

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



**ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNDE RADYASYON ZIRHLAMA  
ANALİZİ**

**İBRAHİM HALİL TEMEL**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**DANIŞMAN**

**PROF. DR. HASAN OĞUL**

**SİNOP- 2025**

## TEZ KABUL

**İbrahim Halil TEMEL** tarafından hazırlanan “**ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNDE RADYASYON ZIRHLAMA ANALİZİ**” başlıklı bu çalışma, 06.01.2025 tarihinde yapılan savunma sınavı sonucunda başarılı bulunarak, jürimiz tarafından **YÜKSEK LİSANS tezi** olarak kabul edilmiştir.

|               |                                                                                             |      |
|---------------|---------------------------------------------------------------------------------------------|------|
| <b>Başkan</b> | Prof. Dr. Ferdi AKMAN<br>Bingöl Üniversitesi/ Bingöl Sosyal Bilimler<br>Meslek Yüksek Okulu | İmza |
|---------------|---------------------------------------------------------------------------------------------|------|

|                           |                                                                               |      |
|---------------------------|-------------------------------------------------------------------------------|------|
| <b>Üye<br/>(Danışman)</b> | Prof. Dr. Hasan OĞUL<br>Sinop Üniversitesi/ Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi | İmza |
|---------------------------|-------------------------------------------------------------------------------|------|

|            |                                                                                  |      |
|------------|----------------------------------------------------------------------------------|------|
| <b>Üye</b> | Dr. Öğr. Üyesi Hakan US<br>Sinop Üniversitesi/ Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi | İmza |
|------------|----------------------------------------------------------------------------------|------|

Enstitü Müdürü

Doç. Dr. Hüseyin Turan ARAT

İmza

## ETİK BEYANI

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

İbrahim Halil Temel

## ÖZET

### YÜKSEK LİSANS TEZİ

#### ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNDE RADYASYON ZIRHLAMA ANALİZİ

İBRAHİM HALİL TEMEL

SİNOP ÜNİVERSİTESİ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ

NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

DANIŞMAN: PROF. DR. HASAN OĞUL

Nükleer enerji teknolojisinde yenilikçi bir yaklaşım sunarak çeşitli avantajlarıyla öne çıkan Erimiş Tuz Reaktörleri (Molten Salt Reactor - MSR) güvenli ve sürdürülebilir nükleer enerjinin gelecekteki potansiyel seçeneklerinden bir tanesidir. MSR'ler termal nötron spektrumunda çalıştığı bilinirken bazı tasarımları hızlı nötron spektrumunda da çalışabilmektedir. Bu kapsamda MSR'lerde radyasyon zırhlama tasarımı, reaktörün yakıt çevrimi, çalışma sıcaklığı ve nötron spektrumu gibi değişkenlere bağlı olarak optimize edilmelidir. Bu tez kapsamında, hali hazırda tasarımı yapılmış 50 kW<sub>th</sub> güce sahip bir mikro-MSR için önerilen katmanlı zırhlama modelinin analizi ve radyasyon hasarının incelenmesi amaçlanmıştır. Dokuz katmandan oluşan mikro reaktörün zırhlama tasarımında SS316 ve B<sub>4</sub>C çıkartılarak yerlerine sırasıyla SS304 ve HN (Hastelloy N) yerleştirilmiştir. Hem literatürde konsepti verilen reaktör için hem de önerilen yeni malzemeler kullanılarak tasarlanan reaktör için radyasyon zırhlama analizleri gerçekleştirilmiştir. Bu doğrultuda, ilk aşamada Serpent Monte Carlo simülasyon programı kullanılarak reaktör modellenmiş ve simüle edilmiştir. Simülasyon sonucunda reaktörün çalışması ile açığa çıkan nötron akıları belirlenmiş ve diğer simülasyon paketleri için girdi olarak kaydedilmiştir. GEANT4 ve FLUKA programları kullanılarak nötronların reaktör zırh katmanları ile etkileşimleri ikincil radyasyonlar da hesaba katılarak incelenmiştir. Nötron analizine ek olarak zırh tasarımının gama radyasyonu zırhlama açısından kabiliyeti GEANT4, FLUKA ve XCOM kodları aracılığıyla belirlenmiştir. Tez kapsamında önerilen SS304 ve HN'nin SS316 ve B<sub>4</sub>C'ye göre gama ve nötron radyasyonu açısından daha iyi zırh malzemeleri oldukları hesaplamalar sonucunda görülmüştür.

**ANAHTAR KELİMELE:** Mikro-MSR; Serpent; İkincil radyasyon; Radyasyon etkileşimleri

Ocak 2025, 69 Sayfa

## **ABSTRACT**

### **MSC THESIS**

#### **RADIATION SHIELDING ANALYSIS IN MOLTEN SALT REACTORS**

**İBRAHİM HALİL TEMEL**

**SINOP UNIVERSITY INSTITUTE OF GRADUATE PROGRAMS**

**DEPARTMENT OF NUCLEAR ENERGY ENGINEERING**

**SUPERVISOR: PROF. DR. HASAN OĞUL**

Molten Salt Reactors (MSRs), which offer an innovative approach to nuclear energy technology and stand out due to their various advantages, are one of the potential future options for safe and sustainable nuclear energy. While MSRs are known to operate within the thermal neutron spectrum, certain designs are also capable of functioning in the fast neutron spectrum. In this context, the radiation shielding design in MSRs should be optimized based on variables such as the reactor's fuel cycle, operating temperature, and neutron spectrum. This thesis aims to analyze the proposed layered shielding model and examine radiation damage for a 50 kWth micro-MSR, for which the design has already been established. In the shielding design of the nine-layer micro-reactor, SS316 and B4C were replaced with SS304 and Hastelloy N (HN), respectively. Radiation shielding analyses were performed for both the reactor, as conceptualized in the literature, and the reactor designed using the proposed new materials. To this end, the reactor was modeled and simulated using the Serpent Monte Carlo simulation program in the initial phase. The neutron fluxes produced during the reactor's operation were determined from the simulation results and recorded as inputs for other simulation packages. The interactions of neutrons with the reactor's shielding layers, including secondary radiation, were analyzed using the GEANT4 and FLUKA programs. In addition to neutron analysis, the effectiveness of the shielding design in terms of gamma radiation was evaluated using the GEANT4, FLUKA, and XCOM codes. The results of the calculations demonstrated that SS304 and Hastelloy N provide superior shielding materials for both gamma and neutron radiation compared to SS316 and B4C.

**KEYWORDS:** Micro-MSR; Serpent; Secondary radiation; Radiation interactions

January 2025, 69 Pages

## TEŞEKKÜR

Kendisi ile çalışmaktan gurur duyduğum yüksek lisans eğitimi boyunca ve tez yazım aşamasında benden desteğini eksik etmeyen tez danışmanım Prof. Dr. Hasan OĞUL hocama bana güvendiği, bilgisini ve desteğini esirgemediği için çok teşekkür ederim.

Jüri üyeleri Prof. Dr. Ferdi AKMAN ve Dr. Öğr. Gör. Hakan US hocalarımdan değerli vakitlerini ayırarak düzeltme ve yorumlarıyla tez çalışmama katkı sağladıkları için çok teşekkür ederim.

Tez yazımı esnasında bana zamanını ayırıp yardım eden ve fikirlerini benden eksik etmeyen yüksek lisans arkadaşım Elif Ahsen Baştuğ'a teşekkür ederim.

İbrahim Halil Temel

# İÇİNDEKİLER

## Sayfa

|                                              |            |
|----------------------------------------------|------------|
| <b>TEZ KABUL .....</b>                       | <b>ii</b>  |
| <b>ETİK BEYANI .....</b>                     | <b>iii</b> |
| <b>ÖZET .....</b>                            | <b>iv</b>  |
| <b>ABSTRACT.....</b>                         | <b>v</b>   |
| <b>TEŞEKKÜR .....</b>                        | <b>vi</b>  |
| <b>TABLolar DİZİNİ .....</b>                 | <b>ix</b>  |
| <b>ŞEKİLLER DİZİNİ.....</b>                  | <b>x</b>   |
| <b>SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ .....</b>  | <b>xii</b> |
| <b>1. GİRİŞ.....</b>                         | <b>1</b>   |
| <b>2. GENEL BİLGİLER.....</b>                | <b>4</b>   |
| 2.1 Erimiş Tuz Reaktörleri .....             | 4          |
| 2.2 Radyasyon .....                          | 6          |
| 2.3 Radyasyondan Korunma .....               | 6          |
| 2.4 Radyasyon Çeşitleri.....                 | 7          |
| 2.5 Gama Radyasyonu Zırhlama .....           | 8          |
| 2.5.1 Lineer azaltma katsayısı .....         | 8          |
| 2.5.2 Kütle azaltma katsayısı .....          | 9          |
| 2.6 Nötron Radyasyon Zırhlama .....          | 9          |
| 2.7 İkincil Radyasyon.....                   | 10         |
| 2.8 Doz ve Atom Başına Yer Değiştirme.....   | 10         |
| <b>3. MATERYAL VE METOT.....</b>             | <b>12</b>  |
| 3.1 Mikro- MSR Reaktörü.....                 | 12         |
| 3.2 Serpent MC Simülasyonu.....              | 15         |
| 3.3 GEANT4 MC Simülasyonu .....              | 16         |
| 3.4 FLUKA MC Simülasyonu.....                | 22         |
| 3.5 XCOM .....                               | 24         |
| <b>4. BULGULAR .....</b>                     | <b>26</b>  |
| 4.1 Nötron Radyasyonu Zırhlama Analizi ..... | 26         |
| 4.2 Gama Radyasyonu Zırhlama Analizi.....    | 40         |
| 4.3 Doz ve DPA Analizi.....                  | 47         |

|                         |           |
|-------------------------|-----------|
| <b>5. SONUÇLAR.....</b> | <b>50</b> |
| <b>KAYNAKLAR.....</b>   | <b>52</b> |
| <b>ÖZGEÇMİŞ .....</b>   | <b>55</b> |





## TABLÖLAR DİZİNİ

### Sayfa

|                                                                                                                                                                     |    |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| <b>Tablo 3.1</b> Micro-MSR parametreleri (Cui vd., 2021) .....                                                                                                      | 13 |
| <b>Tablo 3.2</b> Tez kapsamında kullanılan malzemelerin kimyasal birleşimleri .....                                                                                 | 14 |
| <b>Tablo 4.1</b> 33 – 35 cm aralığındaki nötron sayıları ve enerjileri .....                                                                                        | 27 |
| <b>Tablo 4.2</b> 4,5 MeV enerjiye sahip nötronlar için materyal kalınlığına (2-10 mm) bağlı<br>I/I <sub>0</sub> oranı .....                                         | 29 |
| <b>Tablo 4.3</b> 4,5 MeV enerjiye sahip nötronlar için materyal kalınlığına (12-20 mm) bağlı<br>I/I <sub>0</sub> oranı .....                                        | 29 |
| <b>Tablo 4.4</b> Farklı nötron enerjilerinde I/I <sub>0</sub> oranı, kalınlık 1 cm .....                                                                            | 31 |
| <b>Tablo 4.5</b> Soğuk, Termal, Yavaş ve Hızlı nötronlar için I/I <sub>0</sub> oranları, kalınlık 1 cm .....                                                        | 31 |
| <b>Tablo 4.6</b> SS316 ve B <sub>4</sub> C için XCOM, GEANT4 ve FLUKA üzerinden kütle azaltma<br>katsayısı ( $\mu/\rho$ ) değerleri, birimi cm <sup>2</sup> /g..... | 41 |
| <b>Tablo 4.7</b> SS304 ve HN için XCOM, GEANT4 ve FLUKA üzerinden kütle azaltma<br>katsayısı ( $\mu/\rho$ ) değerleri, birimi cm <sup>2</sup> /g.....               | 42 |
| <b>Tablo 4.8</b> Malzemelerin lineer azaltma katsayısı ( $\mu$ ) değeri, birimi cm <sup>-1</sup> , veriler XCOM<br>üzerinden alınmıştır.....                        | 43 |
| <b>Tablo 4.9</b> Reaktörün asıl hali için yapılan gama zırhlama hesaplaması.....                                                                                    | 45 |
| <b>Tablo 4.10</b> Önerilen malzeme sırası ile yapılan gama zırhlama hesaplaması.....                                                                                | 46 |
| <b>Tablo 4.11</b> Reaktörün asıl hali ve önerilen hali için nötronların DPA ve doz<br>hesaplamaları (Doz birimi MeV/g) .....                                        | 48 |
| <b>Tablo 4.12</b> Reaktörün asıl hali ve önerilen hali için gamaların DPA ve doz<br>hesaplamaları (Doz birimi MeV/g) .....                                          | 49 |

## ŞEKİLLER DİZİNİ

### Sayfa

|            |                                                                                                                           |    |
|------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| Şekil 2.1  | Oak Ridge Ulusal Laboratuvarında kurulmuş iki bölge konseptli MSR reaktörü .                                              | 4  |
| Şekil 2.2  | 1970 yılında kurulan tek akışlı MSR modeli                                                                                | 5  |
| Şekil 2.3  | MSR'ın iç kısmı                                                                                                           | 6  |
| Şekil 3.1  | Mikro-MSR zırhlama düzeni                                                                                                 | 12 |
| Şekil 3.2  | Serpent reaktör modeli input dosyası                                                                                      | 16 |
| Şekil 3.3  | GEANT4 programı nötron analizinde kullanılan elementler                                                                   | 17 |
| Şekil 3.4  | GEANT4 programı gama analizinde kullanılan elementler                                                                     | 18 |
| Şekil 3.5  | GEANT4 simülasyon programı üzerine tanımlanan malzemeler (Nötron)                                                         | 19 |
| Şekil 3.6  | GEANT4 simülasyon programı üzerine tanımlanan malzemeler (Gama)                                                           | 20 |
| Şekil 3.7  | GEANT4 nötron simülasyonu çalıştırma kodu                                                                                 | 21 |
| Şekil 3.8  | GEANT4 gama simülasyonu çalıştırma kodu                                                                                   | 21 |
| Şekil 3.9  | GEANT4 simülasyon programı çalıştırma komutları                                                                           | 21 |
| Şekil 3.10 | Flair arayüzü üzerinden oluşturulan girdi dosyası                                                                         | 23 |
| Şekil 3.11 | Flair arayüzünde simülasyon başlatma bölümü                                                                               | 23 |
| Şekil 3.12 | Flair arayüzünde grafik çıktısı alma                                                                                      | 24 |
| Şekil 3.13 | XCOM arayüzü                                                                                                              | 25 |
| Şekil 3.14 | XCOM malzemeleri tanımlama arayüzü                                                                                        | 25 |
| Şekil 4.1  | Serpent programı kullanılarak reaktörün yakıt bölümünün modeli                                                            | 27 |
| Şekil 4.2  | Reaktörün 9 katmanlı asıl halinden 4,5 MeV enerjili geçen nötronlar                                                       | 32 |
| Şekil 4.3  | Reaktörün 9 katmanlı önerilen halinden 4,5 MeV enerjili geçen nötronlar                                                   | 33 |
| Şekil 4.4  | Reaktörün 9 katmanlı asıl halinin 4,5 MeV enerjili gönderilen nötronlar sonucu açığa çıkan ikincil nötronların sayısı     | 34 |
| Şekil 4.5  | Reaktörün 9 katmanlı asıl halinin 4,5 MeV enerjili gönderilen nötronlar sonucu açığa çıkan ikincil gamaların sayısı       | 35 |
| Şekil 4.6  | Reaktörün 9 katmanlı önerilen halinin 4,5 MeV enerjili gönderilen nötronlar sonucu açığa çıkan ikincil nötronların sayısı | 35 |
| Şekil 4.7  | Reaktörün 9 katmanlı önerilen halinin 4,5 MeV enerjili gönderilen nötronlar sonucu açığa çıkan ikincil gamaların sayısı   | 36 |

**Şekil 4.8** Reaktörün 9 katmanlı asıl haline 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötron gönderimi sonucu geçen, ikincil oluşan nötron ve ikincil oluşan gamalar. Kalınlık cm olarak alınmıştır. .... 37

**Şekil 4.9** Reaktörün 9 katmanlı önerilen haline 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötron gönderimi sonucu geçen, ikincil oluşan nötron ve ikincil oluşan gama. Kalınlık cm olarak alınmıştır. .... 38



## SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ

### Simgeler

|           |                   |
|-----------|-------------------|
| <b>Al</b> | : Alüminyum       |
| <b>B</b>  | : Bor             |
| <b>Be</b> | : Berilyum        |
| <b>C</b>  | : Karbon          |
| <b>Co</b> | : Kobalt          |
| <b>Cr</b> | : Krom            |
| <b>Cs</b> | : Sezyum          |
| <b>Cu</b> | : Bakır           |
| <b>Fe</b> | : Demir           |
| <b>H</b>  | : Hidrojen        |
| <b>I</b>  | : İyot            |
| <b>Mn</b> | : Mangan          |
| <b>Mo</b> | : Molibden        |
| <b>N</b>  | : Azot            |
| <b>O</b>  | : Oksijen         |
| <b>n</b>  | : Nötron          |
| <b>Ni</b> | : Nikel           |
| <b>P</b>  | : Fosfor          |
| <b>Ra</b> | : Radyum          |
| <b>S</b>  | : Kükürt (Sülfür) |
| <b>Si</b> | : Silisyum        |
| <b>Sr</b> | : Stronsiyum      |
| <b>Tc</b> | : Teknesyum       |
| <b>Th</b> | : Toryum          |
| <b>Ti</b> | : Titanyum        |
| <b>U</b>  | : Uranyum         |
| <b>W</b>  | : Tungsten        |
| <b>Xe</b> | : Ksenon          |

## Kısaltmalar

|                              |                                                                             |
|------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------|
| <b><math>I_0</math></b>      | : Başlangıçtaki foton demetinin şiddeti                                     |
| <b><math>\mu</math></b>      | : Lineer azaltma katsayısı                                                  |
| <b><math>\rho</math></b>     | : Kütle yoğunluğu                                                           |
| <b><math>\Sigma_R</math></b> | : Etkin uzaklaştırma tesir kesiti                                           |
| <b><math>W_i</math></b>      | : Malzemeyi oluşturan her bir elementin ağırlık oranı                       |
| <b><math>\Phi</math></b>     | : Radyasyon akısı                                                           |
| <b><math>\sigma</math></b>   | : Tesir kesiti                                                              |
| <b>ALARA</b>                 | : Makul ölçüde ulaşılabildiği kadar düşük (As Low As Reasonably Achievable) |
| <b>BeO</b>                   | : Berilyum Oksit                                                            |
| <b>B<sub>4</sub>C</b>        | : Bor Karbür                                                                |
| <b>C++</b>                   | : Sınıflarla C (C with Classes)                                             |
| <b>D</b>                     | : Doz (Dose)                                                                |
| <b>DPA</b>                   | : Atom başına yer değiştirme (Displacement per atom)                        |
| <b>E<sub>dep</sub></b>       | : Birim radyasyonun bıraktığı enerji                                        |
| <b>eV</b>                    | : Elektronvolt                                                              |
| <b>FLUKA</b>                 | : Dalgalı çağlayanlar-basamaklar (FLUktuierende KAskade)                    |
| <b>GEANT4</b>                | : Geometri ve izleme (GEometry and Tracking)                                |
| <b>I</b>                     | : Hedef malzemeden geçebilen foton demetinin şiddeti                        |
| <b>HN</b>                    | : Hastelloy N                                                               |
| <b>keV</b>                   | : Kiloelektronvolt                                                          |
| <b>MAC</b>                   | : Kütle azaltma katsayısı (Mass attenuation coefficient)                    |
| <b>MC</b>                    | : Monte Carlo Simülasyonu                                                   |
| <b>MCNP</b>                  | : Monte Carlo N-Parçacık taşıma kod sistemi                                 |
| <b>MeV</b>                   | : Milyon elektrovolt                                                        |
| <b>MSR</b>                   | : Molten salt reactor (Ergimiş tuz reaktörü)                                |
| <b>N<sub>atoms</sub></b>     | : Birim hacimdeki atom sayısı                                               |
| <b>NIST</b>                  | : Ulusal Standartlar ve Teknoloji Enstitüsü                                 |
| <b>Serpent</b>               | : Monte Carlo parçacık taşıma kodu                                          |
| <b>SMR</b>                   | : Küçük modüler reaktör (Small modular reactor)                             |

|               |                                                                          |
|---------------|--------------------------------------------------------------------------|
| <b>SM-MSR</b> | : Küçük modüler ergimiş tuz reaktörü (Small modular molten salt reactor) |
| <b>t</b>      | : Radyasyona maruz kalma süresi                                          |
| <b>txt</b>    | : Metin belgesi                                                          |
| <b>x</b>      | : Hedef malzeme kalınlığı                                                |



## 1. GİRİŞ

Dünyada her geçen gün artan enerji talebini karşılamak için birçok yöntem geliştirilmektedir. Şu an kullanımda olan birçok çeşit enerji üretimi mevcuttur. Mevcut kaynakları koruyarak ve bu kaynakların sürdürülebilirliğini sağlayarak enerji kaynaklarının daha iyi kullanımı için çalışmalar da sürmektedir. Daha açık bir ifade ile enerji üretim çeşitliliğini arttırmak hem bir zorunluluk hem de mevcut olanı iyi kullanmaktır. Nükleer enerji ise gelişmiş ve gelişmekte olan ülkeler için seçeneklerden bir tanesi olarak öne çıkmaktadır. Bu bağlamda nükleer enerji üzerinde AR-GE çalışması gerektiren çok hassas, önemli ve büyük bir potansiyele sahip bir enerji türüdür.

Nükleer enerji ile enerji üretimi iki farklı yol ile gerçekleştirilebilir. Bu yöntemlerden ilki nükleer fisyon çekirdek bölünmesi ile enerji elde edimi, ikincisi nükleer füzyon çekirdek birleştirilmesi ile elde edilen enerjidir. Nükleer fisyon yöntemi dünyada fazlaca örnekleri bulunan ve kullanılan bir yöntemdir.

Bu kapsamda literatürde küçük modüler reaktörlerin geliştirilmesi, tasarım ve/veya radyasyon zırlama analizi açısından çeşitli çalışmalar bulunmaktadır. Zhang vd. (2013), optimize edilmiş erimiş tuz reaktörünün (Molten Salt Reactor, MSR) tasarımında nötron ve gama doz oranlarını kabul edilebilir düzeye indirilmesi için gerekli radyasyon korunmasını belirlenmesi amacıyla Monte Carlo (MC) simülasyon yöntemiyle çalışma yapmıştır. Yapmış oldukları zırlama tasarımı ile nötron ve gama doz oranlarını azaltabilmişler ve gerekli sınırların altında toplam doz oranına ulaşmışlardır. Merk ve Konheiser (2013), erimiş tuz hızlı reaktörü (MSFR) tasarımı yaparak bu reaktör için nötron zırlama analizi gerçekleştirmişlerdir. Güvenlikle ilgili dış kaptaki nötron akısını sınır değerlerin altında tutulmasını sağlayan ve uzun süreli operasyonel ömür sağlayan bir koruma stratejisi geliştirmişlerdir. Gimenez ve Lopusso (2018), tasarladıkları SMR için MCNP5 kodu ile reaktörün zırlama analizini gerçekleştirmiştir. Bu çalışmada tungsten karbürün basit üretim sürecinin altı çizilirken radyasyon zırlama malzemesi olarak kullanılmasının geleneksel yöntemlere bir alternatif olduğu gösterilmiştir. Zhang vd. (2018) sürdürülebilir bir nükleer enerji çözümü elde etmek için toryum dioksit yakıtı ve ağır su soğutucu kullanan küçük modüler reaktör (RMSMR) tasarımı gerçekleştirilmiştir. Tasarım uygun bir dönüşüm oranına sahip olduğu ve yakıt ikmali yapmadan 7 yıl boyunca sürekli çalışabileceği

belirtilmiştir. Song vd. (2020) yaptıkları çalışmada genetik algoritma olan NSGA-II'yi kullanarak nükleer reaktörlerde radyasyon zırhlama için hızlı ve çok amaçlı bir yöntem geliştirmişlerdir. Bu çalışmada sunulan yaklaşım geleneksel Monte Carlo yöntemlerinden daha hızlı bir hesaplama hızı elde etmekle birlikte optimum radyasyon zırhlama tasarımlarını bulma ihtimalini arttırmaktadır. Chen vd. (2022) ANSYS ile ısı borusu soğutmalı mikro erimiş tuz reaktörünün çekirdek yapılandırmasının doğal taşınması ve ısı transferi üzerinde olan etkisini araştırmışlardır. Bagderi ve Khalafi (2023), SMR modelinde zırhlama analizi için genetik algoritmayı MCNP ile birleştirmiştir. Bagderi ve Khalafi (2023)'nin yaptıkları çalışmada alternatif bir zırh düzeni tasarlamışlardır. Yeni tasarım radyasyon zırhlama açısından referans reaktöre göre daha iyi seviyeye gelmiş ve zırh kalınlığını azaltılarak toplam reaktör kütlesini azaltmışlardır. Yu vd. (2023), SM-MSR modeli için hızlı nötronların zırhlama analizini gerçekleştirmişlerdir. Reaktörde bulunan grafit reflektörün içerisine bor katkılıyarak, reflektörün bir kısmı grafit ve diğer kısmı bor-grafit olacak şekilde tasarlamışlardır. Bu çalışma ile reaktör dışındaki nötron akısını 50 kat azaltılmıştır. Li vd. (2023), reaktörün çekirdek hacmini azaltmak ve özgül gücü arttırmak amacıyla ısı borusu, reflektör ve yakıt düzenlemesi üzerindeki çekirdek modelinin iyileştirilmesi için çalışma gerçekleştirmişlerdir. Yapılan çalışma sonucu maksimum pelet sıcaklığı, ideal reflektör seçimi, reaktör hacminde azaltma ve radyasyon zırhlama konularında iyileştirme yapmışlardır.

Literatürden de görüleceği üzere küçük modüler reaktörlerin çeşitli tasarımları mevcuttur. Coğrafi koşullar, ekonomi, nükleer yakıt potansiyeli ve sahip oldukları bilgi düzeyi bu farklı tasarımların oluşmasına neden olmuştur. Bu tasarımların farklı özellikleri yakıt zenginlik oranı, yakıt döngü şekli, yakıt yükleme yöntemi, geometrik farklılıklar, moderatör ve soğutucu gibi birçok etkene bağlı olarak değişiklik göstermektedir. Bu tez çalışması kapsamında, Cui vd. (2021)'nin 50 kWth güce sahip bir mikro-MSR için önerilen katmanlı zırhlama modelinin analizi ve radyasyon hasarının incelenmesi amaçlanmıştır. Hali hazırda konsept tasarımı yapılmış bu reaktörün radyasyon zırhlama açısından analizi literatürde bulunmamaktadır. Bu doğrultuda literatürdeki bu eksiklik giderilerek alanda yaygın olarak kullanılan Serpent, GEANT4, FLUKA ve XCOM kodlarının birlikte kullanımına örnek bir çalışma sunulacaktır. Konsept olarak tasarımı literatürde verilen bu Mikro-MSR reaktörünün zırhlama açısından analizi tez kapsamında önerilen yeni malzemeler ile kıyaslaması da



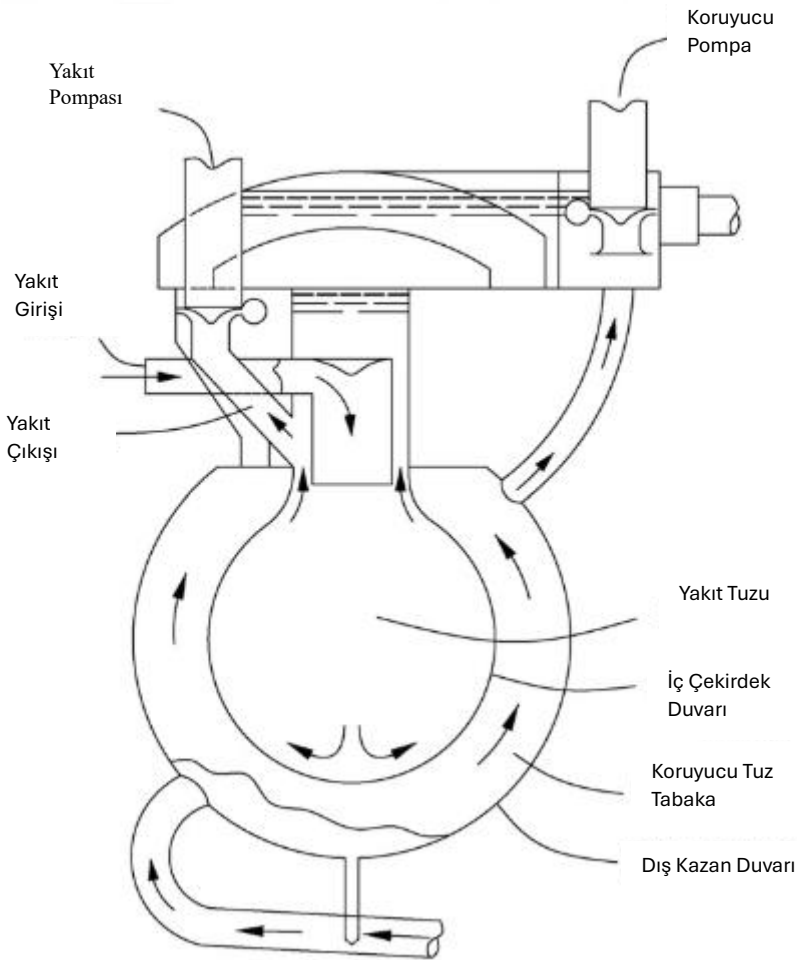
tez konusu kapsamındadır. Bu kapsamda dokuz katmandan oluşan mikro reaktörün zırhlama tasarımında SS316 ve B<sub>4</sub>C çıkarılarak yerlerine sırasıyla SS304 ve Hastelloy N yerleştirilmiştir.



## 2. GENEL BİLGİLER

### 2.1 Erimiş Tuz Reaktörleri

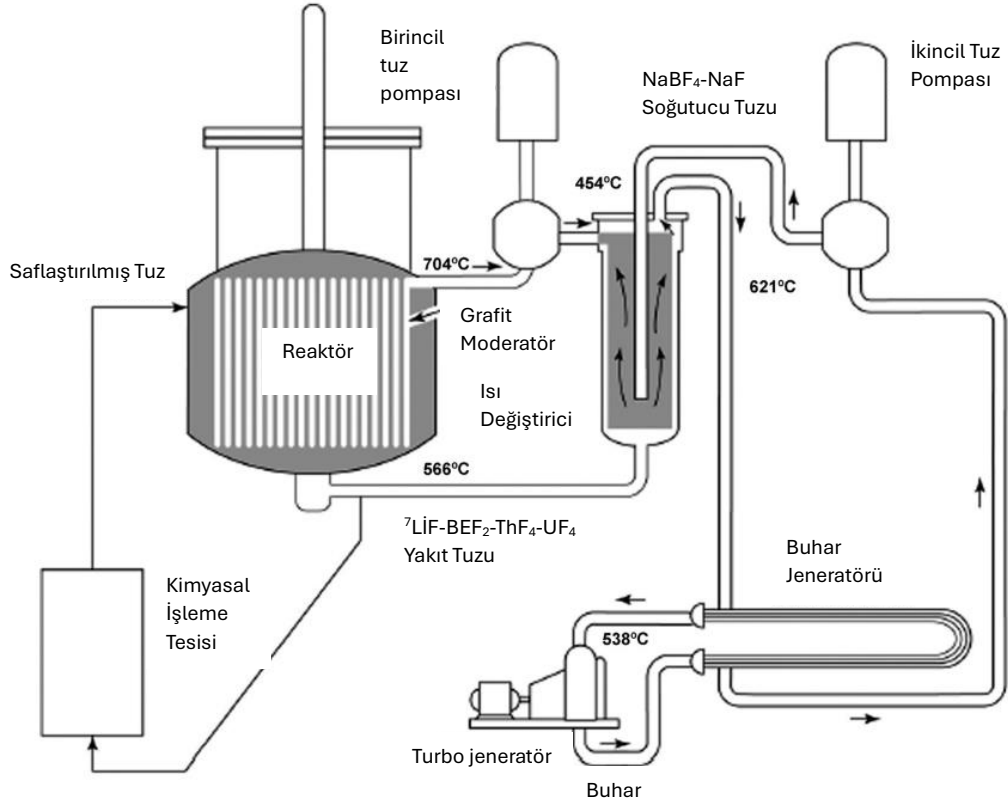
MSR konsepti 1950 yılında Oak Ridge Ulusal Laboratuvarında geliştirilmiştir. BeO moderatör içinde dolaşan sıvı uranyum florür yakıtının kullanıldığı bir uçak reaktörü için deney yapılmıştır. Çalışmalar sırasında bu yöntemin elektrik üretmek için uygun olacağı düşünülmüş ve bu alana odaklanılmıştır (Nuttin vd., 2005). MSR ilk olarak Th/U veya U/Pu yakıt çevrimi için tasarlanmıştır (Alsmadi vd., 2020). Şekil 2.1’de Oak Ridge Ulusal Laboratuvarında kurulmuş iki bölge konseptli MSR reaktörü tasarımı gösterilmektedir.



**Şekil 2.1** Oak Ridge Ulusal Laboratuvarında kurulmuş iki bölge konseptli MSR reaktörü (LeBlanc, 2009).

MSR’lar atmosfer basıncına yakın sıcaklıklara çıkar ve o sıcaklıklarda çalışır (Serp vd., 2014). MSR’larda yakıt on-line şekilde yüklenir. MSR sıvı yakıt kullanımı, aktinit yakma ve yakıt üretme kabiliyeti olan avantajlı bir reaktördür. MSR’ın negatif sıcaklık

reaktivite katsayısına sahip olan önemli bir güvenlik özelliği bulunmaktadır (Zhang vd., 2013). Bu durum daha güvenli olmasını sağlamaktadır. Su ile soğutma olmadığı için su buharı da gözlenmemektedir. Şekil 2.2’de 1970 yılında kurulan tek akışlı MSR modeli sunulmaktadır (Serp vd., 2014).

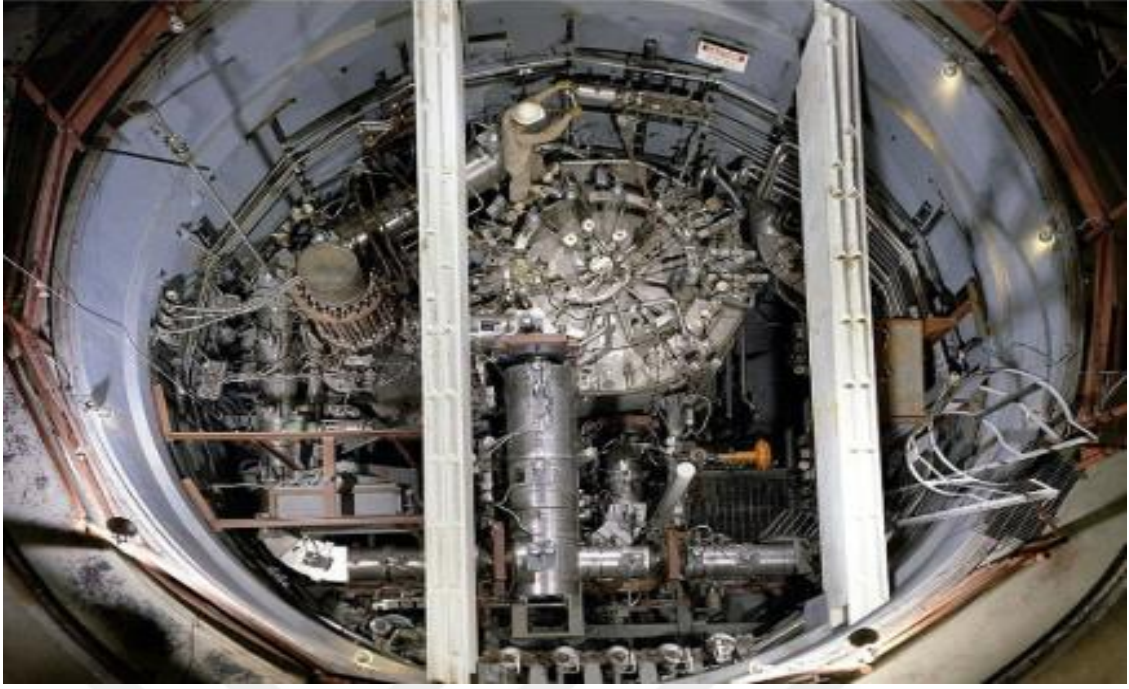


**Şekil 2.2** 1970 yılında kurulan tek akışlı MSR modeli (LeBlanc, 2009).

Kullanılmış uranyumun depolanması veya saklaması çok önemli bir problem olmasından kaynaklı MSR’ın kullanılmış yakıtı kullanması önemli bir sürdürülebilirlik gelişimidir (Uhlir, 2007). Şekil 2.3’te MSR’ın iç kısmı gösterilmektedir.

MSR konseptini temel özellikleri;

1. Birincil ısı eşanjöründe dolaşım yapan bir yakıt tuzu içinde ısı üretimi,
2. Soy metal parçaları ve gaz halindeki fisyon ürünlerini temizleyen bir yakıt tuzu çıkış alanı,
3. Gerekli miktarda U-233 geri kazanımı (Delpech vd., 2009).



**Şekil 2.3** MSR'ın iç kısmı (Serp vd., 2014).

## **2.2 Radyasyon**

Enerjinin parçacık veya dalga formunda yayılması olayına radyasyon denir (Canadian Nuclear Safety Commission, 2012). Elektromanyetik radyasyon dalga şeklinde yayılan kütlesi olmayan bir radyasyon çeşididir. En bilindik radyasyon türleri elektromanyetik radyasyon güneş ışığı (kozmetik radyasyon), X-ışınları ve radyo dalgalarıdır. Parçacık formunda yayılan radyasyon ise enerjiye ve kütleye sahip hızlı hareket edebilen küçük parçacıklardır. Bunların en meşhur örnekleri, alfa parçacıkları, beta parçacıkları ve nötron radyasyonudur (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2020).

## **2.3 Radyasyondan Korunma**

Nükleer teknolojinin gelişmesi ve bu teknolojinin, endüstri, tıp, araştırma gibi çeşitli alanlarda kullanılması sebebiyle radyasyona karşı koruma önemli bir husus haline gelmiştir. Radyasyon kaynakları enerjilerine ve türlerine göre farklılıklar göstermektedir. Radyasyondan korunmak için üç tane önemli faktör vardır. Bunlar, ALARA (As Low As Reasonably Achievable) prensibine göre radyasyona maruz kalma süresi, mesafe ve zırhtır (International Atomic Energy Agency, 2015; Brown ve Oblinger., 2005). Radyasyon zırhlama uygulamaları için kurşun, demir, grafit, su, polietilen ya da beton gibi çeşitli malzemeler kullanılmaktadır. Beton, bu malzemeler arasında gama ve nötron radyasyonu için en çok tercih edilen zırh malzemelerinden bir

tanesisidir. Bu tercihin sebebi, imalat kolaylığı ve bakım/yapım maliyetinin düşük olmasıdır. Nükleer santrallerde, tıp merkezlerinde ve parçacık hızlandırıcılarda radyasyon zırhı olarak kullanılmaktadır. Koruyucu malzemenin yoğunluğu ne kadar yüksek olursa, gama ışınlarına karşı daha etkili bir zayıflatma sağlar ve zırhın gerekli kalınlığı azaltılabilir. Nötronlar için iyi bir zırh, demir, baryum gibi malzemeler içermelidir. Bu ağır elementler, esnek olmayan çarpışmalar yaptırarak hızlı nötronları zayıflatırlar. Hafif elementler ise hızlı nötronların orta derecede hızlarını inelastik çarpışmalarla azaltırlar. Bu doğrultuda hidrojenin kütlesi nötronun kütlesine çok yakın olduğu için hidrojen varlığı hızlı nötron zırhlamada çok etkilidir. Ayrıca nötron zırhlarında nötronları soğurma özelliği yüksek olan bor içerikli malzemeler de kullanılmaktadır. Radyasyon korumada amaç daha az kalınlık kullanarak daha yüksek bir radyasyondan korunma verimliliğine ulaşılabilmesidir (Amirabadi vd., 2013).

## **2.4 Radyasyon Çeşitleri**

Radyasyon enerjilerine göre iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan radyasyon olarak ikiye ayrılır. İyonlaştırıcı radyasyon, atom yörüngesinden bir elektron koparabilen, elektron/proton dengesini bozabilen ve atomda pozitif yük oluşturabilen radyasyon türüdür. Elektrik yüklü atomlara iyon denir. İyonlaştırıcı radyasyon, doğal ya da insan yapımı yani yapay radyasyon kaynaklarından doğan radyasyon olabilir. Alfa bozunması atomdan iki nötron ve iki protondan oluşan bir çekirdek koptuğunda meydana gelir. Bu olduğunda atom numarası 2 azalırken kütle numarası da 4 azalır. Alfa kaynaklarının en meşhurları, radyum, radon, uranyum ve toryumdur. Bir beta bozunması olayında, bir nötron bir protona dönüşür ve çekirdekten bir elektron yayılır. Atom numarası bir artarken kütle elektron kaybından dolayı az da olsa azalır. Beta kaynaklarının en meşhurları, Sr-90, C-14, H-3, ve S-35 olarak bilinir. Bir nükleer reaktörde alfa ve beta bozunmasını takiben veya nötron yakalanmasından sonra çekirdekte artık enerji oluşur ve gama bozunması gerçekleşir. Gama bozunması genellikle bir radyoaktif çekirdeğin kütlesini veya atom numarasını etkilemez. Gama kaynaklarının en meşhurları, I-131, Cs-137, Co-60, Ra-226 ve Tc-99m çekirdekleridir. Kozmik radyasyon dışında kendiliğinden fisyon, nötronların tek doğal kaynağıdır. En bilinen nötron kaynakları, uranyum ve plütonyum çekirdeklerinin fisyonudur. Nötron radyasyonu, parafin mumu ve plastikler gibi bol miktarda hidrojen atomu içeren malzemeler tarafından en iyi

şekilde korunur. Bunun nedeni, nötronların hidrojen atomlarının benzer atom ağırlıklarına sahip olmaları dolayısıyla birbirleri ile kolayca çarpışma yapabilmeleridir. İyonlaştırıcı olmayan radyasyon, iyonlaştırıcı olan radyasyon çeşidine göre daha az bir enerjiye sahiptir. Bu yüzden iyon üretmek için yeterli enerjiye sahip değildir. Görünür ışık, kızılötesi, radyo dalga, mikrodalga ve güneş ışığı iyonlaştırıcı olmayan radyasyon türlerine örnek olarak verilebilir (Canadian Nuclear Safety Commission, 2012).

## 2.5 Gama Radyasyonu Zırlama

Gama radyasyonunun bir atomla etkileşimi baskın olan üç farklı etkinin toplamına eşittir. Bu üç etki şunlardır: Fotoelektrik olay, çift oluşum ve Compton saçılmasıdır. Gama ışını, enerjisine ve hedef malzemeye bağlı olarak bu üç etkiden bir tanesini baskın olarak gerçekleştirir. Gamanın enerjisi düşük ise fotoelektrik olayı gerçekleştirme durumu daha baskındır. Orta enerjilerde Compton saçılması gerçekleştirme durumu ve yüksek enerjilerde çift oluşum gerçekleştirme durumu daha baskındır. Bu etkiler sonucunda soğurma veya saçılma gerçekleşir ve foton hedeften uzaklaştırılır veya soğurulur.

### 2.5.1 Lineer azaltma katsayısı

Yukarıda bahsi geçen etkileşimler hedef malzeme içerisinde birim yol uzunluğu başına sabit bir meydana gelme etkileşimi ile karakterize edilir. Bu olasılık ve etkilerin toplamına Lineer Azaltma Katsayısı denir. Lineer azaltma katsayısı, hedefe yollanan radyasyon yoğunluğunun hedef malzeme içerisinde geçerken azalması durumunun ölçüsüdür. Spesifik olarak bakıldığında, hedef malzemenin birim uzunluk başına (cm) gama ışınları ile olan etkileşim olasılığıdır. Gama radyasyonu gönderilen malzeme içerisinde geçerken bu malzemenin elektronları, elektronların Coulomb alanları, çekirdekleri ve bunların Coulomb alanları ile etkileşime girer. Bu durumda gama radyasyonu enerji kaybeder. Bu sebeple, kullanılan hedef malzemenin yoğunluğu veya atom numarası ne kadar büyükse etkileşim sayısı fazla olacaktır. Dolayısıyla gama ışınlarının daha fazla etkileşimi sonucunda enerji kaybı da o kadar yüksek olacaktır. Lineer azaltma katsayısı aşağıdaki eşitlikle belirlenir.

$$I = I_0 e^{-\mu x} \quad (2.1)$$

$$\mu = \frac{\ln(\frac{I_0}{I})}{x} \quad (cm^{-1}) \quad (2.2)$$

$I_0$ : başlangıçtaki foton demetinin şiddeti.

I: hedef malzemeden geçebilen foton demetinin şiddeti.

x: hedef malzeme kalınlığı(cm)

$\mu$ : lineer azaltma katsayısı ( $\text{cm}^{-1}$ )

### 2.5.2 Kütle azaltma katsayısı

Kütle azaltma katsayısı, hedef malzemedeki birim alandaki birim kütlede meydana gelen radyasyonun madde ile etkileşiminin ortalama sayısının ölçümüdür. Kütle azaltma katsayısı foton penetrasyon hesaplarında yaygın bir biçimde kullanılır. Birimi  $\text{cm}^2/\text{g}$  ile verilirken matematiksel formülü Denklem 2.3 ile ifade edilir.

$$MAC = \frac{\mu}{\rho} \quad (2.3)$$

$\rho$ : Kütle Yoğunluğu ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )

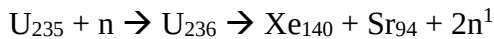
$\mu$ : Lineer azaltma katsayısı ( $\text{cm}^{-1}$ )

## 2.6 Nötron Radyasyon Zırhlama

Nötron elektriksel yükü sıfır olan parçacıktır. Nötronun madde ile etkileşimi genellikle çekirdek etkileşimidir. Nötronun çekirdek ile etkileşimi iki şekilde gerçekleşir. Bunlar;

1. Saçılma reaksiyonları
2. Yakalama (Absorbsiyon) reaksiyonları

Saçılma reaksiyonları, esnek saçılma ve esnek olmayan saçılma olarak ayrılmaktadır. Esnek çarpışma durumunda nötron çekirdek ile çarpışır ve başka bir yöne doğru saçılır. Esnek olmayan çarpışma durumunda nötron ve çekirdek kısa süreliğine birleşmesi ve nötronun tekrar saçılma yapmasıdır. Nötron çekirdek etkileşiminde nötronun enerjisi azalmaktadır. Çekirdeğe aktarılan enerji ile çekirdek kararsız duruma geçmektedir. Çekirdek kararlı duruma geçmek için gama ışıınımı yapmaktadır. Yakalama reaksiyonlarında nötron çekirdek tarafından yakalanmaktadır. Nötron enerjisini çekirdeğe aktarmaktadır. Çekirdek, birleşik çekirdek durumuna geçmekte ve ikincil radyasyon salınımı yaparak bölünmektedir. Yakalama reaksiyonları için aşağıda örnek verilmiştir.



Nötronlar enerjilerine göre 3'e ayrılmaktadır. Bunlar termal nötronlar, epitermal nötronlar ve hızlı nötronlardır. Kinetik enerjisi 1 eV'un altında olan nötronlar termal nötronlardır. Termal nötronlar çekirdek ile esnek çarpışma yapmaktadırlar. Kinetik

enerjisi 0,4 eV – 1 MeV arasındaki nötronlar epitermal nötronlardır. Genel olarak moderatör olarak kullanılan malzemeler içerisinde esnek olmayan çarpışmalar ile üretilirler. Kinetik enerjisi 1 MeV'den büyük nötronlar hızlı nötronlardır. Genel olarak nükleer reaksiyonlar sonucu oluşmaktadırlar.

Nötronların malzeme içerisinde geçişleri sırasında ilk çarpışma olasılığını ölçen parametreye etkin nötron uzaklaştırma tesir kesiti denilmektedir. Denklem 2.4'te etkin nötron uzaklaştırma tesir kesitinin formülü verilmiştir (El Abd A. vd., 2017).

$$\Sigma_R = \Sigma_i w_i (\Sigma_R)_i \quad (2.4)$$

$\Sigma_R$ : Etkin uzaklaştırma tesir kesiti ( $\text{cm}^{-1}$ )

$w_i$ : Malzemeyi oluşturan her bir elementin ağırlık oranı

## 2.7 İkincil Radyasyon

Malzeme çekirdeğinin birincil radyasyon etkileşimi sonucunda birleşik çekirdek oluşumu ve fisyon olayı gözlenmektedir. Oluşan birleşik çekirdeğin bölünmesi veya fisyon gerçekleşmesi sonucunda oluşan radyasyonlar ikincil radyasyon olarak tanımlanır. Örneğin nükleer reaksiyonlarda  $U_{235}$ 'in nötron ile etkileşimi sonucu fisyon olayı gerçekleşir. Bu olay sonucunda 2 veya 3 adet ikincil nötron açığa çıkar. İkincil radyasyon nükleer mühendislik, radyasyon güvenliği ve zırhlama çalışmalarında kritik öneme sahiptir. Ayrıca biyolojik etkiler, malzeme dayanıklılığı ve reaktör verimliliği konularında önemli ve dikkat edilmesi gereken bir parametredir. İkincil radyasyon iyi bir şekilde analiz edilmeli ve kontrol altında tutulması gerekmektedir.

## 2.8 Doz ve Atom Başına Yer Değiştirme

Soğurulan doz, radyasyonun hedef malzemede aktardığı enerji miktarını ifade etmektedir. Malzeme üzerine aktarılan enerjiye bağlı olarak kırılgenliğin artmasına, malzeme üzerinde genleşme ve mekanik stres oluşumu problemleri ortaya çıkmaktadır. Birimi MeV/g'dır. DPA (atom başına yer değiştirme miktarı) radyasyonun malzemenin atomlarını yer değiştirmesiyle alakalı bir parametredir. Malzemenin atomlarındaki yer değiştirmenin belirlenmesi gelen radyasyonun malzemeye verdiği hasarı gösterir. Atomların yerlerindeki değişim durumuna bağlı olarak malzemenin özelliklerinde değişimler, yapısal bozulmalar, boşluk ve çatlak oluşumu problemleri ortaya çıkmaktadır. Bu sebeplerden dolayı Doz ve DPA, hedef malzemenin radyasyona maruz



kalması sonucu oluşan radyasyon hasarını belirtmek amacıyla kullanılan hesaplama yöntemleridir. Bu hesaplamalar önemli problemler ile karşılaşılması için yapılmaktadır. Denklem 2.5'te doz formülü, Denklem 2.6'da DPA formülü verilmiştir.

$$D = \phi E_{dep} \mu \quad (2.5)$$

D: Doz (MeV/g)

$\Phi$ : Radyasyon akısı (radyasyon/cm<sup>2</sup>sn)

E<sub>dep</sub>: Birim radyasyonun bıraktığı enerji (MeV)

$\mu$ : Malzemenin kütle azaltma katsayısı (cm<sup>2</sup>/g)

$$dpa = \frac{\phi \sigma t}{N_{atoms}} \quad (2.6)$$

dpa: Atom başına yer değiştirme miktarı

$\Phi$ : Radyasyon akısı (radyasyon/(cm<sup>2</sup>sn))

$\sigma$ : Toplam tesir kesiti (cm<sup>2</sup>)

t: radyasyona maruz kalma süresi (saniye)

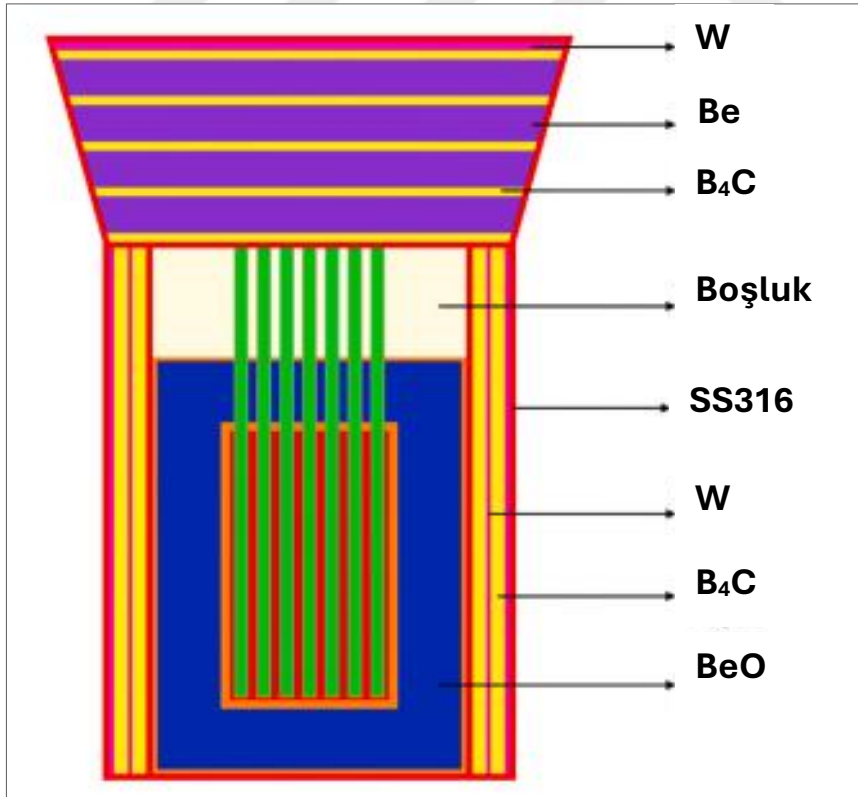
N<sub>atoms</sub>: Birim hacimdeki atom sayısı (atom/cm<sup>3</sup>)

### 3. MATERYAL VE METOT

Bu tez çalışması kapsamında gücü 10 MW'ın altında, 50 kWth'lik bir güce sahip Mikro – MSR (Cui vd., 2021) tasarımına ait radyasyon zırhlama modülünün analizinin gerçekleştirilmesi hedeflenmiştir. Bu hedef doğrultusunda, Serpent, GEANT4 ve FLUKA simülasyon kodları kullanılmıştır. Elde edilen bulgular teorik hesaplamalar ile desteklenmiştir. Tez kapsamında kullanılan materyal ve metotların detayları aşağıda sunulmuştur.

#### 3.1 Mikro- MSR Reaktörü

Tasarımı Şekil 3.1'de sunulan ve gücü 10 MW'ın altında, 50 kWth'lik bir güce sahip Mikro – MSR modeli (Cui vd., 2021) tez konusu için referans reaktör olarak seçilmiştir. Bu tip mikro reaktörler düşük özgül kütle, son derece esnek güç kaynağı olması, uzun ömürlü bir kullanıma sahip olması ve çevreye uyum sağlayarak özellikle okyanus ve uzay araştırma alanlarında kullanılmak için birçok avantaj sunmaktadır (Cui vd., 2021). Reaktör ile ilgili parametreler Tablo 3.1'de sunulmuştur;



Şekil 3.1 Mikro-MSR zırhlama düzeni (Cui vd., 2021).

**Tablo 3.1** Micro-MSR parametreleri (Cui vd., 2021)

| <b>Geometrik Parametreler</b> | <b>Veriler (m)</b> | <b>Materyal</b>                       | <b>Kütle (Kg)</b>      |
|-------------------------------|--------------------|---------------------------------------|------------------------|
| Aktif kor (D x H)             | 0,35 x 0,62        | Tuz Yakıt                             | 201                    |
| İç Alaşım Kalınlığı           | 0,02               | Zenginleştirilmiş Uranyum             | 129                    |
| Reflektör Kalınlığı           | 0,14               | Isı Borularındaki Na<br>(Kor bölgesi) | $6,250 \times 10^{-3}$ |
| Dış Alaşım Kalınlığı          | 0,01               | Alaşım                                | 426                    |
| Kontrol Tambur çapı           | 0,0575             | BeO                                   | 690                    |
| B <sub>4</sub> C kalınlığı    | 0,005              | B <sub>4</sub> C                      | 6,27                   |

Zırhlama düzeni Şekil 3.1 de verilen nükleer reaktörde tüm zırhlama tasarımı 9 katmandan oluşmaktadır. Sırasıyla her bir katmanda Hastelloy N (HN), BeO, HN, SS316, B<sub>4</sub>C, W, B<sub>4</sub>C, W ve SS316 bulunmaktadır. Her bir katmanın radyasyon ile etkileşim parametreleri tez kapsamında belirlenmiştir. Ayrıca burada bahsi geçen SS316 ve B<sub>4</sub>C çıkartılarak yerlerine sırasıyla SS304 ve HN yerleştirilmiştir. Bu doğrultuda yeni zırhlama düzeninin değerlendirilmesi de yapılmış ve literatürde önerilen tasarım ile kıyaslanmıştır. Hastelloy N, yüksek sıcaklıklara ve korozyona karşı dayanıklılığı ile bilinen, nikel bazlı bir süper alaşımdır. Özellikle ısı ve kimyasal dayanım gerektiren nükleer reaktörler ve kimya endüstrisindeki zorlu ortamlar için geliştirilmiştir (Birçelik,2024). BeO, yüksek termal iletkenlik, yüksek erime sıcaklığı, yüksek kimyasal ve termal stabilite özellikleriyle birlikte iyi proses uygulanabilirliği olan bir malzemedir. İyi bir reflektör görevi görmektedir. Nükleer reaktörler, kimya endüstrisi, elektronik sanayi ve askeri sanayide çokça kullanılmaktadır (Great Ceramic, 2024). SS316, yüksek sıcaklıklara ve korozyon dayanıklılığı yüksek olan bir alaşımdır. Kolay şekillendirilmesi ve işlenebilirliği yüksek bir malzeme özelliğiyle birçok endüstri tarafından tercih edilmiştir (Singh V. P., Badiger N. M., 2014; Material Property Data, 2024). SS304, SS316 ile benzer özellikleri gösteren bir alaşımdır. Birçok endüstri tarafından tercih edilmektedir (Material Property Data, 2024). W, yüksek erime sıcaklığı, korozyona karşı dayanıklı, termal iletkenliği ve sert bir malzeme olarak bilinir. Özellikle yüksek yoğunluğu, yüksek dayanım ve sertlik gerektiren uygulamalarda çokça tercih edilir (Eroğlu G., Şahiner M., 2019). Tablo 3.2’de referans alınan reaktörde kullanılan malzemelerin elementel bileşenleri ve yoğunlukları sunulmuştur.

**Tablo 3.2** Tez kapsamında kullanılan malzemelerin kimyasal birleşimleri

| Malzemeler       | Element/Yüzdelik Birleşim                                                                                                                                                                                                                          | Yoğunluk(g/cm <sup>3</sup> ) |
|------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------|
| HN               | Nikel (Ni): 70,22<br>Molibden (Mo): 16<br>Krom (Cr): 7<br>Demir (Fe): 4<br>Silisyum (Si): 0,8<br>Mangan (Mn): 0,7<br>Tungsten (W): 0,45<br>Alüminyum (Al): 0,15<br>Titanyum (Ti): 0,15<br>Karbon (C): 0,08<br>Bakır (Cu): 0,25<br>Kobalt (Co): 0,2 | 8,78                         |
| SS316            | Mangan (Mn): 2<br>Fosfor (P): 0,045<br>Sülfür (S): 0,030<br>Demir (Fe): 61,995 (Denge)<br>Silisyum (Si): 0,75<br>Krom (Cr): 18<br>Nikel (Ni): 14<br>Azot (N): 0,1<br>Molibden (Mo): 3<br>Karbon (C): 0,08                                          | 8,03                         |
| SS304            | Mangan (Mn): 2<br>Fosfor (P): 0,045<br>Sülfür (S): 0,030<br>Demir (Fe): 67,095 (Denge)<br>Silisyum (Si): 0,75<br>Krom (Cr): 20<br>Nikel (Ni): 10<br>Karbon (C): 0,08                                                                               | 8                            |
| BeO              | Berilyum (Be): 36,03<br>Oksijen (O): 63,97                                                                                                                                                                                                         | 3,02                         |
| B <sub>4</sub> C | Bor (B): 78,26<br>Karbon (C): 21,74                                                                                                                                                                                                                | 2,52                         |

SS304'ün yoğunluk değeri 8 g/cm<sup>3</sup>'tür. SS316 malzemesinin yoğunluk değeri 8,03 g/cm<sup>3</sup>'tür. HN malzemesinin yoğunluk değeri 8,78 g/cm<sup>3</sup>'tür. B<sub>4</sub>C malzemesinin yoğunluk değeri 2,52 g/cm<sup>3</sup>'tür. SS304 malzemesinin erime sıcaklığı 1400-1455 °C, gerilme direnci 505 MPa'dır. Sertlik değerlerine bakıldığında Rockwell B sertlik değeri 70 ve Vickers sertlik değeri 129'dur (Material Property Data, 2024). SS316 malzemesinin erime sıcaklığı 1375 °C, gerilme direnci 580 MPa'dır. Sertlik değerleri bakıldığında Rockwell B sertlik değeri 80 ve Vickers sertlik değeri 155'tir. HN malzemesinin erime sıcaklığı 1300-1400 °C ve gerilme direnci 800 MPa'dır. B<sub>4</sub>C malzemesinin erime sıcaklığı 2350 °C'dir. (Material Property Data, 2024). SS304, SS316'ya göre daha yüksek sıcaklıkta kullanılmaya uygun bir malzemedir. SS304, SS316'ya yakın özellikler göstermesi dolayısıyla birçok endüstri alanında SS316 yerine tercih edilebilen bir malzeme olmaktadır. HN malzemesinin B<sub>4</sub>C'ye göre daha düşük sıcaklıkta erime sıcaklığı bulunmaktadır. Buna karşın HN malzemesi korozyon direnci, oksidasyon direnci ve sertlik düzeyi daha iyi bir malzemedir.

### 3.2 Serpent MC Simülasyonu

Serpent basitleştirilmiş reaktör fiziği kodu olarak tasarlanmıştır. İlerleyen süreçlerde geliştirilerek çok amaçlı Monte Carlo parçacık taşıma kodu halini almıştır. Serpent kullanılmakta olan diğer nükleer kodlar gibi devamlı enerji kesit kütüphanelerini kullanmaktadır. Tez kapsamı içerisinde ENDF/B-VII.1 veri tabanı kütüphanesi kullanılmıştır. İlgili kütüphane 2011 yılında yayınlanmıştır. Nükleer bilim ve teknoloji uygulamaları üzerinde önerilen değerlendirilmiş veri kütüphanesidir. Nötron alt kütüphaneleri ve genişletilmiş bozunma verisi alt kütüphanelerini içermektedir (National Nuclear Data Center, 2024).

Bu tez kapsamında oluşturulan bir "txt" girdi dosyası içerisine reaktör için gerekli parametreler kullanılarak tez kapsamında seçilen mikro- MSR modeli oluşturulmuştur. Şekil 3.2 de belirtilen girdi dosyasına ait görsel sunulmuştur. Modellenen reaktörün simülasyonun çalıştırılması ile elde edilen nötron akıları belirlenerek reaktörün radyasyon zırhlama düzeni üzerine gelen nötron sayıları enerjileri ile birlikte belirlenmiştir.

```

%kor tanımlama

surf 100 cylz 0.0 0.0 17.5 -31 31 % core bölgesi
surf 200 cylz 0.0 0.0 18.5 -32 31 %core konteyner
surf 300 cylz 0.0 0.0 17.5 32 48
surf 400 cylz 0.0 0.0 18.5 31 32

%2. kısım

surf 500 cylz 0.0 0.0 34.5 -48 48
surf 600 cylz 0.0 0.0 35 -48.5 48.5

% hücre tanımlama

%cell 3333 0 konteyner
cell 2222 0 fill 330 -400
cell 1111 0 fill 220 -300
cell 1110 0 fill 110 -100
cell 2220 0 konteyner 100 -200
cell 3330 0 reflektor 990 991 992 993 994 995 200 300 400 -500
cell 9990 0 b4c -990
cell 9991 0 b4c -991
cell 9992 0 b4c -992
cell 9993 0 b4c -993
cell 9994 0 b4c -994
cell 9995 0 b4c -995
cell 4440 0 vessel 500 -600 990 991 992 993 994 995
cell 5550 0 outside 600

% DRUM tanımlama

surf 990 pad 0 26.75 6 6.75 150 30
surf 991 pad 0 -26.75 6 6.75 30 150

```

**Şekil 3.2** Serpent reaktör modeli input dosyası

### 3.3 GEANT4 MC Simülasyonu

GEANT4 kullanım alanı çok geniş olan bir simülasyon kodudur. Bu tez kapsamında özelliklerinden biri olan madde içerisinden parçacıkların geçişini simüle etmek için kullanılmıştır. Sistem geometrisi, ilgili malzeme, temel parçacıklar, parçacıkların malzemeler ve elektromanyetik alanlar aracılığı ile izlenmesi, birincil olayların oluşması, parçacık etkileşimini yöneten süreçler, hassas detektör bileşenlerinin tepkisi gibi olayları simülasyon araç setine dahil etmiştir (Geant4 Collaboration, 2024). GEANT4 geniş bir enerji aralığında parçacıkların madde ile etkileşimi için birçok fizik modeli bulunmaktadır. GEANT4 C++ dilinde yazılmıştır. Şeffaflık sağlamak için gelişmiş mühendislik tekniği ve nesne yönelimli teknolojiden yararlanmaktadır (Agostinelli S. vd., 2003; Arce vd, 2013). Yüksek enerji fiziği, astrofizik ve uzay bilimi, tıbbi fizik ve radyasyondan korunma dahil olmak üzere birçok uygulama alanlarında çok sayıda deney ve proje tarafından kullanılmaktadır (Agostinelli S. vd., 2003).

Bu çalışma kapsamında GEANT4 simülasyon programını Linux sistemi üzerinden Ubuntu işletim sistemine kurulmuştur. Analizler için kullanılan alaşım ve malzemeler sistem içinde tanımlanmıştır. Nötronlar için GEANT4 simülasyon programında “hadronic/Hadr03” paketi ve gamalar için “electromagnetic/TestEm13” paketi kullanılmıştır. Malzeme tanımları nötron ve gamalar için ilgili paketin “src” klasöründe

bulunan “DetectorConstruction.cc” belgesi içerisinde yapılmıştır. Bu işlem için izlenmesi gereken yol nötron ve gama için sırasıyla şu şekildedir;

geant4-v11.2.1-install/share/Geant4/examples/extended/hadronic/Hadr03/src

geant4-v11.2.1-install/share/Geant4/examples/extended/electromagnetic/TestEm13/src

“DetectorConstruction.cc” belgesi açıldıktan sonra araştırma içerisinde kullanılan malzemeler içerisinde bulunan elementler ve alaşım ve/veya materyaller tanımlanmıştır.

Bu tanımlamalar Şekil 3.3, Şekil 3.4, Şekil 3.5 ve Şekil 3.6’te verilmektedir.

```
//NE213
G4Element* H = new G4Element("Hydrogen", "H", 1., 1.01*g/mole);
G4Element* C = new G4Element("Carbon", "C", 6., 12.00*g/mole);
G4Element* Li = new G4Element("Lithium", "Li", 3., 6.941*g/mole);
G4Element* Be = new G4Element("Berilium", "Be", 4., 9.01218*g/mole);
G4Element* B = new G4Element("Boron", "B", 5., 10.811*g/mole);
G4Element* N = new G4Element("Azot", "N", 7., 14.0067*g/mole);
G4Element* O = new G4Element("Oxgyen", "O", 8., 15.9994*g/mole);
G4Element* F = new G4Element("Fluorine", "F", 9., 18.9984*g/mole);
G4Element* Na = new G4Element("Sodium", "Na", 11., 22.98976*g/mole);
G4Element* Mg = new G4Element("Magnezyu", "Mg", 12., 24.305*g/mole);
G4Element* Al = new G4Element("Alimini", "Al", 13., 26.9815386*g/mole);
G4Element* Si = new G4Element("Silisyum", "Si", 14., 28.0855*g/mole);
G4Element* P = new G4Element("Phosohor", "P", 15., 30.973762*g/mole);
G4Element* S = new G4Element("Sulfur", "S", 16., 32.065*g/mole);
G4Element* Cl = new G4Element("Chlorine", "Cl", 17., 35.453*g/mole);
G4Element* Ar = new G4Element("Argon", "Ar", 18., 39.948*g/mole);
G4Element* K = new G4Element("Potasyum", "K", 19., 39.0983*g/mole);
G4Element* Ca = new G4Element("Kalsiyum", "Ca", 20., 40.078*g/mole);
G4Element* Sc = new G4Element("Scandium", "Sc", 21., 44.955912*g/mole);
G4Element* Ti = new G4Element("Titanium", "Ti", 22., 47.867*g/mole);
G4Element* V = new G4Element("Vanadium", "V", 23., 50.9415*g/mole);
G4Element* Cr = new G4Element("Chromium", "Cr", 24., 51.9961*g/mole);
G4Element* Mn = new G4Element("Manganese", "Mn", 25., 54.938045*g/mole);
G4Element* Fe = new G4Element("Iron", "Fe", 26., 55.845*g/mole);
G4Element* Co = new G4Element("Cobalt", "Co", 27., 58.933195*g/mole);
G4Element* Ni = new G4Element("Nickel", "Ni", 28., 58.6934*g/mole);
G4Element* Cu = new G4Element("Copper", "Cu", 29., 63.546*g/mole);
G4Element* Zn = new G4Element("Zinc", "Zn", 30., 65.409*g/mole);
G4Element* Rb = new G4Element("Rubidium", "Rb", 37., 85.4678*g/mole);
G4Element* Zr = new G4Element("Zirconium", "Zr", 40., 91.224*g/mole);
G4Element* Nb = new G4Element("Niobium", "Nb", 41., 92.90638*g/mole);
G4Element* Cd = new G4Element("Cadmium", "Cd", 48., 112.411*g/mole);
G4Element* Te = new G4Element("Tellurium", "Te", 52., 127.60*g/mole);
G4Element* Ba = new G4Element("Barium", "Ba", 56., 137.327*g/mole);
G4Element* Er = new G4Element("Erbium", "Er", 68., 167.259*g/mole);
G4Element* Ta = new G4Element("Tantalum", "Ta", 73., 180.94788*g/mole);
G4Element* W = new G4Element("Tungsten", "W", 74., 183.84*g/mole);
G4Element* Pb = new G4Element("Lead", "Pb", 82., 207.2*g/mole);
G4Element* Bi = new G4Element("Bismuth", "Bi", 83., 208.9804*g/mole);
G4Element* Ge = new G4Element("Germanium", "Ge", 32., 72.59*g/mole);
G4Element* I = new G4Element("Iodine", "I", 53., 126.90*g/mole);
G4Element* In = new G4Element("Indium", "In", 49., 114.818*g/mole);
G4Element* Ag = new G4Element("Silver", "Ag", 47., 107.8682*g/mole);
G4Element* Mo = new G4Element("Molibden", "Mo", 42., 95.94*g/mole);
```

Şekil 3.3 GEANT4 programı nötron analizinde kullanılan elementler



```

G4Element* H = new G4Element("Hydrogen", "H", z=1., a= 1.01*g/mole);
G4Element* C = new G4Element("Carbon", "C", z=6., a= 12.00*g/mole);
G4Element* Li = new G4Element("Lithium", "Li", z=3., a= 6.941*g/mole);
G4Element* Be = new G4Element("Berilium", "Be", z=4., a= 9.01218*g/mole);
G4Element* B = new G4Element("Boron", "B", z=5., a= 10.811*g/mole);
G4Element* N = new G4Element("Azot", "N", z=7., a= 14.0067*g/mole);
G4Element* O = new G4Element("Oxgyen", "O", z=8., a= 15.9994*g/mole);
G4Element* F = new G4Element("Fluorine", "F", z=9., a= 18.9984*g/mole);
G4Element* Na = new G4Element("Sodium", "Na", z=11., a= 22.98976*g/mole);
G4Element* Mg = new G4Element("Magnezyu", "Mg", z=12., a= 24.305*g/mole);
G4Element* Al = new G4Element("Alimini", "Al", z=13., a= 26.9815386*g/mole);
G4Element* Si = new G4Element("Silisyum", "Si", z=14., a= 28.0855*g/mole);
G4Element* P = new G4Element("Phosohor", "P", z=15., a= 30.973762*g/mole);
G4Element* S = new G4Element("Sulfur", "S", z=16., a= 32.065*g/mole);
G4Element* Cl = new G4Element("Chlorine", "Cl", z=17., a= 35.453*g/mole);
G4Element* Ar = new G4Element("Argon", "Ar", z=18., a= 39.948*g/mole);
G4Element* K = new G4Element("Potasyum", "K", z=19., a= 39.0983*g/mole);
G4Element* Ca = new G4Element("Kalsiyum", "Ca", z=20., a= 40.078*g/mole);
G4Element* Sc = new G4Element("Scandium", "Sc", z=21., a= 44.955912*g/mole);
G4Element* Ti = new G4Element("Titanium", "Ti", z=22., a= 47.867*g/mole);
G4Element* V = new G4Element("Vanadium", "V", z=23., a= 50.9415*g/mole);
G4Element* Cr = new G4Element("Chromium", "Cr", z=24., a= 51.9961*g/mole);
G4Element* Mn = new G4Element("Manganese", "Mn", z=25., a= 54.938045*g/mole);
G4Element* Fe = new G4Element("Iron", "Fe", z=26., a= 55.845*g/mole);
G4Element* Co = new G4Element("Cobalt", "Co", z=27., a= 58.933195*g/mole);
G4Element* Ni = new G4Element("Nickel", "Ni", z=28., a= 58.6934*g/mole);
G4Element* Cu = new G4Element("Copper", "Cu", z=29., a= 63.546*g/mole);
G4Element* Zn = new G4Element("Zinc", "Zn", z=30., a= 65.409*g/mole);
G4Element* Rb = new G4Element("Rubidium", "Rb", z=37., a= 85.4678*g/mole);
G4Element* Zr = new G4Element("Zirconium", "Zr", z=40., a= 91.224*g/mole);
G4Element* Nb = new G4Element("Niobium", "Nb", z=41., a= 92.90638*g/mole);
G4Element* Cd = new G4Element("Cadmium", "Cd", z=48., a= 112.411*g/mole);
G4Element* Te = new G4Element("Tellurium", "Te", z=52., a= 127.60*g/mole);
G4Element* Ba = new G4Element("Barium", "Ba", z=56., a= 137.327*g/mole);
G4Element* Er = new G4Element("Erbium", "Er", z=68., a= 167.259*g/mole);
G4Element* Ta = new G4Element("Tantalum", "Ta", z=73., a= 180.94*g/mole);
G4Element* W = new G4Element("Tungsten", "W", z=74., a= 183.84*g/mole);
G4Element* Pb = new G4Element("Lead", "Pb", z=82., a= 207.2*g/mole);
G4Element* Bi = new G4Element("Bismuth", "Bi", z=83., a= 208.9804*g/mole);
G4Element* Ge = new G4Element("Germanium", "Ge", z=32., a= 72.59*g/mole);
G4Element* I = new G4Element("Iodine", "I", z=53., a= 126.90*g/mole);
G4Element* In = new G4Element("Indium", "In", z=49., a= 114.818*g/mole);
G4Element* Ag = new G4Element("Silver", "Ag", z=47., a= 107.8682*g/mole);
G4Element* Mo = new G4Element("Molibden", "Mo", z=42., a= 95.94*g/mole);

```

Şekil 3.4 GEANT4 programı gama analizinde kullanılan elementler



```

G4Material* B4C =
new G4Material("B4C", 2.52*g/cm3, 2);
B4C->AddElement(B, 78.26*perCent);
B4C->AddElement(C, 21.74*perCent);

G4Material* HN =
new G4Material("HN", 8.78*g/cm3, 12);
HN->AddElement(Ni, 70.22*perCent);
HN->AddElement(Mo, 16*perCent);
HN->AddElement(Cr, 7*perCent);
HN->AddElement(Fe, 4*perCent);
HN->AddElement(Si, 0.8*perCent);
HN->AddElement(Mn, 0.7*perCent);
HN->AddElement(W, 0.45*perCent);
HN->AddElement(Al, 0.15*perCent);
HN->AddElement(Ti, 0.15*perCent);
HN->AddElement(C, 0.08*perCent);
HN->AddElement(Cu, 0.25*perCent);
HN->AddElement(Co, 0.2*perCent);

G4Material* SS316 =
new G4Material("SS316", 8.03*g/cm3, 10);
SS316->AddElement(Mn, 2*perCent);
SS316->AddElement(P, 0.045*perCent);
SS316->AddElement(S, 0.030*perCent);
SS316->AddElement(Fe, 61.995*perCent);
SS316->AddElement(Si, 0.75*perCent);
SS316->AddElement(Cr, 18*perCent);
SS316->AddElement(Ni, 14*perCent);
SS316->AddElement(N, 0.10*perCent);
SS316->AddElement(Mo, 3*perCent);
SS316->AddElement(C, 0.08*perCent);

G4Material* SS304 =
new G4Material("SS304", 8*g/cm3, 8);
SS304->AddElement(Mn, 2*perCent);
SS304->AddElement(P, 0.045*perCent);
SS304->AddElement(S, 0.030*perCent);
SS304->AddElement(Fe, 67.095*perCent);
SS304->AddElement(Si, 0.75*perCent);
SS304->AddElement(Cr, 20*perCent);
SS304->AddElement(Ni, 10*perCent);
SS304->AddElement(C, 0.08*perCent);

```

Şekil 3.5 GEANT4 simülasyon programı üzerine tanımlanan malzemeler (Nötron)

```

G4Material* B4C =
new G4Material("B4C", density= 2.52*g/cm3, ncomponents=2);
B4C->AddElement(B, fractionmass=78.26*perCent);
B4C->AddElement(C, fractionmass=21.74*perCent);

G4Material* beo =
new G4Material("beo", density= 3.02*g/cm3, ncomponents=2);
beo->AddElement(Be, fractionmass=36.03*perCent);
beo->AddElement(O, fractionmass=63.97*perCent);

G4Material* HN =
new G4Material("HN", density= 8.78*g/cm3, ncomponents=12);
HN->AddElement(Ni, fractionmass=70.22*perCent);
HN->AddElement(Mo, fractionmass=16*perCent);
HN->AddElement(Cr, fractionmass=7*perCent);
HN->AddElement(Fe, fractionmass=4*perCent);
HN->AddElement(Si, fractionmass=0.8*perCent);
HN->AddElement(Mn, fractionmass=0.7*perCent);
HN->AddElement(W, fractionmass=0.45*perCent);
HN->AddElement(Al, fractionmass=0.15*perCent);
HN->AddElement(Ti, fractionmass=0.15*perCent);
HN->AddElement(C, fractionmass=0.08*perCent);
HN->AddElement(Cu, fractionmass=0.25*perCent);
HN->AddElement(Co, fractionmass=0.2*perCent);

G4Material* SS316 =
new G4Material("SS316", density= 8.03*g/cm3, ncomponents=10);
SS316->AddElement(Mn, fractionmass=2*perCent);
SS316->AddElement(P, fractionmass=0.045*perCent);
SS316->AddElement(S, fractionmass=0.030*perCent);
SS316->AddElement(Fe, fractionmass=61.995*perCent);
SS316->AddElement(Si, fractionmass=0.75*perCent);
SS316->AddElement(Cr, fractionmass=18*perCent);
SS316->AddElement(Ni, fractionmass=14*perCent);
SS316->AddElement(N, fractionmass=0.10*perCent);
SS316->AddElement(Mo, fractionmass=3*perCent);
SS316->AddElement(C, fractionmass=0.08*perCent);

G4Material* SS304 =
new G4Material("SS304", density= 8*g/cm3, ncomponents=8);
SS304->AddElement(Mn, fractionmass=2*perCent);
SS304->AddElement(P, fractionmass=0.045*perCent);
SS304->AddElement(S, fractionmass=0.030*perCent);
SS304->AddElement(Fe, fractionmass=67.095*perCent);
SS304->AddElement(Si, fractionmass=0.75*perCent);
SS304->AddElement(Cr, fractionmass=20*perCent);
SS304->AddElement(Ni, fractionmass=10*perCent);
SS304->AddElement(C, fractionmass=0.08*perCent);

```

Şekil 3.6 GEANT4 simülasyon programı üzerine tanımlanan malzemeler (Gama)

Malzeme tanımlama işleminden sonra GEANT4 simülasyon programı çalıştırılmıştır. Programı çalıştırmak için izlenmesi gereken yol nötron ve gama için sırasıyla Şekil 3.7 ve Şekil 3.8’de gösterilmiştir.

```
halil@halil:~/geant4/geant4-v11.2.1-install/bin$ source geant4.sh
halil@halil:~/geant4/geant4-v11.2.1-install/bin$ cd
halil@halil:~$ cd notron
halil@halil:~/notron$ ./Hadr03
```

Şekil 3.7 GEANT4 nötron simülasyonu çalıştırma kodu

```
halil@halil:~/geant4/geant4-v11.2.1-install/bin$ source geant4.sh
halil@halil:~/geant4/geant4-v11.2.1-install/bin$ cd
halil@halil:~$ cd gama
halil@halil:~/gama$ ./TestEm13
```

Şekil 3.8 GEANT4 gama simülasyonu çalıştırma kodu

GEANT4 simülasyon programı çalıştırmak için kaynak dosyası “geant4.sh”, “source geant4.sh” komutu ile seçilmiştir. Nötron simülasyonunu başlatmak için “./Hadr03” komutu ve gama simülasyonunu başlatmak için “./TestEm13” komutu kullanılır. Yaptığımız çalışmayı simüle edebilmek için “DetectorConstruction.cc” dosyasına kaydedilen malzeme adı girilmesi gerekmektedir. Simülasyonu yapabilmek için gerekli diğer parametreler “malzeme kalınlığı, gönderilen parçacık türü, gönderilen parçacık enerjisi ve gönderilen parçacık sayısı” şeklindedir.

```
Number of de-excitation channels          68
Min excitation energy                    10 eV
Min energy per nucleon for multifragmentation 200 GeV
Limit excitation energy for Fermi BreakUp  20 MeV
Level density (1/MeV)                   0.075
Use simple level density model            1
Use discrete excitation energy of the residual 1
Time limit for long lived isomeres        1 ps
Isomer production flag                    1
Internal e- conversion flag               1
Store e- internal conversion data          1
Correlated gamma emission flag            0
Max 2J for sampling of angular correlations 10
=====
--> G4TaskRunManager::CreateAndStartWorkers() --> Initializing workers...
=====
Idle> /testhadr/det/setMat SS304
Idle> /testhadr/det/setSize 1.5 cm
Idle> /gun/particle neutron
Idle> /gun/energy 4.5 MeV
Idle> /run/beamOn 2887000
```

Şekil 3.9 GEANT4 simülasyon programı çalıştırma komutları

Şekil 3.9’de malzeme olarak SS304, malzeme kalınlığı referans tasarımı olan 1,5 cm, gönderilen parçacık nötron, gönderilen parçacık enerjisi 4,5 MeV ve parçacık sayısı ise Serpent’ten bu enerjide elde edilen nötron sayısı girilmiştir. Şekil 3.9’de bulunan komutlar girilmesi ile simülasyon başlatılmıştır. Simülasyon bitiminde yapılan çalışma için gerekli sonuçlar malzemeden geçen nötron sayısıdır. Sonuçlar kısmında “Transportation” bölümünde bu veriye ulaşılmaktadır. Elde edilen analiz sonuçlarının “list of generated particles” başlığı altında nötron radyasyonu etkileşimi sonucunda açığa çıkan ikincil nötron ve ikincil gama değerleri elde edilmiştir. İkincil nötron ve ikincil gama analizleri yapılmıştır. Benzer şekilde gama radyasyonu zırhlama kabiliyetleri de GEANT4 kodu aracılığıyla değerlendirilmiştir.

### **3.4 FLUKA MC Simülasyonu**

FLUKA Avrupa Parçacık Fiziği Laboratuvarı ve İtalyan Nükleer Fizik Enstitüsü tarafından geliştirilmiştir. FLUKA kodu hadron, elektromanyetik parçacık ve ağır iyonların keV mertebesinde kozmik ışın mertebesine kadar malzemelerin etkileşimi ve taşınması için oluşturulmuş bir Monte Carlo kodudur. İyi fiziksel modelleri içermek amacıyla oluşturulmuştur (Battistoni vd., 2015; Akman F., Oğul H., 2024).

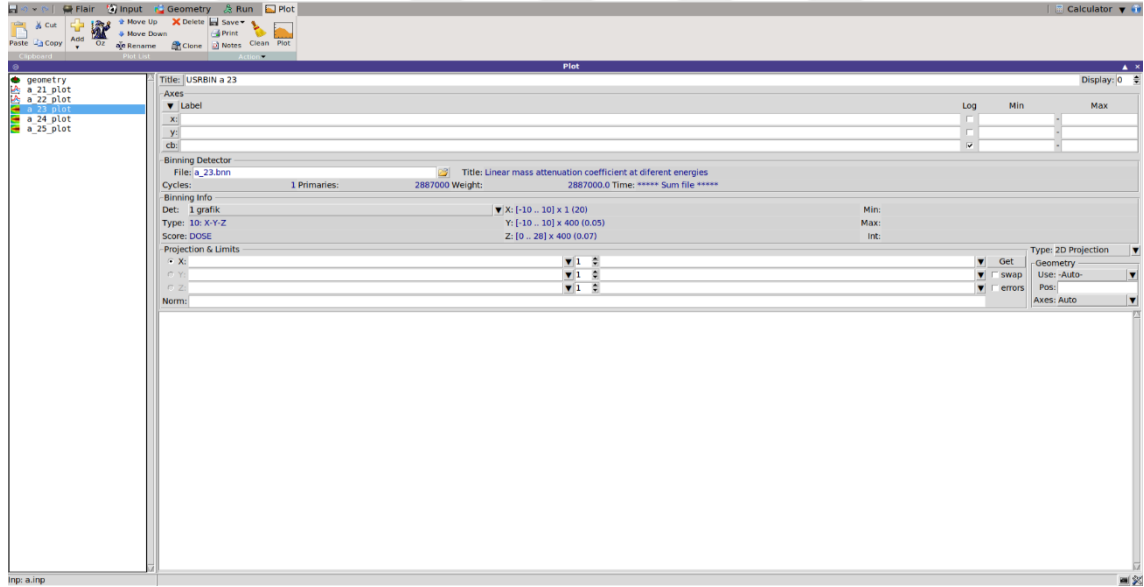
FLUKA simülasyon programı Flair arayüzü kullanılarak da çalıştırılabilmektedir. Çalışma kapsamında kullanılacak alaşım ve malzemeler Flair arayüzü kullanılarak tanımlanmıştır. Flair üzerinden parçacık türü ve GeV cinsinden parçacık enerjisi tanımlanabilmektedir.





Simülasyon sonucuna bakılarak malzemelerin radyasyon zırhlama etkinlikleri değerlendirilmiştir. Nötronların zırhtan geçme kabiliyetleri 0,1 MeV, 0,5 MeV, 1 MeV, 2 MeV, 4,5 MeV, 8 MeV ve 10 MeV’de simüle edilmiştir. Nötron zırhlama etkisi daha iyi görebilmek amacıyla farklı kalınlıklarda (2 mm, 4 mm, 6 mm, 8 mm, 10 mm, 12 mm, 14 mm, 16 mm, 18 mm, 20 mm) 4,5 MeV enerjide nötron parçacıkları gönderilmesiyle simüle edilmiştir.

DPA ve Doz analizleri için komut satırı düzenlenmiştir. Nötron parçacığı için 9 farklı enerji, gama parçacığı için 22 farklı enerji kullanılarak simüle edilmiştir. Belirli enerjilerde nötron (25 eV, 100 keV, 4,5 MeV) ve gama (50 keV, 100 keV, 500 keV, 1 MeV, 5 MeV, 10 MeV) parçacıkları için doz grafikleri alınmıştır. Şekil 3.12’de ara yüze ait görsel sunulmuştur.



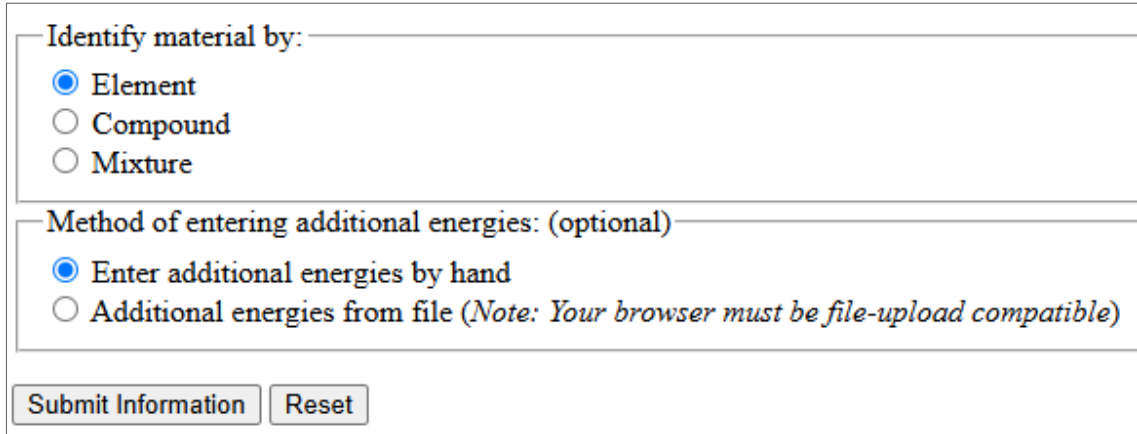
Şekil 3.12 Flair arayüzünde grafik çıktısı alma

Gama parçacıkları için yapılan çalışmada GEANT4 paketine uyumlu olarak simülasyonlar gerçekleştirilmiştir. Çıktı dosyaları analiz edilerek tez kapsamında ele alınan gama zırhlama parametreleri hesap edilmiştir.

### 3.5 XCOM

NIST (Ulusal Standartlar ve Teknoloji Enstitüsü) tarafından geliştirilmiştir. Foton parçacıkları ile malzemeler arasında etkileşimi modellemektedir. Klein-Nishima formülü, Scofield tesir kesiti hesaplamaları ve Bethe-heitler teorisini kullanmaktadır. XCOM tesir kesiti verileri ve karmaşık sayı teorisini kullanarak hesaplama

yapmaktadır. Web tabanlı bir arayüzü bulunmaktadır. XCOM için NIST'in web sitesi üzerinden erişim sağlanmaktadır.



Identify material by:

☒ Element  
☐ Compound  
☐ Mixture

Method of entering additional energies: (optional)

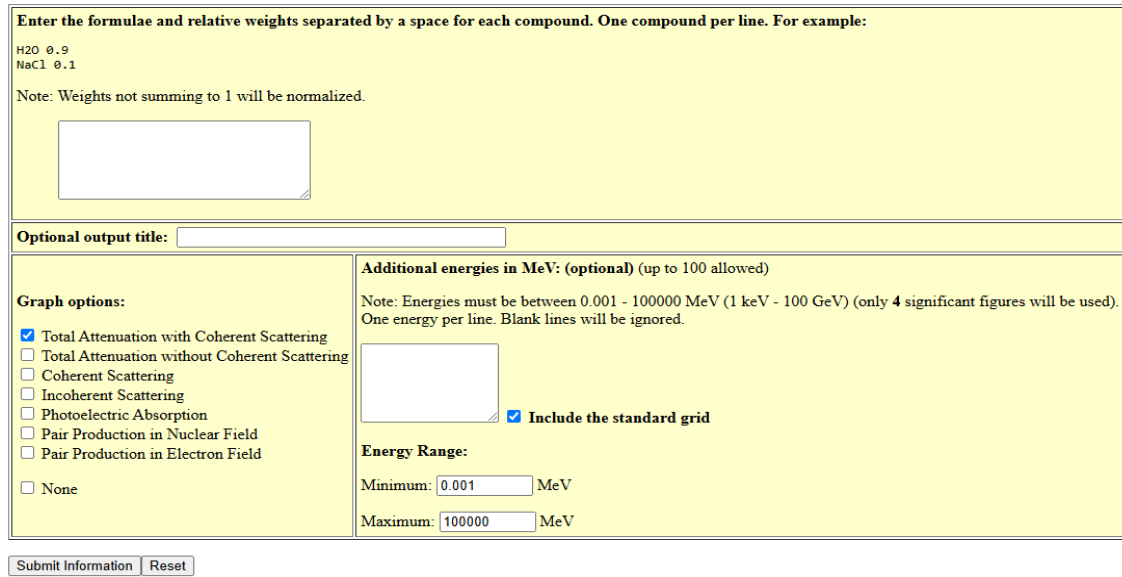
☒ Enter additional energies by hand  
☐ Additional energies from file (*Note: Your browser must be file-upload compatible*)

Submit Information Reset

Şekil 3.13 XCOM arayüzü

Fill out the form to select the data to be displayed:

[Help](#)



Enter the formulae and relative weights separated by a space for each compound. One compound per line. For example:  
H2O 0.9  
NaCl 0.1

Note: Weights not summing to 1 will be normalized.

Optional output title:

Graph options:

☒ Total Attenuation with Coherent Scattering  
☐ Total Attenuation without Coherent Scattering  
☐ Coherent Scattering  
☐ Incoherent Scattering  
☐ Photoelectric Absorption  
☐ Pair Production in Nuclear Field  
☐ Pair Production in Electron Field  
☐ None

Additional energies in MeV: (optional) (up to 100 allowed)

Note: Energies must be between 0.001 - 100000 MeV (1 keV - 100 GeV) (only 4 significant figures will be used). One energy per line. Blank lines will be ignored.

☒ Include the standard grid

Energy Range:

Minimum: 0.001 MeV  
Maximum: 100000 MeV

Submit Information Reset

Şekil 3.14 XCOM malzemeleri tanımlama arayüzü

Şekil 3.13'te ara yüz üstünde kütle azaltma katsayısını hesaplamak istediğimiz element, bileşik ve karışımı seçilebilmektedir. Şekil 3.14'te malzeme tanımlanıp, malzeme için seçilen enerji aralığı girilmelidir. XCOM üzerine girilen veriler doğrultusunda hesaplama yapmakta ve sonuçlar çıktı halinde de alınabilmektedir.

Farklı yöntemlerle nötron ve gama etkileşimleri açısından elde edilen sonuçlar birbirleriyle kıyaslanarak yapılan çalışmanın güvenilirliğinin arttırılması hedeflenmiştir.

#### 4. BULGULAR

Mikro- MSR modelinin gama ve nötron radyasyonu zırhlaması ve bu zırhın radyasyon hasarına karşı analizleri yapılmıştır. Elde edilen veriler sonucunda MSR için kullanılan zırh malzemelerine önermelerde bulunulmuştur. Bu önermeler ile daha iyi radyasyon zırhlama ve hasarı konusunda iyileştirilmeler amaçlanmıştır. Analizler Serpent, GEANT4, FLUKA ve XCOM üzerinden yapılmıştır.

Şekil 3.1 de yer alan tasarımda yatay alan üzerinde 9 katmanlı bir radyasyon zırh tasarımı bulunmaktadır. Buradaki malzemeleri ayrı ayrı analizleri gerçekleştirilmiştir. Şekil 3.1’de yatay düzlemde kullanılan 9 katmanlı zırh malzemeleri sırası ile şu şekildedir:

HN, BeO, HN, SS316, B<sub>4</sub>C, W, B<sub>4</sub>C, W ve SS316’dır.

Yatay düzlemde bulunan katmanlı zırh malzemesinin toplam kalınlığı 28 cm’dir. Zırh malzemelerinin kalınlıkları sırasıyla şu şekildedir:

2 cm – 14 cm – 1 cm – 1,5 cm – 3 cm – 1 cm – 3 cm – 1 cm – 1,5 cm’dir.

SS316 ve B<sub>4</sub>C için önerilen malzemeler ile yer değiştirilmesi konusunda, XCOM, GEANT4 ve FLUKA programları ile gerçekleştirilen analizler sonucunda karar verilmiştir. Zırhlama konusunda yapılan analizler sonucunda Şekil 3.1’de yer alan malzemelerden SS316 için SS304, B<sub>4</sub>C için HN değişimlerinin zırhlama ve radyasyon hasarı konusunda iyileştirme yapacağı öngörülmektedir. Önerilen malzemeler sonucunda oluşan 9 katmanlı zırhın yeni sıralaması şu şekildedir:

HN, BeO, HN, SS304, HN, W, HN, W ve SS304.

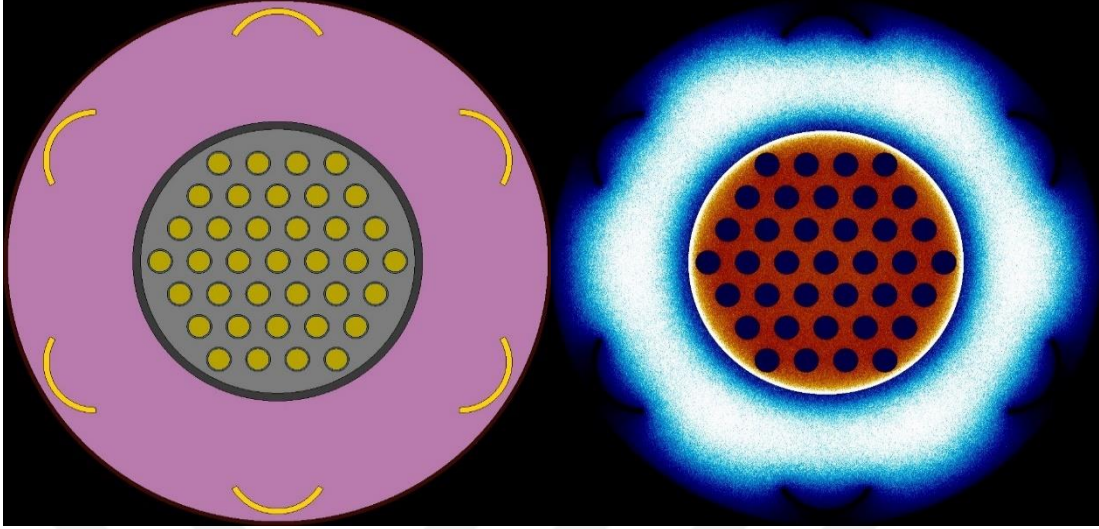
Değişiklikler yapıldıktan sonra zırh kalınlığı değiştirilmemiştir.

##### 4.1 Nötron Radyasyonu Zırhlama Analizi

Nötron etkileşim analizleri için ilk adım olarak seçilen reaktör Serpent programında modellenmiş ve referans alınan makaledeki sonuçlar üretilmiştir. Bu sayede Serpent üzerinde tanımlanan reaktör modelinin literatürde referans alınan reaktör modeli (Cui vd., 2021) ile uyumlu olduğu belirlenmiş yapılan analizlerin güvenilirliği bu sayede artırılmıştır. Serpent üzerinden elde edilen bulgular ile referans makaleden elde edilen



bulguların aynı olduğu saptandıktan sonra, bu tez çalışmasının konusuna odaklanılmıştır.



**Şekil 4.1** Serpent programı kullanılarak reaktörün yakıt bölümünün modeli

Şekil 4.1’de olduğu gibi reaktör Serpent programı ile yakıt bölümü tasarlanmıştır. Reaktörün aktif kor çapı 35 cm ve uzunluğu 62 cm’dir. 1 cm kalınlığına sahip silindirik bir dedektör reaktöre eklenmiştir. Bu yöntem ile reaktörde oluşan akı verilerine ulaşarak nötron sayısı elde edilmiştir. Kor çapının 33 – 35 cm arasında nötron sayılarını elde ederek nötron zırhlama verileri için kullanılmıştır. 33 – 35 cm arasındaki nötron verileri 9 katmanlı zırhın ilk katmanına en yakın yer olmasından dolayı bu 2 cm aralık tercih edilmiştir. 33 – 35 cm aralığında nötron sayıları ve enerjileri Tablo 4.1’de verilmiştir.

**Tablo 4.1** 33 – 35 cm aralığındaki nötron sayıları ve enerjileri

| Enerji   | Nötron Sayısı       |
|----------|---------------------|
| 0,025 eV | $1,81 \times 10^5$  |
| 500 keV  | $7,67 \times 10^7$  |
| 1 MeV    | $4,938 \times 10^7$ |
| 4,5 MeV  | $2,887 \times 10^6$ |
| 10 MeV   | $1,151 \times 10^5$ |

Burada elde edilen nötron sayıları ve enerjileri bir sonraki aşamada GEANT4 ve FLUKA kodlarında girdi parametresi olarak kullanılmıştır. Elde edilen veriler sonucunda öncelikle 4,5 MeV enerjili nötronlar ile reaktör için analizler yapılmıştır.

Reaktörün asıl hali ve önerilen hali için 9 katmanlı zırh malzemesi tasarımında kalınlıklar da dikkate alınarak hesaplamalar yapılmıştır. 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötron radyasyon tasarımı üzerine gönderilerek 9 katmanlı zırh sonunda geçen nötron sayısı ile birlikte her katmanın kaç tane ikincil nötron ve ikincil gama oluşturduğu hesaplanmıştır.

Öncelikle zırhlama tasarımında kullanılan her bir materyal tek tek incelenmek istenirse, Tablo 4.2 ve Tablo 4.3'te 2 mm, 4 mm, 6 mm, 8 mm, 10 mm, 12 mm, 14 mm, 16 mm, 18 mm ve 20 mm için 4,5 MeV enerjili nötron yollanarak Hastelloy N - B<sub>4</sub>C ve SS316 – SS304 üzerinden nötronların ne kadarının geçebildiğine materyal kalınlığı hesaba katılarak bakılmıştır. Elde edilen veriler incelendiği zaman Hastelloy N malzemesinin tüm kalınlık değerlerinde B<sub>4</sub>C ye göre daha fazla nötron zırhladığı gözlenmiştir. SS316 ve SS304 tarafına bakıldığında zaman SS304 tüm kalınlık değerlerinde daha fazla nötron zırhlamaktadır. Kalınlık arttıkça SS304 nötron zırhlama miktarında artış olduğu gözlenmiştir. Elde edilen veriler sonucunda SS304'ün SS316'ya kıyasla kalınlık artması sonucunda zırhlama özelliği daha iyi sonuçlar vermektedir.

**Tablo 4.2** 4,5 MeV enerjiye sahip nötronlar için materyal kalınlığına (2-10 mm) bağlı  $I/I_0$  oranı

| $I/I_0$          |        |        |        |        |        |        |        |        |        |        |
|------------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
|                  | 2mm    |        | 4mm    |        | 6mm    |        | 8mm    |        | 10mm   |        |
|                  | GEANT4 | FLUKA  | GEANT4 | FLUKA  | GEANT4 | FLUKA  | GEANT4 | FLUKA  | GEANT4 | FLUKA  |
| Hastelloy N      | 0,9394 | 0,9394 | 0,8825 | 0,8825 | 0,8292 | 0,8292 | 0,7788 | 0,7791 | 0,7317 | 0,7321 |
| SS316            | 0,9380 | 0,9382 | 0,8799 | 0,8799 | 0,8253 | 0,8257 | 0,7742 | 0,7746 | 0,7263 | 0,7265 |
| B <sub>4</sub> C | 0,9571 | 0,9562 | 0,9161 | 0,9143 | 0,8769 | 0,8741 | 0,8390 | 0,8359 | 0,8033 | 0,7995 |
| SS304            | 0,9373 | 0,9374 | 0,8785 | 0,8787 | 0,8236 | 0,8237 | 0,7717 | 0,7720 | 0,7234 | 0,7239 |

**Tablo 4.3** 4,5 MeV enerjiye sahip nötronlar için materyal kalınlığına (12-20 mm) bağlı  $I/I_0$  oranı

| $I/I_0$          |        |        |        |        |        |        |        |        |        |        |
|------------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
|                  | 12mm   |        | 14mm   |        | 16mm   |        | 18mm   |        | 20mm   |        |
|                  | GEANT4 | FLUKA  | GEANT4 | FLUKA  | GEANT4 | FLUKA  | GEANT4 | FLUKA  | GEANT4 | FLUKA  |
| Hastelloy N      | 0,6875 | 0,6874 | 0,6458 | 0,6459 | 0,6065 | 0,6067 | 0,5700 | 0,5700 | 0,5357 | 0,5358 |
| SS316            | 0,6815 | 0,6817 | 0,6392 | 0,6395 | 0,5997 | 0,6001 | 0,5624 | 0,5628 | 0,5274 | 0,5356 |
| B <sub>4</sub> C | 0,7685 | 0,7644 | 0,7354 | 0,7310 | 0,7042 | 0,6986 | 0,6739 | 0,6685 | 0,6451 | 0,6389 |
| SS304            | 0,6783 | 0,6784 | 0,6357 | 0,6358 | 0,5957 | 0,5962 | 0,5584 | 0,5589 | 0,5237 | 0,5240 |

Tablo 4.4 ve Tablo 4.5'te farklı enerjilerde nötron gönderimi sonucunda ne kadar nötronun geçebileceğine dair veriler bulunmaktadır. Bu kısımda kalınlık 1 cm olarak seçilmiştir. Termal nötron, yavaş nötron, orta enerjili nötron ve hızlı nötronlar ile etkileşiminde malzemeler hakkında bilgiler elde edilmiştir. Tablo 4.5'te bakıldığı zaman termal nötron ve yavaş nötron yollandığı zaman SS316'ın, SS304'e göre daha fazla nötron zırladığı görülmektedir. Aynı durum B<sub>4</sub>C ve Hastelloy N için de geçerlidir. B<sub>4</sub>C daha fazla nötron zırlamaktadır. Tablo 4.4'te SS304 ve SS316 için 1 cm kalınlıkta 7 farklı enerji türünde geçen nötron radyasyonu değerleri sunulmaktadır. B<sub>4</sub>C ve Hastelloy N için bakıldığında 0,1 MeV ve 0,5 MeV enerjilerinde B<sub>4</sub>C daha fazla nötron tutarken geri kalan 5 enerji değerinde Hastelloy N daha fazla nötron zırlamaktadır. Bu kısımda şu sonuç açığa çıkmaktadır; 1 cm kalınlıkta ve aynı enerji değerinde gönderilen nötronlar için SS316 ve SS304 yakın sayılarda nötron radyasyonu geçişi gözlenmesine rağmen Tablo 4.2 ve Tablo 4.3'e bakıldığında aynı enerjide ve farklı kalınlıklarda SS304 daha fazla nötron zırlayabilmektedir. Düşük enerjilerde B<sub>4</sub>C daha fazla nötron zırlama durumuna sahiptir ancak daha yüksek enerjilerde Hastelloy N daha fazla nötron engelleyebilmektedir.

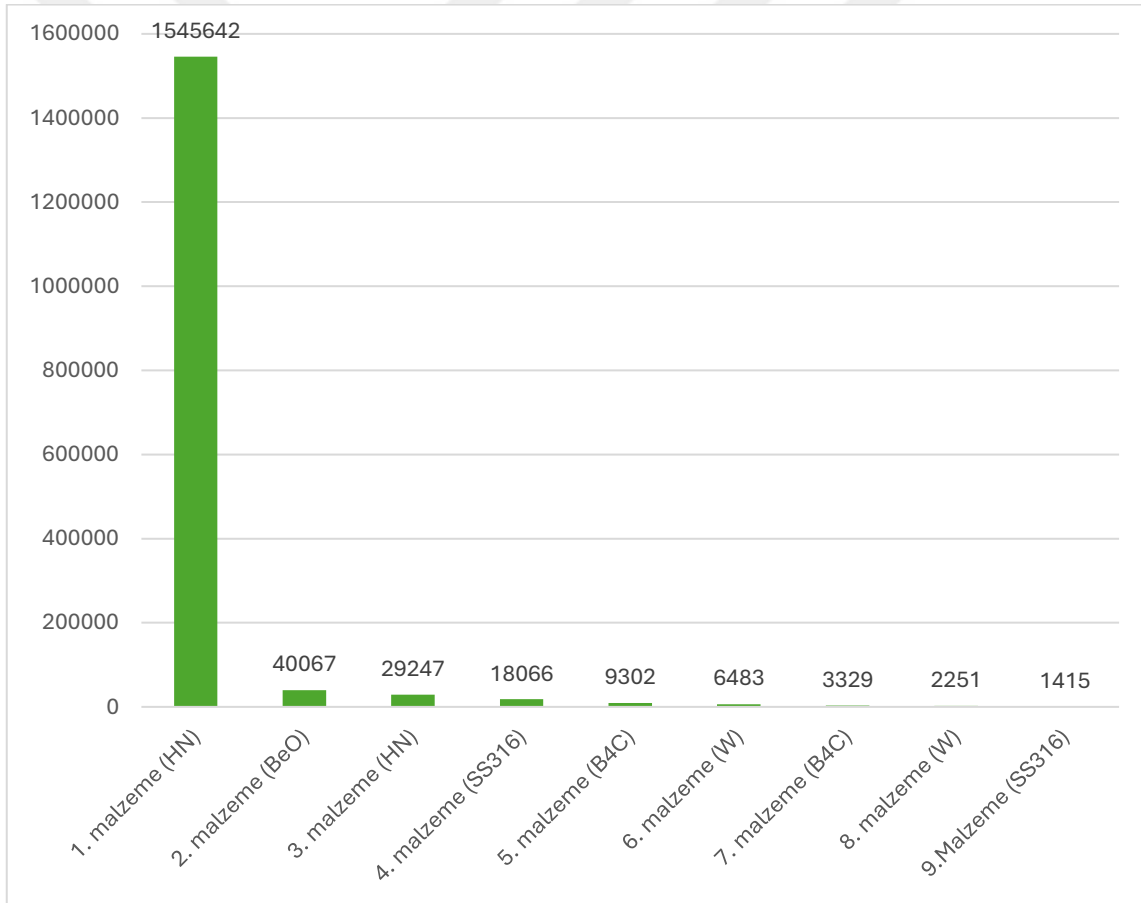
**Tablo 4.4** Farklı nötron enerjilerinde  $I/I_0$  oranı, kalınlık 1 cm

| $I/I_0$          |            |           |            |           |            |           |            |           |            |           |            |           |            |           |
|------------------|------------|-----------|------------|-----------|------------|-----------|------------|-----------|------------|-----------|------------|-----------|------------|-----------|
|                  | 0,1 MeV    |           | 0,5 MeV    |           | 1 MeV      |           | 2 MeV      |           | 4,5 MeV    |           | 8 MeV      |           | 10 MeV     |           |
|                  | GEANT<br>4 | FLUK<br>A | GEANT<br>4 | FLUK<br>A | GEANT<br>4 | FLUK<br>A | GEANT<br>4 | FLUK<br>A | GEANT<br>4 | FLUK<br>A | GEANT<br>4 | FLUK<br>A | GEANT<br>4 | FLUK<br>A |
| Hastello<br>y N  | 0,6034     | 0,5459    | 0,6941     | 0,6777    | 0,7382     | 0,7278    | 0,7578     | 0,7583    | 0,7317     | 0,7321    | 0,7376     | 0,7367    | 0,7515     | 0,7526    |
| SS316            | 0,6028     | 0,6211    | 0,7326     | 0,7296    | 0,7612     | 0,7771    | 0,7596     | 0,7606    | 0,7263     | 0,7265    | 0,7478     | 0,7487    | 0,7664     | 0,7692    |
| SS304            | 0,5985     | 0,6229    | 0,7367     | 0,7346    | 0,7635     | 0,7816    | 0,7589     | 0,7603    | 0,7234     | 0,7239    | 0,7471     | 0,7477    | 0,7664     | 0,7689    |
| B <sub>4</sub> C | 0,5401     | 0,5424    | 0,6088     | 0,6293    | 0,7517     | 0,7596    | 0,7639     | 0,7682    | 0,8033     | 0,7995    | 0,8125     | 0,8059    | 0,8298     | 0,8257    |

**Tablo 4.5** Soğuk, Termal, Yavaş ve Hızlı nötronlar için  $I/I_0$  oranları, kalınlık 1 cm

|                  | Soğuk Nötron (0,005 eV) | Termal Nötron (0,025eV) | Yavaş Nötron (100eV) | Hızlı Nötron (4,5MeV) |
|------------------|-------------------------|-------------------------|----------------------|-----------------------|
| Hastelloy N      | 0,1294                  | 0,2022                  | 0,2867               | 0,7314                |
| SS316            | 0,2280                  | 0,3193                  | 0,4171               | 0,7261                |
| B <sub>4</sub> C | 0                       | 0                       | 0,1445               | 0,8030                |
| SS304            | 0,2337                  | 0,3265                  | 0,4248               | 0,7237                |

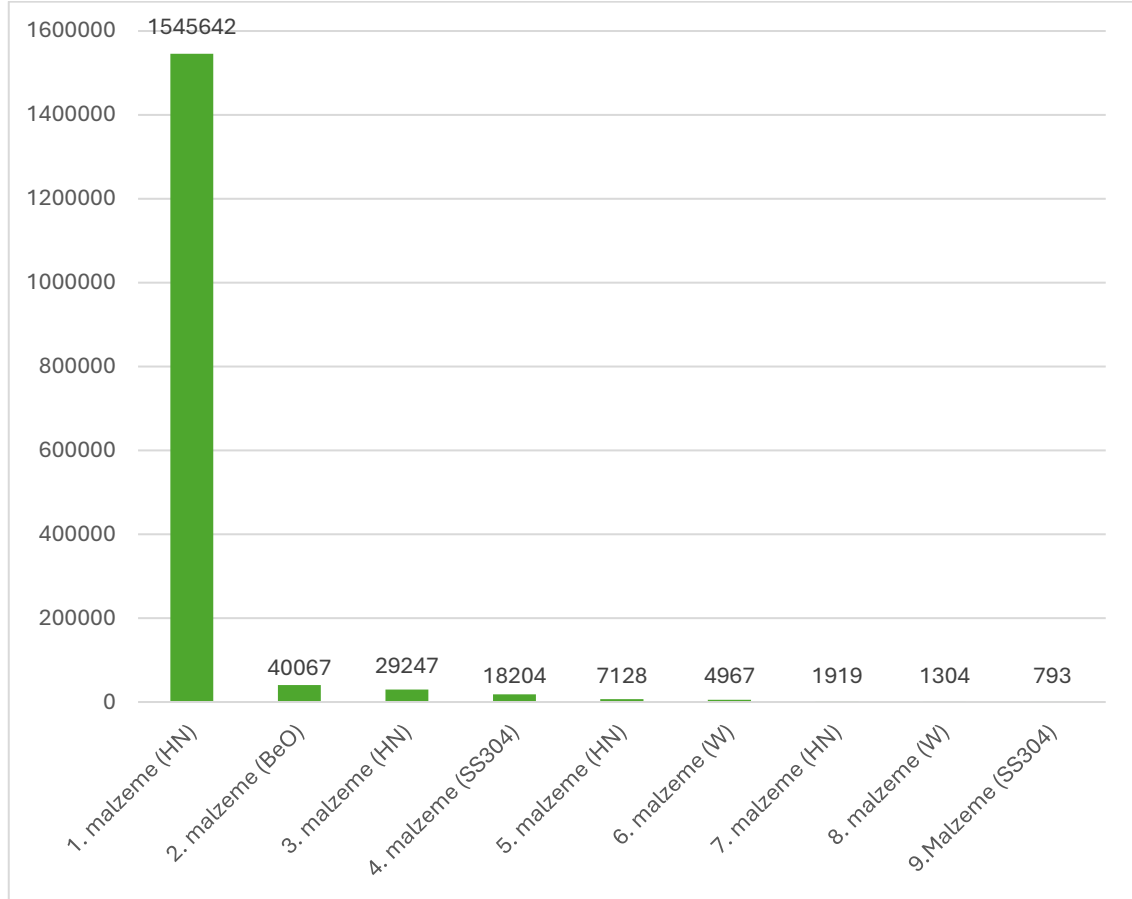
Şekil 4.2 incelendiğinde, gönderilen 2 887 000 nötron sonucunda ilk katmandan 1 545 642 nötronun geçtiği görülmektedir. İlk katmandan geçen nötronlardan 40 067'si ikinci katmandan, ikinci katmandan geçen nötronlardan ise 29 247'si üçüncü katmandan geçmiştir. Üçüncü katmandan geçen nötronlardan 18 066'si dördüncü katmandan, dördüncü katmandan geçen nötronlardan ise 9302'si beşinci katmandan geçmiştir. Beşinci katmandan geçen nötronların 6483'ü altıncı katmandan, altıncı katmandan geçen nötronların ise 3329'u yedinci katmandan geçmiştir. Yedinci katmandan geçen nötronların 2251'i sekizinci katmandan, sekizinci katmandan geçen nötronların ise 1415'i dokuzuncu katmandan geçmiştir. Sonuç olarak, reaktörün dokuz katmanlı zırhına gönderilen 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötronun yalnızca 1415'i, aynı enerji seviyesinde reaktör zırhını aşmayı başarmıştır.



**Şekil 4.2** Reaktörün 9 katmanlı asıl halinden 4,5 MeV enerjili geçen nötronlar

Şekil 4.3 incelendiğinde, gönderilen 2 887 000 nötron sonucunda ilk katmandan 1 545 642 nötronun geçtiği görülmektedir. İlk katmandan geçen nötronların 40 067'i ikinci katmandan, ikinci katmandan geçen nötronların ise 29 247'si üçüncü katmandan geçmiştir. Üçüncü katmandan geçen nötronların 18 204'ü dördüncü katmandan,

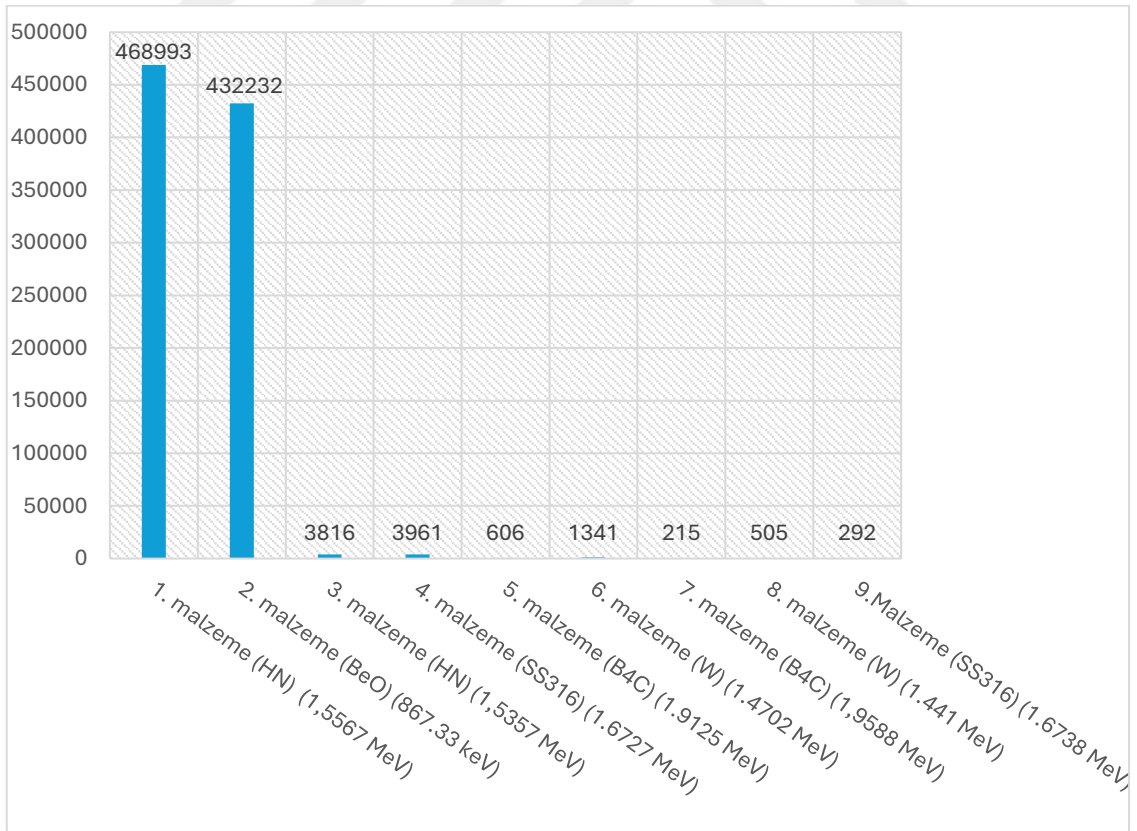
dördüncü katmandan geçen nötronların ise 7128'i beşinci katmandan geçmiştir. Beşinci katmandan geçen nötronların 4967'si altıncı katmandan, altıncı katmandan geçen nötronların ise 1919'u yedinci katmandan geçmiştir. Yedinci katmandan geçen nötronların 1304'ü sekizinci katmandan, sekizinci katmandan geçen nötronların ise yalnızca 793'ü dokuzuncu katmandan geçebilmiştir. Sonuç olarak, reaktörün dokuz katmanlı önerilen zırhına gönderilen 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötronun yalnızca 793'ü, aynı enerji seviyesinde reaktör zırhını aşarak dışarı çıkmıştır.



**Şekil 4.3** Reaktörün 9 katmanlı önerilen halinden 4,5 MeV enerjili geçen nötronlar

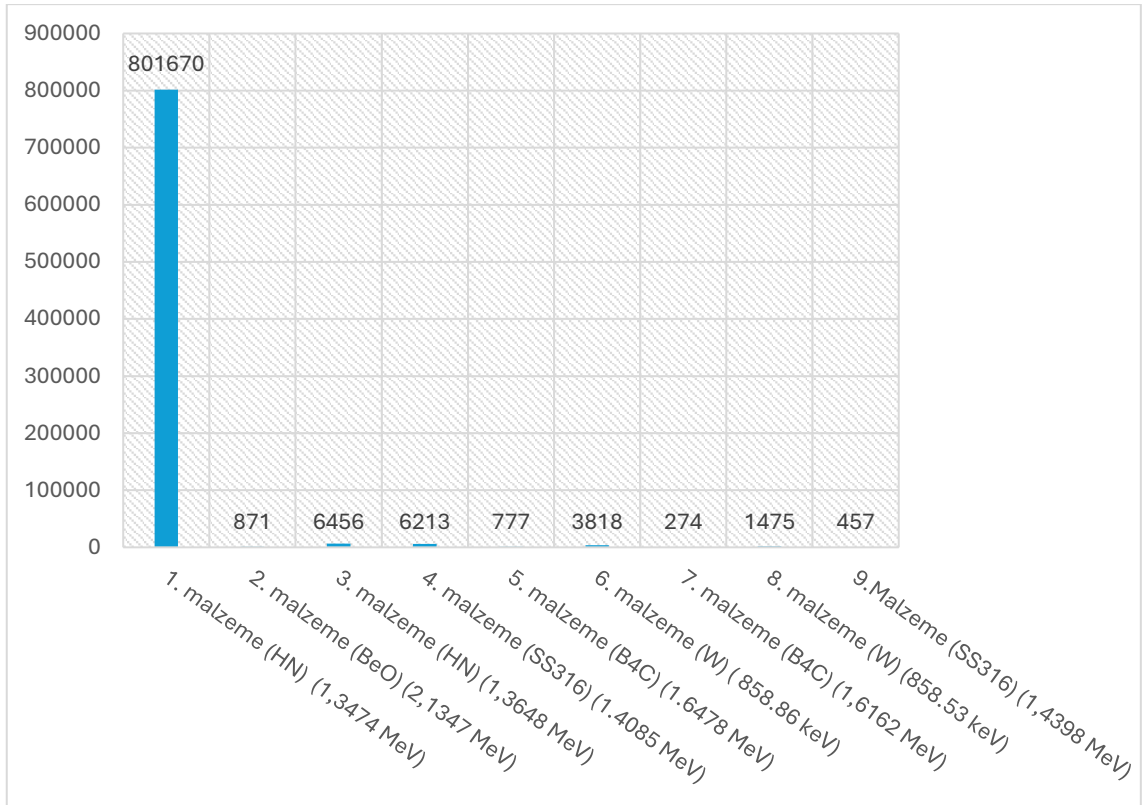
Şekil 4.2 ve 4.3'ten elde edilen sonuçlar kıyaslandığında, 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötron gönderimi sonucunda, reaktör için önerilen 9 katmanlı zırh tasarımının nötron zırlama kapasitesinin daha yüksek olduğu görülmektedir. Bu durum, daha etkin bir zırlama sağlandığını ve radyasyondan korunma açısından olumlu bir sonuç elde edildiğini göstermektedir. Başlangıçta gönderilen nötronlar açısından, önerilen malzemelerin reaktör zırhı için uygun olduğu değerlendirilmiştir. Ancak, açığa çıkan ikincil nötronlar ve ikincil gama ışınlarının da analiz edilmesi gerekmektedir.

Şekil 4.4 ve Şekil 4.5'te reaktörün mevcut tasarımı için oluşan ikincil nötron ve gama ışınlarının grafikleri yer almaktadır. Benzer şekilde, Şekil 4.6 ve Şekil 4.7'de reaktörün önerilen tasarımı için oluşan ikincil nötron ve gama ışınlarının grafikleri gösterilmektedir. Şekil 4.8 ve Şekil 4.9 ise, her iki tasarım için 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötron gönderimi sonrasında katmanlardan geçen nötron sayıları ile oluşan ikincil nötron ve gama ışınlarını karşılaştırmalı olarak sunmaktadır. Oluşan ikincil gama ışınlarına bakıldığında, 1., 2., 3. ve 4. katmanlarda üretilen gama sayılarının ve enerjilerinin birbirine oldukça yakın olduğu görülmüştür. Reaktörün mevcut tasarımında, 5. ve 7. katmanlarda kullanılan B<sub>4</sub>C malzemesi, çok az sayıda ikincil gama oluştururken, önerilen tasarımda bu katmanlarda yer alan HN malzemesi daha fazla sayıda ikincil gama üretmiştir. Ancak, B<sub>4</sub>C'nin oluşturduğu ikincil gama sayısı az olmasına rağmen, bu gamalar HN malzemesinden üretilenlere kıyasla daha yüksek enerjiye sahiptir. Öte yandan, HN malzemesinden oluşan gamalar ise daha düşük enerji seviyelerine sahiptir. Bu farklılıklar, malzemelerin gama üretim mekanizmalarındaki çeşitliliği ve enerji dağılımını vurgulamakta, zırh tasarımı açısından önemli bilgiler sunmaktadır.

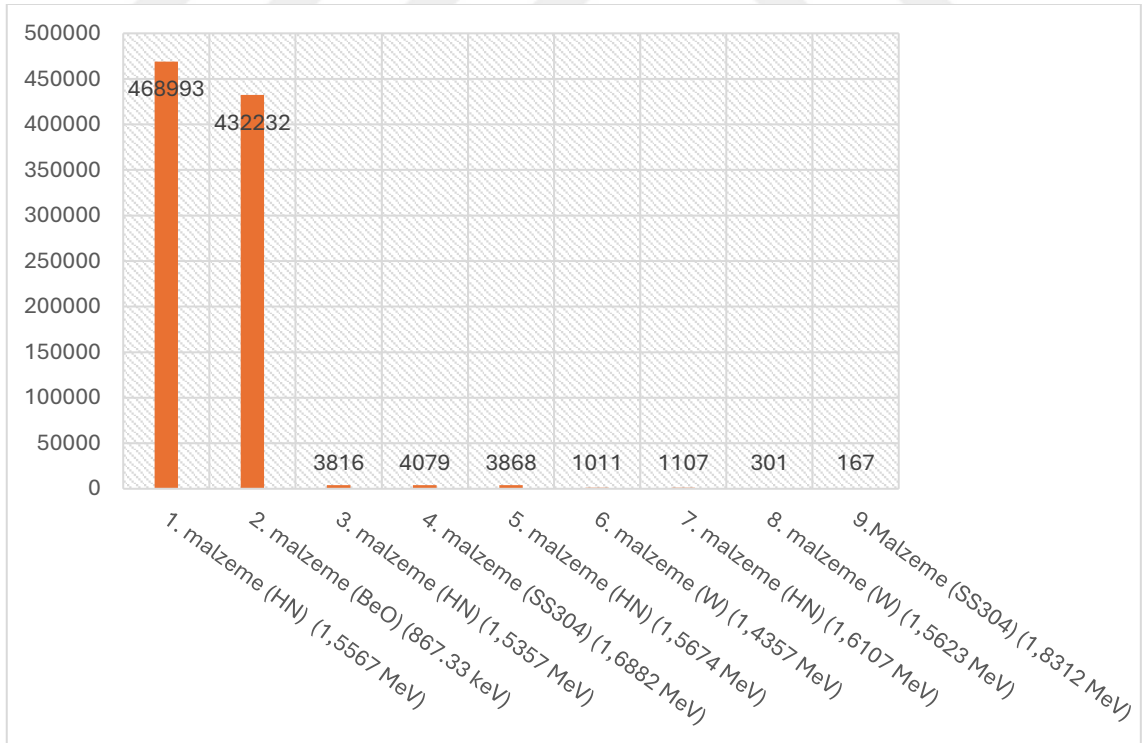


**Şekil 4.4** Reaktörün 9 katmanlı asıl halinin 4,5 MeV enerjili gönderilen nötronlar sonucu açığa çıkan ikincil nötronların sayısı

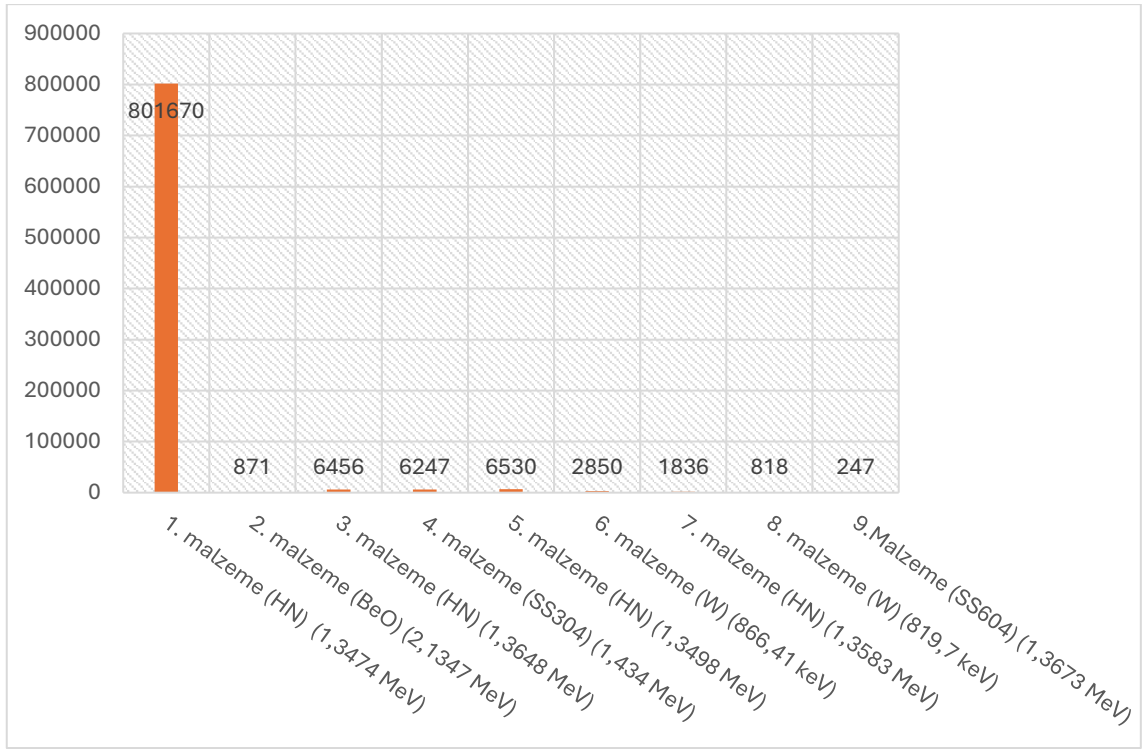




**Şekil 4.5** Reaktörün 9 katmanlı asıl halinin 4,5 MeV enerjili gönderilen nötronlar sonucu açığa çıkan ikincil gamaların sayısı



**Şekil 4.6** Reaktörün 9 katmanlı önerilen halinin 4,5 MeV enerjili gönderilen nötronlar sonucu açığa çıkan ikincil nötronların sayısı



**Şekil 4.7** Reaktörün 9 katmanlı önerilen halinin 4,5 MeV enerjili gönderilen nötronlar sonucu açığa çıkan ikincil gammaların sayısı



**Şekil 4.8** Reaktörün 9 katmanlı asıl haline 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötron gönderimi sonucu geçen, ikincil oluşan nötron ve ikincil oluşan gamalar. Kalınlık cm olarak alınmıştır.



**Şekil 4.9** Reaktörün 9 katmanlı önerilen haline 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötron gönderimi sonucu geçen, ikincil oluşan nötron ve ikincil oluşan gama. Kalınlık cm olarak alınmıştır.

Oluşan ikincil nötronlara bakıldığında, ilk dört katmanda üretilen ikincil nötronların enerji seviyelerinin ve sayıların birbirine oldukça yakın olduğu görülmüştür. 5. ve 7. katmanlarda, reaktörün mevcut tasarımında kullanılan  $B_4C$  malzemesi, daha az sayıda ikincil nötron üretmiş olmasına rağmen, yüksek enerjili nötronların açığa çıkmasına neden olmuştur. Önerilen tasarımda ise, bu katmanlarda kullanılan HN malzemesi,  $B_4C$ 'ye kıyasla daha fazla sayıda ikincil nötron oluşturmuş, ancak bu nötronların enerji seviyeleri daha düşük olmuştur. 6 ve 8. katmanlarda her iki tasarımda da tungsten malzemesi kullanılmaktadır. Bu katmanlarda, reaktörün mevcut tasarımında, önerilen tasarıma göre daha yüksek sayıda ikincil nötron oluştuğu tespit edilmiştir. Ancak, her iki durumda da nötronların enerji seviyeleri birbiriyle benzerdir. 9. katmanda, reaktörün mevcut tasarımında yer alan SS316 malzemesi, önerilen tasarıma göre daha fazla sayıda ikincil nötron üretmiştir. Önerilen tasarımda ise, bu katmanda daha az sayıda ikincil nötron oluşumu gözlemlenmiştir. Bunun temel sebebi, 4,5 MeV enerjili 2 887 000 nötron gönderildiğinde, reaktörün mevcut tasarımında nötronların son katmanlara daha fazla ulaşmasıdır. Bu durum, son katmanlarda daha fazla ikincil nötron oluşumuna yol açmaktadır. Bu analiz, reaktör tasarımındaki malzeme seçiminin hem nötron sayısı hem de enerji dağılımı üzerindeki etkisini açıkça ortaya koymaktadır.

Reaktörün 9. katmanına kadar olan kısımlarda oluşan ikincil gama ve nötronlar için detaylı analizler gerçekleştirilmiştir. Bu ikincil radyasyonlardan korunmak ve doğru hesaplamalar yapmak hem reaktör güvenliği hem de etkinliği açısından kritik bir öneme sahiptir. İkincil nötronlar reaktörün çalışır durumda kalması için gereklidir. Ancak, bu radyasyonların yüksek enerjili olması ve reaktör kabından dışarı sızma ihtimali, zırhlama tasarımını daha da önemli hale getirmektedir. Bu durum, yalnızca reaktörün güvenli çalışmasını sağlamak için değil, aynı zamanda reaktörde çalışan personelin maruz kalabileceği radyasyon dozlarını minimize etmek için de dikkate alınmalıdır. Dolayısıyla, oluşan ikincil radyasyonların kontrol altına alınması ve etkili bir zırhlama tasarımı yapılması, reaktör tasarımının temel parametreleri arasında yer almaktadır.

## 4.2 Gama Radyasyonu Zırhlama Analizi

SS316 ve B<sub>4</sub>C ye ait  $\mu/\rho$  (kütle azaltma katsayısı) değerleri Tablo 4.6’da verilmiştir. SS304 ve HN malzemesine ait  $\mu/\rho$  değerleri Tablo 4.7’de verilmiştir. Tablo 4.6 ve Tablo 4.7’de 21 farklı enerji değeri kullanılmıştır. Burada düşük enerjili gamalar, orta enerjili gamalar ve yüksek enerjili gamaların zırhlama analiz hesabı bulunmaktadır.

Yapılan analizler sonucunda malzemelerin kütle azaltma katsayısı ( $\mu/\rho$ ) değerlerini elde ettikten sonra  $\mu$  değerleri elde edilmiştir. Elde edilen değerler Tablo 4.8’de sunulmaktadır.

Yapılan kütle azaltma katsayısı analizlerine bakıldığında zaman SS304, SS316, HN ve B<sub>4</sub>C için XCOM, GEANT4 ve FLUKA değerlerinde elde edilen sonuçlar tutarlıdır. Bu şekilde, üç farklı yöntem kullanılarak gerçekleştirilen analizler, elde edilen sonuçların doğruluğunu ve güvenilirliğini kanıtlamaktadır. Farklı yöntemlerden elde edilen verilerin birbiriyle uyumlu olması, yapılan çalışmanın sağlamlığını ve doğruluğunu pekiştirmekte, aynı zamanda sonuçların güvenilir bir referans olarak değerlendirilebileceğini göstermektedir. Tablo 4.6 ve 4.7’ye bakıldığında birim kalınlık başına birim kütlede meydana gelen radyasyonun madde ile olan etkileşiminin değerleri bulunmaktadır.

Lineer azaltma katsayısı elde edildikten sonra formül üzerinde yapılan hesaplamalar sonucunda 9 katmanlı olan zırhın hem reaktörün asıl hali hem de önermelerimiz ile oluşturduğumuz katmanlı halinin son aşamasında ne kadar gama radyasyon geçtiğinin hesabına bakmak için matematiksel işlemler gerçekleştirilmiştir. Bu işlemler ile 9 katmanlı zırhın gama radyasyonunu ne kadarının zırhladığı gözlemlenebilmektedir.

Tablo 4.9’da reaktörün asıl halindeki 9 katmanlı malzeme sırası ile yapılan hesaplamaların sonuçları bulunmaktadır. Tablo 4.10’da değişiklikler yapıldıktan sonra reaktörün önerilen haliyle oluşan 9 katmanlı malzeme sıralamanın hesaplamaların sonuçları bulunmaktadır.

$\mu$  ve  $\mu/\rho$  değerleri benzer davranışlar gösterdiği için BeO ve W için yalnızca  $\mu$  değerleri sunulmuştur.

**Tablo 4.6** SS316 ve B<sub>4</sub>C için XCOM, GEANT4 ve FLUKA üzerinden kütle azaltma katsayısı (  $\mu/\rho$ ) değerleri, birimi cm<sup>2</sup>/g

|              | SS316   |        |        | B <sub>4</sub> C |        |        |
|--------------|---------|--------|--------|------------------|--------|--------|
| Enerji (MeV) | XCOM    | GEANT4 | FLUKA  | XCOM             | GEANT4 | FLUKA  |
| 0,015        | 55,4800 |        |        | 0,5533           | 0,4552 |        |
| 0,02         | 24,9800 |        |        | 0,3319           | 0,2689 |        |
| 0,03         | 8,6740  |        |        | 0,2172           | 0,1867 |        |
| 0,04         | 3,8660  |        |        | 0,1855           | 0,1686 | 0,1859 |
| 0,05         | 2,0890  | 1,9380 |        | 0,1710           | 0,1605 | 0,1711 |
| 0,06         | 1,2840  | 1,1803 | 1,2998 | 0,1620           | 0,1549 | 0,1621 |
| 0,08         | 0,6312  | 0,5715 | 0,6317 | 0,1502           | 0,146  | 0,1503 |
| 0,1          | 0,3910  | 0,3511 | 0,3913 | 0,1418           | 0,1386 | 0,1418 |
| 0,2          | 0,1488  | 0,1371 | 0,1487 | 0,1157           | 0,1141 | 0,1156 |
| 0,3          | 0,1108  | 0,1055 | 0,1107 | 0,1004           | 0,0997 | 0,1002 |
| 0,4          | 0,0944  | 0,0917 | 0,0944 | 0,0899           | 0,0898 | 0,0898 |
| 0,5          | 0,0844  | 0,0830 | 0,0843 | 0,0820           | 0,0822 | 0,0820 |
| 0,6          | 0,0772  | 0,0765 | 0,0772 | 0,0759           | 0,0762 | 0,0759 |
| 0,8          | 0,0671  | 0,0669 | 0,0670 | 0,0666           | 0,0670 | 0,0666 |
| 1            | 0,0600  | 0,0600 | 0,0603 | 0,0599           | 0,0602 | 0,0598 |
| 2            | 0,0427  | 0,0426 | 0,0426 | 0,0418           | 0,0417 | 0,0417 |
| 3            | 0,0362  | 0,0361 | 0,0362 | 0,0334           | 0,0332 | 0,0333 |
| 4            | 0,0331  | 0,0330 | 0,0331 | 0,0285           | 0,0283 | 0,0284 |
| 5            | 0,0315  | 0,0314 |        | 0,0252           | 0,0251 |        |
| 6            | 0,0306  | 0,0305 |        | 0,0229           | 0,0228 |        |
| 8            | 0,0301  | 0,0298 |        | 0,0199           | 0,0198 |        |
| 10           | 0,0301  | 0,0298 |        | 0,0179           | 0,0179 |        |

**Tablo 4.7** SS304 ve HN için XCOM, GEANT4 ve FLUKA üzerinden kütle azaltma katsayısı ( $\mu/\rho$ ) değerleri, birimi cm<sup>2</sup>/g

|              | Hastelloy N |        |        | SS304   |        |        |
|--------------|-------------|--------|--------|---------|--------|--------|
| Enerji (MeV) | XCOM        | GEANT4 | FLUKA  | XCOM    | GEANT4 | FLUKA  |
| 0,015        | 61,3900     |        |        | 54,8000 |        |        |
| 0,02         | 27,9100     |        |        | 24,6400 |        |        |
| 0,03         | 12,7800     |        |        | 7,8370  |        |        |
| 0,04         | 5,7590      |        |        | 3,4800  |        |        |
| 0,05         | 3,1114      |        |        | 1,8790  | 1,7654 | 2,0147 |
| 0,06         | 1,9000      | 1,7603 |        | 1,1590  | 1,0747 | 1,1748 |
| 0,08         | 0,9349      | 0,8530 | 1,1946 | 0,5751  | 0,526  | 0,5832 |
| 0,1          | 0,5534      | 0,5006 | 0,5546 | 0,3611  | 0,3271 | 0,3657 |
| 0,2          | 0,1725      | 0,1576 | 0,1726 | 0,1444  | 0,1341 | 0,1453 |
| 0,3          | 0,1191      | 0,1125 | 0,1189 | 0,1092  | 0,1047 | 0,1096 |
| 0,4          | 0,0986      | 0,0951 | 0,0985 | 0,0935  | 0,0914 | 0,0938 |
| 0,5          | 0,0870      | 0,0851 | 0,0868 | 0,0838  | 0,0828 | 0,0841 |
| 0,6          | 0,0790      | 0,0781 | 0,0788 | 0,0767  | 0,0763 | 0,0770 |
| 0,8          | 0,0682      | 0,0679 | 0,0680 | 0,0667  | 0,0668 | 0,0669 |
| 1            | 0,0608      | 0,0607 | 0,0607 | 0,0597  | 0,0600 | 0,0600 |
| 2            | 0,0433      | 0,0432 | 0,0432 | 0,0425  | 0,0426 | 0,0425 |
| 3            | 0,0371      | 0,0370 | 0,0370 | 0,0360  | 0,0360 | 0,0361 |
| 4            | 0,0343      | 0,0341 | 0,0342 | 0,0329  | 0,0329 | 0,0329 |
| 5            | 0,0329      | 0,0327 |        | 0,0312  | 0,0312 |        |
| 6            | 0,0322      | 0,0320 |        | 0,0303  | 0,0303 |        |
| 8            | 0,0319      | 0,0317 |        | 0,0296  | 0,0296 |        |
| 10           | 0,0322      | 0,0320 |        | 0,0296  | 0,0295 |        |



**Tablo 4.8** Malzemelerin lineer azaltma katsayısı ( $\mu$ ) değeri, birimi cm<sup>-1</sup>, veriler XCOM üzerinden alınmıştır.

| Enerji (MeV) | SS316    | SS304    | HN       | B <sub>4</sub> C | W         | BeO    |
|--------------|----------|----------|----------|------------------|-----------|--------|
| 0,015        | 445,5044 | 438,4000 | 543,9154 | 1,3943           | 2680,7700 | 3,8807 |
| 0,02         | 200,5894 | 197,1200 | 247,2826 | 0,8363           | 1268,3960 | 1,9164 |
| 0,03         | 69,6522  | 62,6960  | 113,2308 | 0,5473           | 438,6890  | 0,9250 |
| 0,04         | 31,0439  | 27,8400  | 51,0247  | 0,4674           | 205,9310  | 0,6776 |
| 0,05         | 16,7746  | 15,0320  | 27,5670  | 0,4309           | 114,8350  | 0,5810 |
| 0,06         | 10,3105  | 9,2720   | 16,8340  | 0,4082           | 71,6609   | 0,5309 |
| 0,08         | 5,0685   | 4,6008   | 8,2832   | 0,3785           | 150,7137  | 0,4765 |
| 0,1          | 3,1397   | 2,8888   | 4,9031   | 0,3573           | 85,6341   | 0,4442 |
| 0,2          | 1,1948   | 1,1552   | 1,5283   | 0,2915           | 15,1408   | 0,3575 |
| 0,3          | 0,8897   | 0,8736   | 1,0552   | 0,2530           | 6,2493    | 0,3095 |
| 0,4          | 0,7585   | 0,7485   | 0,8740   | 0,2265           | 3,7152    | 0,2769 |
| 0,5          | 0,6778   | 0,6705   | 0,7710   | 0,2068           | 2,6595    | 0,2528 |
| 0,6          | 0,6200   | 0,6141   | 0,7002   | 0,1912           | 2,1094    | 0,2337 |
| 0,8          | 0,5388   | 0,5342   | 0,6046   | 0,1679           | 1,5567    | 0,2053 |
| 1            | 0,4819   | 0,4781   | 0,5393   | 0,1510           | 1,2772    | 0,1845 |
| 2            | 0,3428   | 0,3401   | 0,3839   | 0,1053           | 0,8555    | 0,1290 |
| 3            | 0,2912   | 0,2884   | 0,3291   | 0,0842           | 0,7864    | 0,1036 |
| 4            | 0,2665   | 0,2634   | 0,3039   | 0,0718           | 0,7793    | 0,0888 |
| 5            | 0,2533   | 0,2499   | 0,2914   | 0,0636           | 0,7918    | 0,0791 |
| 6            | 0,2462   | 0,2426   | 0,2854   | 0,0578           | 0,8125    | 0,0723 |
| 8            | 0,2410   | 0,2370   | 0,2829   | 0,0501           | 0,8630    | 0,0635 |
| 10           | 0,2414   | 0,2370   | 0,2859   | 0,0453           | 0,9161    | 0,0580 |

Tablo 4.9 ve Tablo 4.10’da görüldüğü üzere yapılan simülasyonlar sonucunda reaktörün asıl haline bakıldığında 9 katmanlı malzeme sıralamasında 0,015 MeV ile 0,4 MeV enerji düzeyine kadar gama radyasyonu gözlenmemiştir. 0,5 MeV enerji düzeyinden itibaren gama radyasyonunun geçtiği görülüyor. Önerdiğimiz malzemelerin bulunduğu 9 katmanlı malzeme sıralaması hesaplamalarına bakıldığında 0,015 MeV ile 0,5 MeV enerji düzeyine kadar gama radyasyonu geçişi olmamıştır. 0,6 MeV enerji düzeyi ve sonraki enerji düzeylerinde gama radyasyonu geçişi görülmektedir. Enerji yükseldikçe geçen gama radyasyonu sayısı da artmaktadır. Tablo 4.9’a bakıldığında 6- 8- 10 MeV enerji düzeylerinde 100 bin üzerinde bir gama radyasyonu geçişi bulunmaktadır. Tablo 4.10’a bakıldığında 6- 8- 10 MeV enerji düzeylerinde 27 bin civarında gama radyasyonu geçişi gözlenmektedir. Bu durum reaktörün 9 katmanlı asıl halinin, önerdiğimiz malzemelerden dahil edildiği 9 katmanlı malzeme sıralamasından daha fazla gama radyasyonu geçişi durumunu gözlemleriz. Bu durumda önerilen malzeme gama radyasyonu zırlama açısından daha iyi bir malzeme olduğunu görebiliriz. Bu durumun reaktörün önerilen halinde kullanmış olduğumuz HN malzemesinin gama radyasyonunu azaltmada daha iyi olduğu anlamına gelmektedir. B<sub>4</sub>C ve HN malzemelerine gelene kadar geçen gama radyasyonu değerleri birbirine çok yakındır veya aynıdır.

**Tablo 4.9** Reaktörün asıl hali için yapılan gama zırhlama hesaplaması

| Enerji (MeV) | Başlangıç  | HN        | BeO       | HN        | SS316     | B <sub>4</sub> C | W       | B <sub>4</sub> C | W       | SS316   |
|--------------|------------|-----------|-----------|-----------|-----------|------------------|---------|------------------|---------|---------|
| 0,015        | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0                | 0       | 0                | 0       | 0       |
| 0,02         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0                | 0       | 0                | 0       | 0       |
| 0,03         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0                | 0       | 0                | 0       | 0       |
| 0,04         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0                | 0       | 0                | 0       | 0       |
| 0,05         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0                | 0       | 0                | 0       | 0       |
| 0,06         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0                | 0       | 0                | 0       | 0       |
| 0,08         | 10 000 000 | 1         | 0         | 0         | 0         | 0                | 0       | 0                | 0       | 0       |
| 0,1          | 10 000 000 | 551       | 1         | 0         | 0         | 0                | 0       | 0                | 0       | 0       |
| 0,2          | 10 000 000 | 470 427   | 3151      | 683       | 114       | 47               | 0       | 0                | 0       | 0       |
| 0,3          | 10 000 000 | 1 211 833 | 15898     | 5534      | 1457      | 682              | 1       | 1                | 0       | 0       |
| 0,4          | 10 000 000 | 1 741 084 | 36030     | 15034     | 4819      | 2442             | 59      | 30               | 1       | 0       |
| 0,5          | 10 000 000 | 2 139 162 | 62058     | 28702     | 10383     | 5583             | 391     | 210              | 15      | 5       |
| 0,6          | 10 000 000 | 2 464 956 | 93453     | 46398     | 18304     | 10311            | 1251    | 705              | 85      | 34      |
| 0,8          | 10 000 000 | 2 983 793 | 168 470   | 92025     | 41011     | 24780            | 5224    | 3157             | 665     | 297     |
| 1            | 10 000 000 | 3 400 658 | 256 614   | 149 645   | 72626     | 46166            | 12871   | 8182             | 2281    | 1107    |
| 2            | 10 000 000 | 4 640 294 | 762 294   | 519 272   | 310 476   | 226 337          | 96202   | 70131            | 29809   | 17823   |
| 3            | 10 000 000 | 5 177 319 | 1 213 685 | 873 290   | 564 192   | 438 129          | 199 545 | 154958           | 70575   | 45596   |
| 4            | 10 000 000 | 5 444 534 | 1 568 802 | 1 157 573 | 776 120   | 625 543          | 286 944 | 231 273          | 106 088 | 71129   |
| 5            | 10 000 000 | 5 582 280 | 1 842 302 | 1 376 470 | 941 296   | 777 603          | 352 249 | 290 992          | 131 817 | 90143   |
| 6            | 10 000 000 | 5 649 951 | 2 050 729 | 1 541 455 | 1 065 482 | 895 699          | 397 452 | 334 119          | 148 260 | 102 480 |
| 8            | 10 000 000 | 5 679 060 | 2 334126  | 1 758 987 | 1 225 253 | 1 054 117        | 444 683 | 382 573          | 161 390 | 112 419 |
| 10           | 10 000 000 | 5 644 947 | 2 504 626 | 1 881 797 | 1 310 009 | 1 143 427        | 457 426 | 399 259          | 159 723 | 111 191 |

**Tablo 4.10** Önerilen malzeme sırası ile yapılan gama zırhlama hesaplaması

| Enerji (MeV) | Başlangıç  | HN        | BeO       | HN        | SS304     | HN      | W       | HN    | W     | SS304 |
|--------------|------------|-----------|-----------|-----------|-----------|---------|---------|-------|-------|-------|
| 0,015        | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0       | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,02         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0       | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,03         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0       | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,04         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0       | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,05         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0       | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,06         | 10 000 000 | 0         | 0         | 0         | 0         | 0       | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,08         | 10 000 000 | 1         | 0         | 0         | 0         | 0       | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,1          | 10 000 000 | 551       | 1         | 0         | 0         | 0       | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,2          | 10 000 000 | 470 427   | 3151      | 683       | 121       | 1       | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,3          | 10 000 000 | 1 211 833 | 15898     | 5534      | 1493      | 63      | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 0,4          | 10 000 000 | 1 741 084 | 36030     | 15034     | 4892      | 355     | 9       | 1     | 0     | 0     |
| 0,5          | 10 000 000 | 2 139 162 | 62058     | 28702     | 10499     | 1039    | 73      | 7     | 1     | 0     |
| 0,6          | 10 000 000 | 2 464 956 | 93453     | 46398     | 18470     | 2260    | 274     | 34    | 4     | 2     |
| 0,8          | 10 000 000 | 2 983 793 | 168 470   | 92025     | 41293     | 6730    | 1419    | 231   | 49    | 22    |
| 1            | 10 000 000 | 3 400 658 | 256 614   | 149 645   | 73050     | 14487   | 4039    | 801   | 223   | 109   |
| 2            | 10 000 000 | 4 640 294 | 762 294   | 519 272   | 311 783   | 98553   | 41889   | 13241 | 5628  | 3379  |
| 3            | 10 000 000 | 5 177 319 | 1 213 685 | 873 290   | 566 608   | 211 077 | 96134   | 35813 | 16311 | 10583 |
| 4            | 10 000 000 | 5 444 534 | 1 568 802 | 1 157 573 | 779 709   | 313 237 | 143 686 | 57724 | 26479 | 17835 |
| 5            | 10 000 000 | 5 582 280 | 1 842 302 | 1 376 470 | 946 147   | 394 617 | 178 759 | 74556 | 33774 | 23215 |
| 6            | 10 000 000 | 5 649 951 | 2 050 729 | 1 541 455 | 1 071 186 | 454 917 | 201 862 | 85728 | 38040 | 26435 |
| 8            | 10 000 000 | 5 679 060 | 2 334 126 | 1 758 987 | 1 232 812 | 527 608 | 222 574 | 95255 | 40184 | 28163 |
| 10           | 10 000 000 | 5 644 947 | 2 504 626 | 1 881 797 | 1 318 886 | 559 367 | 223 774 | 94907 | 37967 | 26610 |

### 4.3 Doz ve DPA Analizi

Tablo 4.11'e bakıldığında nötron enerjileri için Doz ve DPA sonuçları bulunmaktadır. 9 farklı enerji değerinde yapılan hesaplamalara bakıldığı zaman reaktörün asıl halinde DPA değerleri yüksektir. Bu durum radyasyon atomların daha fazla yer değiştireceği ve radyasyon hasarına neden olacağı anlamına gelmektedir. Bu durumda oluşan radyasyonların 9 katmanlı zırh üzerinde daha fazla ilerlediği anlamına gelmektedir. Reaktörün önerilen hali için bakıldığında, reaktörün asıl haline göre DPA değerleri daha düşüktür. Bu durum reaktörün asıl haline kıyasla 9 katmanlı zırh üzerinden radyasyon atomların daha az ilerleyeceğini göstermektedir. Doz değerlerine bakıldığında reaktörün asıl hali yapılan analizlerde her enerji değerinde reaktörün önerilen halinden daha yüksektir. Doz değerinin yüksek olması zırh malzemesinin atomları ile etkileşimi sonucunda, radyasyonun daha yüksek enerji aktarımına etki etmektedir. Bu durum zırh malzemesinin radyasyon hasarına maruz kalıp deforme olmasına neden olur. DPA ve doz değerlerinin reaktörün asıl halindeki sonuçlarda yüksek olması reaktörde oluşan radyasyon hasarı miktarını artırır. Reaktör için önerilen zırh malzemesi düzenli radyasyon azaltma ve radyasyon hasarı bakımından daha iyi bir malzeme ve koruma sunmaktadır.

Tablo 4.12'ye bakıldığında 22 farklı enerjide gamalar için doz ve DPA hesaplamaları bulunmaktadır. DPA için yapılan 0,015; 0,02; 0,03; 0,04; 0,05; 0,06; 0,08 ve 0,1 MeV enerjilerinde sıfır değeri elde edilmiştir. Geri kalan 14 enerji değerine bakıldığında reaktörün önerilen halinin daha yüksek değerlere sahip olduğu gözükmemektedir. Doz değerlerinin sonuçlarına bakıldığında 0,015 MeV enerjisi ile 0,6 MeV enerjisi arasında yapılan tüm hesaplamalarda elde edilen değerler aynıdır. 0,8 MeV ile 10 MeV enerji değerleri arasında yapılan hesaplamalar sonucunda reaktörün asıl hali için daha yüksek sonuçlar elde edilmiştir.

Gama radyasyonunun etkileşiminde düşük enerji düzeylerinde fotoelektrik olay, orta enerji düzeylerinde Compton saçılması ve yüksek enerji düzeylerinde çift oluşum etkilidir. Sonuçlara bakıldığı zaman DPA verileri reaktörün önerilen halinde gamaların zırh malzemesi içindeki atomları daha fazla yer değiştireceği sonucu görülmektedir. Doz değerlerinin reaktörün asıl hali için yüksek olması radyasyonun zırh malzemesi üzerinden etkileşim yapacağı atomlara daha fazla enerji aktarımı yapacaktır. Bu durum sonucunda gama radyasyonu malzeme ile etkileşim gerçekleştirecektir. Gama

radyasyonunun atomlar ile etkileşimi sonucunda Fotoelektrik olay, Compton saçılması ve Çift oluşum durumlarından biri meydana gelmektedir. Gama radyasyonunun gerçekleştirdiği bu 3 olayın gerçekleşmesi sonucunda zırh içerisinde daha fazla yol alabileceği ortaya çıkmaktadır. Bu durum reaktörün önerilen hali için de mevcuttur fakat aktarılan enerji reaktörün asıl halinde daha yüksektir.

**Tablo 4.11** Reaktörün asıl hali ve önerilen hali için nötronların DPA ve doz hesaplamaları (Doz birimi MeV/g)

| Nötron               |                           |                           |                           |                           |
|----------------------|---------------------------|---------------------------|---------------------------|---------------------------|
|                      | Reaktör asıl hali         |                           | Reaktör önerilen hali     |                           |
| Enerji (MeV)         | DPA ( $\times 10^{-25}$ ) | Doz ( $\times 10^{-10}$ ) | DPA ( $\times 10^{-25}$ ) | Doz ( $\times 10^{-10}$ ) |
| $5 \times 10^{-9}$   | 0,1869                    | 66,8590                   | 0,7098                    | 63,7750                   |
| $2,5 \times 10^{-8}$ | 1,0329                    | 80,5600                   | 0,9971                    | 72,9980                   |
| 0,1                  | 2,8963                    | 76,8470                   | 2,8565                    | 67,1070                   |
| 0,5                  | 9,5517                    | 144,4100                  | 9,4955                    | 127,8200                  |
| 1                    | 12,1930                   | 188,0400                  | 12,1650                   | 174,2500                  |
| 2                    | 16,1040                   | 359,4800                  | 16,2760                   | 318,3600                  |
| 4,5                  | 19,5040                   | 703,3500                  | 19,8360                   | 646                       |
| 8                    | 21,6290                   | 1162,3000                 | 22,4900                   | 1078,2000                 |
| 10                   | 22,0970                   | 1411,4000                 | 23,0240                   | 1332,7000                 |

**Tablo 4.12** Reaktörün asıl hali ve önerilen hali için gamaların DPA ve doz hesaplamaları (Doz birimi MeV/g)

| Gama         |                           |                           |                           |                           |
|--------------|---------------------------|---------------------------|---------------------------|---------------------------|
| Enerji (MeV) | Reaktör asıl hali         |                           | Reaktör önerilen hali     |                           |
|              | DPA ( $\times 10^{-30}$ ) | Doz ( $\times 10^{-10}$ ) | DPA ( $\times 10^{-30}$ ) | Doz ( $\times 10^{-10}$ ) |
| 0,015        | 0                         | 1,5116                    | 0                         | 1,5116                    |
| 0,02         | 0                         | 2,0155                    | 0                         | 2,0155                    |
| 0,03         | 0                         | 3,0232                    | 0                         | 3,0232                    |
| 0,04         | 0                         | 4,0158                    | 0                         | 4,0158                    |
| 0,05         | 0                         | 5,0085                    | 0                         | 5,0085                    |
| 0,06         | 0                         | 5,9947                    | 0                         | 5,9967                    |
| 0,08         | 0                         | 7,9334                    | 0                         | 7,9334                    |
| 0,1          | 0                         | 9,8465                    | 0                         | 9,8465                    |
| 0,2          | 0,0015                    | 21,8390                   | 0,0015                    | 21,8390                   |
| 0,3          | 0,0303                    | 38,3660                   | 0,0301                    | 38,3590                   |
| 0,4          | 0,3735                    | 56,2090                   | 0,3725                    | 56,1790                   |
| 0,5          | 1,6402                    | 74,5920                   | 1,6299                    | 74,4970                   |
| 0,6          | 4,2448                    | 93,3270                   | 4,2088                    | 93,1360                   |
| 0,8          | 13,9990                   | 131,5100                  | 13,8100                   | 130,9600                  |
| 1            | 32,2270                   | 170,2600                  | 31,7170                   | 169,1600                  |
| 2            | 233,8700                  | 360,0500                  | 232,8800                  | 353,8800                  |
| 3            | 523,1100                  | 535,2100                  | 528,8000                  | 523,0700                  |
| 4            | 858,8000                  | 698,8800                  | 877,6200                  | 681,7000                  |
| 5            | 1229,6000                 | 854,9800                  | 1266,2000                 | 834,0500                  |
| 6            | 1629,4000                 | 1006,6000                 | 1685,5000                 | 982,8600                  |
| 8            | 2494                      | 1304,8000                 | 2587,8000                 | 1275,9000                 |
| 10           | 3416,3000                 | 1601,7000                 | 3546,4000                 | 1567,4000                 |

## 5. SONUÇLAR

Bu çalışmada, Erimiş Tuz Reaktörleri (MSR) için yapılan zırhlama tasarımı ve radyasyon hasarının incelenmesi amacıyla gerçekleştirilen analizler sonucunda önemli bulgular elde edilmiştir. Çalışmanın başında, 50 kWth gücünde tasarlanan bir mikro-MSR için dokuz katmanlı zırhlama modeli oluşturulmuş ve mevcut malzemeler olan SS316 ve B<sub>4</sub>C yerine SS304 ve HN (Hastelloy N) malzemeleri kullanılmıştır. Reaktörün tasarımındaki bu değişiklik hem literatürdeki mevcut MSR tasarımlarıyla hem de önerilen yeni malzemelerle yapılan zırhlama analizleri ile karşılaştırılmıştır.

Serpent Monte Carlo simülasyon programı ile yapılan reaktör modellemesi sonucunda, nötron akıları belirlenmiş ve diğer simülasyonlar için girdi olarak kaydedilmiştir. GEANT4 ve FLUKA simülasyonları, nötronların zırh katmanlarıyla etkileşimlerini ve GEANT4 ile ikincil radyasyon oluşumlarını incelemiş; gama radyasyonu zırhlama kapasitesi ise XCOM, GEANT4 ve FLUKA programları ile değerlendirilmiştir.

Elde edilen bulgular sonucunda, hem literatürdeki mevcut zırh tasarımı için sonuçlar belirlenmiş hem de tez kapsamında önerilen yeni zırh tasarımı ile reaktörün zırhlama kapasitesi artırılmış ve geçen nötron oranları önemli ölçüde azaltılabilmektedir. Yapılan analizler, her iki tasarımın da gerekli sınırların altında nötron geçişi sağladığını göstermiştir. Bu, reaktörün çevresindeki radyasyon seviyelerinin güvenli sınırlar içinde kalmasını sağlarken, aynı zamanda reaktörün verimli ve sürdürülebilir bir şekilde çalışabilmesini desteklemektedir. Önerilen zırh tasarımının, mevcut tasarımlara kıyasla daha düşük nötron geçiş oranları sunması, bu tasarımın radyasyon güvenliği ve uzun ömürlü kullanım açısından önemli bir avantaj sunduğunu ortaya koymaktadır. Bu bulgular, reaktör tasarımının güvenliğini artıran ve radyasyon hasarını minimize eden etkili bir zırhlama çözümüne ulaşılmasını sağlamıştır.

Sonuç olarak, önerilen SS304 ve HN malzemelerinin, mevcut SS316 ve B<sub>4</sub>C malzemelerine göre daha etkili bir radyasyon zırhlaması sağladığı gözlemlenmiştir. Gama ve nötron radyasyonlarının zırhlanmasında, yeni malzemeler daha iyi performans sergilemiştir. FLUKA simülasyonları ile yapılan DPA ve Doz analizleri, önerilen tasarımın daha düşük radyasyon hasarına yol açtığını ve zırh malzemesi üzerinde daha az deformasyon meydana getirdiğini ortaya koymuştur. Bu durum, reaktörün daha uzun süre güvenli bir şekilde çalışmasını sağlayacak önemli bir avantaj olarak değerlendirilmiştir. Önerilen dokuz katmanlı zırhlama tasarımı, reaktörün güvenliğini



artıran ve uzun vadeli performansını sürdürülebilir kılan bir çözüm olarak öne çıkmaktadır.



## KAYNAKLAR

- Agostinelli, S., Allison, J., Amako, K., Apostolakis, J., Arce, P., Burkhardt, H., Chytrcek, G., Cosmo, G., Dell'Acqua, A., Folger, G., Giani, S., Ivanchenko, V., Lara, V., Liendl, M., Medernach, E., Pfeiffer, A., Sadilov, S., Tcherniaev, E., Wellisch, J. P., Nartolla, R., Nieminen, P., Bellagamba, L., Brunengo, A., DiSalvo, E., Degtyarenko, P., Kossov, M., Amoka, K., Morita, Y., Murakami, K., Sasaki, T., & Nieminen, P., (2003). Geant 4-a simulation toolkit. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 506(3), 250-303. [https://doi.org/10.1016/s0168-9002\(03\)01368-8](https://doi.org/10.1016/s0168-9002(03)01368-8)
- Akman, F., & Oğul, H. (2024). Interaction parameters of some polymers used in Nuclear Power Plants with ionizing radiation, produced secondary radiations and radiation damages. *Macromolecular Materials and Engineering*, Article 2400326. <https://doi.org/10.1002/mame.202400326>
- Alawneh, L., Vaghetto, R., Yang, S., Hassan, Y., & Alsmadi, E. (2020). Design and optimization of the shielding of an accelerator driven Thorium-Fueled Molten Salt loop using MCNP6. *Transactions of the American Nuclear Society*, 123(1). <https://doi.org/10.13182/T123-33483>
- Amirabi, E., Salimi, M., Ghal-Eh, N., Etaati, G., & Asadi, H. (2013). Study of neutron and gamma radiation protective shield. *International Journal of Innovation and Applied Studies*, 3(4), 1079-1085.
- Arce, P., Lagares, J. I., Harkness, L., Pérez-Astudillo, D., Cañadas, M., Rato, P., & Díaz, A. (2014). GAMOS : A framework to do Geant4 simulations in different physics fields with an user-friendly interface. *Nuclear instruments and methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 735, 304-313. <https://doi.org/10.1016/j.nima.2013.09.036>
- Bagheri, S., & Khalafi, H. (2023). SMR, 3D source term simulation for exact shielding design based on genetic algorithm. *Annals of Nuclear Energy*, 191, Article 109915. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.109915>
- Battistoni, G., Boehlen, T., Cerutti, F., Chin, P. W., Esposito, L. S., Fassò, A., & Roesler, S. (2015). Overview of the FLUKA code. *Annals of Nuclear Energy*, 82, 10-18. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.11.007>
- Birçelik. SS316-SS304 malzemelerinin özellikleri, Erişim: 20 Mayıs 2024, <https://bircelik.com/tr/kategori/316-1-4401->
- Brown, J., & Oblinger, J. (2005). Radiation safety manual. Erişim: 10 Haziran 2024, [https://policies.ncsu.edu/wordpress/wp-content/uploads/2016/10/Rad\\_Safe\\_Manual\\_2005.pdf](https://policies.ncsu.edu/wordpress/wp-content/uploads/2016/10/Rad_Safe_Manual_2005.pdf).
- Introduction to Radiation*. (2012). Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC).
- Cui, D. Y., Dai, Y., Cai, X. Z., Fu, Y., Li, X. X., Zou, Y., & Chen, J. G. (2021). Preconceptual nuclear design of a 50 kWth heat pipe cooled micro molten salt reactor (micro-MSR). *Progress in Nuclear Energy*, 134, Article 103670. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103670>
- Delpech, S., Merle-Lucotte, E., Heuer, D., Allibert, M., Ghetta, V., Le-Brun, C., & Picard, G. (2009). Reactor physic and reprocessing scheme for innovative molten salt reactor system. *Journal of Fluorine Chemistry*, 130(1), 11-17. <https://doi.org/10.1016/j.jfluchem.2008.07.009>

- El Abd, A., Mesbah, G., Mohammed, N. M. A., & Ellithi, A. (2017). A simple method for determining the effective removal cross section for fast neutrons. *Journal of Radiation and Nuclear Applications*, 2(2), 53-58. <https://doi.org/10.18576/jrna/020203>
- Eroğlu, G., & Şahiner, M. (2019). Dünyada ve Türkiye'de Tungsten (Volfram). Fizibilite Etütleri Daire Başkanlığı. Erişim: 20 Mayıs 2024, <https://www.mta.gov.tr/v3.0/sayfalar/bilgi-merkezi/maden-serisi/img/11Tungsten.pdf>
- Geant4 Collaboration. Introduction to Geant4 release. Erişim: 28 Haziran 2024, <https://geant4-userdoc.web.cern.ch/UsersGuides/IntroductionToGeant4/fo/IntroductionToGeant4.pdf>
- Great Ceramic. BeO Malzemesinin Özellikleri. Erişim: 20 Mayıs 2024, [https://great-ceramic.com/tr/beryllium-oxide-beo-ceramics/#:~:text=Berilyum%20oksit%20\(BeO\)%20seramikler%2C,iyi%20proses%20uyarlanabilirli%C4%9Fi%20%C3%B6zelliklerine%20sahiptir.](https://great-ceramic.com/tr/beryllium-oxide-beo-ceramics/#:~:text=Berilyum%20oksit%20(BeO)%20seramikler%2C,iyi%20proses%20uyarlanabilirli%C4%9Fi%20%C3%B6zelliklerine%20sahiptir.)
- Haynes International. Hastelloy N Malzemesinin Özellikleri. Erişim: 20 Mayıs 2024, <https://haynesintl.com/en/datasheet/hastelloy-n-alloy/#principal-features>
- LeBlanc, D. (2010). Molten salt reactors: A new beginning for an old idea. *Nuclear Engineering and Design*, 240(6), 1644-1656. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.12.033>
- Material Property Data. B4C Malzemesinin Özellikleri. Erişim: 20 Mayıs 2024, <https://www.matweb.com/search/DataSheet.aspx?MatGUID=45fd34d496fe48e3ab513bcbc4079430>
- Material Property Data. SS304 Malzemesinin Özellikleri. Erişim: 20 Mayıs, 2024, <https://www.matweb.com/search/DataSheet.aspx?MatGUID=abc4415b0f8b490387e3c922237098da>
- Material Property Data. SS316 Malzemesinin Özellikleri. Erişim: 20 Mayıs 2024, <https://www.matweb.com/search/DataSheet.aspx?MatGUID=bca4420f6d93450fbbbd3f2158834183>
- National Nuclear Data Center. ENDF/B-VII.1 Evaluated Nuclear Data Library. Erişim: 14 Haziran 2024, <https://www.nndc.bnl.gov/endl-b7.1/>
- Nuttin, A., D.Heuer, Billebaud, A., Brissot, R., Brun, C. L., Liatard, E., & David, S. (2005). Potential of Thorium Molten Salt Reactors: Detailed calculations and concept evolution with a view to large scale energy production. *Progress in Nuclear Energy*, 46(1), 77-99. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2004.11.001>
- Radiation protection in medicine: Setting the scene for the next decade.* (2015). International Atomic Energy Agency.
- Serp, J., Allibert, M., Beneš, O., Delpech, S., Feynberg, O., Ghetta, V., & Zhimin, D. (2014). The Molten Salt Reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives. *Progress in Nuclear Energy*, 77, 308-319. [https://www.researchgate.net/publication/275020090\\_The\\_Molten\\_Salt\\_Reactor\\_in\\_Generation\\_IV\\_Overview\\_and\\_Perspectives](https://www.researchgate.net/publication/275020090_The_Molten_Salt_Reactor_in_Generation_IV_Overview_and_Perspectives)
- Singh V. P., & Badiger N. M. (2014). Gamma ray and neutron shielding properties of some alloy materials. *Annals of Nuclear Energy*, 64, 301-310. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.10.003>
- Uhliř, J. (2007). Chemistry and technology of Molten Salt Reactors – history and perspectives. *Journal of Nuclear Materials*, 360(1), 6-11. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2006.08.008>
- United States Nuclear Regulatory Commission (2020). Radiation basics. Erişim: 26 Mayıs 2024, <https://www.nrc.gov/about-nrc/radiation/health-effects/radiation-basics.html>

- Zhang, D., Liu, L., Liu, M., Xu, R., Gong, C., Zhang, J., & Su, G. (2018). Review of conceptual design and fundamental research of molten salt reactors in China. *International Journal of Energy Research*, 42(5), 1834-1848. <https://doi.org/10.1002/er.3979>
- Zhang, Z., Xia, X., Wang, J., & Li, C. (2013). *Primary shielding design for an optimized Molten Salt Reactor*. *International Conference on Nuclear Engineering*. <https://doi.org/10.1115/ICONE21-15821>



## ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : İbrahim Halil TEMEL

Yabancı Dil : İngilizce

### Eğitim Durumu

Lise : Konak Anadolu Lisesi, 2016

Lisans : Sinop Üniversitesi Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi, Nükleer Enerji Mühendisliği, 2021

### Mesleki Deneyim

İş Yeri : Afşin Elbistan B Termik Santrali, Stajyer Mühendis, 07-08 2019

İş Yeri : TENMAK, Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi  
Stajyer Mühendis, 07-08 2020