır [5].

4.1.1. Referans Reaktör ve Yakıt Demeti Özellikleri

Tez çalışmasında referans reaktör olarak Westinghouse tasarımına dayanan bir basınçlı su reaktörü seçilmiştir. Seçilen referans reaktöre yüklenen 17x17 dizilimine sahip yakıt demetinde 264 adet yakıt elemanı ve 25 adet rehber tüp (guide tube) bulunmaktadır. Yakıt

elemanları kütlegece %4,90 zenginlikte U-235 içeren UO_2 pelet ve Zirkonyum zarf malzemesini içerir. Referans santralin normal işletim koşulları için yakıt elemanlarının zarf malzemesinin FeCrAl ile değiştirilmesi ile elde edilecek KTY'nin zarf duvar kalınlığı ve yakıt zenginliği gibi tasarım parametreleri daha önce yapılmış çalışmalarda belirlenmiş olup literatürde yer almaktadır [5]. Çalışmada yapılan tüm hesaplamalarda KTY için daha önce belirlenmiş bu tasarım parametreleri kullanılmıştır.

Referans reaktörde, kütlegece %4,90 zenginlikte U-235 içeren UO_2 yakıt peleti ve 571,5 μm kalınlıkta Zirkonyum zarfını içeren yakıt elemanları vardır. Tez çalışmasında, ısı- hidrolik etkileri en aza indirmek için referans yakıttaki bir adım-çap oranı (1,326) KTY'de korunmuştur. Çizelge 2.2'de sunulduğu gibi FeCrAl zarf malzemesinin termal nötron tesir kesiti Zirkonyum alaşımına göre yaklaşık 10 kat yüksektir. Bu nedenle, aynı yakıt çevrimi süresini sağlaması için Zirkonyum zarflı yakıtın sahip olduğu %4,9 zenginlik yükseltilmiş ve %5,06 zenginlikte UO_2 yakıt yüklemesi gerçekleştirilmiştir. FeCrAl alaşımın Zirkonyum alaşımına göre daha iyi mukavemet özelliklerine sahip olması yakıttaki zarf kalınlığının daha ince kullanılmasına olanak sağlar. Bu nedenle KTY modellemesinde referans çalışma doğrultusunda zarf duvar kalınlığı zirkonyum için kullanılan 571,5 μm 'den 350 μm 'ye düşürülmüştür [5]. FeCrAl zarf malzemeli yakıt elemanı ve yakıt demeti için Serpent modelinde kullanılan tasarım özellikleri Çizelge 4.1'de sunulmuştur.

Çizelge 4.1. Serpent modelinde kullanılan FeCrAl zarflı KTY özellikleri [5].

Özellik	Değer
Yakıt yüksekliği (cm)	365,76
Zarf malzemesi (% ağırlık oranı)	Fe/Cr/Al (%75/20/5)
Zarf malzemesi yoğunluğu (g/cm^3)	7,10
Yakıt pelet yarıçapı	0,43175
Boşluk kalınlığı (μm)	82,55
Zarf iç yarıçapı (mm)	4,3998
Zarf kalınlığı (μm)	350
Zarf dış yarıçapı (mm)	4,7498
Bir-adım oranı (Pitch to diameter ratio)	1,360
Rehber tüp (guide tube) iç yarıçapı (mm)	5,624
Rehber tüp (guide tube) dış yarıçapı (mm)	6,032
Rehber tüp (guide tube) sayısı	25
Yakıt zenginliği (%)	5,06
Yakıt yoğunluğu (g/cm^3)	10,47
Özgül güç yoğunluğu (MW/KgU)	34,479E-03

Soğutucu sıcaklığı (K)	580
Yakıt sıcaklığı (K)	900
Zarf ve boşluk sıcaklığı (K)	600
Boron derişimi (ppm)	630

Referans reaktörde yakıt demetlerinin 3 grupta yakılacağı ve toplam 1500 günde bir yakıt yükleme gerçekleşeceği varsayılmıştır. 1500 gün sonra yanma oranı 51,72 W-gün/kgU ulaştığı zaman yakıt demetleri reaktörden çıkarılmıştır. Reaktörden çıkarıldıktan sonra yakıt demetleri 5 yıl kullanılmış yakıt havuzunda bekletilmiştir. Sonrasında kuru depolama uygulandığı varsayılmıştır.

4.1.2. Serpent Nötronik Kodu

Serpent, Finlandiya’da bulunan VTT Teknik Araştırma Merkezi'nde geliştirilmiş, çok amaçlı, üç boyutlu, sürekli enerjili bir Monte Carlo parçacık taşıma kodudur [25]. Serpent kritiklik hesaplamaları, yakıt çevrimi çalışmaları, araştırma reaktörü modellemesi ve deterministik transport kodlarının doğrulanması gibi reaktör fiziği uygulamalarında kullanılabilmektedir. Kodun geliştirilmiş son versiyonu termohidrolik, hesaplamalı akışkanlar dinamiği ve yakıt performans kodları ile bütünleşik olarak kullanılabilmektedir. Serpent nükleer uygulamalarda radyasyon doz hızı ve zırlama hesaplamaları için nötron ve foton transport benzetiminde yaygın olarak kullanılmaktadır. Ayrıca, kod ile nükleer yakıt çevrimi uygulamalarında yanma oranı hesaplamaları da yapılabilmektedir [26].

Serpent, herhangi bir enerji grubu ve ilgi bölgesi için homojenleştirilmiş çok gruplu kesitleri, saçılma matrisini ve kinetik parametreleri hesaplayabilir. Ayrıca, belirlenmiş bozunum/yanma senaryosu için zamana bağlı izotopik bileşimleri üretebilir ve radyoaktivite ile bozunum ısısı dahil olmak üzere kullanılmış yakıt özelliklerini hesaplayabilir. Serpent kullanılarak bir nötronik simülasyon, problemin geometrisinin, malzemelerin, yanma parametrelerinin ve diğer gerekli seçeneklerin modellenmesiyle gerçekleştirilir. Diğer Monte Carlo kodlarına benzer şekilde, farklı yüzeylerin birleştirilmesinden elde edilen hacimlere dayalı geometri problemde kullanılır. Serpent, JEFF-3.1.1, ENDF / B-VII.0 veri dosyaları gibi ACE formatlı veri kitaplıklarından sürekli enerji kesitlerini okur. MCNPX için oluşturulan herhangi bir sürekli enerji ACE format

veri kütüphanesi Serpent ile kullanılabilir. Etkileşim verileri, 300 ile 1800 K arasındaki 6 sıcaklıkta 432 nüklid için mevcuttur ve kesitleri tablolanmış verilerin enterpolasyonu ile elde edilen nüklitler için ara sıcaklıkları tanımlamak mümkündür. Hafif, ağır su ve grafit için termal bağlı atom saçılma verilerini içermektedir. Yanma hesaplamaları için ise bozunum ve fisyon ürünü veri kitaplıkları tanımlanmalıdır.

Serpent kodunun benzer geleneksel Monte Carlo kodlarına (örneğin, MCNPX kodu) kıyasla önemli bir avantajı, yanma hesaplamalarında daha kısa hesaplama süresine sahip olmasıdır [27]. Serpent, burnup hesaplaması için yerleşik hesaplama rutinlerini kullanır. Kod, ayrı bir yanma koduna herhangi bir harici bağlantı olmaksızın tamamen bağımsız bir uygulama olarak kullanılabilir. Ayrıca, diğer yanma oranı kodlarıyla birleştirme seçeneği de mevcuttur [27].

Serpent'te yanma oranı hesaplaması, iki adımdan oluşan döngüsel bir süreçtir. İlk adım, tüm nötron kaynaklı dönüşüm reaksiyonlarının oranlarının standart Monte Carlo teknikleri kullanılarak hesaplandığı taşıma döngüsüdür. Bu veriler daha sonra nükleer veri kitaplıklarından okunan radyoaktif bozunum sabitleriyle ve fisyon ürünü verimleri ile birleştirilir. Işınlanmış malzemedeki izotopik değişiklikler Bateman denklemleriyle açıklanmaktadır [27]:

$$\frac{dN_j}{dt} = \sum_{i \neq j} \lambda_{ij} N_i - \lambda_j N_j, N_j(0) = N_0, j = 1, \dots, n \quad 4.1$$

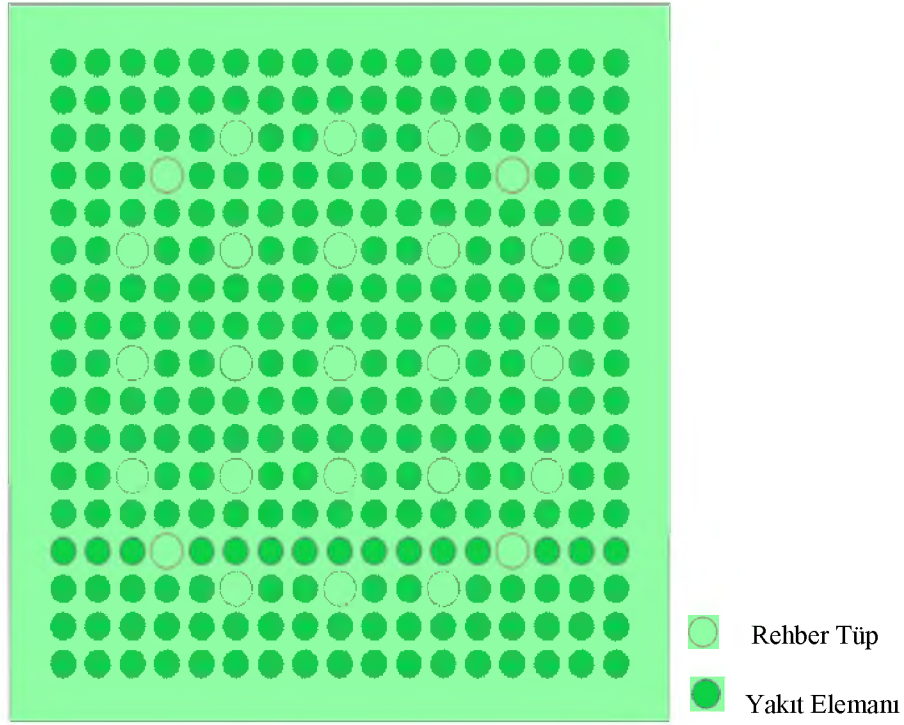
Burada N_j , çekirdek j 'nin atomik yoğunluğu, n , toplam çekirdek sayısıdır ve λ_{ij} , nötron kaynaklı reaksiyonların ve kendiliğinden radyoaktif bozunumların miktarlarını karakterize eden genelleştirilmiş dönüşüm katsayılarıdır. İşlemin ikinci aşaması, bu denklemlerin çözülmesinden oluşur, ardından prosedür, güncellenmiş malzeme bileşimleri kullanılarak tekrarlanır [27].

Yanma hesaplaması için çıktı, izotopik bileşimler, aktiviteler, kendiliğinden fisyon oranları, bozunum ısı ve radyotoksisite verilerinden oluşur. Sonuçlar hem malzeme

esaslı hem de toplam değerler olarak verilir. Grup sabitleri ve diğer tüm çıktı parametreleri hesaplanır ve her bir yakma adımı için yazdırılır [25]. Sonuçların sonradan işlenmesini basitleştirmek için tüm sayısal çıktılar Matlab m-format dosyalarında yazılır. Kod ayrıca bir geometri çizici özelliğine ve nötronik hesaplama sonuçlarını görselleştirmek için uygun olan bir reaksiyon hızı çiziciye sahiptir [26].

Çalışmada, ilk olarak, özellikleri Çizelge 4.1’de verilen yakıt demetinin Serpent’te 2 boyutta modellenmesi yapılmıştır. Yakıt elemanı modellemesinde referans çalışma doğrultusunda zarf duvar kalınlığı Zirkonyum için kullanılan 571,5 μm ’den 350 μm ’ye düşürülmüştür. Ayrıca yakıt zenginleştirilmesi %0,16 artırılmıştır. FeCrAl için ısıl-hidrolik etkileri en aza indirmek amacıyla yakıt çubuğunun dış çapı sabit tutulup 1,326’lık bir adım-çap oranı korunmuştur [5]. Sonrasında, yanma senaryosu belirlenerek Serpent’te tanımlanmıştır.

Yanma hesaplamasında 70 adet izotop takip edilmiştir. Yanma hesaplama modundaki ışınlama geçmiş 3 grupta (batch) toplam 1500 gün olacak şekilde “dep” kartı kullanılarak tanımlanmıştır. Yakıt demetinin yanma oranının hesaplanmasında 1500 gün için 34,4798E-03 MW/kgU değerinde özgül güç yoğunluğu alınmıştır. Hesaplamalarda sınır koşulları yansıtıcı olarak seçilmiş olup ENDF/B-VII veri kütüphanesi kullanılmıştır. Nihai yanma oranı 51,72 W-gün/kgU ulaştığı zaman yakıt demeti reaktörden çıkarılmıştır. Reaktörden çıkarıldıktan sonra yakıt demetlerinin 5 yıl kullanılmış yakıt havuzunda ve sonrasında 60 yıl kuru depolama kabında bekleme süresi dikkate alınarak toplam simülasyon zamanı 25225 gün olarak alınmıştır. Yanma hesaplamalarında kullanılan yakıt demeti modeli Şekil 4.1’de sunulmuştur. Yanma oranı hesaplamaları sonucunda yakıtın izotop içeriği belirlenmiş ve zamana bağlı bozunum ısısı hesaplanmıştır. Ayrıca, doz hızı hesaplamalarında kullanılacak bir gama ve nötron dağılımı elde edilmiştir.



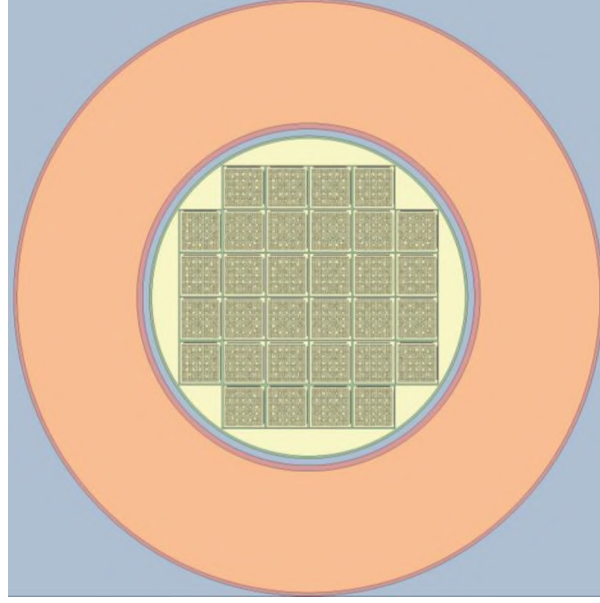
Şekil 4.1. KTY demetinin Serpent'te modellenen geometrisi (xy-düzleminde).

4.2. Kritiklik Hesaplamaları

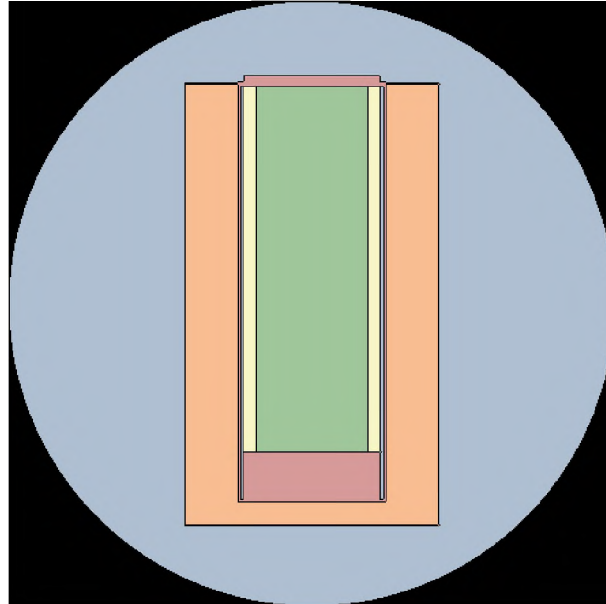
Tez çalışmasında incelenen KTY zenginliğinin %5-20 aralığında olması nedeniyle kritiklik hesaplaması nükleer güvenlik açısından önem arz etmektedir. Bu nedenle, kullanılmış yakıtların depolama kabının içine yüklenme şeklini, kabın nötron soğurma kapasitesini ve yüklenebilecek maksimum yakıt miktarını tahmin etmek için kritiklik değerlendirmesi yapılmıştır.

Serpent'te yanma oranlı kredili kritiklik hesaplama seçeneği mevcuttur. Bu seçenek kullanarak 5 yıl kullanılmış yakıt havuzunda ve takiben 60 yıl kuru depolama kabında bekleme süresi dikkate alınarak yanma oranlarına bağlı kritiklik belirlenmiştir. Böylelikle hem kullanılmış yakıt havuzunda hem de kuru depolama kabında bekleme süresince yakıt içerisindeki fisyon ürünlerindeki değişim gözlemlenmiştir. Bu bölümdeki analizlerde bir önceki adımda oluşturulan yakıt demeti modeli kuru depolama kabının 3 boyutlu

modeline uygun olarak metal sepetin içersine yerleştirilmiştir. Kuru depolama kabı tasarım parametreleri için Çizelge 4.1’de sunulan değerler kullanılmıştır. Serpent’te oluşturulan kuru depolama kabı modelinin xy ve yz düzlemindeki kesitleri Şekil 4.2 ve Şekil 4.3’de gösterilmektedir.



Şekil 4.2. HI-STORM 100 kuru depolama kabının Serpent modelinin xy-düzleminde görünümü.



Şekil 4.3. HI-STORM 100 kuru depolama kabının Serpent modelinin yz-düzleminde görünümü.

4.3. Doz Hızı Hesaplamaları

Kullanılmış yakıt içindeki fisyon ürünleri ve aktinitlerin bozunumundan yayılan birincil gama ışınları, yakıt demeti montaj yapılarının aktivasyonundan üretilen Co-60 çekirdeklerinin bozunumundan yayılan gama ışınları ve malzemelerin nötronlarla etkileşimi ile oluşan ikincil gama ışınları depolama kabı içindeki gama kaynağını oluşturmaktadır. Nötron kaynak terimi ise fisyon malzemelerinin kendiliğinden olan fisyon etkileşimi sonucu üretilen nötronlardan oluşur. Nötron ve gama kaynaklarının toplamı kullanılmış yakıt için kaynak terimini verir. Kullanılmış yakıt kaynak terimi dikkate alınarak iyonlaştırıcı radyasyonun çalışanlara, halka ve çevreye yol açabileceği etkileri önlemek için kuru depolama sırasında iyi bir zırhlama yapılması gerekmektedir. Bu nedenle çalışmada, depolama kabının kalınlığının ve malzemesinin seçiminin değerlendirilebilmesi için Serpent 2.31 bilgisayar kodu ile kaynak terim ve doz hızı hesaplamaları yapılmıştır. Depolama kabının radyal dış yüzeyindeki ve yakınındaki doz hızlarının düzenleyici sınırlar ile karşılaştırması yapılmıştır.

Doz hızı hesaplamalarında öncelikle yanma oranı ve kritiklik hesaplaması adımıyla Serpent kodu ile modellenen kullanılmış yakıt demeti için nötron ve gama kaynak terimi belirlenmiştir. Zırhlama analizi için tutucu yaklaşım ile kuru depolama kabına 32 adet homojen kullanılmış yakıt demetinin yüklendiği varsayılmıştır. Aktif yakıt bölgesi UO_2 pelet ve FeCrAl zarf malzemesinden oluşmaktadır. Serpent kullanılarak hesaplanan kaynak terim dosyaları doz hesaplamalarında girdi olarak tekrar Serpent'te kullanılmıştır. Hesaplamalar sonucunda fisyon sonucu oluşan nötron kaynakları ile yanma oranına bağlı olarak fisyon ürünleri ve aktinitlerin bozunumundan yayılan gama ışınları için ayrı birer çıktı oluşturulmuştur. Serpent kodunda çıktı olarak elde edilen kaynak terim dosyaları ile kuru depolama kabının yüzeyindeki ve yüzeyinden 1 metre ile 2 metre mesafelerdeki radyal nötron ve gama doz hızları hesaplanmıştır.

Gama doz hızı hesaplamaları için Serpent'te silindirik yüzey akı dedektörü kullanılmıştır. Serpent girdi dosyasında dedektör tanımı yapılırken dedektör yanıtı Amerikan Ulusal Standartlar Enstitüsü standart foton akısından doza dönüşüm faktörleri kullanılarak yapılmıştır. Nötron doz hızı hesaplamaları için Serpent'te yer alan "Global variance reduction (GVR), adaptive mesh" metodu kullanılmıştır. Bu kapsamda üç adımda

program alıřtırılmıřtır. Birinci adımda geometri yeterince doldurulana (populated) kadar GVR yinelenmiř, ikinci ařamada uygun deęer aęırlık penceresi aęı oluřturulmuř ve son ařama uygun deęer aęı kullanarak nihai radyasyon aktarım (transport) hesaplaması gerekleřtirilmiřtir. Her bir adımın ıktısı bir sonraki adım iin girdi oluřturmuřtur ve en son adımda ntron doz hızı hesaplanmıřtır [26]. Ntron doz hızı hesaplamalarında silindirik yzey akı dedektr kullanılmıřtır. Serpent girdi dosyasında dedektr tanımı yapılırken depolama kabı ntron doz hızı hesaplamalarında kullanılan ve HI-STORM 100 SGAR’ında sunulan ntron akısından doza dnřm faktrleri kullanılmıřtır [23].

4.4. ııl Analizler

Yksek yanma oranlı kullanılmıř KTY yklenen kuru depolama kabının bileřenlerinde nkleer gvenlik aısından nemli olan sıcaklık daęılımını ve kabın daęıtılabileceęi maksimum artık ısıyı belirlemek iin ANSYS Fluent bilgisayar kodu ile ısı analizler yapılmıřtır. Analizler sonucunda sıcaklık daęılımına iliřkin elde edilen veriler UAEA Teknik Dkmanı’nda yer alan sıcaklık limitleri ile karřılařtırılmıřtır.

4.4.1. ANSYS Fluent kodu

ANSYS Fluent yaygın olarak kullanılan bir hesaplamalı akıřkanlar dinamięi (HAD) programıdır. Akıřkanlar mekanięi ve ısı transferi alanlarında karmařık geometrilerdeki problemlerin modellenmesine ve hızlı ve doęru bir řekilde zme varılmasına olanak saęlayan kod sonlu hacimler yntemini kullanmaktadır. Sonlu hacimler yntemi, akıř benzetiminin yapılmasında zm gerekli olan ktle, momentum ve enerji denklemlerinin integral formunda sayısallařtırılması temeline dayanmaktadır. ANSYS Fluent ile sıvı, gaz ve yarı akıřkan haldeki maddeler iin akıř benzetimleri gerekleřtirilebilir. ANSYS Fluent ok eřitli sıkıřtırılmaz ve sıkıřtırılabilir, laminar ve trblanslı akıř problemleri iin kapsamlı modelleme yetenekleri saęlar. Kod ile kararlı durum veya zamanla deęiřen durum analizleri yapılabilir [28].

4.4.2. Kullanılmış Yakıt Depolama Kabının ANSYS Fluent Modelinin Oluşturulması

Isıl analizlerde FeCrAl zarf malzemeli kullanılmış yakıt demetlerinin 5 yıl kullanılmış yakıt havuzunda bekletildikten sonra HI-STORM 100 kuru depolama kabına yüklendiği varsayılmıştır. HI-STORM 100 kuru depolama kabı, kalın bir beton üst paketten ve metal kabın içerisine yerleştirilmiş boratlanmış alüminyum/çelik malzemeden yapılmış sepetten oluşur. Metal kabın tipine göre metal sepetin içinde 24 ile 62 adet kullanılmış yakıt demeti mevcuttur. Bu çalışmada, 32 adet kullanılmış yakıt yüklenebilen MPC-32 adlı metal kap kullanılmıştır. Kullanılmış yakıt demetlerinden üretilen artık ısının iletim ve taşıma yolu ile uzaklaştırılması için metal kabın içerisi 3,3 atm basınçta Helyum soy gazı ile doldurulmuştur. Helyum gazı metal sepetten iletim ısı transferi ile ısıyı uzaklaştırır. Isınan Helyum doğal taşınım ile metal kabın içerisinde sirküle eder. Metal kabın içerisinde bulunan yapılardan radyasyon ısı transferi mekanizması ile de ısı transferi gerçekleşir. Beton üst paket (HI-STORM 100) metal kabı barındıracak şekilde yapılmıştır ve havanın beton ile metal kap arasında akmasına izin veren iç kanallar bulunur. Soğuk hava iç kanalın alt girişinden yukarı doğru ısınır ve yoğunluğu düşerek yükselir. Yükselen hava iç kanalın üst tarafındaki çıkış kısmından ayrılarak soğur. Soğuyan hava yoğunluğu artarak aşağı iner ve alt kısımdan iç kanala giriş yapar. Böylelikle, artık ısı metal kabın dış yüzeyinden havanın doğal taşınım yoluyla uzaklaştırılır. Çalışmada ısıl analizler, Helyum ve havanın akış benzetimi yapılarak gerçekleştirilmiştir. HI-STORM 100 kullanılmış yakıt depolama kabı tasarımındaki destek yapıları ve bazı küçük bileşenlerin ihmal edildiği bir basitleştirilmiş geometri için analizler yapılmıştır.

4.4.2.1. Matematiksel Model

Isıl analizleri gerçekleştirebilmek için ilk olarak metal kabın içindeki Helyum ve metal kap ile beton zırh arasındaki havanın akış rejimleri belirlenmiştir. Daha sonra problemin çözümlemesinde momentum (Navier-Stokes), enerji ve taşınım denklemleri birlikte kullanılmıştır. Akışkanın sürekli olduğunun kabul edilmesi ile bu denklemlerin kısmi türevi alınarak hesaplanan çözümü ısıl analizde kullanılmaktadır.

Taşıyım denklemi kütle korunumu olarak bilinir. Diğer adı ile süreklilik denklemi silindirik koordinatlarda v_r , v_θ ve v_z yarıçap, θ yönünde ve eksenel düzlemdeki hızlar cinsinden Denklem 4.2'deki gibi ifade edilir [29]:

$$\frac{1}{r} \frac{\partial(rv_r)}{\partial r} + \frac{1}{r} \frac{\partial v_\theta}{\partial \theta} + \frac{\partial v_z}{\partial z} = 0 \quad 4.2$$

Navier-Stokes denklemleri olarak adlandırılan momentum denklemlerinin silindirik koordinatlarda yarıçap, θ yönünde ve eksenel düzlemdeki ifadesi Denklem 4.3'de sunulmuştur [29]:

r-düzleminde:

$$\begin{aligned} \rho \left(\frac{\partial v_r}{\partial t} + v_r \frac{\partial v_r}{\partial r} + \frac{v_\theta}{r} \frac{\partial v_r}{\partial \theta} - \frac{v_\theta^2}{r} + v_z \frac{\partial v_r}{\partial z} \right) \\ = \rho g_r - \frac{\partial P}{\partial r} + \mu \left(\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial v_r}{\partial r} \right) - \frac{v_r}{r^2} + \frac{1}{r^2} \frac{\partial^2 v_r}{\partial \theta^2} - \frac{2}{r^2} \frac{\partial v_\theta}{\partial \theta} + \frac{\partial^2 v_r}{\partial z^2} \right) \end{aligned}$$

θ -düzleminde:

$$\begin{aligned} \rho \left(\frac{\partial v_\theta}{\partial t} + v_r \frac{\partial v_\theta}{\partial r} + \frac{v_\theta}{r} \frac{\partial v_\theta}{\partial \theta} - \frac{v_r v_\theta}{r} + v_z \frac{\partial v_\theta}{\partial z} \right) \\ = \rho g_\theta - \frac{\partial P}{\partial \theta} + \mu \left(\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial v_\theta}{\partial r} \right) - \frac{v_\theta}{r^2} + \frac{1}{r^2} \frac{\partial^2 v_\theta}{\partial \theta^2} - \frac{2}{r^2} \frac{\partial v_r}{\partial \theta} + \frac{\partial^2 v_\theta}{\partial z^2} \right) \end{aligned}$$

z-düzleminde:

$$\begin{aligned} \rho \left(\frac{\partial v_z}{\partial t} + v_r \frac{\partial v_z}{\partial r} + \frac{v_z}{r} \frac{\partial v_z}{\partial \theta} + v_z \frac{\partial v_z}{\partial z} \right) \\ = \rho g_z - \frac{\partial P}{\partial z} + \mu \left(\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial v_z}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2} \frac{\partial^2 v_z}{\partial \theta^2} + \frac{\partial^2 v_z}{\partial z^2} \right) \end{aligned} \quad 4.3$$

Denklemlerde v_r , v_θ ve v_z yarıçap, θ yönünde ve eksenel düzlemdeki hızlar, t zaman, ρ akışkanın yoğunluğu, g yerçekimi ivmesi, μ akışkanın moleküler viskozitesi, P basıncı ifade etmektedir. Eşitliklerin sol tarafında yer alan terimler atalet kuvvetlerinin, sağ tarafındaki terimler dış kuvvetlerin, basınç kuvvetlerinin ve viskoz kuvvetlerinin matematiksel ifadesidir [29].

Termodinamiğin birinci yasası olan enerji korunum kanuna göre silindirik koordinatlarda enerji denklemi ise Denklem 4.4’de verildiği şekilde ifade edilir:

$$\frac{\partial T}{\partial t} + v_r \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{v_\theta}{r} \frac{\partial T}{\partial \theta} + v_z \frac{\partial T}{\partial z} = \alpha \left(\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2} \frac{\partial^2 T}{\partial \theta^2} + \frac{\partial^2 T}{\partial z^2} \right) \quad 4.4$$

Denklem 4.4’deki enerji denkleminde v_r , v_θ ve v_z yarıçap, θ yönünde ve eksenel düzlemdeki hızları, t zaman, α ısı yayılma, r yarıçap, T sıcaklığı ifade eder. Enerji denkleminin çözümü ile ısı transferi sonucu sıcaklık dağılımı elde edilir. Enerji denkleminin çözümü için akış hız dağılımını belirlemede süreklilik ve momentum denklemlerinin çözülmesi gerekir [29]. Bu nedenle çözüm aşamalarında ilk önce problemin geometrisindeki akışkanların rejiminin bulunması gerekmektedir. Hava ortamının kaldırma kuvveti ile taşınımında akış rejimini belirlemek için yaygın olarak kullanılan Reynolds sayısı hesaplanmıştır. Reynolds sayısı Denklem 4.5’te verilmiştir.

$$Re = \frac{v D_h}{\nu} \quad 4.5$$

Literatüre göre metal kap ile beton zırh arasındaki hava kanalında yaklaşık tam gelişmiş hız dağılımı Denklem 4.6’da verildiği şekilde tanımlanabilir [24]:

$$v = \frac{g \beta D^2 (T_0 - T_\infty)}{8 \nu} \left[1 - \left(\frac{x}{D/2} \right)^2 \right] \quad 4.6$$

Burada g yerçekimi ivmesini ($9,81 \text{ m/s}^2$), β havanın ısı genleşme katsayısını, D hava akışı iç kanal genişliğini, T_0 duvar sıcaklığını, T_∞ ortam sıcaklığını, ν yoğunluğa bağlı viskozite yani kinematik viskoziteyi ve x akışın bulunduğu konumu tanımlamaktadır. Hava ile ilgili Çizelge 4.2’de sunulan veriler Denklem 4.6’da yerine konulduğunda zırh ile metal kap arasında gözlemlenecek hız $2,87 \text{ m/s}$ olarak hesaplanmıştır.

Hava için Çizelge 4.2’de sunulan akışkan özellikleri ve kabın geometrik boyutları birlikte kullanılarak Reynolds sayısı 27348 olarak hesaplanmıştır. Bu değer 10000 ’den büyüktür, bu nedenle havanın akışı türbülanslı olarak modellenmiştir [29]. Modellenen problem karmaşık ve çok fazla kafes içerdiğinden standart k -epsilon türbülans modeli kullanılmıştır.

Çizelge 4.2. ANSYS modelinde kullanılan akışkanların malzeme özellikleri [24].

Malzeme	Isıl Özellik	Değer
Helyum	Isı iletkenlik (W/m.K)	0,156
	Yoğunluk (kg/m^3)	0,4875
	Viskozite (kg/(s.m))	$1,84\text{e-}5$
	Isıl genleşme katsayısı (1/K)	0,002
Hava	Isı iletkenlik (W/m.K)	0,0270
	Yoğunluk (kg/m^3)	1,00
	Viskozite (kg/(s.m))	$1,79\text{e-}5$
	Isıl genleşme katsayısı (1/K)	0,00283

Metal kabın içerisinde bulunan He gazı için temel ısı transferi mekanizması doğal taşınım olduğundan akış modeli Rayleigh (Ra) sayısına göre belirlenmiştir. Eğer Ra sayısı 10^9 değerinden küçük ise akış laminar akış modeline sahiptir. Rayleigh sayısı akışın kaldırma kuvvetinin viskozite kuvvetine oranıdır ve Denklem 4.7’de ifade edilmiştir:

$$Ra = \frac{g\beta(T_0 - T_\infty)L^3}{\nu\alpha} \quad 4.7$$

Burada g yerçekimi ivmesini ($9,81 \text{ m/s}^2$), β ısı genleşme katsayısını, T_0 metal kap duvar sıcaklığını, T_∞ ortam sıcaklığını, ν kinematik vizkoziteyi, L kullanılmış yakıt çubuklarının boyunu ($3,6576 \text{ m}$) ve α ısı yayılım katsayısını ($180,0\text{E-}6 \text{ m}^2/\text{s}$) ifade eder. Çizelge 4.2’te yer alan He malzeme verileri ile hesaplanan Ra sayısının değeri $8,23 \text{ E}+8$ elde edilmiş olup bu değer 10^9 ’dan yeterince küçük olduğu için Helyum laminar akış modeline sahiptir.

Laminar akış modellenli doğal taşınımında ANSYS Fluent’te ısı analiz için uygun model seçilmelidir. $\beta(T_0 - T_\infty) \ll 1$ olduğu durumlarda ortam ile duvarın arasında yüksek ısı artışı beklenilmemekle birlikte Boussinesq yaklaşımı uygun olmaktadır [28]. Dikey bir kuru depolama kabında akışkanların sıcaklık gradyanı göz önüne alındığında 70 K değerini aşmayacağı için Boussinesq yaklaşımı ısı analiz için uygun olmaktadır [24]. Boussinesq yaklaşımı doğal taşınım momentum denklemlerinin çözümünde kullanılmaktadır. Denklem 4.3’te silindirik koordinatlarda yarıçap, θ yönünde ve eksenel düzlemdeki ifadesi olarak yer alan Navier-Stokes denklemleri Denklem 4.8’deki gibi ifade edilebilir [30]:

$$\rho \frac{D\vec{u}}{Dt} = -\nabla p + \mu \nabla^2 \vec{u} + F \quad 4.8$$

Burada F toplam kütle kuvvetlerini ifade eder. Doğal taşınım ısı transferinde yoğunluk sıcaklıkla doğrusal değişim gösterir [30]:

$$\rho = \rho_0 - \rho_0 \beta \nabla T \quad 4.9$$

Navier-Stokes denklemleri genel olarak doğal taşınım için Denklem 4.10’da verildiği gibi ifade edilir [30]:

$$\rho_0 \frac{D\vec{u}}{Dt} = -\nabla(p - \rho_0 g\vec{k}) + \mu \nabla^2 \vec{u} - \rho_0 \beta \nabla T g\vec{k} \quad 4.10$$

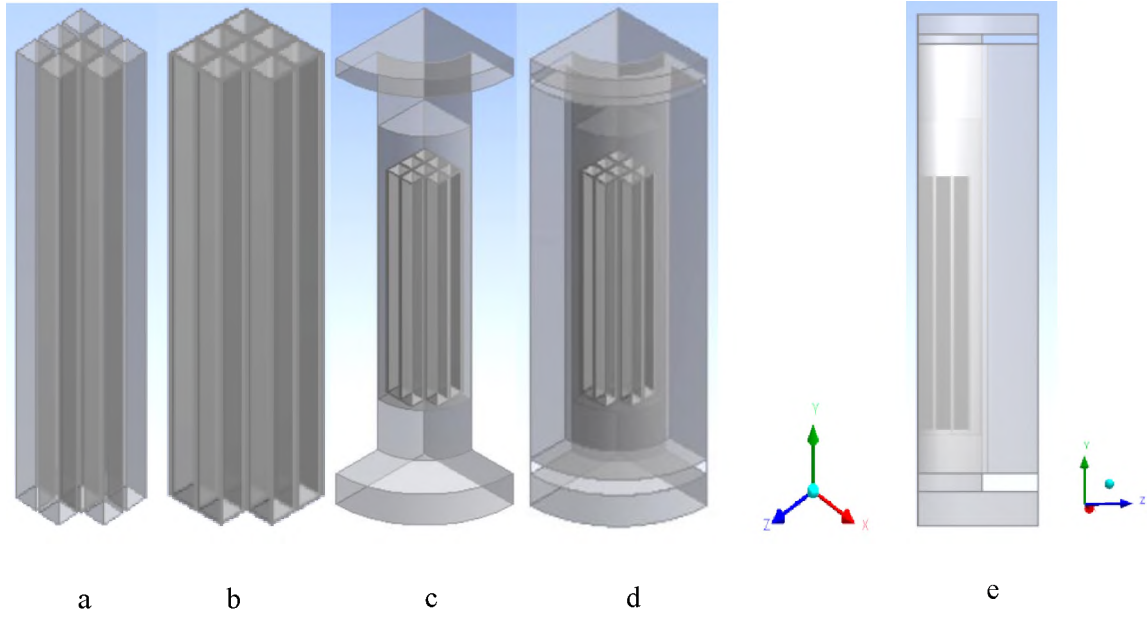
Isıl analiz hesaplamalarında ANSYS Fluent'te akışkanların yoğunluk modeli Boussinesq yaklaşımı seçilerek belirlenmiş, Çizelge 4.2'de yer alan ortam sıcaklığındaki yoğunluk ρ_0 ve ısı genleşme katsayısı β değerleri kullanılmıştır.

Kuru depolama kabında radyasyon ısı transferi için Ayırık ordinatlar (Discrete Ordinates) Radyasyon Modeli seçilmiştir. Ayırık ordinatlar modelinin içeriğinde küresel koordinat sisteminin her yönünde dört açısal ayırıklaştırma adımı kullanılarak yüzeyden yüzeye radyasyon ısı transferi problemlerinin çözümünü sağlar [24].

4.4.2.2. Geometrinin ve Kafes Yapısının Oluşturulması

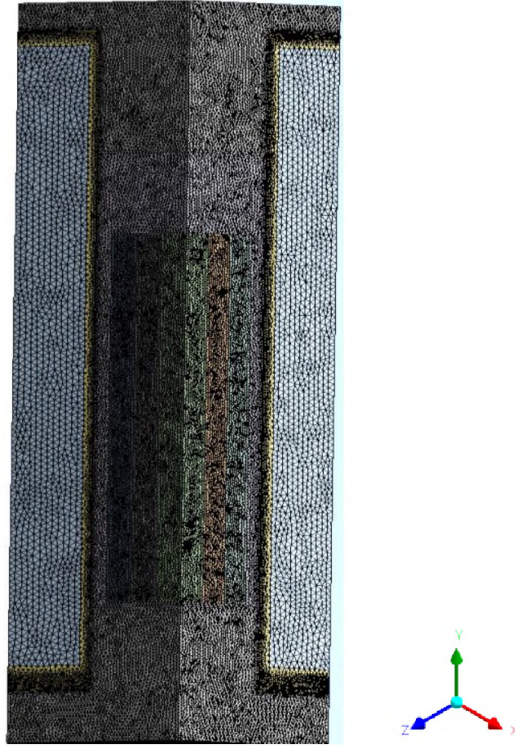
HI-STORM 100 kuru depolama kabına 32 adet yakıt demeti yüklendiği durum için geometri oluşturulmuştur. Tutucu yaklaşım ile kuru depolama kabına yüklenen tüm yakıt demetlerinin başlangıçta aynı radyonüklit içeriğine, ısı güce ve malzeme özelliklerine sahip olduğu varsayılmıştır. Modellemede ve hesaplamadaki zorluğu azaltmak için, geometri modelinde kabul edilebilir basitleştirmeler gereklidir. Bu nedenle sistem, X-Z düzleminde 90° tam simetrik alınmıştır ve kuru depolama sisteminin dörtte bir modeli oluşturulmuştur. Sistemin ANSYS Fluent'te oluşturulan dörtte bir modeli Şekil 4.4'te sunulmuştur.

Kuru depolama kabının içerisinde yer alan binlerce yakıt çubuğunun ayrıntılarını modellemek hesaplama açısından zordur ve verimli değildir. Bu nedenle, bir basitleştirme yaklaşımı uygulanarak yakıt demetleri ısı üreten homojen dikdörtgenler prizması şeklinde bir yapı olarak modellenmiştir. 17x17'lik tipik bir Westinghouse PWR yakıt demeti için etkin ısı iletkenlik, yoğunluk ve ısı sığası hesaplanması literürde mevcuttur. Sonrasında sistemde yakıt demeti ile sepet arasındaki bölgelerde helyum gazı tanımlanarak model elde edilmiştir. Elde edilen bu modelin kullanılmış yakıt bölgesindeki maksimum sıcaklıkların ve sıcaklık dağılımlarının hesaplanması için uygun olduğu literatürde yer alan daha önce yapılmış çalışmalarda gösterilmiştir [31, 32].



Şekil 4.4. ANSYS Fluent’te modellenen kuru depolama kabı geometrisi a) yakıt, b) sepet c) metal kap, kapak ve desteklikler, d) beton üst paket e) kuru depolama kabının yz-düzleminde görüntüsü.

ANSYS Fluent’te ısı analizlerin çözümü adımlarında dört yüzlü ağ (tetrahedral mesh) ataması yapılmıştır. Türbülanslı akış çözümünde sınır koşulları için ağ ataması yapılırken hücre merkezi ile duvar arasındaki hücrelerde ağ ataması daha sık gerçekleşmiştir. Hesaplama verimliliği göz önünde bulundurularak problem çözümünde 1.024.330 adet adet ağ (mesh) ve 5.938.190 düğüm (node) ataması yapılmıştır. Kuru depolama kabının ANSYS Fluent’te kullanılan ağ yapısı Şekil 4.5’te gösterilmiştir.



Şekil 4.5. ANSYS Fluent’de kullanılan kuru depolama kabı kafes modeli.

4.4.2.2. Malzeme Özellikleri ve Sınır Koşulları

HI-STORM 100 kuru depolama kabı U.S. NRC’den lisans almış bir tasarımdır. Lisans başvurusu sırasında sunulan HI-STORM 100’e ait Son Güvenlik Analiz Raporu (SGAR) U.S. NRC tarafından yayınlanmıştır [23]. Raporda kuru depolama kabının ticari bilgiler dışındaki tasarım parametreleri yer almaktadır. Isıl analizlerde SGAR’da sunulan tasarıma ait malzeme özellikleri kullanılmış olup Çizelge 4.3’te sunulmuştur. Bu çizelgede yer alan yayımlılık katsayıları dış yüzey yayımlılık verisidir. Tüm iç yüzeylerin yayımlılık katsayısı ise 1,0 olarak seçilmiştir [24].

Çizelge 4.3. Sistemin ANSYS modelinde kullanılan malzeme özellikleri [23, 24].

Malzeme	Isıl Özellik	Değer
Beton	Isıl iletkenlik (W/m.K)	1,890
	Yoğunluk (kg/m ³)	2242,58

	Isı sığası (J/kg.K)	652,704
	Yayımlılık (emissivity)	0,85
Boratlanmış Alüminyum	Isıl iletkenlik (W/m.K)	37,5
	Yoğunluk (kg/m ³)	2480
	Isı sığası (J/kg.K)	543,92
	Yayımlılık (emissivity)	0,36
Paslanmaz Çelik	Isıl iletkenlik (W/m.K)	15,06
	Yoğunluk (kg/m ³)	8025,25
	Isı sığası (J/kg.K)	502,08
	Yayımlılık (emissivity)	0,587
Yakıt Demeti	Isıl iletkenlik (W/m.K)	$0,1714-5,907e-5.T+2,197e-6.T^2$
	Yoğunluk (kg/m ³)	1688,31
	Isı sığası (J/kg.K)	815,4
	Yayımlılık (emissivity)	1,0

Yakıt demetleri ısı üreten homojen dikdörtgenler prizması şeklinde bir yapı olarak modellendiği için malzeme özellikleri tanımlanırken homojenleştirme uygulanmıştır. FeCrAl zarf malzemesi ile Zirkonyum alaşımlı zarf malzemesinin ısı iletkenlik davranışı 300 K ile 2800 K arasında karşılaştırıldığında ısı iletkenlik denklemlerinin örtüştüğü gösterilmiştir [33, 34]. Bu nedenle, ısı analizlerde Çizelge 4.3’de sunulan ve Zirkonyum zarf malzemeli yakıt demeti için kullanılan radyal (in-plane) düzlemdeki ısı iletkenlik korelasyonu kullanılmıştır [24]. Yakıt demetinin yoğunluk ve ısı sığası hesaplamaları için literürde yer alan yöntemlerden faydalanılmıştır [35]. FeCrAl zarf malzemesi ve helyum ile doldurulmuş yakıt elemanları içeren yakıt demetinin yoğunluğu ve ısı sığası sırasıyla Denklem 4.11 ve Denklem 4.12 kullanılarak hesaplanmıştır [35]:

$$\rho = \sum_i^n \rho_i * A_{i_oran} \quad 4.11$$

$$c_p = \sum_i^n \rho_i * m_{i_oran} ; \quad m_{i_oran} = \frac{\rho_i * A_{i_oran}}{\rho} \quad 4.12$$

Burada A_{i_oran} yakıt demetinde yer alan yakıt, zarf, rehber tüp (guide tube) ve ızgara (grid) için alan oranlarını, ρ yoğunluk, c_p ısı sığasını, m_{oran} kütle oranını ifade etmektedir. Hesaplanan yoğunluk ve ısı sığası değerleri Çizelge 4.3'te yer almaktadır.

ANSYS modelinde kullanılan sınır koşulları Çizelge 4.4'te sunulmuştur. Havanın giriş ve çıkış basınçları, kuru depolama kabının alt, üst ve yan yüzey ısı iletim katsayıları ve toprak sıcaklığı sabit olarak alınmıştır. Ortam sıcaklığı 21 °C olarak girilmiştir [24].

Çizelge 4.4. Hesaplama da kullanılan sınır koşulları [24].

Parametre	Değer
Ortam Sıcaklığı (°C)	21
Giriş Basıncı (atm)	1,0
Çıkış Basıncı (atm)	1,0
Kuru Depolamalama Kabının Üst ve Yan Yüzeylerinde Isı İletim Katsayısı (W/ (m ² . K)	5,0
Kuru Depolama Kabının Alt Kısımında Isı İletim Katsayısı (W/ (m ² .K)	0,17
Toprak Zemin sıcaklığı (°C)	15
Metal Kabın İç Basıncı (atm)	3,3
Dikey Kesit Alanları (cross-sections)	Simetrik

Mevcut izotopların azalan aktivitesi (veya bozunması) nedeniyle yakıtın artık ısısının kuru depolama kabı ömrü boyunca değişeceği kuru depolama kabı sisteminin ısı analizinde göz önünde bulundurulmuştur. Tezde, Serpent Monte Carlo Nötronik Kod kullanılarak FeCrAl zarf malzemeli %5,06 zenginlikteki 264 adet yakıt içeren tek bir

yakıt demetinin kullanılmış yakıt havuzundan çıkardıktan sonraki 90 yıl için zamana bağlı artık ısı gücü hesaplanmıştır. Çizelge 5.2’de yer alan ısı güç oranları ANSYS Fluent’de yapılacak olan ısı analize ısı kaynağı olarak tanımlanmıştır.

ANSYS Fluent’te problemin çözümü iki adımda gerçekleştirilmiştir. İlk adım da 5 yıl bekletildikten sonra kullanılmış yakıt havuzundan çıkarılan yakıt demetinin sahip olduğu güç doğrultusunda zamandan bağımsız durağan durumdaki sıcaklık ve akışkan dağılımı hesaplanmıştır. Bu aşamada yakıt demetlerindeki ısı yük en fazla olduğu için azami sıcaklık dağılımı beklenmektedir. Kuru depolama kabında yakıt demetleri 60 yıla kadar saklanmaktadır. Zaman içerisinde ısı kaynağı radyoaktif bozunum nedeniyle azalmaktadır. İkinci adımda 60 yılda durağan durumdaki sıcaklık ve akışkan dağılımı hesaplanmıştır.

Hesaplamalar momentum ve türbülans denklemleri için artık (residual) varyansı 10^{-3} ten az ve k, ϵ , enerji ve Ayrık Ordinatlarda Radyasyon Modeli enerji denklemleri için 10^{-6} olana kadar devam eder.

Çizelge 4.5. Isıl analizde kullanılan fiziksel ve sayısal metotlar.

Fiziksel Modeller	
Yoğunluk Modeli	Boussinesq Yaklaşımı
Viskoz Modeli	Laminar (He bölgesi) / k- ϵ Türbülans
Isıl Radyasyon Modeli	Ayrık Ordinatlarda (DO)
Sayısal Metot	
Basınç-Hız bağıntısı	SIMPLE
Sayısallaştırma (Discretization) Şeması	
Gradyan	Least Squares Cell Based
Basınç	Body Force Weighted
Momentum	First Order Upwind
Enerji	First Order Upwind

Ayrık Ordinatlarda	First Order Upwind
Yuvarlama	Çift duyarlılık (“Double Precision”)

ANSYS Fluent’te SIMPLE algoritma çözüm metodu, Navier-Stokes denklemlerini ayrılmış bir şekilde çözmek için kullanılmıştır. Kaldırma kuvveti itici güç olarak hareket ettiğinden, basınç ayrıştırması için vücut kuvveti ağırlıklı (body-forced weighted) yaklaşımı kullanılmıştır. Diğer tüm parametreler için kullanılan ayrıklaştırma yöntemi, hesaplama verimliliği açısından birinci dereceden yukarı rüzgâr (first up-wind method) yöntemidir. Ansys Fluentte uygulanan bu çözüm metodu ve parametreleri ile Intel(R) Core(TM) i7 CPU’lu (dört çekirdekli) bir bilgisayar kullanılarak yaklaşık 20 saatte sonuç alınmıştır.

5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA

5.1. Kullanılmış Yakıt Özellikleri

Serpent ile yapılan yanma oranı hesaplamaları sonucunda, kütlece %5,06 zenginlikte UO_2 peletli ve FeCrAl zarf malzemeli yakıt elemanlarından oluşan 17x17 KTY demetinin kullanıldıktan sonraki özellikleri belirlenmiştir. FeCrAl zarf malzemeli kullanılmış yakıt demetinin belirlenen kütlece izotop içeriği Çizelge 5.1’de sunulmuştur.

Çizelge 5.1. FeCrAl alaşımlı kullanılmış yakıt demetindeki izotoplar ve kütlece miktarları (gram).

İzotop	Kütle (gr)	İzotop	Kütle (gr)	İzotop	Kütle (gr)	İzotop	Kütle (gr)
U-234	3,82E+02	Pu-242	7,85E+02	Cf-249	1,43E-05	Sm-147	3,89E+02
U-235	1,10E+04	Pu-243	3,00E-13	Cf-250	6,98E-15	Sm-149	4,02E+00
U-236	7,04E+03	Am-241	1,42E+03	Cf-251	2,61E-12	Sm-150	4,59E+02
U-237	3,04E-07	Am-242	5,16E-06	Kr-83	6,42E+01	Sm-151	6,99E+00
U-238	9,62E+05	Am-243	1,88E+02	Rh-103	6,80E+02	Sm-152	1,52E+02
Np-236	3,37E-03	Am242m	4,00E-01	Ag-109	1,11E+02	Eu-153	1,82E+02
Np-237	9,32E+02	Cm-242	1,04E-03	Xe-131	6,43E+02	Eu-154	8,15E-03
Np-238	7,28E-08	Cm-243	4,72E-02	Cs-133	1,77E+03	Eu-155	2,91E-06
Np-239	1,61E-04	Cm-244	1,33E+00	Cs-134	1,12E-13	Gd-152	7,06E-03
Pu-236	7,85E-09	Cm-245	4,60E+00	Cs-135	7,10E+02	Gd-154	4,29E+01
Pu-238	1,37E+02	Cm-246	6,35E-01	Cs-137	1,74E+02	Gd-155	1,30E+01
Pu-239	5,89E+03	Cm-247	8,44E-03	Nd-143	1,20E+03	Gd-156	1,60E+02
Pu-240	2,83E+03	Cm-248	6,73E-04	Nd-145	1,06E+03	Gd-157	1,60E-01

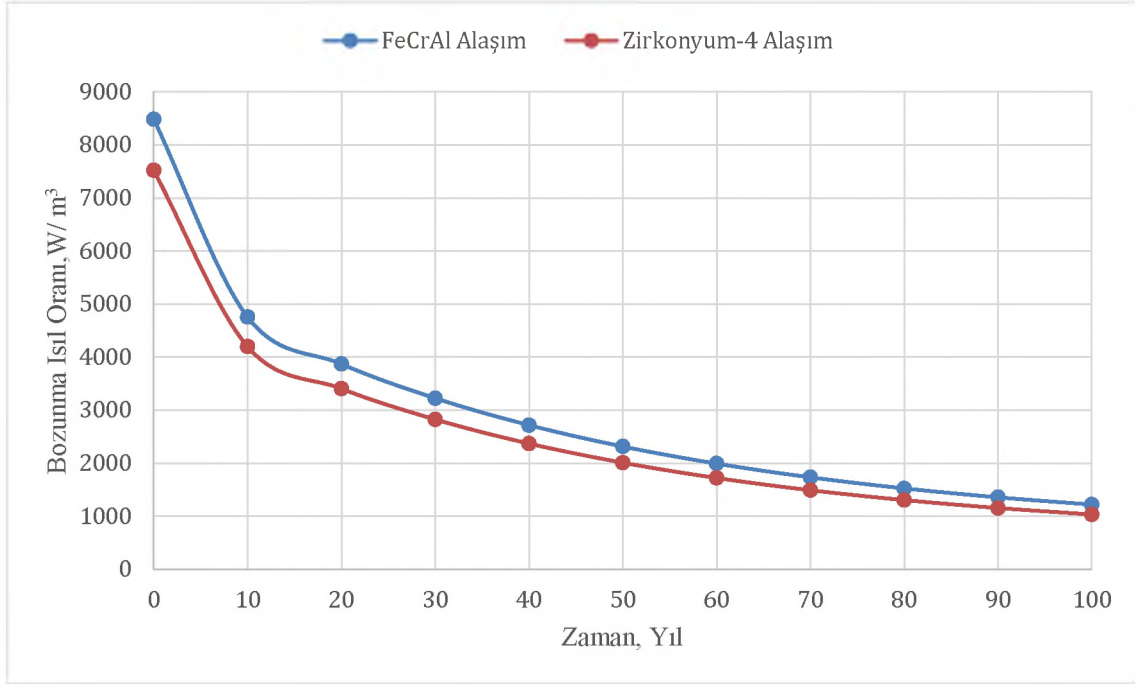
Pu-241	9,76E+00	Bk2-50	1,96E-19	Pm-147	2,29E-10	Gd-160	1,62E+00
Toplam				1,00E+06			

Kullanılmış yakıt demetinin içeriğinin 0,001 eV ile 15 MeV enerji aralığındaki toplam sahip olduğu radyasyon kaynak terimi Çizelge 5.2’de sunulmuştur. Belirlenen bu kaynak terim kuru depolama kabı doz hızı hesaplamalarında veri olarak kullanılmıştır. Doz hızı sonuçları Bölüm 5.3’te sunulmuştur.

Çizelge 5.2. Yakıt demeti radyasyon kaynağı.

Radyasyon Türü	Radyasyon Kaynağı Akısı
Toplam nötron akısı, nötron/saniye*cm ²	2,5305E+08
Toplam gama akısı, foton/saniye *cm ²	3,9665E+15

FeCrAl zarf malzemeli yakıt içeren kullanılmış yakıt demetinin zamana bağlı ısı yükü de bu aşamada belirlenmiştir. Reaktörden alınan yakıtın 5 yıl havuzda bekletileceği ve sonrasında 60 yıl kuru depolama yapılacağı dikkate alınarak 90 yıl süresince ısı yük değişimi Serpent ile izlenmiştir. Karşılaştırmak amacıyla Zirkonyum zarflı yakıt çubuklarını içeren referans kullanılmış yakıt demeti için de Serpent’te yanma oranı hesaplamaları tekrar edilmiştir ve ısı yükü belirlenmiştir.



Şekil 5.1. Kullanılmış yakıt havuzundan çıkarıldıktan sonra FeCrAl ve Zirkonyum-4 alaşımlı kullanılmış yakıt demetlerinin zamana bağlı bozunum ısıları.

Şekil 5.1’de görüldüğü üzere her iki zarf malzemesi kullanımında mevcut izotopların azalan aktivitesi (veya bozunması) nedeniyle yakıtların bekleme süresine bağlı olarak bozunum ısısında azalma gözlemlenmiştir. Aynı yanma oranlarına sahip olmalarına karşın Zirkonyum-4 zarf malzemeli yakıtın zenginliği daha düşük olduğu için FeCrAl zarf malzemeli yakıtla göre daha az bozunum ısısına sahiptir. Elde edilen bozunum ısısı kullanılarak ANSYS Fluent kodunda her bir yakıt demetinin hacimsel ısı üretiminin zamana bağlı tanımlanabilmesi amacıyla farklı zaman adımları için hesaplamalar yapılmış ve Çizelge 5.3’te sunulmuştur.

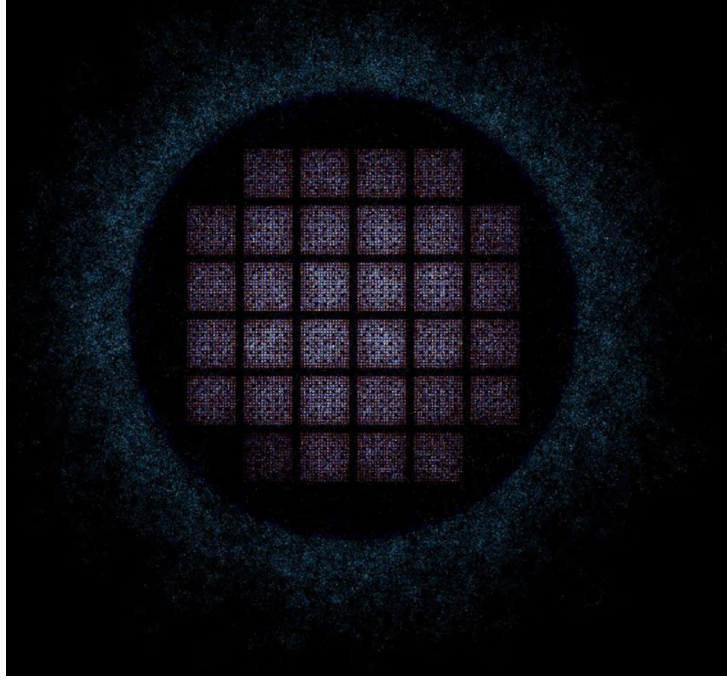
Çizelge 5.3. FeCrAl alaşım zarflı kullanılmış yakıt demetinin kullanılmış yakıt havuzundan çıkarıldıktan sonraki yıllarda bozunum ısısı.

Zaman (yıl)	Hacimsel Artık Isı Üretimi (Watt/m ³ -Yakıt Demeti)
0	8483,648

10	4754,535
20	3867,804
30	3222,311
40	2714,884
50	2311,642
60	1989,396
70	1730,756
80	1522,293
90	1353,534

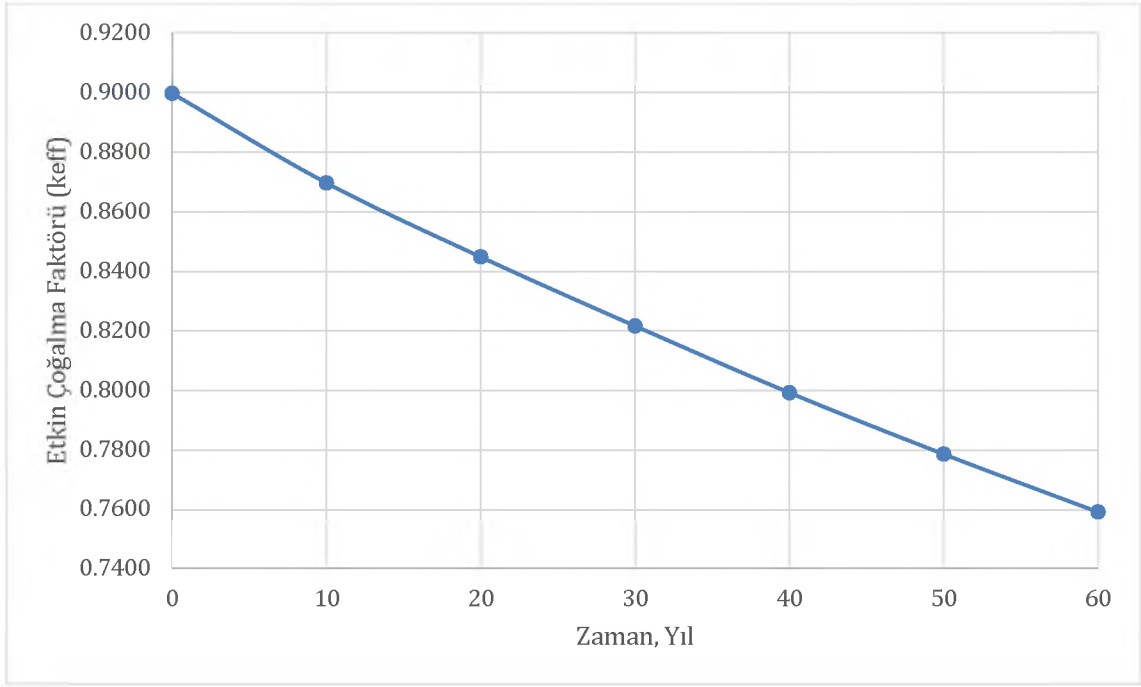
5.2. Kritiklik

32 adet FeCrAl zarf malzemeli %5,06 zenginlikte yakıt elemanı içeren kullanılmış yakıt demeti yüklenmiş kuru depolama kabı için kritiklik hesaplaması Serpent ile yapılmıştır. Sistemin kritikliği kullanılmış yakıtın reaktörde olduğu, havuzda bekletildiği ve kuru depolama kabında depolandığı süreler için hesaplanmıştır. Sistemin yanma kredili kritiklik hesabı için Serpent kodu ile oluşturulan modelinin görünümü Şekil 5.2’de gösterilmiştir. Yakıt demetleri yanma senaryosu başında k_{eff} 1,31 etkin çoğalma faktörüne sahipken reaktörden alındıkları zaman bu değer 0,93’e düşmüştür. Havuzda bekleme süresi olan 5 yıl sonrasında ise k_{eff} değeri 0,89’e kadar inmiştir.



Şekil 5.2. HI-STORM 100 kuru depolama kabının yanma kredili kritiklik hesaplamaları sırasında Serpent'te oluşturulan xy-düzlemindeki görünümü.

Şekil 5.3'te ise kullanılmış yakıt havuzundan çıkarılan yakıt demeti ile yüklenmiş kuru depolama kabının zamana bağlı sonsuz çarpma faktörlerinin değişimi sunulmuştur. Kritiklik hesaplamalarına göre Şekil 5.3'te görüldüğü üzere kullanılmış yakıt havuzundan çıkarıldıktan sonra kuru depolama kabı için etkin çoğalma faktörü k_{eff} 0,89962 değerine sahiptir. Bu değer, UAEA Teknik Dökümanları'nda ve U.S. NRC Düzenleyici Kılavuzları'nda yer alan ve kuru depolama kapları için önemli bir güvenlik kriteri olan maksimum 0,95 kritiklik limitinden daha düşüktür.



Şekil 5.3. KTY kuru depolama kabına yerleştirildikten sonra etkin çoğalma faktörünün zamana bağlı değişimi.

HI-STORM 100 SGAR'da Zirkonyum zarf malzemeli, %5,0 zenginlikte UO_2 içeren 17x17'lik 32 adet kullanılmış yakıt demetinin 3 yıl yakıt havuzunda bekletildikten sonra yüklenmesi durumunda depolama kabı için kritiklik değeri 0,9028 olarak hesaplanmıştır [23]. FeCrAl zarf malzemesi içeren daha yüksek zenginlikte (%5,06) ve yanma oranında (51,72 MW-gün/kg) 32 adet KTY demetinin 5 yıl havuzda bekletilmesi sonrasında depolama kabına yüklenmesi durumunda ise Şekil 5.3'te gözlemlenebileceği gibi 0,89962 kritiklik değerine ulaşılmaktadır.

5.3 Depolama Kabı Yüzeyinde ve Yakınında Doz Değerleri

32 adet kullanılmış KTY yüklü olan depolama kabının zırhlama performansının değerlendirilebilmesi için kabın radyal eksenin dış yüzeyinde ve 1 metre ile 2 metre uzağındaki gama ve nötron dozları hesaplanmıştır. Nötron ve gama doz hızlarının hesaplanabilmesi için ilk olarak kaynak terimler hesaplanmıştır. Serpent ile elde edilen nötron ve gama kaynak terimleri Çizelge 5.2'de sunulmuştur. Kuru depolama kabı yüzeyinde ve yüzeyden 1 metre ile 2 metre mesafede hesaplanan doz hızları ise Çizelge 5.4'te sunulmuştur.

Çizelge 5.4. Kuru depolama kabı radyal eksen yüzeyinde ve yüzeyden 1 metre ile 2 metre mesafedeki doz hızları.

Konum	Gama Doz Hızı (mSv/saat)	Nötron Doz Hızı (mSv/saat)	Toplam (mSv/saat)
Depolama kabının dış yüzeyi	0,306825	0,0639489	0,370774
Depolama kabının dış yüzeyinden 1 metre uzaklık	0,13025	0,0273197	0,157570
Depolama kabının dış yüzeyinden 2 metre uzaklık	0,087207	0,0062592	0,093466

Çizelge 5.2’de kaynak terim sonuçlarına göre zırhlama verimini etkileyen en önemli radyasyon türünün gama olduğu görülmektedir. Çünkü nötrona göre gama radyasyonu sahip olduğu yüksek enerji ve kütlesi olmaması sayesinde ortamda kolay geçiş yapabilir. Bu nedenle gama radyasyonunun nötronlara göre kuru depolama kabının beton üst paketinde durdurulmadan daha çok dış ortama ulaştığı görülmektedir.

Bölüm 3’te değinildiği üzere UAEA ve U.S. NRC’de doz hızı limitleri birbirine uyumlu olup radyasyondan korunma açısından kuru depolama kabının yüzeyinde 2 mSv/saat ve yüzeyinden 2 metrede 0,1 mSv/saat değerinden daha küçük bir değere sahip olması beklenir. Çizelge 5.4’te kuru depolama kabının yüzeyinde toplam doz hızının 0,370774 mSv/saat değerine sahip olduğu görülmektedir. Bu değer hem UAEA Teknik Dökümanı’nda hem de U.S. NRC mevzuatında yer alan doz hızı limitlerinden oldukça düşük bir değerdir. Yüzeyden 2 metre mesafede toplam doz hızı UAEA Güvenlik Standartları’nda ve U.S. NRC mevzuatında yer alan doz limitinin çok altında olduğu için mevcut mevzuatlarla uyumludur.

HI STORM 100 SGAR’ında Zirkonyum zarf malzemeli 45 MW-gün/kg yanma oranına sahip ve 3 yıl havuzunda bekletilen kullanılmış yakıtın yüklendiği bir MPC-32 metal kabı modeli için beton üst paketin radyal dış yüzeydeki gama doz hızı 0,3251 mSv/saat ve nötron doz hızı limiti 0,0241 mSv/saat olarak sunulmuştur [23]. Bu yakıttan daha yüksek

yanma oranına sahip ancak daha uzun süre yakıt havuzunda bekletilmiş FeCrAl zarf malzemeli kullanılmış yakıt yüklendiği zaman ise dış beton yüzeyi gama doz hızı 0,306825 mSv/saat ve nötron doz hızı 0,0639489 mSv/saat olarak hesaplanmıştır.

5.4. Isıl Analiz Sonuçları

ANSYS ile gerçekleştirilen ısı analizler sonucunda depolama kabının ısı performansı değerlendirilmiştir. Değerlendirmede, kullanılmış yakıtın depolama kabına yerleştirildikten sonraki maksimum yüzey sıcaklığı ile kabın diğer bileşenlerindeki sıcaklık dağılımları gözlemlenmiştir.

5.4.1. Sıcaklık Dağılımı

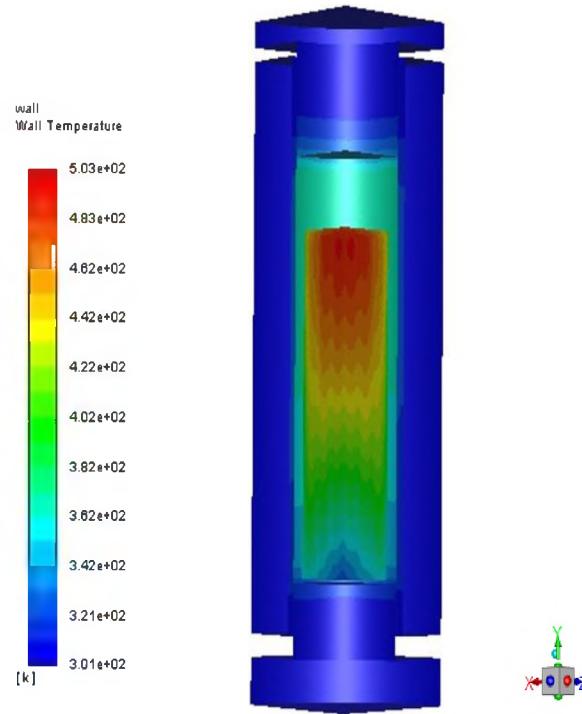
Kuru depolama kabı tasarımının normal koşullarda nükleer güvenliği sağladığından emin olmak için ısı analiz hesaplamalarında kap bileşenleri için elde edilen azami sıcaklık değerlerinin nükleer düzenleyiciler tarafından belirlenen sıcaklık limitlerini aşmadığının gösterilmesi gerekmektedir. Çizelge 5.5'te depolama kabı bileşenlerinin malzemeleri için belirlenmiş sıcaklık limitleri sunulmuştur.

Çizelge 5.5. Kuru depolama kabında kullanılan bileşenlerin sıcaklık sınırları [23, 36].

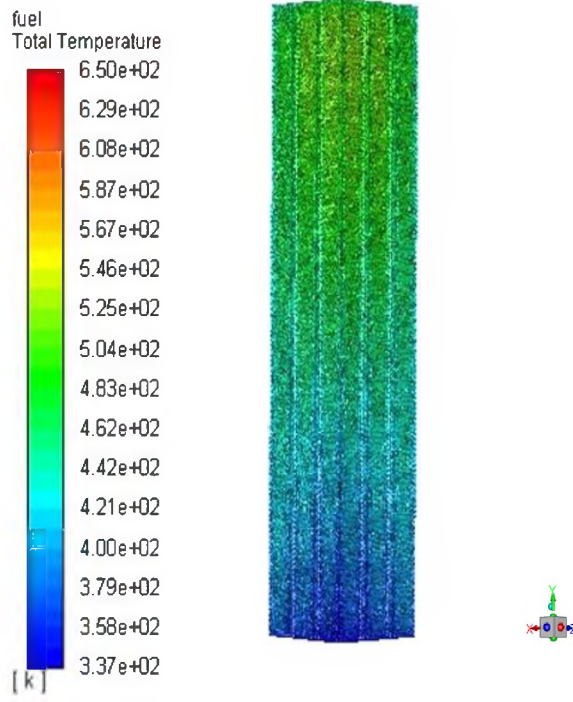
Bileşen	İzin Verilen Sıcaklık Sınırı (°C)		Kaynak
Yakıt Zarfı (Zr)	400	570	U.S. NRC
Sepet (Boratlanmış Alüminyum ile birleştirilmiş SS #304) Metal kap (SS #304) Kapak yapısı (SS #304)	426,6	426,6	ASME Kod (1995)
Kapak zırhı (SS #304)	371,1	371,1	ASME Kod (1995,2000)

Üst paket çevçevesi (çelik)	93,3	179,6	ACI-349
Beton üst paket (beton)			(American Concrete Institute, 1978)

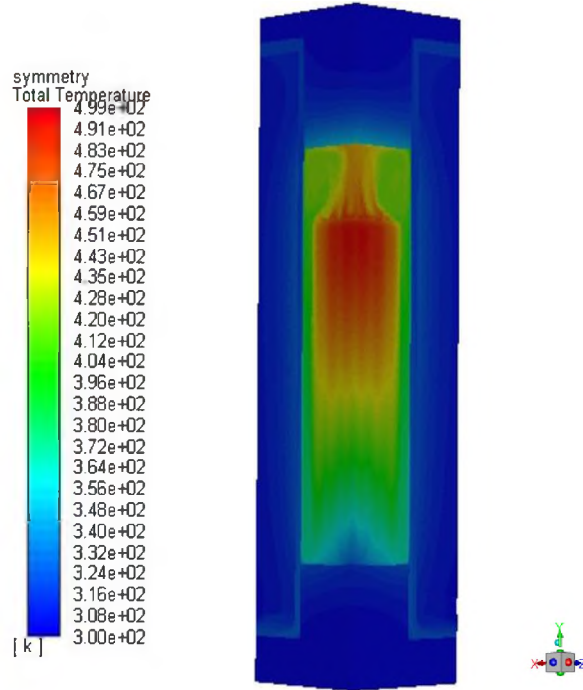
Yüksek yanma oranlı kullanılmış KTY'nin 5 yıl havuzda bekletildikten sonra depolama kabına yüklendiği an kap bileşenlerinde gözlemlenen sıcaklık dağılımları Şekil 5.4-Şekil 5.6'da sunulmuştur.



Şekil 5.4. Kullanılmış yakıtın depolama kabına yüklendiği anda metal kap ve beton üst paket duvar sıcaklık dağılımı.



Şekil 5.5. Kullanılmış yakıtın depolama kabına yüklendiği anda yakıt bölgesindeki sıcaklık dağılımı.



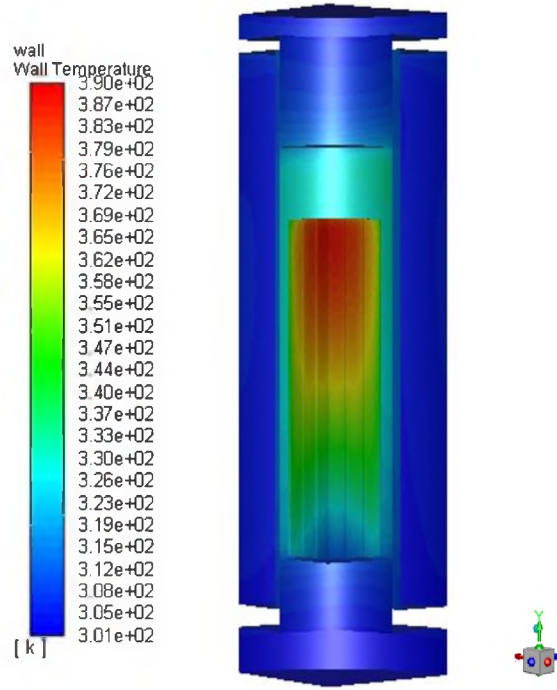
Şekil 5.6. Kullanılmış yakıtın depolama kabına yüklendiği anda simetri düzlemlerindeki sıcaklık dağılımı.

Bileşenlerdeki sıcaklık dağılımları incelendiğinde, Şekil 5.5'te sunulduğu gibi yakıt azami sıcaklığının 376,55 °C'ye ulaştığı gözlemlenmiştir. Bu değer, 400 °C azami yakıt zarf sıcaklık limitini aşmamaktadır. Şekil 5.4'ten metal kabın yüzeyinde görülen azami sıcaklığın 156,852 °C olduğu gözlemlenebilmektedir. Bu değer tasarım limit değerinden oldukça düşüktür. Beton iç yüzey sıcaklığı ise azami olarak 67,853 °C'ye ulaşmaktadır. Beton dış yüzeyindeki sıcaklık 40,848 °C olup hem beton iç yüzeyi hem de dış yüzeyi için hesaplanan azami sıcaklık değerleri kuru depolama kabı tasarım sıcaklık limitlerinin altındadır. Çizelge 5.6'da bileşenler için azami sıcaklıklar ve limitlerle karşılaştırmaları yer almaktadır.

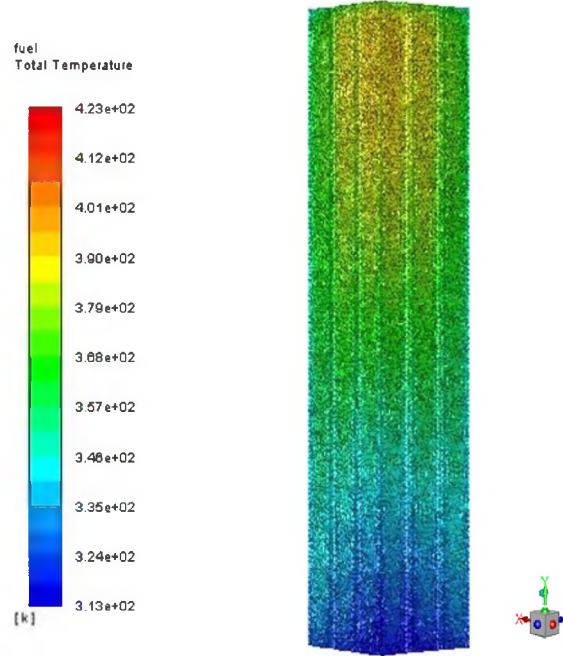
Çizelge 5.6. Sıcaklık limitleri ile ısı analiz hesaplama sonuçlarının karşılaştırılması.

Depolama Kabı Bileşeni	Hesaplanan Azami Sıcaklık (°C)	İzin Verilen Değer (°C)
Yakıt	376,55	400,0
Metal kap	156,852	426,6
Beton üst paket	67,853	93,3

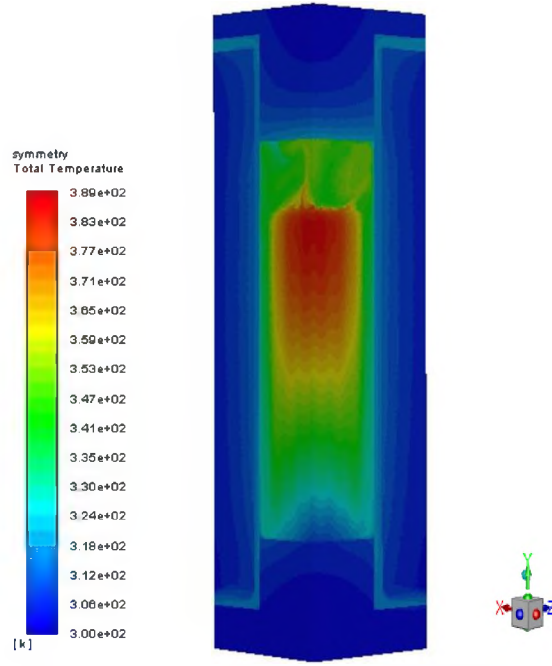
Depolama kabına kullanılmış yakıt yüklendikten 60 yıl sonra kap bileşenlerindeki sıcaklık dağılımları Şekil 5.7-Şekil 5.9'da sunulmuştur. 60 yıllık deplama sonrasında, yakıtın yüzeyindeki azami sıcaklık değeri 366,533 °C'den 149,75 °C'ye düşmüştür. Çünkü 60 yıl boyunca kütle akış hızı ve hava hızı kuru depolama kabının soğutulması için gereken verimliliği sağlamıştır. Böylelikle, zamana bağlı azalan bozunum ısısıyla ve verimli soğutma ortamı ile sepette, metal kap yüzeyinde ve beton üst pakette anlamlı sıcaklık düşüşleri görülmüştür.



Şekil 5.7. 60 yıl kuru depolama sonrasında metal kap ve beton üst paket duvar sıcaklık dağılımı.



Şekil 5.8. 60 yıl kuru depolama sonrasında 60 yıl sonrasında yakıt bölgesindeki sıcaklık dağılımı.



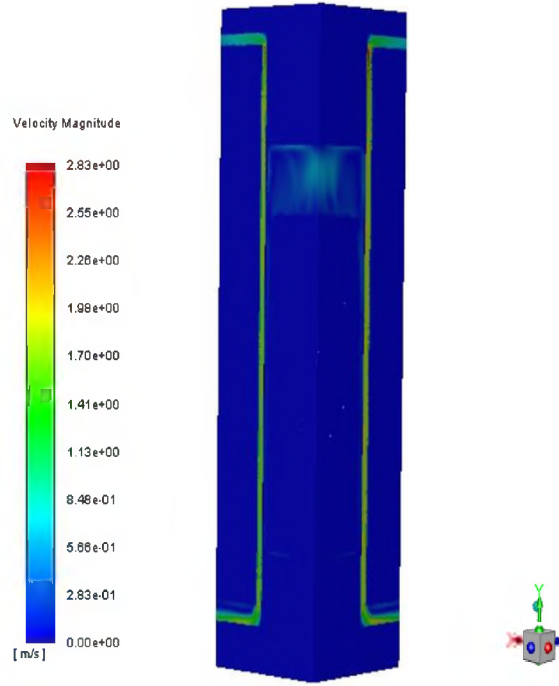
Şekil 5.9. 60 yıl kuru depolama sonrasında simetri düzlemlerindeki sıcaklık dağılımı.

Isıl analiz hesaplamaları sonucunda, beklendiği üzere yakıt demetlerindeki ısı yükünün en fazla olduğu kaba ilk yükleme anında en yüksek yakıt yüzey sıcaklıkları gözlemlenmiştir ve artan depolama süresiyle bu sıcaklık azalmaktadır. 60 yıllık depolama süresince doğal taşınım ile sağlanan soğutma ile FeCrAl zarf malzemeli %5,06 zenginlikteki yüksek yanma oranlı yakıt demetleri kuru depolama kabı için sıcaklık limitlerini aşmadan güvenli bir şekilde soğutulabilmektedir.

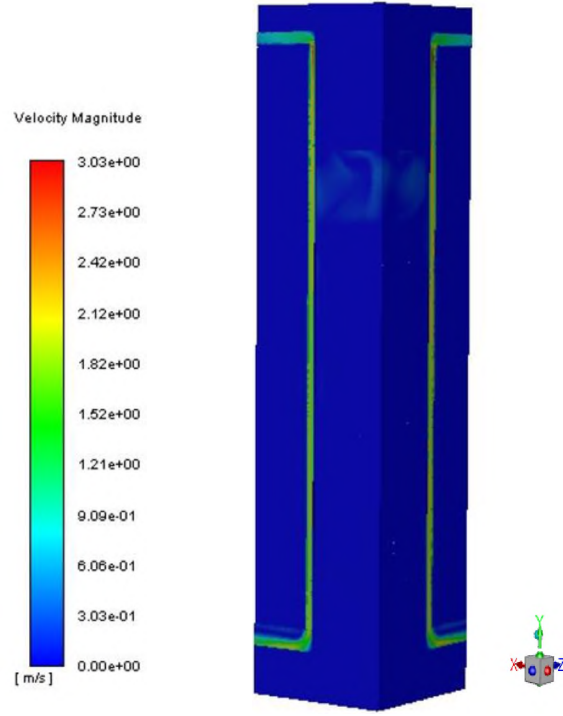
5.4.2. He ve Hava Akışının Özellikleri

Depolama kabında iki farklı akış bölgesi vardır. Bunlardan ilki metal kap ile beton zırh arasındaki hava akışı diğeri ise metal kap içindeki He sirkülasyonudur. Metal kap içinde He dolaşımını metal kap çeperi ile yakıt demetleri arasındaki sıcaklık farkından kaynaklanan kaldırma kuvvetinin etkisiyle gerçekleşmektedir. Metal kap dış kısmındaki hava akışı ise doğal taşınım ile gerçekleşmektedir.

Şekil 5.12’de metal kap ile beton üst paket sıcaklık farkından dolayı doğal sirkülasyon ile ısı uzaklaştırmak için kullanılan havanın ve metal kap içerisinde ısı transferini sağlayan Helyum’un hız dağılımı sunulmuştur. Kullanılmış yakıtın depolama kabına yüklendiği anda 0,735 m/s ile giren hava, metal kap yüzeyinde ısınarak yükselir ve metal kabın üst bölgesindeki yüzeyinde 2,83 m/s ile azami hızına ulaşır 0,845 m/s hız ile çıkış kanalından ayrılmıştır. Metal kap içerisinde bulunan He ise 0,725 m/s’lik bir azami hıza ulaşmaktadır.



Şekil 5.10. Kullanılmış yakıtın depolama kabına yüklendiği anda akışkanların hız profili.



Şekil 5.11. 60 yıl kuru depolama sonrasında akışkanların hız profili.

Kullanılmış yakıtlar 60 yıl kuru depolamada bekletildikten sonra 0,598 m/s ile hava kanalına giriş yapan hava 0,796 m/s hız ile kuru depolama kabından ayrılmaktadır. Metal kap içerisinde ısı transferini sağlayan He 0,465 m/s bir azami hıza ulaşmaktadır. Böylelikle kuru depolama işleminde 60 yıl boyunca yeterince akış sağlandığı görülmüştür.

6. YORUM

Bu çalışmada, yüksek yanma oranlı kullanılmış KTY için kuru depolama kabı tasarımı üzerine çalışılmıştır. Günümüzde kullanılan bir kuru depolama kabı olan HI-STORM 100 modeli referans tasarım olarak belirlenmiştir. PWR tipi hafif sulu reaktörde kullanılması öngörülen FeCrAl zarf malzemeli kazaya toleranslı yüksek yanma oranlı yakıtın referans kuru depolama kabına yüklendiği durum için tasarım yapılmıştır. Kullanılmış KTY'nin referans kuru depolama kabına yüklendiği durum için kabın tasarımına temel teşkil eden kaynak terim hesaplaması, kritiklik analizi, doz hızı hesaplaması ve ısı analizler yapılmıştır.

Kuru depolama kabına 5 yıl kullanılmış yakıt havuzunda bekletildikten sonra yüklenen kullanılmış yakıtlar sonucunda kritiklik 0,8996 olup bu değer güvenlik limit değeri 0,95'den daha azdır. Söz konusu kuru depolama kabının yüzeyindeki doz hızı 0,370774 mSv/saat, yüzeyinden 1 metre mesafede 0,157570 mSv/saat ve 2 metre mesafede 0,093466 mSv/saat olarak hesaplanmıştır. Kuru depolama kabı için hesaplanan doz hızları güvenlik doz hızı limiti 2,0 mSv/saat değerini aşmamıştır.

IAEA SSR 6 (Revizyon 1) Güvenlik Gereklileri'nde hava ile doğal taşınımlı soğutulan kuru depolama kaplarının ulaşılabilir yüzeyinin sıcaklığı 50 °C'yi aşmamalıdır [18]. Isıl analiz sonucu hesaplanan azami beton üst paket dış yüzey sıcaklığı 40,848 °C'ye ulaşmış olup IAEA tarafından önerilen sıcaklık limitini aşmamıştır.

IAEA-TECDOC-1523'e göre uzun süreli kuru depolama için üç farklı sıcaklık bölgesi tanımlanabilir [21]. Tanımlamaya göre kuru depolama altındaki başlangıç koşulları için azami zarf sıcaklığı 380-400 °C'de başlayıp 300 °C'ye düşüşün gerçekleştiği, ikinci aşama 300 °C'den 200 °C'ye düşmesi ve son aşamada 200 °C'den daha az bir değere ulaşması beklenir. Kuru depolama kabının malzeme davranışı sıcaklığın bir fonksiyonu olarak değişim gösterdiği için kullanılmış yakıt demetlerinin yüklenmesinin başlangıç aşamaları nükleer güvenlik açısından önemlidir. Isıl analiz hesapları sonucunda 60 yılın sonunda azami yakıt sıcaklığı yakıt havuzunda 5 yıl bekletildikten sonra depolama kabına yüklendiği ilk andaki azami sıcaklık değeri olan 376,55 °C'den 149,75 °C'ye düşmüştür.

Tezde karşılaşılan önemli zorluklardan biri FeCrAl zarf malzemeli kullanılmış yakıtlar için ısı analizlerin doğrulamasının literatürde mevcut olmamasıdır.

Çalışma kapsamında yapılan analizler sonucunda elde edilen veriler UAEA Güvenlik Standartları ve U.S. NRC mevzuatı bazında lisanslama bakış açısı ile değerlendirildiğinde, FeCrAl zarf malzemeli %5,06 zenginlikte yüksek yanma oranlı kullanılmış KTY'nin depolanması için günümüzde kullanılan kuru depolama kabı modellerinden biri olan HI-STORM 100'ün uygun olduğu sonucuna varılmıştır.

7. KAYNAKLAR

- [1] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1 (Rev. 1), Vienna, **2016**.
- [2] Pino, E.S., Abe, A.Y., Giovedi, C., The Quest For Safe And Reliable Fuel Cladding Materials, International Nuclear Atlantic Conference-INAC 2015, October 4-9, São Paulo, **2015**.
- [3] Terrani, K.A., Zinkle, S.J., Snea, L.L., Advanced oxidation-resistant iron-based alloys for LWR fuel cladding, Journal of Nuclear Materials Volume 448, 420-435, May **2014**.
- [4] Burns, J.R., Hernandez, R., Terrani, K.A., Nelson, A.T., Brown, N.R., Reactor and fuel cycle performance of light water reactor fuel with 235U enrichments above 5%, Annals of Nuclear Energy Volume 142, 107423, July **2020**.
- [5] Wu, X., Kozlowski, T., Hales, J.D., Neutronics and fuel performance evaluation of accident tolerant FeCrAl cladding under normal operation conditions, Annals of Nuclear Energy Volume 85, 763-775, November **2015**.
- [6] OECD/NEA, Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review, Nuclear Safety, Second Edition, **2012**.
- [7] OECD/NEA, Nuclear Fuel Behaviour under LOCA Conditions, Nuclear Safety, Second Edition, **2009**.
- [8] OECD/NEA, State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels, Nuclear Science, **2018**.
- [9] Bragg-Sitton, S.M., Todosow, M., Montgomery, R., Stanek, C.R., Montgomery, R., Carmack, W.J., Submitted to Nuclear Technology, Metrics for the Technical Performance Evaluation of Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuel, DOE, USA, **2016**.
- [10] Field, K. G., Handbook on the Material Properties of FeCrAl Alloys for Nuclear Power Production Applications (FY18 Version: Revision 1, DOE, USA, **2018**.

- [11] IAEA-TECDOC-949, Thermophysical properties of materials for water cooled reactors, Technical Document Series, Vienna, **1997**.
- [12] George, N.M., Terrani, K.A., Powers, J.J., Neutronic analysis of candidate accident-tolerant iron alloy cladding concepts, DOE, USA, **2013**.
- [13] Kurata, M., Research and Development Methodology for Practical Use of Accident Tolerant Fuel in Light Water Reactors, Nuclear Engineering and Technology Volume 48, Issue 1, 26-32, February **2016**.
- [14] Academic Press, CHAPTER 11-Recycling and Waste Handling for Spent Nuclear Fuel, Sustainable Nuclear Power, 283-317, Elsevier, Amsterdam, **2007**.
- [15] Romanato, L.S., Advantages Of Dry Hardened Cask Storage Over Wet Storage For Spent Nuclear Fuel, 2011 International Nuclear Atlantic Conference-INAC 2011 Belo Horizonte, October 24-28, MG, **2011**.
- [16] Acar, B.B., VVER-1200 Tipi Nükleer Reaktörün Kullanılmış Yakıtları İçin Depolama Tesisi Modeli Geliştirilmesi ve Maliyet Analizi, AKU J. Sci.Eng, **2020**.
- [17] Tynys, H., Safety Assessment Of Interim Spent Nuclear Fuel Storage, LUT School of Energy Systems, Master's thesis, Energy Technology, Finland, **2017**.
- [18] IAEA, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Specific Safety Requirements, No. SSR-6 (Rev. 1), Vienna, **2018**.
- [19] U.S. NRC, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at General License Facility, NUREG-1536 Revisions 1A, **2009**.
- [20] U.S. NRC, 10 CFR Part 72, Certificate Number: **1005**.
- [21] IAEA-TECDOC-1523, Optimization Strategies for Cask Design and Container Loading in Long Term Spent Fuel Storage, Technical Document Series, Vienna, **2006**.
- [22] U.S. NRC, 10 CFR Part 71, Certificate Number: **9292**.

- [23] U.S. NRC, Holtec International Final Safety Analysis Report for the HI-STORM 100 Cask System, Revision 13, Docket Number: 72-1014, USA, **2016**.
- [24] Wu, Y., Klein, J., Zhou, H., Zuo, L., Thermal and fluid analysis of dry cask storage containers over multiple years of service, *Annals of Nuclear Energy* Volume 112, 132-142, February **2018**.
- [25] Leppänen, J., et al., The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013, *Annals of Nuclear Energy* Volume 82, 142-150, August **2015**.
- [26] Anonim, Serpent a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, <http://montecarlo.vtt.fi/>, (Erişim tarihi: **10 Mart 2021**).
- [27] Leppänen, J., Pusa, M., Burnup calculation capability in the PSG2 / Serpent Monte Carlo reactor physics code, American Nuclear Society-International Conference on Mathematics, Computational Methods and Reactor Physics 2009, Saratoga Springs, New York, May 3-7, **2009**.
- [28] ANSYS, Inc., ANSYS Fluent User's Guide, **2013**.
- [29] Gökselkınay, A., D., Thermal Analysis Of Spent Nuclear Fuel Storage Cask, Hacettepe University of Department of Nuclear Engineering, Master's thesis, **2015**.
- [30] Kutbay, F., Thermal Hydraulics Analysis of ITU Triga Mark II Research Reactor with 3D Computational Fluid Dynamics Simulation, İstanbul Technical University of Energy Institute, Master's thesis, **2020**.
- [31] Fort, J., A., Richmond, D., J., Jensen, B., J., Suffield, S., R., High-Burnup Demonstration: Thermal Modeling of TN-32B Vacuum Drying and ISFSI Transients, U.S. DOE Report, No: PNNL-29058, **2019**.
- [32] Sheet, C., Contractor, O., Spent nuclear fuel effective thermal conductivity report, U.S. DOE report, No: BBA000000-017 17-5705-00010 REV 00, Las Vegas, **1996**.
- [33] Ott, L., J., Robb, K., R., Wang, D., Preliminary assessment of accident-tolerant fuels on LWR performance during normal operation and under DB

and BDB accident conditions, Journal of Nuclear Materials Volume 448, Issues 1–3, 520-533, May **2014**.

- [34] Qiu, B., Wang, J., Deng, Y., Wang, M., Wu, Y., Qiu, S., Z., A review on thermohydraulic and mechanical-physical properties of SiC, FeCrAl and Ti₃SiC₂ for ATF cladding, Nuclear Engineering and Technology Volume 52, Issue 1, 1-13, January **2020**.
- [35] U.S. NRC, NUREG-2208, Validation of Computational Fluid Dynamics Methods Using Prototypic Light Water Reactor Spent Fuel Assembly Thermal-Hydraulic Data, Washington, DC, **2017**.
- [36] Shih, C., Cheng, Y.H., Tsai, F.P., Wang, J.R., Tseng, Y.S., Thermal design investigation of a new tube-type dry-storage system through CFD simulations, Annals of Nuclear Energy Volume 38, Issue 5, 1088-1097, May **2011**.

EKLER

EK 1 – Yakıt Demeti Yanma Analizi için Serpent Girdi Dosyası

Serpent Monte Carlo nötron kodu ile hesaplanan bir yakıt demeti için bozunma analizi için bilgisayar programına girilen veriler sunulmuştur.

```
set title "decay FeCrAl for 90 yrs "
```

```
/*****
```

```
* Geometry definitions *
```

```
*****/
```

```
% --- Fuel pins:
```

```
pin 1
```

```
UO2    0.431725
```

```
helium 0.43998
```

```
clad    0.47498
```

```
water
```

```
% --- Guide tube:
```

```
pin 2
```

```
water 0.5624
```

```
tube 0.6032
```

```
water
```

```
% --- Empty lattice position:
```

```
pin 3
```

```
water
```

```
% --- Pin lattice:
```

```
lat asm 1 0.0 0.0 19 19 1.25965
```

```
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
```

```
3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 1 3
```

```
3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 3 3
```

```
3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 1 1 1 3 3 3
```

```
3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 2 3 3 3 3
```

```
3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 3 3 3 3 3
```

```
3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 3 3 3 3 3 3
```



```

mat clad -7.10
24000.06c -0.20
26000.06c -0.75
13027.06c -0.05
mat helium -1.5981E-03
2004.06c 1.00000
mat tube -7.10
24000.06c -0.20
26000.06c -0.75
13027.06c -0.05
mat water -0.7119 moder lwtr 1001
1001.06c -1.1180E-1
8016.06c -8.8755E-1
5010.06c -1.1890E-4
5011.06c -5.3110E-4
% --- Define thermal scattering libraries associated with hydrogen in light water
%   As there are no readymade thermal scattering libraries for 580 K
%   We will tell Serpent to interpolate using two bounding libraries:
%   -lwj3.11t (H-1 in light water at 574 K)
%   -lwj3.13t (H-1 in light water at 624 K)
%   See also: http://montecarlo.vtt.fi/download/SSS\_THERMAL.pdf
therm lwtr 580 lwj3.11t lwj3.13t
% --- Cross section library file path:
set acelib "/codes/data/serpent/endfb7/sss_endfb7u.xsdata"
% --- reflective boundary condition:
set bc 2
% --- Neutron population and criticality cycles:
set pop 600 500 50
% --- Plot
plot 3 5000 5000
plot 2 5000 5000
plot 1 5000 5000
% --- Decay and fission yield libraries:
set declib "/codes/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.dec"

```

```

set nfylib "/codes/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.nfy"
/*****

* Settings for the burnup calculation *
*****/

% --- Burnup points for the burnup calculation (in MWd/kgU)
%   Too long intervals between the burnup points will decrease the
%   accuracy of the burnup calculation, especially during the burn-out
%   of burnable absorber
set powdens 34.479E-3
dep daytot
    166.667
    333.333
    500
    666.666
    833.333
    1000
    1166.666
    1333.333
    1500
set powdens 0.1E-3
dep daytot
    3325 % 5.yr in SNF pool
% --- Material division for burnup calculation
%   Treat different pins of fuelNoGad as separate depletion zones (sep 1)
div UO2 sep 1
% --- Calculate material volumes before simulation by
%   sampling 10 million random points in the geometry.
%   Specifying the material volumes is crucial in burnup calculations
set mcvol 10000000
% --- Nuclide inventory: these nuclides will be included in the
%   depletion output file burn_dep.m. The list can be changed
%   after the simulation has concluded if needed. Then you can run
%   sss2 -rdep burn
%   which will make Serpent re-read the inventory and re-produce the

```

% depletion output file.

set inventory

922340

922350

922360

922370

922380

922390

932360

932370

932380

932390

942360

942380

942390

942400

942410

942420

942430

952410

952420

952430

952440

952421

962420

962430

962440

962450

962460

962470

962480

962490

972490

972500

982490
982500
982510
982520
360830
451030
451050
471090
531350
541310
541350
551330
551340
551350
551370
561400
571400
601430
601450
611470
611480
611490
611481
621470
621490
621500
621510
621520
631530
631540
631550
631560
641520
641540

```

641550
641560
641570
641600
% --- Use predictor corrector method for the depletion solution
%   leli: Linear extrapolation on predictor
%       Linear interpolation on corrector
%   10 10: 10 substeps on predictor, 10 substeps on corrector
set pcc leli 10 10
% --- Reduce unionized energy grid size in order to save some memory
%   Use grid thinning with 5e-5 reconstruction tolerance between
%   1e-9 and 15 MeV.
set egrid 5e-5 1e-9 15.0
% -----

```

EK 2 – Kritiklik Analizi için Serpent Girdi Dosyası

Serpent Monte Carlo nötron kodu ile hesaplanan kuru depolama kabı için kritiklik analizi için bilgisayar programına girilen veriler sunulmuştur.

```
set title " Criticality of Dry Cask "
```

```
/******
```

```
* Geometry definitions *
```

```
*****/
```

```
% --- Fuel pins:
```

```
pin 1
```

```
UO2 0.431725
```

```
helium 0.43998
```

```
clad 0.47498
```

```
he
```

```
% --- Guide tube:
```

```
pin 2
```

```
he 0.5624
```

```
tube 0.6032
```

```
he
```

```
% --- Empty lattice position:
```

```
pin 3
```

```
he
```

```
% --- Pin lattice:
```

```
lat asm 1 0.0 0.0 19 19 1.25965
```

```
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
```

```
3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 3
```

```

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 1 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 1 1 1 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 2 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

% --- Tell Serpent to apply a symmetry to the lattice "lat1"
%   Symmetry axis is the z-axis (3)
%   Symmetry boundary condition is reflective (2)
%   Symmetry axis is located at coordinates (0.0 0.0)
%   Symmetry covers an angle starting from 270 degrees
%   and extending for 45 degrees

set usym asm 3 2 0.0 0.0 270 45

nest 4

fill asm  sqc  0.0 0.0 11.271

```

he sqc 0.0 0.0 11.865

bor sqc 0.0 0.0 12.000

SS304 sqc 0.0 0.0 12.360

he

nest 5

he

lat 311 1 0.0 0.0 8 8 24.72

5 5 5 5 5 5 5

5 5 4 4 4 4 5 5

5 4 4 4 4 4 4 5

5 4 4 4 4 4 4 5

5 4 4 4 4 4 4 5

5 4 4 4 4 4 4 5

5 5 4 4 4 4 5 5

5 5 5 5 5 5 5 5

surf 311 sqc 0.0 0.0 173.04

cell 311 210 fill 311 -311

surf 2001 cylz 0.0 0.0 89.000 -258.800 -195.300

surf 2002 cylz 0.0 0.0 89.000 -258.800 288.600

surf 2003 cylz 0.0 0.0 90.850 -258.800 288.600

surf 2004 cylz 0.0 0.0 94.800 -258.800 288.600

surf 2005 cylz 0.0 0.0 98.000 -262.000 295.000

surf 2006 cylz 0.0 0.0 166.400 -291.800 291.800

surf 2007 cylz 0.0 0.0 168.300 -293.700 293.700

surf 2008 cylz 0.0 0.0 89.50 293.700 303.300

surf 2009 sph 0.0 0.0 0.0 400.000

```

cell 1    0 carb    -2001
cell 2    0 fill 210  2001 -2002
cell 3    0 SS304    2002 2001 -2003
cell 4    0 air     2003 2001 -2004
cell 5    0 carb    2004 2003 2001 -2005
cell 6    0 conc    2004 2003 2001 2005 -2006
cell 7    0 carb    2004 2003 2001 2005 2006 -2007
cell 8    0 carb    2004 2003 2001 2005 2006 2007 -2008
cell 9    0 air     2004 2003 2001 2005 2006 2007 2008 -2009
cell 555  0 outside  2009

/*****

* Material definitions *

*****/

% --- Guide tube and clad same material

mat UO2   -10.47 burn 1 tmp 640.0 rgb 255 255 150
92234.03c -0.000339
92235.03c -0.044601
92238.03c -0.836498
8016.03c  -0.118562

mat clad  -7.10 tmp 640 rgb 200 200 200
24000.03c -0.20
26000.03c -0.75
13027.03c -0.05

mat helium -1.5981E-03 tmp 640
2004.03c   1.00000

mat he    -0.4875E-03 tmp 400

```

2004.03c 1.00000
 mat tube -6.56 tmp 640
 26000.03c -0.0015
 24000.03c -0.001
 40000.03c -0.9826
 50000.03c -0.0149
 mat water -0.7119 moder lwtr 1001
 1001.06c -1.1180E-1
 8016.06c -8.8755E-1
 5010.06c -1.1890E-4
 5011.06c -5.3110E-4
 mat SS304 -8.000000 tmp 400 % MPC+basket
 6012.03c -0.000400
 14000.03c -0.005000
 15031.03c -0.000230
 16000.03c -0.000150
 24000.03c -0.190000
 25055.03c -0.010000
 26000.03c -0.701730
 28000.03c -0.092500
 mat bor -2.53 tmp 400 rgb 150 150 150 % Boral (egg crate)
 6012.03c -0.0682
 5010.03c -0.0442
 5011.03c -0.2015
 13027.03c -0.6861
 mat carb -7.82 tmp 400 % Carbon steal

26000.03c -0.995
 6000.03c -0.005
 mat conc -2.3 tmp 330 % Concrete
 1001.03c -0.006187
 6012.03c -0.175193
 8016.03c -0.410184
 11023.03c -0.000271
 15031.03c -0.032649
 13027.03c -0.010830
 14000.03c -0.034479
 19000.03c -0.001138
 50000.03c -0.321287
 26000.03c -0.007784
 mat air -0.001205 tmp 320 %air
 6012.03c -0.000124
 7014.03c -0.755268
 8016.03c -0.231781
 18040.03c -0.012827
 % --- Define thermal scattering libraries associated with hydrogen in light water
 therm lwtr 580 lwj3.11t lwj3.13t
 % --- reflective boundary condition:
 set bc 1
 % --- Neutron population and criticality cycles:
 set pop 10000 2000 150
 % --- Decay and fission yield libraries:

Setacelib

"/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7u.xsdata"

"/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/mcnp5.xsdata"

set declib "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.dec"

set nfylib "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.nfy"

set pdatadir "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/photon_data"

/******

* Settings for the burnup calculation *

*****/

set powdens 1.0E-3

dep daytot

6975 % 10.yr

10625 % 20.yr

14275 % 30.yr

17925 % 40.yr

21575 % 50.yr

25225 % 60.yr

% --- Read restart file

set rfr -3325 "ATF1500.txt.wrk"

% --- Write binary restart file:

set rfw 1

% --- Write fission source file:

set csw "n_src"

% --- Material division for burnup calculation

% Treat different pins of fuelNoGad as separate depletion zones (sep 1)

```

div UO2 sep 1

% --- Calculate material volumes before simulation by
%   sampling 10 million random points in the geometry.
%   Specifying the material volumes is crucial in burnup calculations

set mcvol 10000000

% --- Nuclide inventory: these nuclides will be included in the
%   depletion output file burn_dep.m. The list can be changed
%   after the simulation has concluded if needed. Then you can run
%   sss2 -rdep burn
%   which will make Serpent re-read the inventory and re-produce the
%   depletion output file.

set inventory burnupcredit

922340

922350

922360

922370

922380

922390

932360

932370

932380

932390

942360

942380

942390

942400

```

942410
942420
942430
952410
952420
952430
952440
952421
962420
962430
962440
962450
962460
962470
962480
962490
972490
972500
982490
982500
982510
982520
360830
451030
451050
471090

531350
541310
541350
551330
551340
551350
551370
561400
571400
601430
601450
611470
611480
611490
611481
621470
621490
621500
621510
621520
631530
631540
631550
631560
641520
641540

641550

641560

641570

641600

% --- Use predictor corrector method for the depletion solution

% leli: Linear extrapolation on predictor

% Linear interpolation on corrector

% 10 10: 10 substeps on predictor, 10 substeps on corrector

set pcc leli 10 10

% --- Reduce unionized energy grid size in order to save some memory

% Use grid thinning with 5e-5 reconstruction tolerance between

% 1e-9 and 15 MeV.

set egrid 5e-5 1e-9 15.0

set opti 1

set dix 1

% -----

EK 3 – Doz Hızı Analizi için Serpent Girdi Dosyası

Serpent Monte Carlo nötron kodu ile kuru depolama kabı gama ve nötron doz hızı analizi için bilgisayar programına girilen veriler sunulmuştur. Nötron doz hızı verisi sadece kuru depolama kabının yüzeyindeki doz hızı analizi için hazırlanan veriyi içermektedir. Kuru depolama kabı yüzeyinden 1 metre ve 2 metre mesafedeki nötron doz hızları hesaplanmış olup Bölüm 5’te sonuçları gösterilmiştir. Bahse geçen konumlarla ilgili doz hız hesaplama program verisi burada sunulmamıştır. Gama doz hızı hesaplaması depolama kabının yüzeyinden, 1 metre ve 2 metre mesafedeki doz hızlarını tek bir veri dosyasından hesaplayabilmektedir.

Nötron Doz Hızı Girdi Dosyası

Birinci Adım:

set title " Neutron dose rate at surface stage1 "

/*****

* Geometry definitions *

*****/

% --- Fuel pins:

pin 1

UO2 0.431725

helium 0.43998

clad 0.47498

he

% --- Guide tube:

pin 2

he 0.5624

tube 0.6032

he

% --- Empty lattice position:

pin 3

he

% --- Pin lattice:

lat asm 1 0.0 0.0 19 19 1.25965

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 1 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 1 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 1 1 1 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 2 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

```

% --- Tell Serpent to apply a symmetry to the lattice "lat1"
%   Symmetry axis is the z-axis (3)
%   Symmetry boundary condition is reflective (2)
%   Symmetry axis is located at coordinates (0.0 0.0)
%   Symmetry covers an angle starting from 270 degrees
%   and extending for 45 degrees

set usym asm 3 2 0.0 0.0 270 45

nest 4

fill asm  sqc  0.0 0.0 11.271

he      sqc  0.0 0.0 11.865

bor      sqc  0.0 0.0 12.000

SS304    sqc  0.0 0.0 12.360

he

nest 5

he

lat 311 1 0.0 0.0 8 8 24.72

5 5 5 5 5 5 5 5
5 5 4 4 4 4 5 5
5 4 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 4 5
5 5 4 4 4 4 5 5
5 5 5 5 5 5 5 5

surf 311 sqc  0.0  0.0 173.04

```

```

cell 311 210 fill 311 -311

surf 2001 cylz 0.0 0.0 89.000 -258.800 -195.300
surf 2002 cylz 0.0 0.0 89.000 -258.800 288.600
surf 2003 cylz 0.0 0.0 90.850 -258.800 288.600
surf 2004 cylz 0.0 0.0 94.800 -258.800 288.600
surf 2005 cylz 0.0 0.0 98.000 -262.000 295.000
surf 2006 cylz 0.0 0.0 166.400 -291.800 291.800
surf 2007 cylz 0.0 0.0 168.300 -293.700 293.700
surf 2008 cylz 0.0 0.0 89.50 293.700 303.300
surf 2009 sph 0.0 0.0 0.0 400.000

cell 1 0 carb -2001
cell 2 0 fill 210 2001 -2002
cell 3 0 SS304 2002 2001 -2003
cell 4 0 air 2003 2001 -2004
cell 5 0 carb 2004 2003 2001 -2005
cell 6 0 conc 2004 2003 2001 2005 -2006
cell 7 0 carb 2004 2003 2001 2005 2006 -2007
cell 8 0 carb 2004 2003 2001 2005 2006 2007 -2008
cell 9 0 air 2004 2003 2001 2005 2006 2007 2008 -2009
cell 555 0 outside 2009

/*****

* Material definitions *

*****/

% --- Guide tube and clad same material

mat UO2 -10.47 burn 1 tmp 640.0 rgb 255 255 150
92234.03c -0.000339

```

92235.03c -0.044601
 92238.03c -0.836498
 8016.03c -0.118562
 mat clad -7.10 tmp 640 rgb 200 200 200
 24000.03c -0.20
 26000.03c -0.75
 13027.03c -0.05
 mat helium -1.5981E-03 tmp 640
 2004.03c 1.00000
 mat he -0.4875E-03 tmp 400
 2004.03c 1.00000
 mat tube -6.56 tmp 640
 26000.03c -0.0015
 24000.03c -0.001
 40000.03c -0.9826
 50000.03c -0.0149
 mat water -0.7119 moder lwtr 1001
 1001.06c -1.1180E-1
 8016.06c -8.8755E-1
 5010.06c -1.1890E-4
 5011.06c -5.3110E-4
 mat SS304 -8.000000 tmp 400 % MPC+basket
 6012.03c -0.000400
 14000.03c -0.005000
 15031.03c -0.000230
 16000.03c -0.000150

24000.03c -0.190000
 25055.03c -0.010000
 26000.03c -0.701730
 28000.03c -0.092500
 mat bor -2.53 tmp 400 rgb 150 150 150 % Boral (egg crate)
 6012.03c -0.0682
 5010.03c -0.0442
 5011.03c -0.2015
 13027.03c -0.6861
 mat carb -7.82 tmp 400 % Carbon steal
 26000.03c -0.995
 6000.03c -0.005
 mat conc -2.3 tmp 330 % Concrete
 1001.03c -0.006187
 6012.03c -0.175193
 8016.03c -0.410184
 11023.03c -0.000271
 15031.03c -0.032649
 13027.03c -0.010830
 14000.03c -0.034479
 19000.03c -0.001138
 50000.03c -0.321287
 26000.03c -0.007784
 mat air -0.001205 tmp 320 %air
 6012.03c -0.000124
 7014.03c -0.755268

```

8016.03c -0.231781

18040.03c -0.012827

% --- Define thermal scattering libraries associated with hydrogen in light water
therm lwtr 580 lwj3.11t lwj3.13t

% --- reflective boundary condition:

set bc 1

set nbuf 10000

% --- Source

src 1 sf "n_src" 1

% --- Fissions off:

set nphys 0

% --- Run parameters

set nps 50000000 1000

set gcu -1          % Group constant generation off

set bala 1          % Use OMP load balancing

% --- Geometry plot:

plot 35 1E-9 1E9 -1 5000 5000

% --- Mesh plot (flux)

det F1              % Flux detector

mesh 8 13 F1 3 5000 5000 % Plot detector scores

% --- Generation of Adaptive mesh and iterations

wwgen 1              % wwgen identifier

1E-9 10000           % convergence criteria

3 -1                 % GVA iteration, no energy binning

1                     % cartesian mesh

-600.01 600.01 2     % x-dimensions

```

```

-600.01 600.01 2      % y-dimensions
-1E18 1E18 1          % z-dimensions

fun ndose 1 5

2.5E-8 3.67E-6 1.0E-7 3.67E-6 1.0E-6 4.46E-6  % FSAR neutron conversion factor
1.0E-5 4.54E-6 1.0E-4 4.18E-6 1.0E-3 3.76E-6
1.0E-2 3.56E-6 0.1  2.17E-5 0.5  9.26E-5
1.0  1.32E-4 2.5  1.25E-4 5.0  1.56E-4
7.0  1.47E-4 10.0  1.47E-4 14.0  2.08E-4
20.0  2.27E-4

surf s1 cyl 0.0 303.4 5.0

det d1 dr -100 ndose dtl s1

wwin 1

wi 2 4 1          % run 4 iterations with adaptive mesh
2 2 1            % split cells in half (x and y only)
10 400           % 10 outer iterations 2000 tracks
1E9 1000000      % importance and neighbor criteria
-1.0 5.0 5.0 5.0  % density criteria and minimum dimensions

% --- Decay and fission yield libraries:

setacelib
"/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7u.xsdata"
"/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/mcnp5.xsdata"

set declib "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.dec"
set nfylib "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.nfy"
set pdatadir "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/photon_data"

% -----

```

İkinci Adım:

set title " Neutron dose rate at surface stage2 "

/*****

* Geometry definitions *

*****/

% --- Fuel pins:

pin 1

UO2 0.431725

helium 0.43998

clad 0.47498

he

% --- Guide tube:

pin 2

he 0.5624

tube 0.6032

he

% --- Empty lattice position:

pin 3

he

% --- Pin lattice:

lat asm 1 0.0 0.0 19 19 1.25965

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 1 3

3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 1 3 3

```

3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 1 1 1 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 2 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

```

```
% --- Tell Serpent to apply a symmetry to the lattice "lat1"
```

```
% Symmetry axis is the z-axis (3)
```

```
% Symmetry boundary condition is reflective (2)
```

```
% Symmetry axis is located at coordinates (0.0 0.0)
```

```
% Symmetry covers an angle starting from 270 degrees
```

```
% and extending for 45 degrees
```

```
set usym asm 3 2 0.0 0.0 270 45
```

```
nest 4
```

```
fill asm sqc 0.0 0.0 11.271
```

```
he sqc 0.0 0.0 11.865
```

```

bor      sqc  0.0 0.0 12.000

SS304    sqc  0.0 0.0 12.360

he

nest 5

he

lat 311 1 0.0 0.0 8 8 24.72

5 5 5 5 5 5 5
5 5 4 4 4 4 5 5
5 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 5
5 5 4 4 4 4 5 5
5 5 5 5 5 5 5

surf 311 sqc  0.0  0.0 173.04

cell 311 210  fill 311  -311

surf 2001 cylz  0.0 0.0  89.000 -258.800 -195.300
surf 2002 cylz  0.0 0.0  89.000 -258.800  288.600
surf 2003 cylz  0.0 0.0  90.850 -258.800  288.600
surf 2004 cylz  0.0 0.0  94.800 -258.800  288.600
surf 2005 cylz  0.0 0.0  98.000 -262.000  295.000
surf 2006 cylz  0.0 0.0 166.400 -291.800  291.800
surf 2007 cylz  0.0 0.0 168.300 -293.700  293.700
surf 2008 cylz  0.0 0.0  89.50 293.700  303.300
surf 2009 sph  0.0 0.0  0.0  400.000

cell 1  0 carb  -2001

```

cell 2 0 fill 210 2001 -2002
 cell 3 0 SS304 2002 2001 -2003
 cell 4 0 air 2003 2001 -2004
 cell 5 0 carb 2004 2003 2001 -2005
 cell 6 0 conc 2004 2003 2001 2005 -2006
 cell 7 0 carb 2004 2003 2001 2005 2006 -2007
 cell 8 0 carb 2004 2003 2001 2005 2006 2007 -2008
 cell 9 0 air 2004 2003 2001 2005 2006 2007 2008 -2009
 cell 555 0 outside 2009

/*****

* Material definitions *

*****/

% --- Guide tube and clad same material

mat UO2 -10.47 burn 1 tmp 640.0 rgb 255 255 150

92234.03c -0.000339

92235.03c -0.044601

92238.03c -0.836498

8016.03c -0.118562

mat clad -7.10 tmp 640 rgb 200 200 200

24000.03c -0.20

26000.03c -0.75

13027.03c -0.05

mat helium -1.5981E-03 tmp 640

2004.03c 1.00000

mat he -0.4875E-03 tmp 400

2004.03c 1.00000

mat tube -6.56 tmp 640
 26000.03c -0.0015
 24000.03c -0.001
 40000.03c -0.9826
 50000.03c -0.0149
 mat water -0.7119 moder lwtr 1001
 1001.06c -1.1180E-1
 8016.06c -8.8755E-1
 5010.06c -1.1890E-4
 5011.06c -5.3110E-4
 mat SS304 -8.000000 tmp 400 % MPC+basket
 6012.03c -0.000400
 14000.03c -0.005000
 15031.03c -0.000230
 16000.03c -0.000150
 24000.03c -0.190000
 25055.03c -0.010000
 26000.03c -0.701730
 28000.03c -0.092500
 mat bor -2.53 tmp 400 rgb 150 150 150 % Boral (egg crate)
 6012.03c -0.0682
 5010.03c -0.0442
 5011.03c -0.2015
 13027.03c -0.6861
 mat carb -7.82 tmp 400 % Carbon steal
 26000.03c -0.995

```

6000.03c -0.005

mat conc -2.3 tmp 330 % Concrete

1001.03c -0.006187

6012.03c -0.175193

8016.03c -0.410184

11023.03c -0.000271

15031.03c -0.032649

13027.03c -0.010830

14000.03c -0.034479

19000.03c -0.001138

50000.03c -0.321287

26000.03c -0.007784

mat air -0.001205 tmp 320 %air

6012.03c -0.000124

7014.03c -0.755268

8016.03c -0.231781

18040.03c -0.012827

% --- Define thermal scattering libraries associated with hydrogen in light water

therm lwtr 580 lwj3.11t lwj3.13t

% --- reflective boundary condition:

set bc 1

% --- Source

src 1 sf "n_src" 1

% --- Fissions off:

set nphys 0

% --- Run parameters

```

```

set nps 50000000 1000

set gcu -1          % Group constant generation off

set bala 1          % Use OMP load balancing

set nbuf 10000

% --- Geometry plot:

plot 35 1E-9 1E9 -1 500 500

% --- Mesh plot (flux)

det F1              % Flux detector

mesh 8 13 F1 3 500 500 % Plot detector scores

% --- Detectors

fun ndose 1 5

2.5E-8 3.67E-6 1.0E-7 3.67E-6 1.0E-6 4.46E-6 % FSAR neutron conversion factor

1.0E-5 4.54E-6 1.0E-4 4.18E-6 1.0E-3 3.76E-6

1.0E-2 3.56E-6 0.1 2.17E-5 0.5 9.26E-5

1.0 1.32E-4 2.5 1.25E-4 5.0 1.56E-4

7.0 1.47E-4 10.0 1.47E-4 14.0 2.08E-4

20.0 2.27E-4

surf s1 cyl 0.0 303.4 5.0

det d1 dr -100 ndose dtl s1

% --- Weight window generation

wwgen 1            % wwgen identifier

1E-9 10000         % convergence criteria

1 -1              % single detector, no energy binning

-1                % use mesh from file

d1 1.0

% --- Weight windows

```

```

wwin 1

wf "zero1.txt.wwd3" 1          % read last mesh from previous iteration

% --- Decay and fission yield libraries:

setacelib

"/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7u.xsdata"

"/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/mcnp5.xsdata"

set declib "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.dec"

set nfylib "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.nfy"

set pdatadir "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/photon_data"

% -----

```

Üçüncü Adım:

```

set title " Neutron dose rate at surface stage3 "

```

```

/*****

```

```

* Geometry definitions *

```

```

*****/

```

```

% --- Fuel pins:

```

```

pin 1

```

```

UO2    0.431725

```

```

helium 0.43998

```

```

clad   0.47498

```

```

he

```

```

% --- Guide tube:

```

```

pin 2

```

```

he    0.5624

```

tube 0.6032

he

% --- Empty lattice position:

pin 3

he

% --- Pin lattice:

lat asm 1 0.0 0.0 19 19 1.25965

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 1 1 1 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 1 1 1 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 2 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 1 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 1 1 2 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 1 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 1 1 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 2 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3

```

% --- Tell Serpent to apply a symmetry to the lattice "lat1"
%   Symmetry axis is the z-axis (3)
%   Symmetry boundary condition is reflective (2)
%   Symmetry axis is located at coordinates (0.0 0.0)
%   Symmetry covers an angle starting from 270 degrees
%   and extending for 45 degrees
set usym asm 3 2 0.0 0.0 270 45

nest 4

fill asm  sqc  0.0 0.0 11.271

he      sqc  0.0 0.0 11.865

bor      sqc  0.0 0.0 12.000

SS304    sqc  0.0 0.0 12.360

he

nest 5

he

lat 311 1 0.0 0.0 8 8 24.72

5 5 5 5 5 5 5
5 5 4 4 4 4 5 5
5 4 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 4 5
5 4 4 4 4 4 4 5
5 5 4 4 4 4 5 5
5 5 5 5 5 5 5 5

surf 311 sqc  0.0  0.0 173.04

cell 311 210  fill 311 -311

```

```

surf 2001 cylz 0.0 0.0 89.000 -258.800 -195.300
surf 2002 cylz 0.0 0.0 89.000 -258.800 288.600
surf 2003 cylz 0.0 0.0 90.850 -258.800 288.600
surf 2004 cylz 0.0 0.0 94.800 -258.800 288.600
surf 2005 cylz 0.0 0.0 98.000 -262.000 295.000
surf 2006 cylz 0.0 0.0 166.400 -291.800 291.800
surf 2007 cylz 0.0 0.0 168.300 -293.700 293.700
surf 2008 cylz 0.0 0.0 89.50 293.700 303.300
surf 2009 sph 0.0 0.0 0.0 400.000

cell 1 0 carb -2001
cell 2 0 fill 210 2001 -2002
cell 3 0 SS304 2002 2001 -2003
cell 4 0 air 2003 2001 -2004
cell 5 0 carb 2004 2003 2001 -2005
cell 6 0 conc 2004 2003 2001 2005 -2006
cell 7 0 carb 2004 2003 2001 2005 2006 -2007
cell 8 0 carb 2004 2003 2001 2005 2006 2007 -2008
cell 9 0 air 2004 2003 2001 2005 2006 2007 2008 -2009
cell 555 0 outside 2009

/*****

* Material definitions *

*****/

% --- Guide tube and clad same material

mat UO2 -10.47 burn 1 tmp 640.0 rgb 255 255 150
92234.03c -0.000339
92235.03c -0.044601

```

92238.03c -0.836498
 8016.03c -0.118562
 mat clad -7.10 tmp 640 rgb 200 200 200
 24000.03c -0.20
 26000.03c -0.75
 13027.03c -0.05
 mat helium -1.5981E-03 tmp 640
 2004.03c 1.00000
 mat he -0.4875E-03 tmp 400
 2004.03c 1.00000
 mat tube -6.56 tmp 640
 26000.03c -0.0015
 24000.03c -0.001
 40000.03c -0.9826
 50000.03c -0.0149
 mat water -0.7119 moder lwtr 1001
 1001.06c -1.1180E-1
 8016.06c -8.8755E-1
 5010.06c -1.1890E-4
 5011.06c -5.3110E-4
 mat SS304 -8.000000 tmp 400 % MPC+basket
 6012.03c -0.000400
 14000.03c -0.005000
 15031.03c -0.000230
 16000.03c -0.000150
 24000.03c -0.190000

25055.03c -0.010000
 26000.03c -0.701730
 28000.03c -0.092500
 mat bor -2.53 tmp 400 rgb 150 150 150 % Boral (egg crate)
 6012.03c -0.0682
 5010.03c -0.0442
 5011.03c -0.2015
 13027.03c -0.6861
 mat carb -7.82 tmp 400 % Carbon steal
 26000.03c -0.995
 6000.03c -0.005
 mat conc -2.3 tmp 330 % Concrete
 1001.03c -0.006187
 6012.03c -0.175193
 8016.03c -0.410184
 11023.03c -0.000271
 15031.03c -0.032649
 13027.03c -0.010830
 14000.03c -0.034479
 19000.03c -0.001138
 50000.03c -0.321287
 26000.03c -0.007784
 mat air -0.001205 tmp 320 %air
 6012.03c -0.000124
 7014.03c -0.755268
 8016.03c -0.231781

```

18040.03c -0.012827

% --- Define thermal scattering libraries associated with hydrogen in light water
therm lwtr 580 lwj3.11t lwj3.13t

% --- reflective boundary condition:
set bc 1

% --- Source
src 1 sf "n_src" 1

% --- Fissions off:
set nphys 0

% --- Run parameters
set nps 50000000 1000

set gcu -1          % Group constant generation off
set bala 1          % Use OMP load balancing
set nbuf 100000

% --- Geometry plot:
plot 35 1E-9 1E9 -1 500 500

% --- Mesh plot (flux)
det F1              % Flux detector
mesh 8 13 F1 3 500 500 % Plot detector scores

% --- Detectors
fun ndose 1 5

2.5E-8 3.67E-6 1.0E-7 3.67E-6 1.0E-6 4.46E-6 % FSAR neutron conversion factor
1.0E-5 4.54E-6 1.0E-4 4.18E-6 1.0E-3 3.76E-6
1.0E-2 3.56E-6 0.1 2.17E-5 0.5 9.26E-5
1.0 1.32E-4 2.5 1.25E-4 5.0 1.56E-4
7.0 1.47E-4 10.0 1.47E-4 14.0 2.08E-4

```

```

20.0 2.27E-4

surf s1 cyl 0.0 303.4 5.0

det d1 dr -100 ndose dtl s1

wwin 1

wf "zero2.txt.wwd" 1

% --- Decay and fission yield libraries:

setacelib
"/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7u.xsdata"
"/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/mcnp5.xsdata"
set declib "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.dec"
set nfylib "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/sss_endfb7.nfy"
set pdatadir "/fusers/nukecore/deneme123/Serpent/data/serpent/endfb7/photon_data"

% -----

```