

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



HIZLI ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRÜ İÇİN DUYARLILIK VE
BELİRSİZLİK ANALİZİ

ŞEVVAL KAPLAN

YÜKSEK LİSANS TEZİ

DANIŞMAN

DR. ÖĞR. ÜYESİ HÜSEYİN ŞAHİNER

SİNOP-2025

TEZ KABUL

Şevval KAPLAN tarafından hazırlanan “**HIZLI ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRÜ İÇİN DUYARLILIK VE BELİRSİZLİK ANALİZİ**” başlıklı bu çalışma, 19.12.2025 tarihinde yapılan savunma sınavı sonucunda başarılı bulunarak, jürimiz tarafından oybirliği ile **YÜKSEK LİSANS tezi** olarak kabul edilmiştir.

Üye
(Başkan)

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

İmza

Üye
(Danışman)

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

İmza

Üye

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

İmza

Enstitü Müdürü

Prof. Dr. Onur ŞAHİN

İmza

ETİK BEYANI

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

Şevval KAPLAN

ÖZET

YÜKSEK LİSANS TEZİ

HIZLI ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRÜ İÇİN DUYARLILIK VE BELİRSİZLİK ANALİZİ

ŞEVVAL KAPLAN

SİNOP ÜNİVERSİTESİ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

DANIŞMAN: DR. ÖĞR. ÜYESİ HÜSEYİN ŞAHİNER

Bu çalışmada, MSFR (Hızlı Ergimiş Tuz Reaktörü) sisteminde, farklı kompozisyonlardaki yakıt türleri kullanılarak geri besleme parametrelerinin etkin çoğaltma katsayısı (k_{eff}) değeri üzerindeki etkisi, geri besleme parametrelerinin k_{eff} üzerindeki etkilerini ve bu parametrelerin belirsizliğe kümülatif katkısının hesaplanması amaçlanmaktadır. Literatürde MSFR için, duyarlılık ve belirsizlik analizine dair kapsamlı bir çalışmaya henüz rastlanılmaması güçlü bir motivasyon olup, nötronik analizler için gelişmiş bir kod sistemi olan SCALE 6.2 (Lisans Değerlendirmesi için Standartlaştırılmış Bilgisayar Analizleri) kodu kullanılarak, duyarlılık ve belirsizlik analizi sonuçlarına ulaşmayı ve bu sayede literatüre katkısının olması hedeflenmektedir. Duyarlılık ve belirsizlik analizi'nde, SCALE kodu içerisinde bulunan TSUNAMI-3D (Tools for Sensitivity and Uncertainty Analysis Methodology Implementation) modülü kullanılmaktadır.İlgili modülde analizi yapılması amaçlanan nükleer reaktör sistemine dair bilgiler (kompozisyon değerleri, geometrik detaylar)tanımlanmasının ardından, enerjiye bağlı tesir kesiti kütüphanesi ve SAMS (Sensitivity Analysis Module for SCALE) kod satırları eklenir. Simülasyonun aktif edilmesinin ardından duyarlılık katsayıları ve belirsizlik ölçüm değerleri elde edilir. Bu çalışma sonucunda, kullanılan tüm yakıtlar için pozitif duyarlılık katsayılarında (nubar) değeri ve (fısyon) reaksiyonları, negative duyarlılık katsayılarında ise (n,gamma) reaksiyonlarının baskın olduğu görülmektedir.Ayrıca, 7 yakıt türü için yüzdece belirsizlik açısından, Yakıt fisil malzeme türünün ve kompozisyon farklılığının belirsizlik ölçümünde kritik öneme sahip olduğu tespit edilmiştir. Bu çalışmanın özgün değeri Literatürde mevcut olan 7 yakıt kompozisyonu için duyarlılık ve belirsizlik analizine ek olarak,MSFR tasarım geometrisine yerleştirilen ve kritik altı ve kritik üstü keff değerlerinde bulunan yakıt türlerinde Li-Cl tuzlarında doğal ve zenginleştirilmiş durumları için analizler yapılmış olup, her iki kritiklik değeri için hem keff değerinde belirgin artış göstermesi hem de belirsizlik yüzdesini azaltması nedeniyle zenginleştirilmiş Cl'un iyi bir alternatif olduğu belirlenmiştir. Buna ek olarak tüm yakıtlar için belirsizlik ölçümü yapıldığında 252 gruplu nükleer veri kütüphanesi en güvenilir kütüphane olarak sonuçlanmıştır.

ANAHTAR KELİMELE:MSFR, SCALE, duyarlılık, belirsizlik, lisanslama.

Aralık 2025, 103 Sayfa

ABSTRACT

MSC THESIS

SENSITIVITY AND UNCERTAINTY ANALYSES FOR A FAST MOLTEN SALT REACTOR

ŞEVVAL KAPLAN

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

SUPERVISOR: ASSISTANT PROFESSOR DR. HÜSEYİN ŞAHİNER

This study aims to investigate the effect of feedback parameters on the effective multiplication factor (k_{eff}) value in the MSFR (Molten Salt Fast Reactor) system using different fuel types with varying compositions, to examine the effects of feedback parameters on k_{eff} , and to calculate the cumulative contribution of these parameters to uncertainty. The lack of comprehensive studies on sensitivity and uncertainty analysis for MSFR in the literature is a strong motivation. Using the SCALE 6.2 (Standardized Computer Analyses for License Evaluation) code, which is an advanced code system for neutronic analyses, to obtain sensitivity and uncertainty analysis results and thereby contribute to the literature. The TSUNAMI-3D (Tools for Sensitivity and Uncertainty Analysis Methodology Implementation) module within the SCALE code is used in the sensitivity and uncertainty analysis. After defining the information about the nuclear reactor system to be analyzed in the relevant module (composition values, geometric details), the energy-dependent cross-section library and SAMS (Sensitivity Analysis Module for SCALE) code lines are added. After activating the simulation, sensitivity coefficients and uncertainty measurement values are obtained. As a result of this study, it is observed that for all fuels used, the (nubar) value and (fission) reactions are dominant in positive sensitivity coefficients, while (n,gamma) reactions are dominant in negative sensitivity coefficients. Furthermore, in terms of percentage uncertainty for the 7 fuel types, it was determined that the type of fissile material and composition differences in the fuel are critical in uncertainty measurement. The original value of this study is that, in addition to the sensitivity and uncertainty analysis for the 7 fuel compositions available in the literature, analyses were performed for natural and enriched states of Li-Cl salts in fuel types located at subcritical and supercritical k_{eff} values placed in the MSFR design geometry. It was determined that enriched Cl is a good alternative because it shows a significant increase in k_{eff} value for both criticality values and reduces the uncertainty percentage. In addition, when uncertainty measurements were performed for all fuels, the 252-group nuclear data library was found to be the most reliable library.

KEYWORDS: MSFR, sensitivity, uncertainty, licensing

December 2025, 103 Page

TEŞEKKÜR

Tez çalışmamın başlangıcından sonuna kadar kıymetli bilgi ve tecrübeleri ile yoluma ışık tutan, akademik rehberliğini ve desteğini her daim hissettiren sayın danışmanım Dr. Öğr. Üyesi Hüseyin ŞAHİNER'e en içten teşekkürlerimi sunarım.

Seminer ve tez savunma aşamalarında değerli görüş ve önerileri ile çalışmamın akademik niteliğini zenginleştiren değerli jüri üyelerim sayın Prof. Dr. Meryem SEFERİNOĞLU, Doç. Dr. Ali TİFTİKÇİ ve Prof. Dr. Hacı Mehmet ŞAHİN'e katkıları için şükranlarımı sunarım.

Süreci birlikte atlattığımız yol arkadaşım Zehra Zülal YÜCEL'e ve varlıklarıyla bana ilham olan değerli arkadaşlarıma,
Akademik sürecin ötesinde her zaman yanımda olan, neşemi ve yükümü paylaşan değerli dostum Muhsine ÇELİK'e teşekkür ederim.

Son olarak; hayat yolunda her tökezlediğimde yeniden başlayacak gücü kendimde bulmamı sağlayan canım babama, en stresli anlarımda bile yüzümü güldürmeyi başaran en iyi arkadaşım canım ağabeyime,
Bugünlere gelmemdeki asıl mimarlar olan, karşılıksız sevgi ve destekleriyle, her türlü fedakarlığı sabır ve sevgiyle göğüsleyen kıymetli aileme sonsuz şükranlarımı sunarım.

Şevval KAPLAN

İÇİNDEKİLER

TEZ KABUL	iii
ETİK BEYANI.....	iii
ÖZET	iv
ABSTRACT.....	v
TEŞEKKÜR	vi
SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ.....	xi
1. GİRİŞ.....	1
1.1. Yeni Nesil Nükleer Reaktörler	2
1.1.1. Gaz soğutmalı hızlı reaktör (GFR)	5
1.1.2. Kurşun soğutmalı hızlı reaktör (LFR)	6
1.1.3. Ergimiş tuz reaktörü (MSR)	8
1.1.4. Sodyum soğutmalı hızlı reaktör (SFR)	12
1.1.5. Süperkritik su soğutmalı reaktör (SCWR).....	15
1.1.6. Çok yüksek sıcaklık reaktörü (VHTR)	17
1.2. Dördüncü Nesil Nükleer Reaktör Teknolojisine Genel Bakış	20
2. GENEL BİLGİLER.....	22
2.1. Geçmişten Günümüze MSR	22
2.2. MSFR Teknolojisi.....	24
2.3. Ergimiş Tuz Reaktörlerinde Lisanslama Süreci	28
2.4. Duyarlılık ve Belirsizlik Analizi.....	32
2.4.1. Duyarlılık analizi	32
2.4.2. Açık (explicit) duyarlılık katsayıları.....	37
2.4.3. Örtük (implicit) duyarlılık katsayıları.....	37
2.4.4. Belirsizlik analizi	39
2.4.5. Sandviç kuralı	41

2.5. Literatürdeki Bazı Duyarlılık ve Belirsizlik Analizi Çalışmaları	43
2.5.1. Fas TRIGA Mark-II araştırma reaktörü.....	43
2.5.2. VHTRC.....	43
2.5.3. SCWR.....	44
3. MATERYAL VE YÖNTEM.....	45
3.1. MSFR Sisteminin Tanımlanması.....	45
3.1.1. Geometri bilgileri.....	46
3.1.2. Modelleme ve işletim parametreleri	47
3.1.3. Yakıt türleri ve kompozisyonları	48
3.1.4. Cl-Li tuzları izotopik değişimi.....	57
3.2. Kod Sistemleri ve Nükleer Veri Kütüphaneleri.....	58
3.2.1. Kod paketlerinin kullanımı	58
3.2.2. Nükleer veri kütüphaneleri	61
4. BULGULAR.....	62
4.1. Yakıtların Duyarlılık ve Belirsizlik Analiz Sonuçları	64
4.1.1. U-233 yakıt grubu.....	64
4.1.2. Pu-239 yakıt Grubu.....	72
4.1.3. U-Pu yakıt grubu.....	75
4.1.4. TRU yakıt grubu	77
4.1.5. U-TRU yakıt grubu.....	79
Cl ve Li Tuzları İçeren Bazı Yakıtların İzotopik Değişimi	81
4.1.6. Li içerikli yakıt.....	81
4.1.7. Cl içerikli yakıt	82
4.2. Tüm Yakıtlar İçin Kütüphaneler Arası Belirsizlik Ölçümleri	83
5. SONUÇ ve ÖNERİLER	85
6. KAYNAKÇA.....	86

ŞEKİLLER DİZİNİ

Sayfa

Şekil 1.1:Havuz tipi SFR	13
Şekil 1.2: Döngü tipi SFR.....	13
Şekil 1.3: SCWR tasarımı	15
Şekil 1.4: VHTR yakıt elemanları	18
Şekil 2.1:MSFR genel yapısı	26
Şekil 2.2:Lisanslama Ağacı	31
Şekil 3.1:EVOL-MSFR geometrisi ve malzeme bölgeleri	46
Şekil 3.2:EVOL-MSFR geometrik boyutları.....	46
Şekil 3.3:Çok gruplu TSUNAMI-3D'nin genel akış diyagramı	59
Şekil 4.1:Yakıt 1 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği.....	64
Şekil 4.2:Yakıt 1 negatif duyarlılık katsayısı grafiği.....	65
Şekil 4.3:Yakıt 1 fisil nüklid duyarlılık katsayısı grafiği.....	66
Şekil 4.4:Yakıt 2 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği.....	67
Şekil 4.5:Yakıt 2 negatif duyarlılık katsayısı grafiği.....	67
Şekil 4.6:Yakıt 2 fisil nüklid duyarlılık katsayısı grafiği.....	67
Şekil 4.7:Yakıt 4 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği.....	69
Şekil 4.8:Yakıt 4 negatif duyarlılık katsayısı grafiği.....	69
Şekil 4.9:Yakıt 4 fisil nüklid duyarlılık katsayısı grafiği.....	70
Şekil 4.10:F-19 ve Th-232 elastik saçılma reaksiyonları duyarlılık kıyaslaması	71
Şekil 4.11:Yakıt 3 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği.....	72
Şekil 4.12:Yakıt 3 negatif duyarlılık katsayısı grafiği.....	72
Şekil 4.13:Yakıt 3 fisil nüklid duyarlılık katsayısı grafiği.....	73
Şekil 4.14:Yakıt 7 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği.....	75
Şekil 4.15:Yakıt 7 negatif duyarlılık katsayısı grafiği	75
Şekil 4.16:Yakıt 5 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği.....	77
Şekil 4.17:Yakıt 5 negatif duyarlılık katsayısı grafiği	77
Şekil 4.18:Yakıt 6 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği.....	79
Şekil 4.19:Yakıt 6 negatif duyarlılık katsayısı grafiği	79
Şekil 4.20: Yakıtlar için kütüphaneler arası belirsizlik kıyaslamaları	84

TABLolar DİZİNİ

Tablo 3.1:MSFR için benchmark çalışmaları referans tasarım değerleri	47
Tablo 3.2:Yakıt gruplandırmaları	48
Tablo 3.3:Yakıtların kritiklik değerleri ve fisil izotop içerikleri	49
Tablo 3.4:Yakıt 1 kompozisyonu bilgileri.....	50
Tablo 3.5:Yakıt 2 kompozisyon bilgileri.....	51
Tablo 3.6:Yakıt 4 kompozisyon bilgileri.....	51
Tablo 3.7:Yakıt 3 kompozisyon bilgileri.....	52
Tablo 3.8:Yakıt 7 kompozisyon bilgileri.....	54
Tablo 3.9:Yakıt 5 kompozisyon bilgileri.....	55
Tablo 3.10: TRU içeriği.....	55
Tablo 3.11:Yakıt 6 kompozisyon bilgileri.....	56
Tablo 4.1:Yakıt 1 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri	66
Tablo 4.2:Yakıt 2 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri	68
Tablo 4.3:Yakıt 4 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri	70
Tablo 4.4:Yakıt 3 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri	74
Tablo 4.5:Yakıt 7 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri	76
Tablo 4.6:Yakıt 5 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri	78
Tablo 4.7:Yakıt 6 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri	80
Tablo 4.8: Yakıt 2 için Li-Cl tuz değişimi sonuçları	81
Tablo 4.9: Yakıt 3 için Li-Cl tuz değişimi sonuçları	82
Tablo 4.10: Tüm yakıtlar için toplam duyarlılık analizi sonuçları	84

SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ

Simgeler

g/cm^3	Yoğunluk birimi
k-eff	Etkin çoğaltma katsayısı
$^{\circ}\text{C}$	Santigrat
K	Kelvin
$\Delta k/k$	Belirsizlik ölçüm değeri
L	Litre
MPa	Megapaskal
MWe	Megavat elektrik
Pu	Plütonyum
Am	Amerikyum
Np	Neptünyum
Cm	Küriyum
H	Hidrojen
Li	Lityum
Ni	Nikel
B ₄ C	Bor karbür
F	Flor
Th	Toryum
U	Uranyum

Pb	Kurşun
Pb-Bi	Kurşun-bizmut
I-S	Iyot-sülfür
Na	Sodyum
Zr	Zirkonyum
Cr	Krom
Cl	Klor
Mo	Molibden
Be	Berilyum
BeO	Berilyum oksit
ρ	Yoğunluk
3D	Üç boyutlu
Σ	Makroskobik tesir kesiti
HN-F4	Ağır çekirdek florürleri
(n,n)	Elastik saçılma reaksiyonu
(n,n*)	İnelastik saçılma reaksiyonu
(n, γ)	Gama reaksiyonu
(n,2n)	Nötron çoklama reaksiyonu
(n,alpha)	Alfa reaksiyonu
(n,p)	Proton reaksiyonu
(n,t)	Tritiyum reaksiyonu

Kısaltmalar

GIF	: IV. Nesil Uluslararası Forumu
LCOE	: Düzleştirilmiş Enerji Maliyeti
Q&M	: İşletme ve bakım
GENIV	: Dördüncü nesil
GFR	: Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktörler
LFR	: Kurşun Soğutmalı Hızlı Reaktör
MSR	: Ergimiş Tuz Reaktörü
MSBR	: Ergimiş Tuz Üretken Reaktörü
MSRE	: Deneysel Ergimiş Tuz Reaktörü
MSFR	: Ergimiş Tuz Hızlı Reaktörü
SFR	: Sodyum Soğutmalı Hızlı Reaktör
SCWR	: Süperkritik Su Soğutmalı Reaktör
LWR	: Hafif Sulu Reaktör
VHTR	: Çok Yüksek Sıcaklık Reaktörü
EVOL	: Sıvı Yakıtlı Hızlı Reaktör Sistemlerinin Değerlendirilmesi ve Geçerliliği
ARGE	: Araştırma-geliştirme
ORNL	: Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı
ANP	: Uçak Nükleer Tahrik Programı
SCALE	: Lisans Değerlendirmesi için Standartlaştırılmış Bilgisayar Analizleri
CSAS5	: Kritiklik Güvenliği Analizi Dizileri-5
TSUNAMI	: Hassasiyet ve Belirsizlik Analizi Metodolojisi Uygulama Araçları
SDF	: Duyarlılık veri dosyası
TRU	: TRansUranik elementler
ENDF	: Değerlendirilmiş Nükleer Veri Dosyası
ELSY	: European Lead Cooled System

SSTAR	: Small Secure Transportable Autonomous Reactor
ANP	: Nükleer uçak tahrik sistemleri
ARE	: Aircraft Reactor Experiment
HTGR	: yüksek sıcaklıklı gaz soğutmalı reaktör
PWR	: Pressurized Water Reactor
LMFBR	: Sıvı Metal Hızlı Üretken Reaktör
CNRS	: Fransız Ulusal Bilimsel Araştırma Merkezi
NRC	: Nükleer Düzenleme Kurulu
PRA	: Olasılıksal Risk Değerlendirmesi
MCNP	: Monte Carlo N-Particle Transport Code



1. GİRİŞ

Enerji; insan anatomisinin işleyişinde en temel ihtiyaç olduğu gibi, bir ülkenin refah düzeyini ve ekonomik sürdürülebilirliğini doğrudan etkileyen stratejik bir unsurdur. Bu nedenle, geçmişten günümüze dünya ülkeleri tarafından güneş, rüzgâr, jeotermal ve termik enerji gibi pek çok farklı enerji türü geliştirilmeye ve artan enerji talebini karşılayabilmek amacıyla yeterlilik sağlamaya çalışılmıştır. Her bir enerji türünün kendi içerisinde, kurulum sahası, çalışma prensibi açısından avantaj ve dezavantajları barındırmaktadır. Örneğin; bir güneş enerjisi santrali kurulurken, yıllık güneşlenme oranına göre konumlandırılır veya bir rüzgâr enerjisi santrali kurulumu için kurulum bölgesinin jeolojik, meteorolojik ve çevresel koşulları dikkate alınarak kurulması planlanır.

Nükleer enerji santralleri ise, bahsi geçmekte olan enerji türlerinin aksine hava koşullarından veya mevsimsel değişimlerden bağımsız olarak, yüksek enerji verimliliği ve kesintisiz çalışma kapasitesi sağlamaktadır. Bu özellikleri sayesinde, nükleer enerji 1980’li yıllardan itibaren birçok ülkenin uzun vadeli enerji politikalarında stratejik bir rol üstlenmiştir.

Ancak nükleer reaktörlerin güvenli ve verimli biçimde tasarlanması ve işletilmesi, yüksek hassasiyet gerektiren çok sayıda fiziksel ve nükleer veri parametrelerinin doğru biçimde modellenmesi ve simülasyonlarının yapılmasını zorunlu kılmaktadır. Her mühendislik sisteminde olduğu gibi, nükleer reaktör sistemlerinde de ideal koşullar altında olduğu durumda dâhi, sistemlerin mikroskobik düzeyde belirsizlikler içermesi kaçınılmazdır. Bu belirsizlikler; geometrik modelleme varsayımları, deneysel ölçümde yapılan hatalar ve özellikle nükleer veri kütüphanelerindeki mikroskobik tesir kesitlerindeki farklılıklardan kaynaklanmaktadır. Söz konusu belirsizliklerin nötronik parametreler üzerindeki etkisinin göz ardı edilmesi durumunda, nükleer reaktör tasarım aşamasında hatalı güvenlik marjlarının belirlenmesine ve operasyonel aşamada beklenmeyen sonuçların oluşmasına yol açabilme potansiyeline sahiptir.

Nükleer güç reaktörlerinde güvenli çalışmanın sağlanabildiğini anlamak için, etkin çoğaltma katsayısının (k_{eff}) stabilize oluşuna bakılarak karar verilir. Bu nedenle, k_{eff} ’in doğru hesaplanması ve k_{eff} ’in üzerinde etkisi olan parametreleri tespit etmek, nükleer reaktörün lisanslanabilmesi için kritik bir öneme sahiptir. Duyarlılık ve belirsizlik analizi, hem k_{eff} değerini etkileyen parametreleri, hem de k_{eff} değeri üzerindeki belirsizlik

kaynaklarını nicel olarak tayin edebilme imkânı sağlamaktadır. Bu sayede, reaktör güvenliğinin ve tasarım optimizasyonunun sağlanması beklenir.

Bu tez çalışmasında; aynı nükleer reaktör sistemi geometrisi içerisine (MSFR-hızlı ergimiş tuz reaktörü) farklı yakıt kompozisyonları yerleştirilerek k-eff üzerinde etkili olan duyarlılık değerleri incelenmiş olup, nükleer veri kaynaklı belirsizlik ölçümleri yapılmıştır. Çalışma kapsamında kullanılan analiz ve yöntemler, MSFR'nin lisanslama sürecinde daha güvenilir ve bilinçli tasarım yapılmasına katkı sağlamayı amaçlamaktadır.

1.1. Yeni Nesil Nükleer Reaktörler

İnsanoğlu, ortaya çıkan ihtiyaçlara yanıt verebilmek amacıyla teknolojiyi araştırma ve geliştirme süreçlerinden geçirerek prototipler üretilir. Bu prototipler, arz-talep dengesi ve performans değerlendirmeleri doğrultusunda sürekli iyileştirilerek, önceki versiyonlara kıyasla daha fazla ihtiyacı karşılayabilen, daha verimli ve avantajlı ürünlere dönüştürülür. Böylece teknolojik gelişim, birbiri ardına gelen nesiller halinde ilerleyen zincirleme bir süreç olarak devam eder. Nükleer reaktör teknolojilerinin nesiller boyu gelişimi de bu genel teknolojik evrim sürecine paralel olarak şekillenmiştir.

1950'li yıllarda gerçekleştirilen ilk nükleer reaktör denemeleri, Nesil 1 olarak adlandırılmakta olup, bu döneme ait nükleer reaktörler ağırlıklı olarak prototip niteliğinde, sivil ve askeri amaçlı güç reaktörleridir (Haas vd., 2019). Bu reaktörler, ticari işletme amacıyla tasarlanmamış, daha çok teknolojinin uygulanabilirliğini göstermek amacıyla geliştirilmiştir.

Nesil 2 reaktörler ise 1960'lı yıllarda tasarlanarak günümüzde işletme halinde olan nükleer santrallerin büyük bir kısmını oluşturan ticari reaktörlerdir (Haas vd., 2019; Goldberg & Rosner, 2011). Bu reaktörler, ekonomik ve güvenilir elektrik üretimini hedefleyen tasarımlara sahiptir ve genellikle aktif güvenlik sistemleri ile donatılmıştır. Nesil 1 reaktörlerden temel farkları; yalnızca sivil amaçlarla kullanılmak üzere tasarlanmaları ve sistematik güvenlik altyapıya sahip olmalarıdır (Haas vd., 2019).

1979 yılında Three Mile Island ve 1986 yılında Çernobil kazası gibi ciddi sonuçlar doğuran nükleer santral kazalarından çıkarılan dersler doğrultusunda, Nesil 3 nükleer reaktörler geliştirilmeye başlanmıştır. Bu nesil, köklü tasarım değişikliğinden ziyade Nesil 2 reaktörlerin evrimsel iyileştirme sürecinden geçirilmesiyle ortaya çıkmıştır. Nesil 3 reaktörlerde, daha basit ve daha dayanıklı tasarımlar, kor erimesi gibi ağır kazaların

oluşma olasılığının azaltılması, aktif güvenlik sistemlerine ek olarak operatör müdahalesine ihtiyaç duymadan çalışan pasif güvenlik sistemlerinin (yerçekimi, doğal konveksiyon gibi) entegrasyonu, daha yüksek termal verimlilik ve daha yüksek yanma oranlarına (burnup) sahip olması gibi iyileştirmeler hedeflenmiştir (Haas vd., 2019).

1980'li yıllarda yaşanan büyük ölçekli kazalar sonrasında bazı ülkeler nükleer santrallerini kapatma veya inşaat halindeki projeleri durdurma kararı almıştır. Bu durum nükleer enerji alanındaki küresel ilerlemeyi geçici olarak yavaşlatmış olsa da ABD, Fransa ve Güney Kore gibi nükleer teknoloji alanında güçlü altyapıya sahip olan ülkeler, çalışmalarını sürdürmeye devam etmiş ve birçok yönden daha gelişmiş sistemler (güvenlik, sürdürülebilirlik, atık azaltma gibi) olarak tanımlanan Nesil 4 nükleer reaktörlere odaklanmıştır. Özellikle ABD, ulusal laboratuvarlarda yürüttüğü deneysel ve teorik çalışmalarla bu alandaki gelişimini kesintisiz biçimde ilerletmeye devam ettirmiştir.

Nesil 4 nükleer reaktör sistemlerine yönelik çalışmaları ortak bir çatı altında toplamak amacıyla, Temmuz 2001'de toplam dokuz üye ülkenin atılımıyla GIF (4. Nesil Uluslararası Forumu) kurulmuştur. Kuruluşundan yaklaşık bir yıl sonrasında, yeni nesil reaktörlerin geliştirilmesine yönelik hedefler netleştirilmiştir ve GIF programı kapsamında daha gerçekçi ve somut çalışmalar başlatılmıştır. Nesil 4 reaktörler, Nesil 3 reaktörlerin tüm gelişmiş özelliklerini içermesinin yanı sıra; aktinit yönetimi, daha yüksek sıcaklıklarda çalışabilme ve hidrojen üretimi gibi ilave avantajlar sunarak ön plana çıkmıştır. Yeni nesil nükleer reaktörlerin geliştirilmesinde dört temel hedef bulunmaktadır. Bunlardan ilki sürdürülebilirliktir. Kullanılmış nükleer yakıtların yeniden yakılmak suretiyle değerlendirilmesi sayesinde uzun vadeli yakıt arz güvenliği sağlanmış olup, ayrıca atık yakıt içerisindeki uzun yarı ömürlü radyonüklidler fisyonlanarak daha kısa yarı ömürlü izotoplara dönüştürülebilmektedir. Bu durum, uzun vadeli radyoaktif atık depolama probleminin azaltılmasına katkı sunmaktadır. İkinci hedef güvenlik ve güvenilirliktir. Bu iki kavram birbiriyle ilişkili olmakla birlikte aynı anlamı taşımamaktadır. Önceki nesil reaktörler güvenli sistemler olarak tasarlanmış olsa da yaşanan kazalar bu sistemlerin uzun vadeli güvenilirliklerinin yetersiz olduğunu ortaya koymuştur. Nesil 4 reaktörler yalnızca güvenli olmakla kalmayıp, uzun yıllar boyunca farklı risk senaryoları altında test edilerek güvenilirliğin de sağlanmasını hedefleyen tasarımlar olarak geliştirilmektedir (Schulenberg, 2022).

Üçüncü temel hedef, rekabetçi maliyetlerle güvenilir enerji üretiminin sağlanmasıdır (Kim, 2012). Bu bağlamda ekonomik değerlendirmelerde temel gösterge, toplam enerji maliyetini ifade eden LCOE (Düzleştirilmiş Enerji Maliyeti) olarak kabul edilmektedir. Maliyetlerin düşürülmesi amacıyla üç ana strateji geliştirilmiştir. İlk olarak sermaye ve O&M (işletme-bakım) maliyetlerinin azaltılması hedeflenmiştir. Bu maliyetler, çoğu durumda yakıt döngüsü maliyetlerinden daha baskındır (Driscoll & Hejzlar, 2005). Daha az bileşene sahi, basitleştirilmiş sistem tasarımları sayesinde inşaat maliyetlerinin düşürülmesi amaçlanmaktadır. İkinci olarak, Nesil 4 reaktörlerinin yüksek termal verimliliğe sahip olması hedeflenmektedir. Yüksek işletme sıcaklıkları sayesinde, mevcut termal reaktörlere kıyasla %40-%50 aralığında daha yüksek enerji verimliliği elde edilebilmektedir. Bu durum, birim yakıttan elde edilen elektrik miktarını artırarak yakıt maliyetlerindeki artışları dengeleyebilmektedir (Ferguson, 2015). Üçüncü strateji ise yakıt döngüsü maliyetlerinin azaltılmasıdır. Daha yüksek yanma oranları sayesinde yakıtın reaktör içerisinde daha uzun süre kalması sağlanmakta, yakıt ikmal aralıkları uzatılmaktadır. Ayrıca parazitik nötron yakalamalarının ve nötron sızıntılarının azaltılması yoluyla daha düşük zenginleştirme seviyeleri hedeflenmektedir (Driscoll & Hejzlar, 2005).

Dördüncü hedef ise, nükleer silahların yayılmasına karşı direnç ve fiziksel korumanın artırılmasıdır (Kim, 2012). Bu hedef, özellikle Plütonyum gibi silah yapımına uygun malzemelerin kötü amaçlarla kullanılmasını veya çalınmasını önlemeyi amaçlamaktadır. Yayılmaya karşı direnç, reaktör tasarımı ve yakıt döngüsü seçimleri ile sağlanmaktadır. Bu seçimler; nükleer reaktörden çıkarılan yakıtın doğrudan silah üretiminde kullanılamayacağını, ancak yalnızca büyük çabalar ile üretilebilecek şekilde tasarlanmasına ihtiyaç duyar. Reaktör tasarımının yayılmaya karşı dirençli olması için üretken yakıt demetleri düzeninin kullanılmaması ve yüksek yanma oranları tercih edilir. Ayrıca, GENIV (dördüncü nesil) nükleer reaktör sistemlerinin, düşük miktarlarda zenginleştirilmiş Uranyum kullanıyor olması da yayılma riskini azaltmaya yönelik yapılan bir stratejidir (Schulenberg, 2022).

Sonuç olarak, bu hedeflerin gerçekleştirilmesine yönelik alınan stratejik önlemler, nükleer enerji teknolojisinin yeni bir çağa geçişini temsil etmektedir. Küresel ölçekte her geçen gün artan enerji ihtiyacına daha güvenilir, sürdürülebilir ve ekonomik çözümler sunmayı hedefleyen yeni nesil nükleer reaktörlerin teknik özelliklerinin detaylı biçimde incelenmesi büyük önem taşımaktadır.

1.1.1. Gaz soğutmalı hızlı reaktör (GFR)

Dördüncü nesil nükleer sistemler arasında yer alan GFR (Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktör), helyum soğutmalı ve hızlı nötron spektrumuna sahip bir tasarım olarak tanımlanmaktadır (Kim, 2012). Soğutucu olarak kimyasal açıdan inert bir gaz olan helyum gazını kullanır ve bu gazın seçilmesi sayesinde yüksek sıcaklıklarda korozyon riskini ortadan kaldırmakta ve diğer yüksek sıcaklık sistemlerine kıyasla radyotoksosite problemlerini minimize etmektedir (Ferguson, 2015). Soğutucu çıkış sıcaklığı 850 °C'ye ulaşabilen bu reaktörler, doğrudan çevrimli helyum türbinleri aracılığıyla %48 civarından yüksek termal verimlilik sunmakta, hatta bazı özel tasarımlarda bu verimliliğin %53'e kadar çıkabileceği öngörülmektedir (Kim, 2012; Ferguson, 2015). Sistemin sunduğu bu yüksek sıcaklık kapasitesiyle, verimli elektrik üretimine ek olarak kimyasal süreçlerle hidrojen üretimi ve endüstriyel proses ısısı tedariği gibi çok amaçlı uygulamalara olanak tanımaktadır. Sürdürülebilirlik hedefleri doğrultusunda GFR, uzun ömürlü aktinitlerin çoklu geri dönüşüm yoluyla tekrar yakıldığı bir kapalı yakıt döngüsü kullanır ve yüksek seviyeli radyoaktif aktinitlerin etkin bir şekilde bertaraf edilmesi için çoklu geri dönüşüm yoluyla yakıt döngüsüne tekrar ederek dahil edilmesiyle defalarca ısınlır, bu sürecin sonunda atık aktinitlerin minimize edilmesini hedeflemektedir.

Referans yakıt malzemesi olarak, sistemin hızlı nötron spektrumu ve kapalı yakıt döngüsü hedeflerine uygun olarak yüksek yoğunluğa ve termal stabilite gereksinimleri etrafında şekillenmiştir. Yüksek ağır metal yoğunluğu gereksinimiyle GFR için referans yakıt Aktinit-Karbürler (U-Pu-minör aktinit) olarak belirlenmiştir (Kim, 2012). Majör fisil malzeme olarak Pu ve minör aktinitleri kullanması nedeniyle GENIV hedefleri arasında bulunan uzun ömürlü radyoaktif aktinitlerin tüketilmesini destekler niteliktedir (Ferguson, 2015). GFR sistemleri, 1200 MWe güç kapasitesi ve 100 kW/l yüksek güç yoğunluğuna sahip olacak şekilde tasarlanmaktadır (Kim, 2012). Ancak helyumun düşük termal eylemsizliği ve güç yoğunluğunun yüksek olması, soğutma kaybı durumunda çekirdeğin hızlı ısınması riskini doğurduğundan, tasarımda doğal sirkülasyon dayalı bozunma ısısı giderme sistemleri ve basınç kaybı durumunda geri basınç sağlayan metalik bir koruyucu zarf yapısı gibi gelişmiş güvenlik mekanizmaları öngörülmektedir (Kim, 2012; Ferguson, 2015) . Bu teknolojinin ticari ölçekte uygulanabilirliğini kanıtlamak amacıyla Orta Avrupa ülkeleri tarafından yürütülen ALLEGRO deneysel reaktör projesi, yüksek sıcaklık ve yüksek güç yoğunluklu GFR yakıtlarının nitelikliliği için kritik bir test platformu olarak değerlendirilmektedir (Ferguson, 2015).

1.1.2. Kurşun soğutmalı hızlı reaktör (LFR)

LFR (Kurşun soğutmalı Hızlı Reaktör) sistemi, GIF tarafından geliştirilmek üzere seçilen ve sürdürülebilirlik, güvenlik ve ekonomiklik kriterlerini ön planda tutan nükleer sistemlerden biridir (Kim, 2012).

LFR sistemi, nötron spektrumu ve kapalı yakıt döngüsü hedefleri açısından SFR ile benzerlik göstermekle birlikte, soğutucu olarak sıvı metal formunda saf Kurşun (Pb) veya Kurşun-Bizmut (Pb-Bi) ötektik alaşımı kullanmasıyla bu sistemden ayrılmaktadır. LFR tasarımları, 50 MWe elektrik gücünde küçük modüler ünitelerden 1200 MWe elektrik gücünde büyük tesislere kadar geniş bir güç yelpazesinde planlanmaktadır. Sistemin en dikkat çekici teknik parametrelerinden biri, soğutucu çıkış sıcaklığının 480°C ile 800 °C arasında geniş bir sıcaklık spektrumuna sahip olmasıdır. Bu yüksek sıcaklık kapasitesi, yüksek termal verimlilikle elektrik üretiminin yanı sıra, termokimyasal süreçler aracılığıyla hidrojen üretimi ve deniz suyu arıtma gibi endüstriyel proses ısı uygulamaları için de sisteme stratejik bir avantaj sağlamaktadır (Kim, 2012).

LFR sisteminde, kurşun bazlı soğutucu seçilmesinin ana nedenlerinden biri, bu malzemenin su ve hava ile kimyasal olarak kolaylıkla tepkimeye girmemesidir. Bu özelliği sayesinde, herhangi bir sızıntı durumunda sodyum soğutmalı sistemlerde görülebilecek şiddetli egzotermik tepkimelerin veya yangın risklerinin oluşma endişelerini ortadan kaldırır (Kim, 2012). Ayrıca, kurşun gama ışınlarını engelleyici bir zırhlama etkisine sahiptir ve olası bir kaza senaryosunda yüksek düzeyde radyoaktif olan fisyon ürünlerini kendi bünyesinde tutabilme özelliği gösterir (Ferguson, 2015).

Termofiziksel açıdan incelendiğinde, kurşunun yaklaşık 1750°C, kurşun bizmut alaşımının ise 1670 °C civarında seyreden oldukça yüksek kaynama sıcaklığına sahiptir (Kim, 2012). Kurşun metal soğutucunun bu yüksek kaynama sıcaklığında bulunması, reaktörün atmosferik basınca yakın, oldukça düşük bir basınç altında işletilebilmesine olanak tanır.

Bu teknik avantaj, yüksek basınçlı sistemlerin gerektirdiği karmaşık ve maliyetli basınç kaplarına olan ihtiyacı ortadan kaldırdığı gibi, olası bir basınç düşüşünde soğutucunun ani buharlaşma (flashing) veya kaynama riskini tamamen elimine eder (Kim, 2012; Ferguson, 2015).

Düşük basınçlarda çalışma, reaktör koru tasarımında daha basitleştirilmiş soğutucu akış yolları oluşturmasını kolaylaştırarak mühendislik tasarımını optimize eder. Bahsedilen

düşük akış direnci, reaktör kapatılmasının ardından oluşan bozunma ısının (decay heat) uzaklaştırılması için pasif ısı giderme sistemlerinin kullanılabilmesine imkân tanır (Kim, 2012). LFR'ler, yoğunluk farkları ve yerçekimi etkisiyle oluşan hidrostatik kuvvetlerin soğutucuyu çekirdekten geçirmesini sağlayan doğal konveksiyon prensibini temel alır (Ferguson, 2015). Kurşunun yüksek ısı iletim kapasitesi sayesinde, aktif pompalara veya harici güç kaynaklarına ihtiyaç duyulmadan, artık ısının çekirdekten güvenle uzaklaştırılmasını sağlar. Bu da GENIV hedefinden arasında bulunan güvenlik ve güvenilirlik kriterlerini önemli ölçüde destekler (Kim, 2012).

Ancak, LFR teknolojisinin ticarileşmesi sürecinde aşılması gereken bazı teknik zorluklar bulunmaktadır. Özellikle, yüksek sıcaklıklarda ve yüksek akış hızlarında kurşunun yapısal çelik malzemeler üzerindeki aşındırıcı ve korozyif etkisi en kritik araştırma alanlarından biridir (Kim, 2012; Ferguson, 2015). Mevcut deneyler, 450°C'nin altında soğutucu içindeki çözünmüş oksijen konsantrasyonu kontrol edilerek çelik yüzeyindeki koruyucu bir oksit tabakası oluşturulabileceğini kanıtlamıştır. Ancak, 500 °C üzerindeki sıcaklıklarda bu koruyucu tabakanın işlevselliğini yitirmesi yeni malzeme çözümlerini zorunlu kılmaktadır (Kim, 2012). Ayrıca, kurşunun 327°C olan yüksek erime noktası, sistemin donmasını önlemek için sürekli bir ısıtma sistemi gerektirirken, malzemenin yüksek yoğunluğu sismik olaylar sırasında reaktör yapısı üzerinde ciddi statik ve dinamik yükler oluşturmaktadır (Ferguson, 2015).

Tarihsel olarak LFR teknolojisi, 1970'li yıllarda Sovyetler Birliği'nin Alfa sınıfı denizaltılarında kullandığı 155 MWth gücündeki OK-550 ve BM-440 tipi reaktörlerle önemli bir operasyonel tecrübe kazanmıştır. Günümüzde ise, Rusya'nın BREST-0OD-300 ve SVBR-100 projeleri, Avrupa'nın ELSY (European Lead Cooled System) tasarımı ve ABD'nin yaklaşık 20 yıl yakıt ikmali gerektirmeyen nükleer batarya konsepti SSTAR (Small Secure Transportable Autonomous Reactor) çalışması, bu teknolojinin modern nükleer enerji piyasasındaki geleceğini şekillendirmektedir. LFR, özellikle kapalı yakıt döngüsü üzerinden aktinit yönetimi sağlayarak, nükleer atıkların radyotoksitesini azaltma ve uranyum kaynaklarını verimli kullanma potansiyeliyle sürdürülebilir bir enerji geleceği için en etkin rol alabilecek sistemlerden biri olarak kabul edilmektedir (Kim, 2012).

1.1.3. Ergimiş tuz reaktörü (MSR)

MSR (Ergimiş tuz reaktörleri), GIF tarafından nükleer enerjini geleceğini şekillendirmek üzere seçilen altı ana nükleer reaktör sistemlerinden biridir. Bu reaktör hem sürdürülebilirlik hem de operasyonel güvenlik açısından nükleer mühendislikte çağ atlatıcı bir yaklaşımı temsil etmektedir. MSR sistemleri, geleneksel katı yakıtlı reaktörlerden farklı olarak, fisil ve fertil materyallerin (Uranyum, Toryum veya Plütonyum) sıvı bir florür tuzu içerisinde doğrudan çözündüğü bir yakıt sistemine sahiptir (Kim, 2012). Bu özgün tasarım, reaktörün hem bir enerji üretim tesisi hem de de bütünleşmiş yakıt işleme tesisi gibi çalışmasına imkân sağlamaktadır, nükleer atık yönetimi ve yakıt çevrimi konularından avantajlar sunmaktadır (Heuer & Merle-Lucotte, 2014).

MSR yeni bir tasarım olmaktan ziyade, temeli 1940'ların sonlarında ANP (nükleer uçak tahrik sistemleri) programı çerçevesinde yürütülen çalışmalara dayanmaktadır (Kim, 2012). Bu dönemde, nükleer enerji kullanan bir bombardıman uçağı motoru için yüksek güç yoğunluğuna sahip bir sistem arayıp, sıvı florür tuzlarının kullanımını gündeme getirmiştir (Kim, 2012; Serp vd., 2014). Programın ilk ürünü olan ARE (Aircraft Reactor Experiment), NaF-ZrF₄-UF₄ yakıt tuz karışımını kullanarak 2.5 MWth yüksek güç yoğunluğuna ulaşmak üzere tasarlanmış ve 1954 yılında yaklaşık 1000 saatlik başarılı bir çalışma periyodunu tamamlamıştır (Kim, 2012; Rosenthal vd., 1970). ARE deneyinde 860°C gibi yüksek çıkış sıcaklıklarına ulaşılması, sistemin termal kapasitesini ve sıvı yakıtın stabilitesini kanıtlamıştır (Kim, 2012; Serp vd., 2014).

Bu tasarımın ardından, nükleer enerjinin sivil amaçlı kullanımını test etmek amacıyla ORNL (Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı) bünyesinde 1965-1969 yılları arasında MSRE (Molten Salt Reactor Experiment) yürütülmüştür. 8 MWth gücündeki bu reaktör; U-233, zenginleştirilmiş Uranyum ve Plütonyum gibi farklı türlerde fisil çekirdeklerin sıvı tuz içerisinde kullanılabilirliğini kanıtlayan deneysel bir reaktör türüdür. MSRE süreci, sıvı florür tuzlarının 600°C üzerindeki sıcaklıklarda korozyon kontrolü altında güvenle sirküle edilebileceğini, grafit moderatörün tuzla uyumlu olduğunu ve gaz halindeki fisyon ürünlerinin sistemden sürekli olarak uzaklaştırılabileceğini teknik olarak doğrulamıştır (Rosenthal vd., 1970). Yıllarca süren deneysel AR-GE çalışmalarının ardından günümüzde MSR teknolojisi olan MSFR konseptine odaklanılmıştır. Bu modern yaklaşımının MSRE tasarımından en temel farkı, grafit moderatörün sistemden tamamen çıkarılmasıdır (Serp vd., 2014). Moderatörün iptal edilmesiyle, sistem, hızlı nötron

spektrumuna sahip üretken (breeder) bir nükleer reaktör niteliği kazanmaktadır (Heuer & Merle-Lucotte, 2014).

Genellikle 3000 MWth kapasite ve 750°C ortalama çalışma sıcaklığı görülen MSFR tasarımı, uranyum kullanımını maksimize ederken atık üretimini minimize eden kapalı yakıt döngüsü hedeflerine tam uyum sağlar (Heuer & Merle-Lucotte, 2014).

Hızlı nötron spektrumu, sisteme çok çeşitli yakıt kompozisyonlarını kullanabilme esnekliği kazandırmaktadır (Heuer & Merle-Lucotte, 2014). Bu sayede reaktör; uranyumdan daha ağır olan Pu, Am, Np ve Cm gibi uzun yarı ömürlü radyoaktif aktinidler tüketerek nükleer atıkların yönetimine pozitif yönde katkı sağlar ve uzun vadeli atık yönetimini hafifletir (Kim, 2012).

MSR'nin en özgün özelliklerinden biri, aktif kor içerisindeki fisil yakıtın florür tuzunun içerisinde sıvı formda çözülmüş halde bulunmasıdır (Ferguson, 2015). Bu durum, katı yakıtlı reaktörlerin aksine reaktörün kapatılmasına ihtiyaç duyulmadan (shutdown) çevrimiçi yakıt ikmali (online refueling) ve sürekli kimyasal temizleme yapabilme avantajını sağlar (Kim, 2012). Aynı zamanda, yakıtın sıvı olması katı yakıt çubuklarındaki mekanik gerilmeleri ve reaktivite kısıtlarını ortadan kaldırarak çok yüksek yanma oranlarına ulaşılmasına imkân tanır (Serp vd., 2014; Rosenthal vd., 1970). Sistemin soğutucu sıcaklık aralığı 700-800°C arasında değişkenlik göstermekle birlikte, yüksek sıcaklık kapasitesi sayesinde termal verimliliği %44 seviyelerine ulaşmaktadır (Kim, 2012; Rosenthal vd., 1970). Bu yüksek sıcaklık çıkışı, MSR'yi güç reaktörü olarak elektrik üretiminin yansırı, hidrojen üretimi için gereken termokimyasal proses ısısı sağlama özelliğine sahiptir (Kim, 2012). Sistemde kullanılan düşük buhar basıncına sahip tuzlar sayesinde sistem, borular ve reaktör kabı üzerindeki stres seviyesini minimumda tutarak atmosfer basıncına yakın koşullarda çalışabilmektedir (Kim, 2012; Ferguson, 2015).

Güvenlik bakımından MSR; atmosfer basıncına yakın çalışması, yüksek basınç kaybından kaynaklanabilecek ani buharlaşma veya patlama riski gibi güvenlik sorunlarını ortadan kaldırır (Kim, 2012; Ferguson, 2015). Ayrıca, sıvı yakıtın sahip olduğu yüksek termal genleşme katsayısı, sıcaklık arttığında reaktivitenin doğal olarak azaldığı büyük bir negatif sıcaklık katsayısı sağlayarak reaktörün kendi kendini düzenlemesine (self-regulation) olanak tanır (Kim, 2012).

MSR'nin en kritik pasif güvenlik mekanizması donma tapası (freeze plug) sistemidir (Kim, 2012). Reaktörün alt kısmında bulunan ve sürekli soğutulan bir tuz tapası, herhangi bir elektrik kesintisi veya aşırı ısınma durumunda eriyerek yakıtın yerçekimi etkisiyle kritik altı geometriye sahip acil durum boşaltma tanklarına (dump tanks) akmasını sağlar (Heuer & Merle-Lucotte, 2014). Bu tanklar, bozunma ısısını (decay heat) herhangi bir dış müdahale veya aktif pompaya ihtiyaç duymadan pasif yollarla uzaklaştıracak şekilde tasarlanmıştır (Ferguson, 2015; Heuer & Merle-Lucotte, 2014). Ayrıca sıvı yakıt formu, iyot ve stronsiyum gibi uçucu fisyon ürünlerinin tuz içerisindeki kimyasal olarak kararlı bileşikler oluşturarak hapsedilmesine de yardımcı olur (Rosenthal vd., 1970).

MSR'ler nükleer silahlanmaya karşı direnç konusunda umut vadeden tasarımların içerisinde. Başlangıç yakıtı olarak U-233/Th-232 kullanıldığı durumda, U-233 izotopunun fisil olması ve silah tipi nükleer patlayıcılarda kullanılabilir. Ancak bu yakıt tipiyle başlatıldığında ara zincirlerde üretilen U-232 radyasyon tehlikesi içermekte ve kimyasal olarak benzer olmaları nedeniyle, U-232 ve U-233 izotoplarını kimyasal olarak ayırmak oldukça zor bir durumdur nükleer silaha dönüştürmeye çalışanlar açısından caydırıcı olduğu öngörülmektedir (Ferguson, 2015).

MSR'ler GEN-IV nükleer sistemlerin temel hedeflerinden biri olan nükleer silahların yayılmasını önleme ve fiziksel koruma kriterleri açısından, gelecek nükleer teknolojisi açısından umut vaat edici bir konumdadır (Kim, 2012).

Bu reaktör sisteminin nükleer silahlanmaya karşı oluşturduğu direncin temelinde, özellikle Th-232/U-233 yakıt döngüsünün kendine has fiziksel ve kimyasal özellikleri bulunmaktadır (Ferguson, 2015; Serp vd., 2014). 233U her ne kadar fisil bir çekirdek de olsa, bu döngü sırasında kaçınılmaz olarak yan ürün şeklinde 232U izotopu da üretmektedir. 232U izotopu, bozunma zinciri boyunca çok yüksek enerjili ve delici gama ışınları yayan elementler oluşturduğu için nükleer yakıtı son derece "radyoaktif ve tehlikeli" hale dönüştürmektedir. Bu durum, elde edilen nükleer materyalleri çalmaya veya nükleer silaha dönüştürmeye çalışan herhangi bir topluluk için ölümcül bir radyasyon tehlikesi yaratarak materyali nükleer silah kullanımı için oldukça "çekici olmayan" ve yönetilmesi imkânsız bir yola sürüklemektedir. Ayrıca, 233U ve 233U izotoplarının kimyasal özellikleri neredeyse özdeş olduğu için, bu iki izotopu kimyasal ayırıştırma yöntemleriyle birbirinden ayırmak pratikte mümkün değildir, ki bu da materyalin silah kalitesine getirilmesini teknik olarak engellemektedir (Ferguson, 2015).

MSR'ler için nükleer silahlanma riskini azaltan bir diğer kritik özelliği ise aktinit yönetimi ve yakma kapasitesidir. Geleneksel hafif su reaktörlerinin (LWR) çıkan yakıtlarda bulunan Pu ve diğer uzun yarı ömürlü transuranik elementler, nükleer silahlanma açısından potansiyel risk teşkil etmektedir. Ancak MSR, özellikle MSFR konsepti sayesinde, bu hassas materyalleri (Pu, Am, Np gibi) birer yakıt olarak tüketebilmekte ve bu elementleri fisyon yoluyla yok ederek küresel çapta nükleer atık ve Pu stoklarını minimize edebilmektedir (Heuer & Merle-Lucotte, 2014).

Sistemde kullanılacak yakıtların, düşük zenginlikte uranyum ile seyreltme gibi yakıtı denatüre etme seçenekleri de silah yapımına uygun materyal envanterini minimum düzeyde tutacak şekilde tasarlanmaktadır (Kim, 2012). Buna ek olarak, MSR sistemlerinde yakıtın sıvı formda olması ve çevrimiçi yakıt işleme süreçlerinin reaktör binasıyla entegre bir şekilde yürütülmesi, yakıtın tesis dışına çıkarılması veya taşınması ihtiyacını azaltarak çalınma veya yönlendirme risklerini fiziksel olarak kısıtlamaktadır (Kim, 2012; Ferguson, 2015).

MSR teknolojisinin ticarileşmesi sürecinde aşılması gereken temel mühendislik zorlukları mevcuttur (Ferguson, 2015; Serp vd., 2014). Erimiş florür tuzlarının 750°C gibi yüksek sıcaklıklardaki korozyif doğası, yapısal malzemelerin dayanıklılığını zorlamaktadır. ORNL deneylerinde bu sorunu aşmak için özel olarak geliştirilen Hastelloy-N (nikel-molibden alaşımı) başarılı sonuçlar vermiş olsa da modern hızlı spektrum tasarımlarında Tellür kaynaklı korozyon ve nötron hasarlarına karşı daha dirençli gelişmiş alaşımlar üzerinde çalışmalar devam etmektedir. Ayrıca, lityum içeren tuzlarda üretilen trityumun kontrol edilmesi ve yakıtın sirkülasyonu esnasında gecikmiş nötronların kaybının nötronik hesaplara dahil edilmesi AGE çalışmalarının odak konularından biridir (Serp vd., 2014).

Dördüncü nesil hedefleri arasında yer alan sürdürülebilirlik, ekonomi ve fiziksel koruma kriterlerini en üst düzeyde karşılayan MSR'ler; Fransa'nın MSFR, Çin'in Thorium MSR ve Rusya'nın MOSART projeleriyle küresel ölçekte canlanarak çalışmalara devam edilmektedir (Kim, 2012; Serp vd., 2014).

1.1.4. Sodyum soğutmalı hızlı reaktör (SFR)

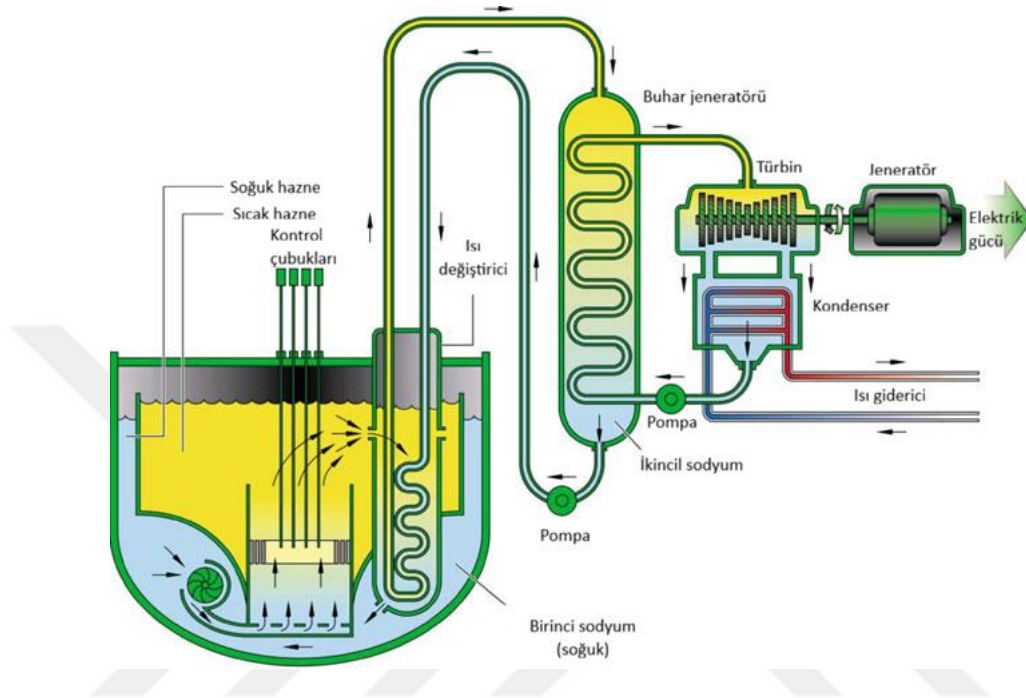
Dördüncü nesil nükleer enerji sistemleri arasında, teknolojik hazırlık seviyesi en yüksek ve endüstriyel ölçekte en çok deneyimlenmiş sistemlerden biri olan SFR (Sodyum Soğutmalı Hızlı Reaktör), hızlı nötron spektrumu ve kapalı yakıt döngüsü tasarımıyla ileri seviye bir nükleer teknolojisini temsil etmektedir. SFR sistemlerinin temel hedefi, uranyum kaynaklarının kullanım verimliliğini artırmak ve plütonyum ile diğer uzun ömürlü aktinitlerin yönetimini sağlayarak nükleer atıkların radyotoksitesini minimize etmektedir (Kim, 2012).

Tarihsel olarak bakıldığında bu teknoloji, dünya genelinde küçük boyutlu test reaktörleri ve büyük prototip reaktörlerde elde edilen yaklaşık 300 yıllık bir işletme tecrübesine dayanmaktadır. Bu yıllar süren deneyim birikimi, SFR'yi GEN-IV yol haritasında 2020-2030 yılları arasında ticarileşmeye en yakın yeni nesil reaktör adayı yapmaktadır (Kim, 2012).

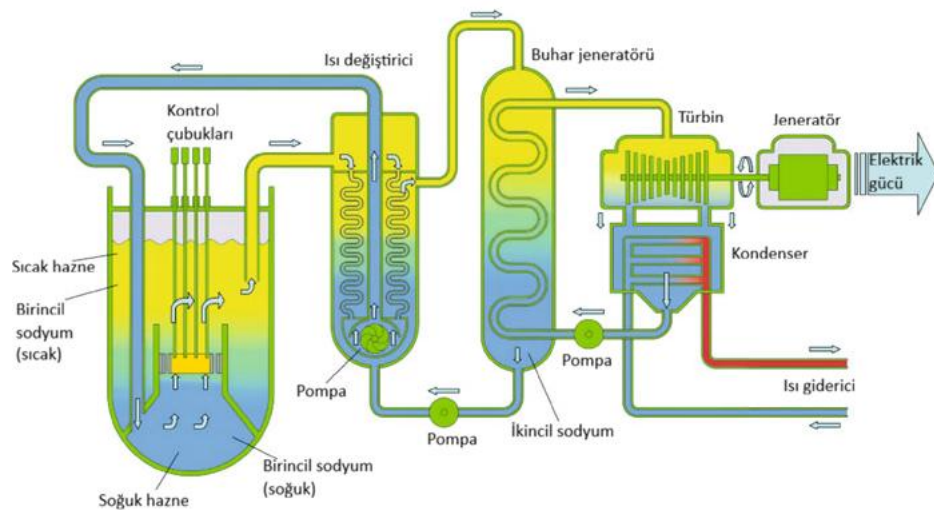
SFR sistemlerinde soğutucu malzeme olarak Sodyum (Na) tercih edilmesinin temel nedeni, termal ve nötronik açıdan birçok avantajı olmasından kaynaklıdır. Sodyum elementi, hızlı nötron spektrumunun korunması için kritik bir olgu olan düşük miktarda nötron soğurma tesir kesitine ve yüksek termal iletkenliğe sahip olmasıdır (Abram & Ion, 2008).

Sodyumun sıvı haldeki akışkanlık özellikleri, reaktör çekirdeğinde yüksek güç yoğunluğu ile çalışmasına olanak tanır, ki bu durum da reaktörün termal verimliliğini artırır. Ayrıca sodyumun düşük basınçta (atmosfer basıncına yakın) çalışabilmesi güvenlik marjlarını artırır ve PWR (Pressurized Water Reactor) gibi basınçlı su reaktörlerinde görülebilen ani basınç kaybı veya buharlaşma riskini ortadan kaldırır. Sodyum elementinin avantajlarının yanı sıra dezavantajları da bulunmaktadır. En belirgin dezavantajı, hava ve su ile şiddetli egzotermik tepkimeye girme eğilimidir. Bu, bir nükleer reaktör sistemi için istenmeyen bir durumdur. Çünkü olası bir sızıntı durumunda, güçlü reaksiyonlar meydana gelerek sistem bütünlüğünü tehlikeye atabilmektedir. Bu riskin bertaraf edilmesi amacıyla, radyoaktif birincil sodyum döngüsü ile Rankine çevrimine (su-buhar döngüsü) sahip güç dönüşüm ünitesi arasında tampon görevi göre ve radyoaktif olmayan bir ikincil sodyum döngüsü eklenmiştir (Kim, 2012). Bu tasarım sayesinde, olası bir sızıntı durumunda radyoaktif sodyumun su ile doğrudan temasını engelleyerek reaktör sisteminin güvenliğini üst düzeye çıkarmaktadır (Kim, 2012; Aoto vd., 2014).

SFR tasarımları, birincil soğutma sistemi bileşenlerinin yerleşimine göre havuz tipi(pool-type) ve döngü tipi(loop-type) olarak iki ana konfigürasyonda geliştirilmektedir. **Şekil 1.1** 'de Havuz tipi SFR'lerde reaktör çekirdeği, birincil pompalar ve ara ısı değiştiriciler tek bir büyük reaktör kabı içerisinde yer alırken; döngü tipi tasarımlarda **Şekil 1.2**'de bu bileşenler reaktör kabının dışına boru hatlarıyla bağlanmaktadır (Kim, 2012).



Şekil 1.1:Havuz tipi SFR (Kim, 2012)



Şekil 1.2: Döngü tipi SFR (Kim, 2012)

SFR'nin soğutucu çıkış sıcaklığı tipik olarak 550 °C ve üzerine çıkabilmektedir (Aoto vd., 2014). Bu sayede; yalnızca elektrik üretimi için değil, aynı zamanda MSR'de olduğu gibi endüstriyel uygulamalarının yapılabilmesi için ideal bir ısı kaynağı haline gelmiştir (Kim, 2012; Aoto vd., 2014).

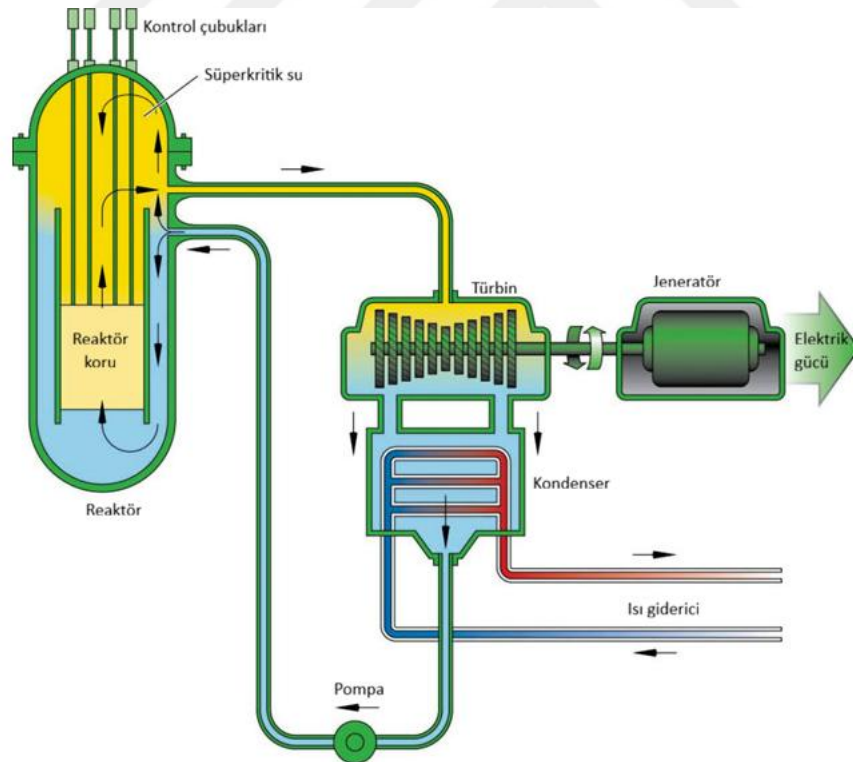
Bu yüksek sıcaklıktaki termal çıktı; deniz suyunun tuzdan arındırılması, uzak bölgelere merkezi ısıtma sağlanması ve sülfürik asit sentezi gibi süreçler yoluyla hidrojen üretimi gibi uygulamalarda kullanılabilir. SFR tipi olan BN-350 reaktörünün, geçmiş yıllarda Aktau şehrine hem elektrik hem de günlük 100.000 ton tatlı su sağlaması örnek olarak gösterilebilmektedir (Aoto vd., 2014).

GIF çerçevesinde SFR araştırmaları, ileri yakıt geliştirme, güvenlik ve işletme, bileşen tasarımı ve santral dengesi gibi spesifik konular altında toplanmaktadır. Bu çalışmaların ortak noktası ise pasif güvenlik sistemlerinin doğrulanması, sodyum kaynaklı yangınların önlenmesi ve reaktör içi inceleme tekniklerinin geliştirilmesidir. Özellikle, Fukuşima kazasından çıkarılan derslerle, SFR tasarımları dış olaylara karşı daha dayanıklı hale getirilmekte ve pasif artık ısı giderme sistemleri gibi önlemlerle güvenlik daha kapsamlı hale getirilmektedir (Aoto vd., 2014).

Sonuç olarak SFR teknolojisi hem geçmişten gelen kapsamlı tecrübesi hem de sürdürülebilirlik hedeflerine sunduğu katkılar nedeniyle, nükleer enerjinin geleceğinde merkezi bir konumda olması beklenen teknolojik çözümlerden biridir (Kim, 2012; Aoto vd., 2014).

1.1.5. Süperkritik su soğutmalı reaktör (SCWR)

SCWR (Süperkritik Su Soğutmalı Reaktör), GIF tarafından seçilen 6 reaktör teknolojisinden biridir. Reaktörün genel şeması **Şekil 1.3**'te verilmektedir (Kim, 2012). SCWR sisteminin temel çalışma prensibi ve soğutucu akışkan tipi açısından günümüzde ticari olarak işletilmekte olan LWR (hafif su reaktörleri) ile aynı kategoride yer alan su soğutmalı bir nükleer reaktördür (Kim, 2012; Zohuri, 2020). Ancak, suyun termodinamik kritik noktasının (sıcaklık=374°C ve basınç=22.1 MPa) üzerinde çalışmasıyla LWR'lerden ayrılmaktadır. Bu çalışma koşulları, soğutucu suyun çekirdek içinde kaynama durumunu ortadan kaldırarak tek fazlı bir süperkritik akışkan halinde davranmasını sağlar (Kim, 2012). Aynı zamanda, suyun kritik nokta civarında özgül ısısının artması ve yoğunluğunun azalması, sistemin termal verimliliğini mevcut LWR'lerin verimlilik seviyesi olan %33-35 bandından %44 ve üzerine çıkarma potansiyeline sahiptir (Kim, 2012; Zohuri, 2020). Bu yüksek verimlilik, aynı miktar yakıtla yaklaşık %20 daha fazla elektrik üretilmesi anlamına gelir (Schulenberg, 2022).



Şekil 1.3: SCWR tasarımı (Kim, 2012)

SCWR sistemleri kor tasarımına bağlı olarak termal, hızlı ve ikisinin bir arada kullanıldığı karışık nötron spektrumunda çalışabilme esnekliğine sahiptir. Termal spektrumlu tasarımlar, nötronları yavaşlatmak için ilave moderatör malzemesine ihtiyaç duyarken,

hızlı nötron spektrumlu tasarımları moderatör kullanmadan aktinit yönetimi ve yakıtın daha verimli kullanılmasına odaklanmaktadır. Özellikle, karma spektrumlu SCWR tasarımları koru iki farklı şekilde akış yoluyla bölen (yüksek yoğunluklu su içeren dış bölge ve düşük yoğunluklu su içeren iç bölge) yapısı sayesinde hem yüksek verimlilik elde edilmesini sağlar, hem de TRU elementlerin yakılmasını sağladığı için atık yönetiminde avantajlar sunmaktadır (Kim, 2012).

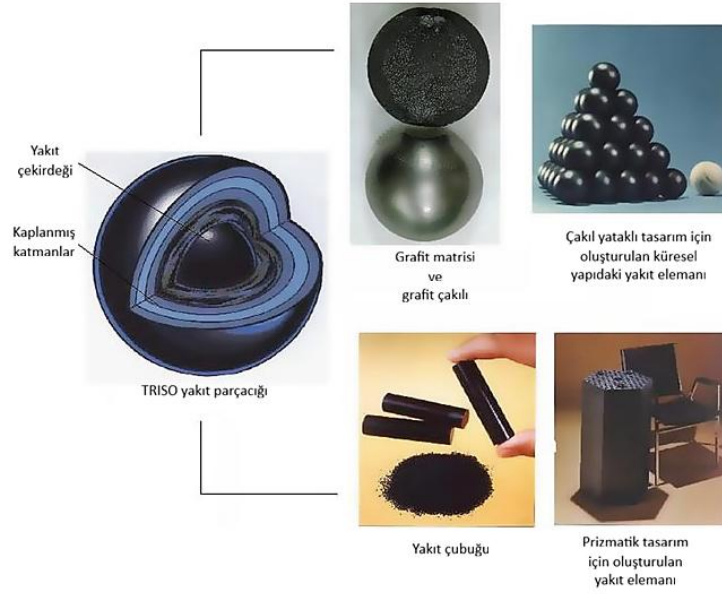
GIF'in 4 hedefinden birisi olan ekonomik açıdan bakıldığında, SCWR'nin birçok avantajları vardır. SCWR sistemleri tesis yapısını önemli ölçüde basitleştirerek sermaye maliyetlerinde %20-30 oranında bir azalma potansiyeline sahiptir (Zohuri, 2020). Kaynama olayının olmaması sayesinde bir kaynar su rektörü (BWR) gibi doğrudan döngü ile çalışabilmektedir; ancak BWR'lerde bulunan buhar ayırıcı, kurutucu, devridaim pompaları gibi bileşenlere ihtiyaç duymamaktadır (Kim, 2012; Zohuri, 2020). Bileşen sayısındaki bu azalma, hem tesisin toplam hacmini küçülterek kompakt bir tasarım olmasını hem de Q&M süreçlerini kolaylaştırmaktadır (Schulenberg, 2022; Kim, 2012). Ayrıca, süperkritik suyun yüksek ısı kapasitesi sayesinde, kor içinden geçen soğutucu debisi azalmaktadır, bu durum daha küçük çaplı boruların ve daha yüksek güç gerektirmeyen pompaların kullanımını sağlamaktadır (Kim, 2012; Zohuri, 2020).

SCWR teknolojisinin önündeki temel zorluklara bakıldığında, malzeme dayanımı ve termal-hidrolik kararlılık gelmektedir (Zohuri, 2020). Reaktör koru içindeki süperkritik suyun aşırı yüksek sıcaklıklara çıkması, mevcut olarak kullanılan yakıt kılıf malzemeleri (örneğin Zircaloy) için korozyon riskinin arttırmaktadır (Kim, 2012). Bu nedenle, 650 sıcaklıklara kadar kılıf sıcaklıklarında gerekli korozyon direncine sahip olması beklenen %20'den daha fazla krom içeren paslanmaz çelikler gibi gelişmiş malzemeler üzerinde çalışmalara devam edilmektedir (Zohuri, 2020). Ayrıca, suyun yoğunluğunun reaktör çekirdeği içinde hızla değişmesi, akış kararsızlıklarına yol açabilmektedir (Kim, 2012). Güvenlik açısından ise, tek fazlı akış nedeniyle sistemde "kaynama krizi" riskinin bulunmaması bir avantaj olarak görülebilir, ancak sistem basıncındaki ani düşüş durumlarında süperkritikten kritik altı duruma geçişteki ısı transfer rejimlerinin doğrulanması gerekmektedir (Zohuri, 2020).

1.1.6. Çok yüksek sıcaklık reaktörü (VHTR)

Dördüncü nesil reaktör sistemleri içinde yer alan son reaktör VHTR olan (Çok Yüksek Sıcaklıklı Reaktörü); sürdürülebilirlik, güvenlik, yüksek ekonomiklik ve nükleer yayılma direnci hedefleri ile geliştirilen konseptlerden biridir. VHTR, temel olarak grafit moderatörlü, helyum soğutmalı ve termal nötron spektrumunda çalışan bir tasarımdır. Bu reaktör tipi, 900°C ve üzeri çok yüksek soğutucu çıkış sıcaklıklarına ulaşabilme kapasitesiyle diğer 5 konseptten ayrılmaktadır. Sistemin teknolojik temeller, geçmişte başarıyla işletilen Dragon, Peach Bottom gibi HTGR (yüksek sıcaklıklı gaz soğutmalı reaktör) deneyimlerine dayanmaktadır. Günümüzde ise, Japonya'daki HTTR ve Çin'de bulunan HTR-10 Projeleriyle bu gelişimi sürdürmektedir (Kim, 2012).

VHTR sisteminin yakıt temelinde, aşırı yüksek sıcaklıklara ve radyasyona karşı yüksek oranda direnç gösteren TRISO yakıt teknolojisi yer almaktadır (Kim, 2012; Konigame & das Neves Conti, 2017). TRISO yakıtı, 1600°C sıcaklıklarda dahi bütünlüğünü ve fisyon ürünlerini tutma kapasitesini korumaktadır (Kim, 2012; Fütterer vd., 2014). Her bir TRISO parçacığı Şekil 1.4'te görüldüğü gibi, genellikle 1mm'den küçük bir çapa sahiptir ve merkezinde uranyum dioksit (UO_2) veya uranyum oksikarbür (UCO) bulunan bir çekirdekten oluşur (Kim, 2012). Bu çekirdek sırasıyla gözenekli karbon tabakası, iç pirolitik karbon, fisyon ürünlerini hapseden Silisyum Karbür (SiC) ve dış pirolitik karbon tabakalarıyla kaplanır (Konigame & das Neves Conti, 2017; Fütterer vd., 2014). Bu çok katmanlı yapı, her bir yakıt parçacığını bağımsız bir muhafaza yapısına dönüştürür ve bu sayede radyoaktif sızıntıları engeller.



Şekil 1.4: VHTR yakıt elemanları (Kim, 2012)

Reaktör çekirdeği açısından bakıldığında, TRISO yakıtların 6 cm çapındaki küresel malzemeler içinde sürekli devridaim ettiği çakıl yataklı (pebble-bed) çekirdek yapısı veya yakıt çubuklarının sabit altıgen bloklara yerleştirildiği prizmatik blok çekirdek yapıları kullanılabilmektedir (Kim, 2012; Konigame & das Neves Conti, 2017; Fütterer vd., 2014).

VHTR sistemine güvenlik açısından bakıldığında, insan müdahalesi veya harici bir enerji kaynağı gerektirmeyen pasif güvenlik sistemi ilkeleri üzerine kurulmuştur (Ferguson, 2015; Konigame & das Neves Conti, 2017). Reaktör çekirdeğinin düşük güç yoğunluğu ve grafit moderatörün çok yüksek ısı kapasitesi, kaza durumunda sıcaklık artışın çok yavaş gerçekleşmesini sağlar (Ferguson, 2015; Fütterer vd., 2014). Reaktör, herhangi bir aktif soğutma sistemi çalışmasa dahi bozunma ısını iletim ve radyasyon yoluyla doğal bir şekilde uzaklaştırabilecek halde tasarlanmıştır. Bu durum ise, çekirdek erimesi riskini ortadan kaldırılmasını sağlar (Konigame & das Neves Conti, 2017; Fütterer vd., 2014). Ayrıca, grafit moderatörün negatif sıcaklık reaktivite katsayısı, reaktör ısındıkça nükleer reaksiyonun kendiliğinden yavaşlamasını sağlayarak sistemin doğal bir kararlılık kazanmasına imkân tanır (Ferguson, 2015).

Sistemin en karakteristik özelliği, sadece elektrik üretimiyle sınırlı kalmamasıdır. Yüksek sıcaklıklara çıkabilmenin avantajını kullanarak hidrojen üretimi ve çeşitli endüstriyel proses ısı uygulamaları için de kullanılabilmektedir (Kim, 2012). Reaktörden elde edilen yüksek ısı, iyot-sülfür (I-S) termokimyasal döngüsü veya yüksek sıcaklıklı buhar

elektrolizi yöntemleri kullanılarak karbon salınımı olmadan hidrojen üretimi yapılmasını sağlar (Konigame & das Neves Conti, 2017; Fütterer vd., 2014). Bu yüksek sıcaklıklı ısı, aynı zamanda ağır sanayi kollarının ihtiyaç duyduğu “yüksek kaliteli” proses ısını sağlanmasına imkân verir. (Fütterer vd., 2014). VHTR sisteminin yüksek sıcaklıklarda 60 yıl işletme ömrü boyunca güvende çalışabilmesi için ciddi malzeme zorluklarının aşılması gerekmektedir. Reaktör basınç kabı için 9Cr-1Mo (%9 Krom, %1 Molibden) çeliği referans malzeme olarak kabul edilirken, ara ısı değiştiricilerde (IHX) Alloy 617 ve Hastelloy X nikel bazlı süper alaşımlar kullanılması planlanmaktadır (Baccaglini vd., 2003).

Gelecek açısından bakıldığında VHTR teknolojisinin 2030 yılından itibaren geniş çapta ticarileştirilmesi hedeflenmektedir (Kim, 2012). Çin tarafından resmen duyurulan ticari ölçekli HTR-PM reaktörünün inşası ve işletmeye alınması, bu teknolojinin gelişimi açısından referans noktasıdır (Fütterer vd., 2014).

1.2. Dördüncü Nesil Nükleer Reaktör Teknolojisine Genel Bakış

Nükleer enerji sektörü, 21. Yüzyılda artan küresel enerji talebini sürdürülebilir ve düşük karbonlu bir şekilde karşılamak adına yeni nesil olarak da adlandırılan 4. Nesil nükleer reaktörlerin tasarımına odaklanmıştır (Külahlıoğlu & Cengiz, 2023). Bu tasarımlar, günümüzde yaygın olarak kullanılan LWR teknolojisinin ötesine geçerek nükleer teknolojiye “yenilikçi” ve “devrimsel” adımı temsil etmektedir. GIF tarafından koordine edilen bu çalışmalar; sürdürülebilirlik, güvenlik ve güvenilirlik, ekonomik rekabetçilik ve nükleer silahların yayılma direnci olmak üzere dört ana hedef üzerine inşa edilmiştir (Koistinen, 2025). Bu kapsamda; LFR, SFR, SCWR, GFR VHTR ve MSR olmak üzere 6 temel sistem geliştirilmektedir (Abram & Ion, 2014).

4. nesil reaktör sistemlerinin sunduğu belirgin avantajlarından biri, sürdürülebilirlik ve gelişmiş atık yönetimidir (Koistinen, 2025; Altın, 2007). Geleneksel reaktörlerin aksine, özellikle hızlı nötron spektrumunda çalışan sistemler, mevcut Pu ve minör aktinitleri yakma ve fertil malzemeleri fisil yakıtı dönüştürülmesini mümkün kılar (Abram & Ion, 2008; Altın, 2007). Bu durum, uranyum kaynaklarının çok daha verimli kullanılmasını ve uzun ömürlü radyoaktif atık miktarının minimize edilmesini sağlar (Abram & Ion, 2008; Altın, 2007).

Yüksek termodinamik verimlilik, bu sistemlerin bir diğer önemli avantajıdır. GENIV reaktörleri, 500°C ile 1000°C arasında değişen çekirdek çıkış sıcaklıklarında çalışarak %45-55 arasında bir elektrik üretim verimi sunmaktadır. Bu oran günümüz reaktörlerinin %30-35 bandındaki veriminden çok daha yüksektir (Kemah, 2017; Koistinen, 2025; Altın, 2007).

Güvenlik ve güvenilirlik kriterleri açısından GENIV reaktör tasarımları, pasif güvenlik sistemlerine ve içsel güvenlik özelliklerine öncelik vermektedir (Koistinen, 2025). Bu sistemler, herhangi bir dış müdahale veya elektrik gücü gerektirmeden yerçekimi, doğal konveksiyon ve negatif reaktivite geri beslemesi gibi mekanizmalarla reaktörü güvenli durumda tutmayı hedefler (Çömlek, 2023; Koistinen, 2025). Örnek olarak, VHTR’lerde kullanılan TRISO yakıtı 1600°C’ye kadar bütünlüğünü koruyabiliyorken, MSR’lerde acil bir durumda sıvı yakıtın reaktör altında bulunan kritik altı geometriye sahip tahliye tanklarına kendiliğinden akmasıdır (Çömlek, 2023; Koistinen, 2025). Bu özellikler, insan hatası riskini minimize ederek ciddi kaza senaryolarında radyoaktif salınımı mümkün

olabilen en az, hatta sıfır sızıntı seviyesine indirmeyi hedefler (Çömlek, 2023; Kemah, 2017).

Uluslararası nükleer güvenlik konusunda gündemde bulunan en kritik maddelerden biri olan nükleer silahların yayılması riski, GENIV tasarımlarında yeni yakıt çevrimi stratejileri sayesinde minimize edilmesi hedeflenmektedir (Altın, 2007). Yeni yakıt çevrimi stratejileri, uranyum ve plütonyumun tam olarak ayrıştırılamayacağı, her zaman diğer elementlerle karışım halinde bulunacağı şekilde tasarlanmaktadır. Bu durum, nükleer yakıtın silah yapımına uygun materyallerle dönüştürülmesini teknolojik olarak zorlaştırmaktadır ve sistemin yayılma direncini en üst düzeye çıkarmaktadır (Külahlıoğlu & Cengiz, 2023).

GENIV reaktör sistemlerinin ticari olarak kullanılabilmesinin önündeki en büyük engel malzeme dayanıklılığıdır. GENIV reaktörleri, elektrik üretim verimliliğini artırmak ve hidrojen üretimi gibi endüstriyel süreçleri desteklemek amacıyla ekstrem sıcaklıklarda çalışmak üzere tasarlanmıştır (Abram & Ion, 2008; Koistinen, 2025). Bu yüksek sıcaklık değerleri, reaktörün metalik bileşenlerinde sünme (creep) adı verilen ve malzemenin zamanla şekil değiştirmesine yol açan mekanik deformasyonlara neden olmaktadır (Abram & Ion, 2014). Yavaşlatıcı olarak grafit kullanan sistemlerde, yüksek nötron akısı altında grafitte meydana gelen boyutsal değişimler ve radyasyon kaynaklı şişmeler, bileşenlerin operasyonel ömrünü kısaltması bu duruma örnek gösterilebilir (Abram & Ion, 2008; Koistinen, 2025).

Teknolojik olgunlaşmanın önündeki bir diğer engel, GENIV reaktörlerinde kullanılan soğutucuların yapısal malzemelerle girdiği şiddetli korozyon ve kimyasal etkileşimlerdir (Abram & Ion, 2014). LFR tasarımında sıvı kurşun, çelik yapıları çözme eğilimi gösterirken; MSR tasarımında florür tuzları paslanmaz çelik alaşımlarındaki kromu hızla aşındırarak, malzemenin yük taşıma kapasitesini zayıflatmaktadır. SFR tasarımında, soğutucunun hava ve su ile temasında şiddetli yanma ve patlama reaksiyonları riskini taşıması, sızıntı tespit sistemlerinin ve çoklu bariyer tasarımlarının inşasını zorunlu kılar. Bu durum ise, sistem maliyetini artırır ve daha karmaşık bir tasarım olmasına sebep olur (Abram & Ion, 2008; Koistinen, 2025). SCWR tasarımlarında ise, suyun kritik nokta üzerindeki aşındırıcı etkisi, geleneksel yakıt kılıf malzemelerinin (Zircaloy gibi) hızla deforme olmasına neden olur (Abram & Ion, 2014).

2. GENEL BİLGİLER

Bu bölümde, çalışmada seçilen ana reaktör olan MSFR teknolojisinin temelini oluşturan MSR'nin teknik detaylarından ve karakteristik özellikleri açıklanmaktadır. Bahsedilmesi planlanan bilgiler ışığında MSFR teknolojisiyle geliştirilen EVOL (Sıvı Yakıtlı Hızlı Reaktör Sistemlerinin Değerlendirilmesi ve Geçerliliği) Projesi tasarımına dair detaylı bilgiler verilmektedir.

2.1. Geçmişten Günümüze MSR

MSR'lerin kökeni, 1940'ların sonlarında nükleer reaktörlerin temel tasarım felsefesine dair yürütülen tartışmalara dayanmaktadır. Manhattan Projesi laboratuvarında görevli olan Harold Urey ve Eugene Wigner, nükleer zincirleme reaksiyon düzeneklerinin sadece mekanik cihazlar değil, aynı zamanda kimyasal cihazlar olarak tasarlanması gerektiğini savunmuşlardır. Onların bu vizyonu, yakıt elemanlarının katı çubuklar yerine sıvı bir formda olduğu ve nükleer süreçlerin kimyasal mühendislik prensipleriyle yönetildiği bir sistemin temelini atmıştır (Holcomb, 2024).

MSR teknolojisinin pratik olarak hayata geçirildiği ilk dönem, ABD'nin nükleer enerjiyle çalışan bir uçak geliştirme hedefiyle oluşturduğu ANP programıdır (Holcomb, 2024). Bu program kapsamında, 1954 yılında ARE adlı küçük bir deney reaktörü inşa edilmiştir (Rosenthal vd., 1970). ARE, sodyum zirkonyum ve uranyum florürlerinden ($\text{NaF-ZrF}_4\text{-UF}_4$) oluşan bir yakıt karışımı kullanmış ve moderatör olarak ise Berilyum oksit (BeO) tercih edilmiştir (Kim, 2012). Reaktör 2.5 MWth güç seviyesinde 100 saat boyunca başarıyla çalıştırılmıştır (Serp vd., 2014). Bu deney, yakıtın kimyasal olarak kararlı olduğunu ve gaz halindeki fisyon ürünlerinin sistemden kolaylıkla uzaklaştırılabildiğini ve ayrıca reaktörün kontrol çubukları olmadan, sadece istenilen güç miktarına göre kendi kendini dengeleyebileceğini de kanıtlamıştır (Serp vd., 2014; Holcomb vd., 2024).

1960'lı yıllarda MSR araştırmaları, sivil güç üretimine odaklanarak ORNL liderliğinde devam etmiştir. Bu dönemin en büyük başarısı, 1965-1969 yılları arasında faaliyet gösteren 8 MWth gücündeki MSRE olmuştur. Nükleer enerjide sıvı yakıtın güvenilirliğini kanıtlamak amacıyla tasarlanmıştır. Yakıt olarak lityum, berilyum, zirkonyum ve uranyum florür ($\text{LiF-BeF}_2\text{-ZrF}_4\text{-UF}_4$) karışımı kullanılmıştır. Bu reaktörde metal yapıların korozyonunu önlemek amacıyla özel olarak geliştirilen nikel bazlı Hastelloy-N alaşımı kullanılmıştır (Serp vd., 2014).

MSRE, üç farklı fisil yakıtla (U-233, U-235 ve Pu-239) çalışabilme kapasitesine sahipti ve bu durum dünyada U-233 ile çalışan ilk reaktör olma unvanını kazandırmıştır (Serp vd., 2014; Rosenthal vd., 1970). 1969 yılında kapatılana kadar 13.000 saatten fazla tam güçte çalışma süresine ulaşmış ve “mighty smoot-running experiment (çok sorunsuz çalışan deney)” lakabını almıştır (Holcomb, 2024).

MSRE başarısından sonra, 1000 MWe gücünde bir MSBR (Molten Salt Breeder Reactor) tasarımı üzerine çalışmalar başlamıştır (Serp vd., 2014). Bu tasarım, Th-232’yi U-233’e dönüştürerek tükettiğinden daha fazla yakıt üretmeyi hedefliyordu (Rosenthal vd., 1970). Ancak, 1970’lerin başında ABD Atom Enerjisi Komisyonu (ACE), sınırlı kaynaklarını daha gelişmiş görülen ve dönemde daha fazla yatırım yapılan LMFBR (Sıvı Metal Hızlı Üretken Reaktör) programına kullanma kararı aldı ve MSBR programını resmi olarak durdurdu (Serp vd., 2014; Holcomb vd., 2024). Bu gelişme sonrasında, bu teknoloji için uzun süreli bir duraklama dönemine girmesine neden olmuştur (Holcomb, 2024).

2.2. MSFR Teknolojisi

2000’li yılların başında sürdürülebilirlik, nükleer silahsızlanma ve güvenlik endişeleriyle MSR teknolojisine ilgi küresel çapta yeniden canlanmıştır (Kim, 2012). Bu duruma bağlı olarak o yılların başında GIF kuruldu. Yıllar boyunca yapılan çalışmalar süreci sonrasında, geleneksel reaktör tasarımlarının teknik kısıtlamalarını aşan modern bir evrim süreci başlamıştır. Özellikle Fransa liderliğinde geliştirilen ve MSR teknolojisine yeni bir dönem getiren MSFR konsepti, MSBR’de termal spektrumdaki en büyük teknik sorunu olan grafit moderatörün radyasyon ömrünün kısıtlı olmasını aştı. Bunu, reaktör çekirdeğinden moderatör olgusunu çıkartarak yaptı (Heuer & Merle-Lucotte, 2014). Bu değişiklik, MSFR’de toryum yakıt döngüsünde üretkenlik oranını arttırmakla birlikte hızlı nötron spektrumu sayesinde aktinitleri yüksek verimle yakabilme özelliği de kazandırmıştır (Heuer & Merle-Lucotte, 2014; Serp vd., 2014).

MSFR, GIF tarafından 2008 yılından bu yana kapsamlı çalışmalar için seçilmiş olup, nükleer sistemler arasında sürdürülebilirlik ve atık azaltımı hedeflerini en üst düzeyde karşılayan konseptlerden biridir (EVOL Consortium, 2014; Brovchenko vd., 2019). CNRS (Fransız Ulusal Bilimsel Araştırma Merkezi) liderliğinde geliştirilen bu referans tasarım, 3000 MWth nominal termal güç kapasitesine sahiptir (Brovchenko vd., 2019). Tasarımın sunduğu en temel avantajlardan biri, reaktör çekirdeğinde herhangi bir katı moderatör ve iç yapısal eleman barındırmayan “grafit yapı içermeyen” yapısı sayesinde elde edilen yüksek nötron ekonomisidir (EVOL Consortium, 2014; Brovchenko vd., 2019). Bu homojen sıvı yapı, geleneksel katı yakıtlı hızlı reaktörlerde bulunan, parazitik olarak nötron soğuran yakıt kaplamaları (cladding) ve destek yapılarını ortadan kaldırır. Bu durum, MSFR’nin çok daha düşük fisil madde envanteri ile kritik kütleye ulaşmasını sağlar (Brovchenko vd, 2019; Holcomb, 2024). Ayrıca, sıvı yakıtın reaktör çalışırken sürekli olarak çevrimiçi işlenebilmesi ve fisyon zehirlerinin sistemden uzaklaştırılabilmesi, işletim sırasında ihtiyaç duyulan yüksek miktarda başlangıç kritiklik rezervini ortadan kaldırır (EVOL Consortium, 2014; Brovchenko vd., 2019). Katı yakıtlı sistemlerin aksine, yakıtın sıvı formda olması ve sürekli denetlenebilmesi, reaktörün operasyonel esneklik sağlamaktadır. Reaktörün esnek yakıt stratejisi, başlangıç yakıt yükü olarak 3 farklı seçeneğin kullanılabilmesine imkân sağlayabilmektedir (Brovchenko vd., 2019):

1-Saf U-233

2-Zenginleştirilmiş Uranyum (%5 ila %30 arasında zenginleştirme oranı)

3-Mevcut hafif sulu reaktörlerden elde edilen transuranik elementler (TRU)

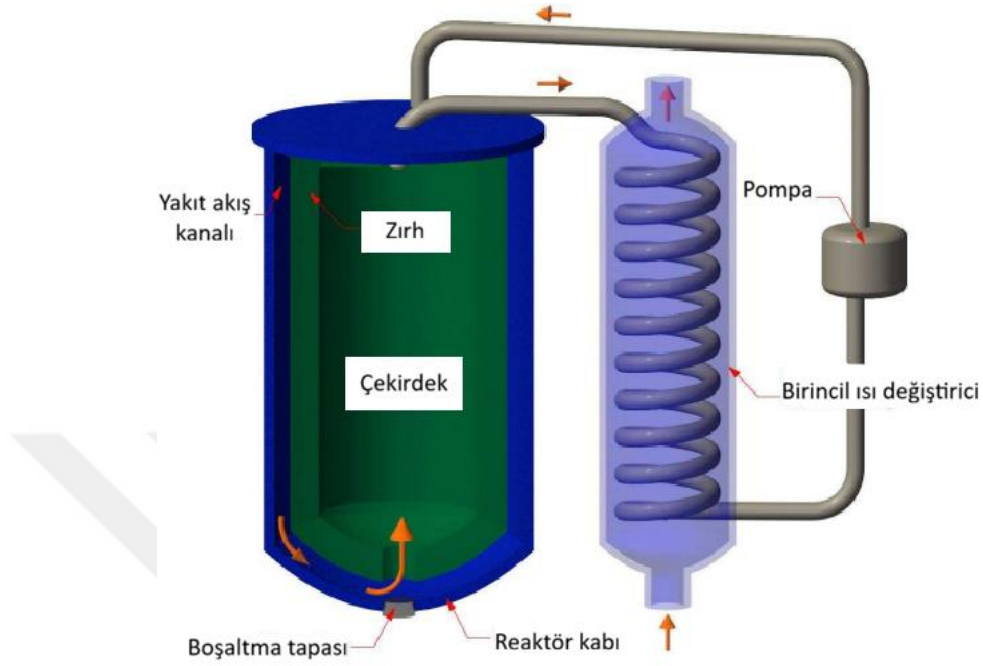
Fiziksel yapı bakımından bakıldığında MSFR, yaklaşık olarak 18 m³ toplam yakıt tuzu hacmi ile tasarlanmış olup, bu hacmin yarısı aktif çekirdek bölgesine ve diğer yarısı ise harici soğutma döngülerinde bulunmaktadır (Brovchenko vd., 2019).

MSFR'nin temel çalışma prensibi, nükleer yakıtın katı çubuklar yerine nükleer yakıtın sıvı bir ortamda kullanılmasına dayanmaktadır (Holcomb vd., 2011). Bu sıvı ortam, fisil ve fertil maddeler içeren nükleer yakıtın homojen bir şekilde içerisinde çözündüğü ve aynı zamanda genellikle LiF- ThF₄ tabanlı olan erimiş bir florür tuzu karışımıdır (EVOL Consortium, 2014; Brovchenko vd., 2019). Bu sıvı karışım, reaktör döngüsü içerisinde iki yönlü işlev görmektedir. Hem nükleer fisyonun gerçekleştiği yakıt hem de ortaya çıkan ısıyı reaktör çekirdeğinden harici ısı değiştiricilere taşıyan soğutucu görevini yapmaktadır (EVOL Consortium, 2014; Brovchenko vd., 2019; Holcomb vd., 2011).

Zincirleme nükleer reaksiyonlar, sürekli akan sıvı yakıt tuzunun merkezindeki çekirdek boşluğuna girdiği ve reaksiyonun başlaması için gereken yeterli kritik kütleyle ulaştığı anda gerçekleşir. Yakıt tuzu, çekirdek bölgesi ile her biri pompa, ısı değiştirici ve gaz temizleme sisteminden oluşan 16 harici soğutma döngüsü arasında yaklaşık 4 saniyelik bir çevrim süresiyle sürekli olarak sirküle edilir (EVOL Consortium, 2014; Brovchenko vd., 2019). Referans tasarıma göre tuz, çekirdeğe yaklaşık 650°C sıcaklıkta girer ve nükleer fisyon sonucu açığa çıkan ısı enerjisiyle ısınarak 750°C sıcaklıkta çıkar (Brovchenko vd., 2019). Bu yüksek çalışma sıcaklığı, reaktörün termal verimliliğini %45-%48 seviyelerine taşırken, sistemin düşük basınç altında çalışması mekanik stresleri minimize eder (EVOL Consortium, 2014; Holcomb vd., 2011).

Sistemin sürdürülebilirliğini sağlayan en kritik unsurlardan biri, çekirdeği çevreleyen ve toryum içeren fertil blanket bölgesidir. Bu bölge çekirdekten kaçan nötronları yakalayarak yeni fisil madde (U-233) üretilmesini sağlar (Brovchenko vd., 2019). Ayrıca, reaktöre entegre edilmiş çevrimiçi yakıt işleme ünitesi, yakıt tuzunun küçük bir kısmını (günlük yaklaşık 40 L) sürekli olarak hattan çekerek fisyon ürünlerini temizler. Helyum kabarcığı enjeksiyonuyla soygazlar ve metalik ürünler, pirokimyasal yöntemlerle ise çözünmüş nükleer zehirler ayrıştırıldıktan sonra temizlenen tuz reaktöre tekrar gönderilir (EVOL Consortium, 2014; Brovchenko vd., 2019 (Brovchenko, 2013)).

MSFR’de mevcut olan özgün bileşenlerinden biri de **Şekil 2.1**’de gösterilen donma tapası (freeze plug) veya daha eski adıyla donma valfi (freeze valve) mekanizmasıdır (Holcomb vd., 2011; Brovchenko, 2013).



Şekil 2.1: MSFR genel yapısı (Holcomb vd., 2011; Brovchenko, 2013)

Bu mekanizma, mekanik bir valf yerine yakıt borusunun bir kısmının harici bir soğutma sistemi (basınçlı hava veya özel bir soğutucu akışkan) aracılığıyla aktif olarak dondurulmasıyla oluşturulan katılaştırılmış bir tuz bariyeridir. Normal işletim sırasında bu tıpa, yakıt tuzunun çekirdek döngüsü içinde kalmasını sağlayabilecek kadar dirençli ve sızdırmaz bir yapıdadır (Brovchenko, 2013). Mekanizmanın temel avantajı, reaktörün kontrolünü tehlikeye atan durumlarda (yakıtın aşırı ısınması gibi) herhangi bir operatör müdahalesi veya elektrik gücüne ihtiyaç duymadan pasif bir şekilde devreye girmesidir. Soğuk tıpanın çalışma dinamiği, nükleer güvenliğin iki temel tehdidi olan aşırı sıcaklık ve toplam güç kaybı durumlarında doğrudan tepki verecek biçimde tasarlanmıştır. Reaktör çekirdeğindeki sıcaklık tasarım limitleri aşıldığında veya tıpanın donmuş kalmasını sağlayan soğutma sisteminin elektriği kesildiği durumda tıpada bariyer oluşturan katı tuz hızla eriyerek sıvılaşır (EVOL Consortium, 2014; Brovchenko, 2013). Tıpanın erimesiyle birlikte, sıvı formdaki yakıt tuzu hiçbir pompa veya itici güç gerektirmeden yerçekiminin etkisiyle çekirdekten tahliye edilerek reaktörün alt kısmında bulunan özel boşaltma tanklarına (drain tanks) akar (Brovchenko, 2013).

Bu tanklar, yakıtta zincirleme reaksiyonunun devam edemeyeceği bir seviyeye (alt-kritik durum) indirgeyecek şekilde geniş bir yüzey alanına sahip tasarlanmıştır. Tahliye sonrası süreçte, boşaltma tankları sadece yakıtı depolamakla kalmaz, aynı zamanda fisyon durduktan sonra bile devam eden artık ısıyı (decay heat) pasif yöntemlerle çevreye aktarır. Bu tanklar, genellikle su havuzları veya doğal hava sirkülasyonu sağlayan bacalarla etkileşim halinde bulunmasından dolayı, yakıt tuzu aktif bir soğutma istemi olmasa dahi güvenli sıcaklık sınırları içinde tutulur (Holcomb vd., 2011; Brovchenko, 2013).

ORNL'deki MSRE deneylerinden elde edilen tecrübelerle dayanan bu tasarım, MSFR'yi geleneksel katı yakıtlı reaktörlerdeki “çekirdek erimesi” senaryolarından tamamen uzaklaştırır. Çünkü sistem, yakıtı en ufak bir risk anında fiziksel olarak en güvenli ve kararlı bölgesine kendini sevk edecek biçimde yapılandırılmıştır (Brovchenko, 2013).

2.3. Ergimiş Tuz Reaktörlerinde Lisanslama Süreci

MSR tasarımının ticari olarak başarılı bir şekilde hayata geçirilmesi, iyi koordine edilmiş bir lisanslama gereksinimleri programının oluşturulmasına bağlıdır. Mevcut nükleer düzenleme süreçleri, büyük ölçüde LWR teknolojisine dayalıdır, bu nedenle MSR lisanslama sürecinde ABD-NRC (Nükleer Düzenleme Kurulu) tarafından uygulanan strateji, mevcut bilgilerin ileri reaktör teknolojilerine uyarlanmasını temel almasıdır. Bu süreçte, pasif güvenlik özelliklerine sahip ileri nesil nükleer reaktörlerin mevcut düzenleyici çerçeveye dahil edilebilmesi için, performans odaklı ve risk odaklı düzenleyici süreçlerin kullanılması ciddi bir önem taşımaktadır (Belles vd., 2018).

Nükleer reaktör kurulmadan önce riskleri ve olası kazaları tahmin edip, önlemler listesi oluşturulan bir yöntem olan PRA (Olasılıksal Risk Değerlendirmesi) ileri nesil nükleer reaktörlerde güvenlik analizinde merkezi bir rol oynamaktadır. Tasarım sürecinde PRA tekniklerinin uygulanması, uygun lisanslama temeli olaylarının seçilmesine olanak tanır. Bu durum, “güvenlik” kavramını doğrudan etkiler. MSR’ler için, kaza dizilerinin ve tetikleyicilerin belirlenmesi, güvenlik açısından kritik yapılarının sınıflandırılmasında temel oluşturur (Belles vd., 2018).

Yakıt nitelikliliği, MSR lisanslamasındaki en belirgin teknik zorluklardan biridir. Sıvı yakıtlı MSR’lerde, yakıtın kimyasal bileşimi çalışma sırasında fisyon ürünlerinin oluşumu, korozyon etkileri ve kimyasal kontrol sistemleri nedeniyle sürekli olarak değişmektedir. Bu durum, yakıt nitelikliliğinin kimyasal bir süreç olarak ele alınmasını gerektirdiğini gösterir. Yakıtın, aynı zamanda soğutucu işlevi görmesi, erime noktası ve viskozite gibi termal fiziksel özelliklerin izlenmesini ve bu özelliklerin güvenlik sınırları içinde kalmasını sağlanmasını zorunlu kılar. Sıvı yakıtlı olmasının en büyük avantajı, katı yakıtlarda görülebilen şişme, çatlama, eğilme veya stres gibi mekanik sorunlar yaşanmamasıdır (Belles vd., 2018).

Ancak, mekanik streslerin olmaması reaktörün doğrudan güvenli olduğu anlamına gelmez Güvenlik ve lisanslama için iki temel kriterin ispatlanması ve doğrulanması gerekir

1-Radyoaktif maddelerin muhafazası

2-Kendi kendini kontrol etme yeteneği

Radyoaktif maddelerin muhafaza edilebilmesi, yakıtın içerdği tehlikeli radyoaktif maddeleri sistem içinde ne kadar güvenli tutulabildiğinin ve olası sızıntıyı nasıl engellendiğinin kanıtlanmasıdır. Kendi kendini kontrol edebilme yeteneği ise, aslında negatif reaktivite geri beslemesidir. Sıcaklık arttığında, nükleer reaksiyonların doğal bir fizik kuralı olarak kendi kendine yavaşlaması ve sistemi güvenli ısıda tutması özelliğinin doğrulanması gerekmektedir (Belles vd., 2018).

Geleneksel nükleer santraller, çok yüksek basınç altında çalıştıkları için olası bir kaza anında bu basıncı hapsetmek zorundadır ve bu yüzden reaktörün çevresini saran devasa ve sızdırmaz betonlarla muhafaza edilirler. Ancak, düşük basınçlarda çalışan MSR'ler en ciddi kaza senaryolarında bile sistem içinde büyük bir basınç artışı veya patlama riski oluşturmaz. Bu teknik avantaj, MSR'lerin güvenliğini sağlamak için tek bir büyük beton blok yerine fonksiyonel bir yapı kullanmasına izin verir. Bu yapı, radyoaktif maddelerin dışarı sızmasını engelleyen ve birbirinden bağımsız birkaç farklı koruyucu bariyerden oluşur. Bu yaklaşımın kabul edilmesi, santral inşaatında kullanılan malzemelerin seçiminde esneklik sağlamaktadır, ki bu da santralin daha ekonomik olmasını ve ticari olarak daha hızlı hayata geçmesini sağlar. Buna karşın, bu koruyucu tabakaların gerçekten işe yaradığını devlete ve denetleyici kurumlara ispatlamak şarttır. Lisanslama sürecinde kullanılan “mekanistik kaynak terimi” analizi bu durumlarda işe yaramaktadır. Bu yöntem sayesinde radyoaktif maddelerin sistemin neresinde olduğu ve her bir koruyucu katmanın bu maddeleri ne kadar hassas bir şekilde içeride tuttuğu bilgisayar modelleriyle tek tek hesaplanarak güvenli olduğu kanıtlanır (Belles vd., 2018).

MSR'lerin güvenliğini kanıtlamak için modelleme ve simülasyon çalışmaları kullanılır. Bu çalışmalar, Güvenlik Analizi Raporları (SAR) en temel parçasıdır ve üç ana grupta toplanırlar (Betzler vd., 2019);

1-radyoaktif kaynak tanımı,

2-güvenlik analizleri ve

3-nötron hareketleriyle ısı transfer hesaplamalarıdır.

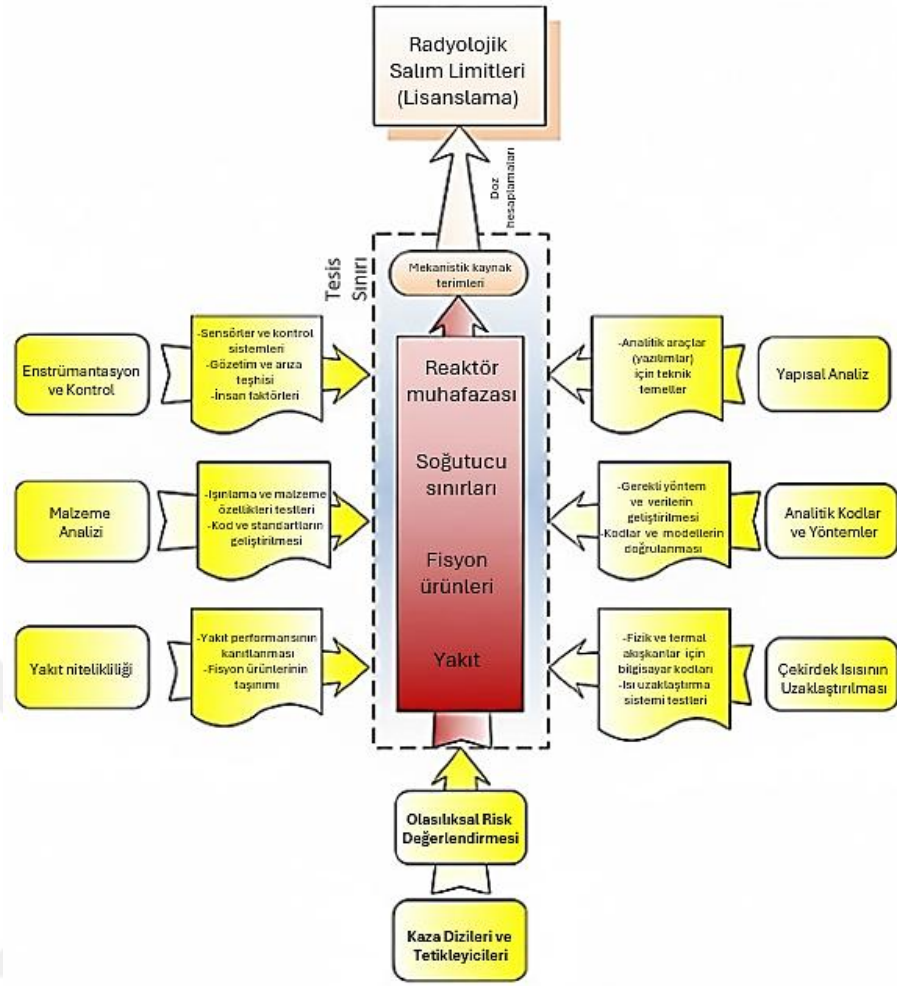
Bu raporlar hazırlarken, yakıt tükenmesi (fuel depletion) hesaplamaları önceliklidir. Çünkü bu işlem yakıtın zamanla değişen kimyasal yapısını, içindeki madde miktarını ve bu maddelerin temizleme sürecine ne hızla geçtiğini belirlemektedir. Elde edilen bu veriler, diğer güvenlik modelleri için gerekli olan temel bilgileri sağlamaktadır. Ayrıca tuzun termofiziksel özellikleri, ısı transferi ve maddelerin sistem içindeki hareketinin

gerçekleştirildiği modeller, olası bir kaza durumunda radyoaktif bulutların havada nasıl yayılacağını tahmin etmek için bütün olarak çalıştırılmalıdır (Betzler vd., 2019).

MSR'lerin güvenli bir şekilde lisanslanabilmesi için, bu teknolojinin kendine has fiziksel özelliklerinin ve davranışlarının bütünsel olarak değerlendirilmesi gerekmektedir. Bu süreçte kritik teknik konulardan biri, sıvı yakıtlı MSR'lere özgü olan ve reaktörün güç dengesini doğrudan etkileyen gecikmiş nötronların akışla taşınması olayıdır (Belles vd., 2018).

Bu durumun doğru bir şekilde değerlendirilebilmesi için, nötron hareketlerini inceleyen kodlar ile, sıvı tuzun termal hidrolik özelliklerini inceleyen bilgisayar modellerinin birbirine bağlı şekilde çalıştırılması elzemdir. Bu karmaşık simülasyonlar, reaktörün normal operasyon ve olası kaza anlarında nasıl tepki vereceğini önceden görmemize imkân tanır; bu sayede güvenlik analiz raporlarının temeli oluşturulur (Belles vd., 2018; Betzler vd., 2019) Teknik olarak bir diğer önemli basamak ise, reaktörün inşa edileceği yapısal malzemelerin aşırı yüksek sıcaklık ve tuz korozyonuna karşı gösterdiği dirençtir. Mevcut nükleer endüstri standartları, genellikle geleneksel hafif su reaktörlerine göre tasarlandığından dolayı, bu standartları MSR'nin yüksek sıcaklık gereksinimlerine ve kimyasal etkilerine uyarlanması yasal bir zorunluluktur. Bu bağlamda malzeme analizler, yalnızca sıcaklık dayanımıyla sınırlı kalmamalıdır. Radyasyon hasarı, nötron kaynaklı gevrekleşmeler ve tuzun kimyasal aşındırıcılığı gibi faktörlerin etkileri de kapsamlı şekilde ele alınmalıdır. Sonuç olarak, sağlam bir şekilde hazırlanan düzenleyici politikalar, titizlikle yapılan doz hesaplamaları ve güvenlik analizleri ile AR-GE ve test çalışmaları bir araya getirildiğinde MSR teknolojisinin ticari olarak yaygınlaşması için gereken yasal netlik ve kamu güvenliği güvencesi sağlanmış olacaktır (Belles vd., 2018).

Şekil 2.2'de görülen lisanslama ağacı, politika ve düzenleme temelleri ile teknik AR-GE gereksinimlerini bir araya getiren bütünleşik lisanslama çerçevesini göstermektedir.



Şekil 2.2:Lisanslama Ağacı (Belles vd., 2018)

Yukarıdaki şekilde sunulan ve literatürde “Lisanslama Ağacı” olarak adlandırılan bu şema, MSR gibi ileri teknoloji nükleer reaktörlerin ticari onay süreçlerindeki karmaşık etkileşimleri hiyerarşik bir şekilde özetlemektedir (Belles vd., 2018).

2.4. Duyarlılık ve Belirsizlik Analizi

Duyarlılık ve belirsizlik hesaplama metodolojisi, girdi sürecindeki bir deęiřiklięe karřı sistemin öngörülen tepkisinin nasıl deęiřtięini anlamayı ve bu deęiřikliklerin belirsizlięini nicel olarak sunmayı amaçlar ve bu sayede sistem performansı hakkında bilgi kazandırır. Nötron taşınımı sayısal simülasyonlarında en önemli sistem sonuçları keff ve reaktivitedir. Bu sonuçların nicelendirilmesi; malzeme bileřimleri, sistem geometrisi, sıcaklık ve nötron tesir kesiti verileri gibi birçok parametreye baęlıdır. SCALE 6.2 (Lisans Deęerlendirmesi için Standartlaştırılmıř Bilgisayar Analizleri) kod sisteminde bu analizler TSUNAMI (Hassasiyet ve Belirsizlik Analizi Metodolojisi Uygulama Araçları) modülü aracılıęıyla gerçekteřtirilir (Rearden vd., 2011).

Bu çalıřmada; TSUNAMI-3D (Tools for Sensitivity and Uncertainty Methodology Implementation) modülü kullanarak, çıktı olarak elde edilen etkin çoęaltma katsayısı (k-eff) deęerinin, yakıtı oluřturan her bir nüklidin nötronik reaksiyonlarına ve farklı enerji aralıklarındaki tesir kesitlerine olan duyarlılık katsayıları üretilmiřtir.

Duyarlılık katsayılarının görselleřtirilmesi amacıyla, Javapeno arayüzü kullanılmıřtır.

Duyarlılık katsayıları, belirsizlik ölçümü yapılması için sdf (Duyarlılık veri dosyası) dosyalarında saklanır ve elde edilen duyarlılık katsayıları, bir sonraki çalıřma bařlıęı olan belirsizlik ölçümü için kullanılmaktadır.

2.4.1. Duyarlılık analizi

Duyarlılık analizi, sistemin bir girdi parametresindeki ufak deęiřiklikler sonucunda, sistem çıktısındaki öngörülen tepkisinin nicel olarak ölçümüdür. Bu analiz, sistem tepkisindeki en büyük deęiřiklięe neden olan kritik girdi parametrelerini belirlemeye yardımcı olur (Rearden & Jessee, 2018).

2.4.1.1 Duyarlılık katsayısı ve pertürbasyon teorisi

Duyarlılık analizin nicel olarak çıktısına duyarlılık katsayısı denir. Girdi parametresindeki yüzdece deęiřimin, sistem tepkisi üzerinde yarattıęı yüzdece etkiyi temsil eder (Rearden vd., 2008).

TSUNAMI dizileriyle (TSUNAMI-1D,-2D,-3D) duyarlılık katsayısı hesaplanırken; en temel metodolojilerden birisi olan Pertürbasyon Teorisi kullanılır (Rearden & Jessee, 2018).

2.4.1.1.1 Doğrudan pertürbasyon

Doğrudan pertürbasyon, duyarlılık katsayılarını elde etmek için girdi verilerini doğrudan değiştirme (pertübe etme) işlemi yaparak sonuç olarak ortaya çıkan sistem tepkisini yorumlama prensibine dayanır. Bu yöntemle ilgili olarak hesaplanan duyarlılık katsayısı Denklem 2.1’de gösterilmektedir (Rearden vd., 2011).

$$S_{k,a} = \frac{a}{k} x \frac{dk}{da} \quad (2.1)$$

İlk olarak sistemin keff değeri girdinin niceliğini nominal (a) değerleri kullanılarak hesaplanır. Bir sonraki aşamada, seçilen nominal girdi değeri (a) önce belirli bir yüzde artırılır (a^+) ve aynı şekilde ardından aynı yüzde azaltılır (a^-). Bu artırma ve azaltma işlemi yapılan girdi değerleri kullanılarak, her birine karşılık gelen keff değerleri (k^+) ve (k^-) hesaplanır. Doğrudan pertürbasyon duyarlılık katsayısı ($S_{k,a}$), keff’in a girdi değerine olan göreceli duyarlılığını hesaplamak amacıyla aşağıda bulunan Denklem 2.2 ile ifade edilmektedir (Rearden vd., 2011):

$$S_{k,a} \approx \frac{a}{k} \frac{k_a^+ - k_a^-}{a^+ - a^-} \quad (2.2)$$

Denklemde yer alan;

$S_{k,a}$ Keff ‘in a girdisine olan duyarlılık katsayısıdır.

$\frac{a}{k}$ Türev terimini normalize ederek sonucun göreceli (yüzdesel) ifade edilmesini sağlar

$\frac{k_a^+ - k_a^-}{a^+ - a^-}$ İse k tepkisindeki değişimin a girdisindeki değişime yaklaşık oranını temsil eder (Rearden vd., 2011).

2.4.1.1.2 Eşlenik (adjoint) tabanlı pertürbasyon

Doğrudan pertürbasyon, duyarlılık katsayılarını elde etmenin en kolay yoludur. Bu hesaplama, nötron akısı veya adjoint akı gibi faz uzayı fonksiyonlarını kullanmak yerine, sadece sistemin son tepkisi olan keff değerindeki değişime odaklanır. Basit girdi değişikliklerine (keff ‘in yoğunluğa duyarlılığı gibi) karşı duyarlılığı belirlemek için temel ve basit bir yol sunsa da Nükleer Kritiklik Güvenliği analizlerinde asıl önemli olan, keff ‘in sistemin fiziksel performansını belirleyen enerjiye bağlı, nüklid-reaksiyon spesifik tesir kesiti verilerine karşı ne kadar hassas olduğunun nicelendirilmesidir. Nükleer verilerin binlerce enerji grubu, reaksiyon tipi ve nüklid kombinasyonu içermesi nedeniyle, her bir tesir kesiti bileşenini ayrı ayrı doğrudan pertübe ederek duyarlılık

katsayılarını hesaplamak kapsamlı bir analiz için pratik veya mümkün değildir. Bu kısıtlamanın üstesinden gelmek ve keff'in enerjiye bağımlı duyarlılığını verimli ve tutarlı şekilde hesaplayabilmek amacıyla, SCALE kod sistemindeki TSUNAMI modülü tarafından kullanılan temel yöntem olan iyi kurulmuş Eşlenik Tabanlı Pertürbasyon Teorisi yaklaşımına geçiş yapılır. Bu teori, karmaşık taşıma denklemlerini her girdi değişikliği için tekrar tekrar çözme ihtiyacını ortadan kaldırır. Aynı zamanda, karmaşık nükleer veri belirsizliklerini sistem tepkisine aktararak belirsizlik nicelendirilmesi (uncertainty quantification) yapmanın da ufkunu açar (Rearden vd., 2011).

Eşlenik Tabanlı Pertürbasyon teorisi, temel matematiksel yaklaşımlar olan hem ileri (forward) taşıma denkleminin hem de eşlenik taşıma denkleminin çözülmesine dayanan analitik ve teorik bir yaklaşımdır. İleri taşıma denklemi, nötron taşınımı problemlerini yöneten Denklem 2.3'te yer alan kararlı hal Boltzmann taşıma denklemidir (Rearden vd., 2011).

$$[A - \lambda B] \phi = 0 \quad (2.3)$$

Denklemden tanımlanan sembollerde;

A fisyon terimi hariç tüm bileşenleri (saçılma, yakalama, kaçak) temsil eden operatörü,

B taşıma denkleminin fisyon terimini temsil eden operatörü,

λ özdeğer (keff değerinin tersine (1/keff) eşittir),

Φ ise ileri nötron akısıdır (Rearden vd., 2011).

İleri taşıma denklemi, bir sistemdeki nötronların gerçek fiziksel davranışını tanımlar. Nötronların kaynak bölgelerinden yayılarak sistem içinde nasıl hareket ettiğini, fisyonla neden olduğunu, nasıl hareket ettiğini (saçıldığını, emildiğini, fisyonla neden olduğunu) modellenmesini sağlar. İleri çözüm sonucunda, kritiklik güvenliği analizlerinde önemli olan keff değeri ve nötronların uzay, enerji ve yöne bağlı nötron akı dağılımını hesaplar (Rearden & Jessee, 2018).

Süreç, kritik bir nükleer sistemin nötron akısını (Φ) tanımlayan yukarıda bahsedilen kararlı hal Boltzmann taşıma denklemiyle başlar. Sonraki adımda, girdi parametresindeki (örneğin bir tesir kesiti S) değişimine karşılık gelen taşıma operatörleri ve özdeğerdeki küçük lineer pertürbasyonlar Denklem 2.4, Denklem 2.5 ve Denklem 2.6 ile tanımlanır (Rearden vd., 2011):

$$A' = A + dA \quad (2.4)$$

$$B' = B + dB \quad (2.5)$$

$$\lambda' = \lambda + d\lambda \quad (2.6)$$

Eşlenik Pertürbasyon Teorisi, taşıma operatörlerindeki (A ve B) küçük lineer pertürbasyonların (dA ve dB), λ özdeğerde yol açtığı değişimi ($d\lambda$) ifade etmeye dayanır. Buradaki dA ve dB operatörlerdeki pertürbasyonları, $d\lambda$ ise özdeğerdeki sonuç değişimini temsil eder (Rearden vd., 2011).

Pertürbe edilmiş bu operatörler ve özdeğer kullanılarak yeni halini tanımlayan denklem Denklem 2.7'deki şekilde yazılır:

$$[A' - \lambda' B'] \phi' = 0 \quad (2.7)$$

Bu denklem, pertürbe edilmiş akı çözümü ϕ' ile, sistemin yeni pertürbe edilmiş halini temsil eder. İleri taşıma çözümü, nötronların sistem içinde nasıl yayıldığını ve dağıldığını gösteren temel fiziksel dağılımdır. Ve bu çözüm istenen çözüm stratejisine göre yapılır. Deterministik olarak 1D geometri için XSDRNPM, 2D geometri için NEWT kullanılır. Bunların yanı sıra 3 boyutlu geometri için Monte Carlo yöntemi kullanan (KENO V.a ve KENO V.I) taşıma kodu kullanılır. Bu çalışmada 3D geometri kullanıldığı için, KENO V.a taşıma kodu kullanılmıştır. İkinci adımda, ileri taşıma denkleminin eşlenik olan denklem Denklem 2.8 çözülerek adjoint nötron akısı elde edilir (Rearden vd., 2011).

$$[A^+ - \lambda B^+] \phi^+ = 0 \quad (2.8)$$

Denklemde tanımlanan sembollerde;

A^+ ve B^+ ileri taşıma denkleminde tanımlanan A ve B operatörlerine karşılık gelen adjoint operatörlerdir,

λ , özdeğerdir ve aynı şekilde keff değerinin tersine ($1/keff$) eşittir,

ϕ^+ ise adjoint akıyı temsil eder.

Adjoint taşıma çözümü, ileri taşıma denkleminin matematiksel olarak eşlenik formunu çözerek nötronların sistem yanıtına yaptığı etkiyi belirler. Bu çözümle elde edilen adjoint nötron akısı; belirli bir konumda, enerjide ve yönde bulunan bir nötronun tanımlanmış sistem yanıtı (keff) üzerindeki “önemini” temsil eder. Adjoint akı, duyarlılık analizlerinde pertürbasyonun çıktıya olan etkisini ağırlıklandıran “önem” bilgisini sağlayarak duyarlılık formüllerinin temelini oluşturur (Rearden & Jessee, 2018).

Yüksek $\phi^\dagger$ değerine sahip bir bölgede gerçekleşen bir reaksiyon, düşük $\phi^\dagger$ değerine sahip bölgedeki reaksiyona kıyasla, keff değerini daha fazla etkileyecektir anlamına gelir. Bu çözüm, ileri akı çözümüne ek olarak, duyarlılık katsayılarının hesaplanması için gereklidir. Çünkü tek bir ileri ve tek bir geri eşlenik hesaplamasıyla binlerce grup ve reaksiyon için duyarlılık hesaplaması yapmaya olanak tanır.

Eşlenik Pertürbasyon Teorisi, pertürbe edilmiş ileri denklemin (Denklem 2.7) ve adjoint akının çarpılması (Denklem 2.9) ve hacim, enerji, yön gibi tüm faz uzayında ($\langle \dots \rangle$) uygun şekilde entegre edilir:

$$\langle \phi^\dagger (A' - \lambda' B') \phi' \rangle \geq 0 \quad (2.9)$$

Denklem 2.4, 2.5 ve 2.6'da tanımlanan pertürbe edilmiş operatörler ve özdeğer Denklem 2.9'da yerleştirilerek Denklem 2.10'a genişletilir:

$$\langle \phi^\dagger (A - \lambda B + dA - \lambda dB - Bd\lambda - d\lambda dB) \phi' \rangle \geq 0 \quad (2.10)$$

Taşıma operatörlerinin eşleniklik özelliğini kullanarak, Denklem 2.10 basitleştirilir. Bu özelliğe göre aşağıdaki Denklem 2.11 eşitliğine dönüşür;

$$\langle \phi^\dagger (A - \lambda B) \phi' \rangle \geq \langle \phi' (A^\dagger - \lambda^\dagger B^\dagger) \phi^\dagger \rangle \quad (2.11)$$

Denklem 2.8'den kaynaklı olarak, $A^\dagger - \lambda^\dagger B^\dagger$ operatörünün $\phi^\dagger$ üzerindeki etkisi sıfırdır. Bu nedenle yukarıdaki denklem 2.10 içerisindeki $(A - \lambda B)$ terimi sıfıra indirgenir. Geriye kalan terimlerle ortaya çıkan Denklem 2.12'de görülmektedir.

$$\langle \phi^\dagger (dA - \lambda dB - Bd\lambda - d\lambda dB) \phi' \rangle \geq 0 \quad (2.12)$$

Denklem 2.12, Lineer Pertürbasyon Teorisi temel alınarak, matematiksel olarak basitleştirilir. Bu teoremin temel prensibi; denklemdeki terimler arasından yalnızca lineer (birinci dereceden) olanları koruyup, daha küçük olan ikinci dereceden terimleri (örneğin $d\lambda dB$) ihmal edilmesidir. Basitleştirmeler uygulandığında; $d\lambda dB$ ikinci dereceden terimi ihmal edilir ve pertürbasyonların akı çözümünde anlamlı bir değişikliğe yol açmadığı varsayılarak ϕ' yerine ϕ ikame edilir. Bu basitleştirme ve $d\lambda$ teriminin izole edilmesiyle, Denklem 2.13'te görüldüğü üzere özdeğerdeki göreceli değişim ($d\lambda/\lambda$) bulunur:

$$\frac{d\lambda}{\lambda} = \frac{\langle \phi^\dagger (dA - \lambda dB) \phi \rangle}{\langle \phi^\dagger (\lambda dB) \phi \rangle} \quad (2.13)$$

Denklem 2.13, göreceli özdeğer değişimini ileri akı, eşlenik akı ve taşıma operatörlerindeki pertürbasyonlar (dA ve dB) cinsinden ifade eder.

Pertürbasyon terimleri (dA ve dB) faz uzayının bir noktasındaki (r) bir makroskobik tesir kesitine (Σ) göre kısmî türevlerle ($\partial A/\partial \Sigma$) ve $\partial B/\partial \Sigma$) değiştirilerek Denklem 2.14'teki göreceli özdeğer duyarlılığı elde edilir:

$$\frac{d\lambda}{\lambda} = \frac{\langle \phi^\dagger(j) \left[\frac{\partial A[\Sigma(j)]}{\partial \Sigma(r)} - \lambda \frac{\partial B[\Sigma(j)]}{\partial \Sigma(r)} \right] \phi(j) \rangle}{\langle \phi^\dagger(j) \lambda B[\Sigma(j)] \phi(j) \rangle} \quad (2.14)$$

Denklemden yer alan j, faz uzayı vektörünü temsil etmektedir ve parantezler ($\langle \dots \rangle$) uzay, yön ve enerji değişkenleri üzerinde entegrasyonu göstermektedir. Son adımda, özdeğerin keff ile temel ilişkisi olan $\lambda=1/k$ kullanılarak $\partial \lambda / \lambda = \partial k / k$ dönüşümü sağlanır ve Denklem 2.14, keff duyarlılığına dönüştürülür. Bu dönüşüm ve denklem üzerinde düzenlemeler sonucunda, Σ makroskobik tesir kesitindeki küçük bir bozulmaya bağlı keff'in göreceli duyarlılığını tanımlayan ve tüm analitik sürecin sonucunu ifade eden Duyarlılık Katsayısı Formülasyonu Denklem 2.15'te gösterilmektedir:

$$S_{k,\Sigma(r)} = \frac{\Sigma(r)}{k} \frac{\partial k}{\partial \Sigma(r)} = - \frac{\Sigma(r)}{k} \frac{\langle \phi^\dagger(j) \left[\frac{\partial A[\Sigma(j)]}{\partial \Sigma(r)} - \frac{1}{k} \frac{\partial B[\Sigma(j)]}{\partial \Sigma(r)} \right] \phi(j) \rangle}{\langle \phi^\dagger(j) \frac{1}{k^2} B[\Sigma(j)] \phi(j) \rangle} \quad (2.15)$$

Denklem 2.15, keff'in bir girdi parametresine (denklemden yer alan Σ makroskobik tesir kesiti) olan duyarlılığını hesaplamak için gerekli olan temel analitik yapıyı sağlar ve ileri akı ve eşlenik akı çözümlerini entegre ederek duyarlılığı nicelendirir. SCALE kod sistemi içinde yer alan ve duyarlılık katsayılarını enerjiye, nüklide ve reaksiyona özgü olarak hesaplayan TSUNAMI-1D ve TSUNAMI-3D analiz modülleri tarafından merkezi bir araç olarak kullanılır (Rearden vd., 2011).

2.4.1.2 Duyarlılık katsayısı türleri

2.4.2. Açık (explicit) duyarlılık katsayıları

Açık duyarlılık katsayıları, Eşlenik tabanlı Pertürbasyon Teorisi yaklaşımı kullanılarak hesaplanan sistem tepkisinin (keff), girdi parametresindeki (örneğin tesir kesiti Σ) değişime olan doğrudan hassasiyetini temsil eden terimlerdir. Hesaplama yöntemi olarak; Denklem 2.15'teki taşıma operatörlerinin ilgili tesir kesitine olan analitik türevleri alınarak hesaplanır. Bu süreç, her bir reaksiyon tipi için ayrı ayrı ele alınır (Rearden vd., 2011).

2.4.3. Örtük (implicit) duyarlılık katsayıları

Duyarlılık katsayılarının hesaplanmasına yönelik metodoloji, başlangıçta çok gruplu tesir kesiti verilerinde rezonans öz-zırlaması etkisinin minimum olduğu hızlı reaktör

uygulamaları için geliştirilmiştir. Ancak, rezonans öz-zırhlamasının önemli olduğu sistemler için duyarlılık tahmin edilebilmesi adına ek terimler gerekmektedir. Bu ek terimler, malzeme yoğunluklarındaki veya nükleer verilerdeki pertürbasyonların, zırhlanmış grup bazında makroskobik tesir kesiti verileri üzerindeki birinci dereceden örtük etkisini hesaba katmak amacıyla zorunludur. Örtük duyarlılık katsayıları olarak adlandırılan bu terimler, duyarlılığa dolaylı katkıyı temsil eder (Rearden vd., 2011).

Örtük duyarlılık katsayıları, özellikle termal nükleer reaktörlerde rezonans öz-zırhlamasının önemli olduğu sistemlerde devreye girmektedir. Örneğin, suyla yavaşlatılmış düşük zenginleştirilmiş Uranyum yakıtlı nükleer sistemlerde ^{238}U (n, γ) rezonans öz-zırhlanmış tesir kesitinin H-1 tarafından nötron moderasyonuna bağımlı olması nedeniyle, k_{eff} 'in H-1 elastik saçılmasına olan duyarlılığı, bu etkileşimden kaynaklanan örtük bir bileşeni vardır. Bu bileşen, H-1 saçılmasındaki değişimin ^{238}U (n, γ) tesir kesitini etkilemesi ve bunun da k_{eff} 'i değiştirmesiyle ortaya çıkar.

Sonuç olarak; tam duyarlılık katsayısını elde etmek için, açık ve örtük duyarlılık katsayıları toplanarak tam duyarlılık katsayısı değeri hesaplanır (Rearden vd., 2011).

2.4.4. Belirsizlik analizi

Belirsizlik analizi, hesaplanmış bir sonucun (k -eff) elde edilmesinde kullanılan girdi parametrelerindeki hatalar veya kesin olmayan miktarlar nedeniyle ne ölçüde etkilenebileceğinin sistematik olarak değerlendirilmesidir (Rearden vd., 2011). Nükleer reaktör fiziği ve kritiklik güvelliği hesaplamalarında, nötron taşıma kodları sistemin etkin nötron çoğaltma faktörünü (k -eff) yüksek hassasiyetle öngörebilse de bu hesaplamalarda kullanılan temel nükleer verilerdeki hatalar nedeniyle gerçek deneysel sonuçlarla hesaplanan sonuçlar arasında sapmalar oluşabilmektedir. Belirsizlik analizi, bu sapmaların potansiyel kaynaklarını belirlemek, kod doğrulama süreci için kritik olan parametreleri öne çıkarmak ve tasarım sistemleri için güvenli alt kritik limitleri belirlemek amacıyla kullanılır (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024)

2.4.4.1 Belirsizlik kaynakları

Nükleer güvenlik analizleri için kod ve veri doğrulama bağlamında hesaplanan sistem yanıtındaki belirsizlikler, kaynağına göre başlıca üç sınıfta incelenir:

2.4.4.1.1 A sınıfı belirsizlikler

Yöntem belirsizlikleri olarak da adlandırılan A sınıfı belirsizlikler, doğrudan taşıma kodlarının matematiksel işlemleri yürütürken başvurduğu sayısal yaklaşımlardan ve yöntem sınırlamalarından kaynaklanmaktadır (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024). Bu kapsamda, özellikle Monte Carlo belirsizlikler temel olarak rastgele sayı üreten sistemlerdeki küçük kusurlardan, nötronların davranışlarını hesaplarken başvuru yaklaşımından ve yöntemin doğasında bulunan kaçınılmaz istatistiksel dalgalanmalardan kaynaklanır (Oak Ridge National Laboratory, 2024).

Deterministik çözümleme yöntemlerinde ise, gerçek dünyadaki kesintisiz olayları bilgisayarda hesaplayabilmek için uzay, enerji ve yön gibi değişkenleri sonlu kafes (mesh) yapılarına bölerek modeller bilgisayarlar sonsuz karmaşıklıkta matematiksel işlemleri tam olarak yapamadığı için, bu hesaplamalar belirli bir noktada kesilir veya sayısal yuvarlamalar yapılır; sonucu olarak bu belirsizlik oluşur. Bu söz konusu belirsizlikler sistematik birer “tolerans” olarak değerlendirilir. Simülasyonlarda izlenen nötron geçmişi sayısının artırılması veya hesaplama kafes sayısının (mesh) daha hassas hale getirilmesi sayesinde genellikle bu belirsizliği daha kabul edilebilir seviyelere indirilebilmektedir (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024).

2.4.4.1.2 B sınıfı belirsizlikler

B sınıfı belirsizlikler, taşıma hesaplamalarında kullanılan matematiksel modelin “gerçek” fiziksel sistemi tam olarak yansıtmamasından doğan farkları temsil eder (Oak Ridge National Laboratory, 2024). Bu belirsizlik sınıfı, temel olarak deneyde kullanılan malzemelerin zenginlik oranları, yoğunlukları, sıcaklıkları veya reaktörün fiziksel boyutlarındaki küçük ölçüm hatalarından kaynaklanmaktadır. Ayrıca, gerçek tasarımdaki karmaşık geometrinin bilgisayar ortamında modellenmesi sırasında bazı bileşenlerin çıkarılması veya homojenleştirilerek basitleştirilmesi, sonuçlarda sistematik hatalara neden olabilmektedir (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024). Farklı deneylerin aynı yakıt çubuklarını, aynı geometrik yapıyı veya aynı ölçüm cihazlarını kullanması durumunda ise deneysel korelasyonlar denilen ortak belirsizlikler meydana gelir (Oak Ridge National Laboratory, 2024). Bu tür deneysel ve modelleme kaynaklı belirsizlikler, kodlar ile sistematik olarak analiz edilir, bu durum hesaplama sapmalarını (bias) çok daha doğru bir şekilde öngörülmesini sağlar (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024).

2.4.4.1.3 C sınıfı belirsizlikler

C sınıfı belirsizlikler, nükleer hesaplama modellerinde belirsizliğin en büyük bileşenini oluşturur. Bu belirsizlik, doğrudan nükleer veri kütüphanelerindeki temel fiziksel parametrelerin kesin olmayışından kaynaklanmaktadır (Oak Ridge National Laboratory, 2024).

Nötronların atom çekirdeğiyle etkileşme ihtimalini temsil eden mikroskobik tesir kesitleri, fisyon başına salınan ortalama nötron sayısını ve fisyon nötronlarının enerji dağılım spektrumlarını içeren geniş bir veri setini kapsamaktadır. Bahsi geçen nükleer veriler, bilim insanlarının yaptığı hassas laboratuvar ölçümlerine ve bu ölçümleri birleştiren karmaşık teorik modellemelere dayanmaktadır. Deneysel ölçümlerin doğası gereği hiçbir zaman tam kesinliğe sahip değildir. Bu durum nükleer veri kütüphaneleriyle birlikte sunulan ve bu hata paylarını tanımlayan kovaryans verilerinin (belirsizlik matrisleri) temelini oluşturmaktadır. Sonuç olarak bu temel verilerdeki küçük belirsizlikler, sistemin bu verilere karşı gösterdiği duyarlılık katsayıları aracılığıyla matematiksel olarak sistem yanıtına (k-eff) yayılmaktadır ve “belirsizlik yayılımı” denilen bu süreçle toplam hata payı belirlenmektedir (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024).

2.4.4.2 Belirsizlik analizi metodu

Belirsizlik analizi süreci, temelde duyarlılık katsayılarının hesaplanması ve bu katsayıların belirsizlik verileri (kovaryanslar) ile birleştirilmesi olarak iki adımdan oluşur.

İlk adım olan duyarlılık analizi; bir girdi parametresindeki birimlik değişimin, sistemin yanıtı (k_{eff}) üzerinde yüzde kaçlık bir değişime yol açacağını ölçer. SCALE sistemi içerisinde bu analiz, hangi fiziksel süreçlerin güvenlik üzerinde en baskın role sahip olduğunu nicel olarak belirlemek için kullanılır. Duyarlılık katsayılarının hesaplanmasında dikkate alınan ilk bileşen açık (explicit) duyarlılıktır. Bu bileşen, taşıma denklemleri üzerinde doğrudan etkileri temsil eder. Ancak, nükleer sistemlerde atomlar birbirinden izole değildir. Bu nedenle bir malzemenin davranışındaki değişim sistemdeki diğer malzemelerin nötronlarla etkileşime girme biçimini dolaylı olarak değiştirebilmektedir, tam olarak bu zincirleme sürece örtük duyarlılık katsayısı denir (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024).

Sonuç olarak, ilk bakışta pek etkisi olmayacağı düşünülen bu dolaylı değerler, sistemin toplam duyarlılığında ciddi bir pay sahibi olabilmektedir. Açık ve örtük duyarlılık katsayılarının birleşimiyle elde edilen tam hassasiyet katsayıları, sistemin nükleer verilerdeki değişimlere karşı gösterdiği tepkiyi eksiksiz biçimde tanımlar. Bu sayede, mevcut fiziksel hataların nihai sonuca hangi şiddette yayılacağını belirleyen matematiksel zemini tamamlanmış olur (Rearden vd., 2011).

İkinci adım ise; belirsizlik yayılımıdır. Bu adımda, nükleer veri kütüphanelerindeki bilinen hata paylarının, duyarlılık katsayıları aracılığıyla k_{eff} değerine nasıl yansıdığı belirlenmesi hedeflenir (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024).

2.4.5. Sandviç kuralı

Belirsizlik yayılımı yaparken hata paylarını belirleyebilmek için, SCALE sistemi içinde yer alan ve 401 farklı malzeme için 44 enerji grubunda düzenlenmiş olan kovaryans kütüphaneleri kullanılır. Kovaryans verileri, nükleer fizik ölçümlerindeki belirsizlikleri ve farklı reaksiyonlar arasındaki ilişkileri (korelasyonları) içeren kapsamlı bir veri setidir. Bu veri setinin, duyarlılık katsayılarıyla birleştirilerek tek bir sonuç olarak hata payına dönüştürülmesi belirsizlik analizinin temelini oluşturur (Rearden vd., 2011). Birleştirme süreci, tüm hata kaynaklarını ve bunların birbiriyle etkileşimlerini sistematik şekilde toplayan “Sandviç Kuralı” denilen matematiksel formüle dayanmaktadır (Oak Ridge

National Laboratory, 2024). Belirsizlik yayılım sürecinin temelini oluşturan bu kuralın matematiksel karşılığı Denklem 2.16’da gösterilen “Sandviç Denklemi” şu şekildedir:

$$\sigma_k^2 = S_k \cdot C_{aa} \cdot S_k^T \quad (2.16)$$

Bu denklem, adını matematiksel dizilişinden alır. Sistemdeki toplam belirsizliği σ_k^2 hesaplamak için duyarlılık vektörü kovaryans matrisini iki yönlü kuşatmıştır.

Denklemin ilk bileşeni, önceki bölümlerde hesaplanan duyarlılık katsayılarından oluşan S_k vektörüdür. Bu vektör, sistemin hangi malzemeye veya hangi nötron etkileşimine karşı daha hassas olduğunu gösteren bir listedir (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024). Örnek olarak, sistemdeki uranyumun fisyon tesir kesitindeki %1’lik bir değişim keff sonucunu %0,5 etkiliyorsa bu değer vektörün ilgili hücresine işlenir.

Denklemin merkezinde yer alan kare C_{aa} kovaryans matrisi (N x N), nükleer veri kütüphanelerinde saklanan hata payları kümesidir. Bu matris, yalnızca her bir verinin kendi belirsizliğini içermez, aynı zamanda farklı nükleer veriler arasındaki korelasyonları da içerir (Oak Ridge National Laboratory, 2024). Örneğin, uranyum atomunun soğurma tesir kesiti verisi yanlış ise, bu reaksiyonla ilgili olan saçılma tesir kesiti verisinin belli bir oranda yanlış olabilme ihtimali bu matriste hesaba katılır (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024).

Denklemin sağ tarafında yer alan S_k^T ise, duyarlılık vektörünün transpozunu temsil eder (Rearden vd., 2011). Matematiksel olarak, kare matrisi bir vektör ile her iki taraftan çarpılması gerekir. Ancak bu çarpımın yapılması için vektörün bir tarafında yatay (1 x N) diğer tarafında dikey (N x 1) bulunması gerekir. Bu sebepten dolayı, transpoze almak yatay vektörü dikey vektöre çevirmektir (Oak Ridge National Laboratory, 2024).

Bu çarpım işleminin sonucunda; her bir nükleer verinin belirsizliğini (matris), sistemin o veriye ne kadar duyarlı olduğuyula (vektör) çarpar (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024). Eğer bir veride büyük bir belirsizlik varsa ama sistem o veriye karşı çok az duyarlıysa, bu hata genel sonucu pek etkilememektedir. Ancak hem belirsizliğin yüksek olduğu hem de sistemin o veriye çok duyarlı ise Sandviç Kuralı bu hatayı ön plana çıkarır ve toplam varyansı(σ_k^2) artırır (Rearden vd., 2011). İşlemin sonucunda elde edilen sayısal değer, sistemin toplam güven payını temsil eden tek bir standart sapma (σ_k) değerine dönüştürülür (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024). Nükleer analizlerde, hatanın büyüklüğünü, sonucun mutlak değeriyle ilişkilendirmek ve sistemler arası kıyaslama yapabilmek için bu değer, toplam sonuca bölünerek oranlanır.

Böylece hata payı, birimsiz bir büyüklük olan “bağıl standart sapmaya” dönüştürülür. Elde edilen bu bağıl standart sapma değeri, SCALE-TSUNAMI çıktı raporlarında genellikle $\% \Delta k/k$ (bağıl standart sapma yüzdesi) formunda verilir (Oak Ridge National Laboratory, 2024). Genel açıdan bakıldığında, Sandviç Kuralı aracılığıyla hesaplanan hata payı, simülasyon sonuçlarının güvenilirliğinin değerlendirilmesi ve sistemin mevcut deneysel verilerle doğrulanması süreci için matematiksel olarak kapsamlı bir açıklama sağlar (Rearden vd, 2011).

2.5. Literatürdeki Bazı Duyarlılık ve Belirsizlik Analizi Çalışmaları

Literatürde duyarlılık ve belirsizlik analizleri, nükleer veri kütüphanelerindeki hataların ve belirsizliklerin reaktör tasarım parametreleri üzerindeki etkisini nicelleştirmek için kritik bir adımdır. Bu kapsamda yapılan çalışmalar, farklı reaktör tipleri ve nükleer veri kütüphaneleri açısından önemli bulgular ortaya koymaktadır.

2.5.1. Fas TRIGA Mark-II araştırma reaktörü

Bu reaktör üzerinde yapılan çalışmalarda, SCALE 6.2 ve MCNP 6.2 (Monte Carlo N-Particle Transport Code) kod sistemleri kullanılarak keff üzerindeki duyarlılık ve belirsizlik değerleri incelenmiştir. ENDF/B-V7.1 kütüphanesi kullanılarak yapılan analizlerde keff değerinin en yüksek duyarlılık gösterdiği nüklid ve reaksiyonlar; U-235 fisyon, U-238 yakalama ve H-1 elastik saçılma olduğu belirlenmiştir. Belirsizlik analizleri sonucunda, keff üzerindeki toplam belirsizliğin kontrol çubuklarının konumuna bağlı olarak %0,707 ile %0,711 arasında değiştiği gözlemlenmiştir. Bu belirsizliğin ana kaynaklarının ise, U-235’in ortalama nötron üretimi (ν), fisyon spektrumu (χ) ve fisyon reaksiyonları olduğu belirlenmiştir. Ayrıca, yapısal malzemelerin soğurma tesir kesitlerinin de belirsizlik üzerinde etkili olduğu anlaşılmıştır (Ziani vd., 2021).

2.5.2. VHTRC

Grafit moderatörlü ve düşük zenginlikte yakıt kullanan termal bir sistemdir. Bu düzenek üzerinde yapılan analizlerde, keff üzerinde en yüksek duyarlılığa sahip nüklid ve parametre U-235 (nubar) değeri, nüklid ve reaksiyonları ise grafit elastik saçılması, U-235 fisyon reaksiyonudur. VHTRC düzeneğinde yapılan analizler, ENDF (Değerlendirilmiş Nükleer Veri Dosyası) seçiminin sonuçlar üzerindeki etkisini vurgulamaktadır. ENDF/B-V7.0 kütüphanesi ile yapılan hesaplamalarda belirsizlik %0,58 bulunurken, ENDF/B-V7.0 kütüphanesi kullanıldığında bu değer %0,66’ya

yükselmiştir. Bu artışın temel sebebinin, v7.1 kütüphane sürümünde U-235 v verisindeki belirsizliğin yüksek olmasıdır. Toplam belirsizliğe en yüksek katkıyı yapan diğer unsurların ise grafitin saçılma ve U-238'in yakalama reaksiyonlarıdır (Bostelmann vd., 2018).

2.5.3. SCWR

Dördüncü nesil bir reaktör olan Kanada SCWR'nin taze yakıtlı tek bir yakıt kanalı üzerinde analizler yapılmıştır. Bunun sonucunda, sistemin en yüksek duyarlılık gösterdiği izotopların H-2, Pu-239 ve Th-232 olduğu belirlenmiştir. Belirsizlik analizi sonucunda keff üzerindeki toplam belirsizlik %0,91 olarak hesaplanmıştır. Bu çalışmada dikkat çekici bir bulgu olarak, zirkonyum izotoplarının duyarlılık katsayılarının düşük olmasına rağmen, bu izotopların yakalama tesir kesitlerindeki yüksek veri belirsizliği nedeniyle toplam belirsizliğe en büyük katkıyı yapan ilk 4 reaksiyonlar olduğu tespit edilmiştir (Blomeley vd., 2014).

3. MATERYAL VE YÖNTEM

3.1. MSFR Sisteminin Tanımlanması

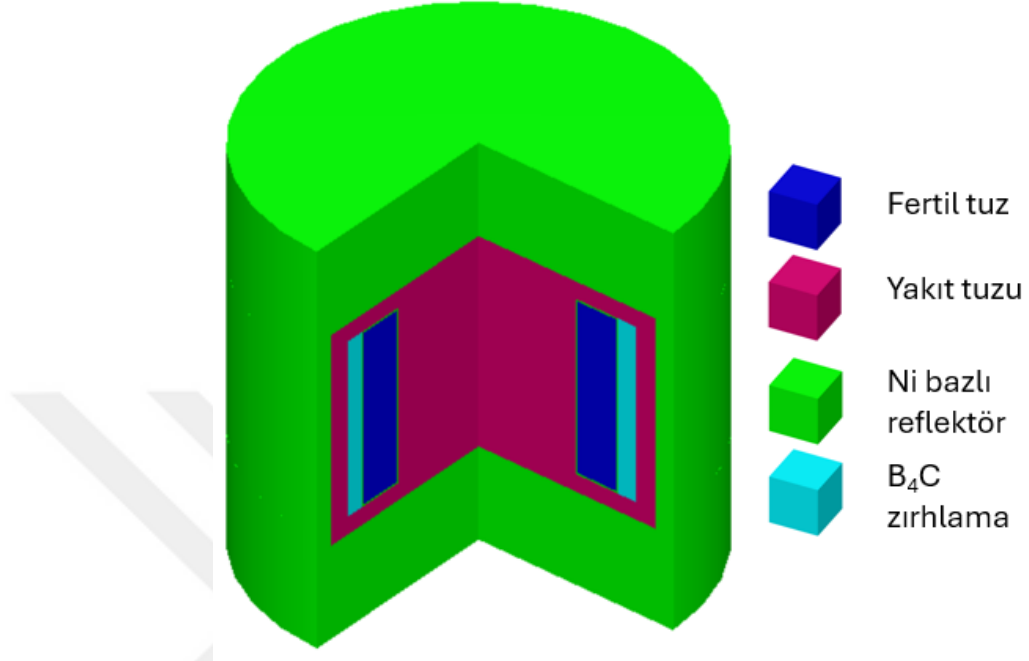
MSFR konsepti, GIF tarafından belirlenen altı referans nükleer sistemden biridir. Bu çalışma kapsamında incelenen tasarım, 2011 yılından itibaren yürütülen Avrupa Birliği FP7 Projesi EVOL ile Rusya Federasyonu ROSATOM tarafından yürütülen MARS Projesi arasındaki iş birliği çerçevesinde optimize edilen referans konsepti temel almaktadır. EVOL Projesi'nin temel amacı; çekirdek geometrisi, yeniden işleme ünitesi ve atık yönetimi çalışmalarından elde edilen fiziksel ve kimyasal veriler ile MSFR için en iyi sistem konfigürasyonunu önermektir. MSFR; toryum yakıt döngüsünde çalışan, hızlı nötron spektrumuna sahip ve geleneksel reaktörlerden farklı olarak reaktör çekirdeğinde herhangi bir yavaşlatıcı bulundurmayan bir reaktördür (Brovchenko vd., 2019).

Sistem geometrisi olarak üç ana deveden oluşur: yakıt devresi, ara devre ve güç dönüşüm devresidir. Yakıt devresi, aktif çekirdek boşluğu ile ısı çekiminin yapıldığı 16 harici soğutma döngüsünü kapsar. Harici döngülerin her biri bir pompa, bir ısı değiştirici ve helyum kabarcığı enjeksiyon sisteminden oluşmaktadır.

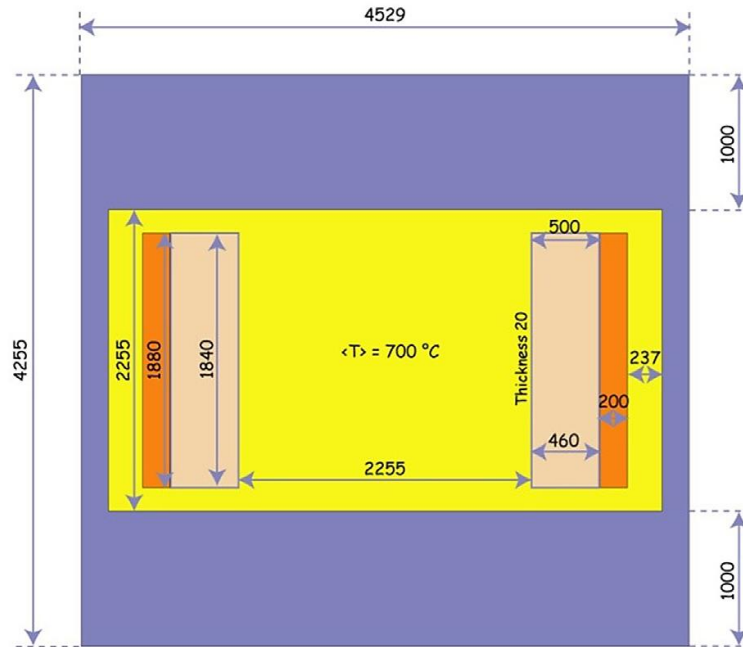
MSFR yakıtı hem ısı üretim kaynağı hem de ısı taşıyıcı akışkan olarak işlev gördüğü bütünleşmiş bir yapıya sahiptir. Bu yapı, yakıtın sürekli olarak çevrimiçi temizlenmesine ve fiziksel ve kimyasal özelliklerinin kontrol edilmesini sağlar.

3.1.1. Geometri bilgileri

Referans sistemin geometrisi ve boyutları ile ilgili bilgiler sırasıyla Şekil 3.1 ve Şekil 3.2’de gösterilmektedir.



Şekil 3.1:EVOL-MSFR geometrisi ve malzeme bölgeleri (Brovchenko vd., 2019)



Şekil 3.2:EVOL-MSFR geometrik boyutları (Brovchenko vd., 2019)

EVOL Projesi kapsamında tanımlanan referans geometride çekirdek, nötron sızıntısını minimize etmek ve üretim oranını artırmak için yüksekliği çapına eşit olan ($\text{High/Diameter}=1$) silindirik bir boşluk olarak modellemiştir.

Aktif çekirdek bölgesinin (sarı) yarıçapı 1,125 m, yüksekliği ise 2,255 m'dir. Radyal yönde çekirdek, 50 cm kalınlığında ve $7,3 \text{ m}^3$ hacminde sıvı toryum tuzu içeren bir fertil blanket (açık pembe) ile çevrelenmiştir. Bu fertil blanket bölgesi hem nötron ekonomisini iyileştirir hem de harici döngü bileşenlerini (borular, pompalar) nötron akısından koruyan bir kalkan görevi görür. Fertil blanketin dış kısmında, dış bileşenleri nötron hasarından daha fazla korumak için 20 cm kalınlığında bir bor karbür (B_4C) katmanı (turuncu) bulunur. Çekirdeğin üst ve alt sınırları ise nikel bazlı alaşımdan (NiCrW Hastelloy) yapılmış nötron reflektörleri (mor) ile korunmaktadır.

3.1.2. Modelleme ve işletim parametreleri

EVOL benchmark çalışmaları için kullanılan parametreler aşağıdaki **Tablo 3.1**'de verilmektedir:

Tablo 3.1: MSFR için benchmark çalışmaları referans tasarım değerleri (Brovchenko vd., 2019)

Termal güç çıktısı	3000 MWth
Yakıt tuzu (%mol)	%77.5 LiF %22.5 HN-F4
Yakıt tuzu yoğunluğu	$4,1249 \text{ g/cm}^3$
Yakıt tuzu hacmi	9 m^3 çekirdek bölgesi 9 m^3 harici döngü
Yakıt tuzu toplam döngü süresi	4 saniye
Sıcaklık değerleri	Yakıt tuzu giriş sıcaklığı = 650°C Yakıt tuzu çıkış sıcaklığı = 750°C

Bu çalışmada SCALE-TSUNAMI kod paketi için simülasyonlar yapılırken ilk olarak tüm yakıt türleri için ENDF/B-V7.0 238 gruplu kütüphanesi kullanılmıştır.

3.1.3. Yakıt türleri ve kompozisyonları

Bu başlıkta bahsedilen tüm yakıtlar, Bölüm 3.1.1’de bahsedilen MSFR geometrisinde aktif çekirdek bölgesindeki yakıt tuzu ile değiştirilerek nötronik analizler yapılmıştır.

Yakıtların isimlendirilmeleri; literatürde bulunduğu zaman ile ilişkilidir. Bu nedenle, aynı yakıt içeriğine sahip olan yakıt isimlendirmeler farklı zamanlarda erişilebildiği için isimlendirmelerde rakam atlamaları oluşmuştur. Bu tür bir anlaşmazlığı ortadan kaldırmak amacıyla, yakıtlar içerisindeki fisil madde türüne bakılarak gruplandırma yapılmıştır. Başlangıç yakıtı içeriğindeki fisil malzeme türüne göre olarak isimlendirmeler ve içeriği Tablo 3.2’de verilmektedir.

Tablo 3.2:Yakıt gruplandırmaları

Grup İsimlendirmesi	Grup İçeriği
U-233 Yakıt Grubu	Yakıt 1, Yakıt 2, Yakıt 4
Pu-239 Yakıt Grubu	Yakıt 3
U-Pu Yakıt Grubu	Yakıt 7
TRU Yakıt Grubu	Yakıt 5
U-TRU Yakıt Grubu	Yakıt 6

Bu çalışmada; çalışmanın içerik çeşitliliğini ve her kritiklik türüyle (kritik-altı, kritik, kritik-üstü) çalışılması hedeflenmiştir. Her bir yakıtın içeriğindeki fisil malzeme türü ve MSFR geometrisinde yakıt kompozisyonlarının yerleştirilmesiyle elde edilen k-eff değerleri Tablo 3.3’de gösterilmektedir.

Tablo 3.3: Yakıtların kritiklik değerleri ve fisil izotop içerikleri

Yakıt Adı	En iyi tahmini k-eff değeri	U ²³³	U (U ²³⁵ +U ²³⁸)	TRU	Pu ²³⁹
Yakıt 1	0.441246	☒	☐	☐	☐
Yakıt 2	0.976617	☒	☐	☐	☐
Yakıt 3	1.36389	☐	☐	☐	☒
Yakıt 4	1.01694	☒	☐	☐	☐
Yakıt 5	0.945588	☐	☐	☒	☐
Yakıt 6	0.940991	☐	☒	☒	☐
Yakıt 7	1.25946	☐	☒	☐	☒

Literatürden alınmış olan 7 yakıt kompozisyonları Yakıt 1 MSBR konseptinde kullanılırken; geri kalan tüm yakıtlar EVOL Projesi'nin referans tasarımı olan MSFR konseptinde çalışılmıştır.

Referans MSBR reaktörü, ticari ölçekte elektrik üretimi için gerçekleştirilen termal bir reaktördür. 1000 MWe net elektrik güç çıkışı sağlayan ve yaklaşık 2250 MWth termal kapasiteye sahip olan bu tesis, %44,4 termal verimliliğe sahiptir. Reaktör çekirdeği, modifiye edilmiş Hastelloy N alaşımından yapılmış silindirik bir kap içerisinde yer alır. Bu reaktör kabı, nötron yavaşlatıcı ve reflektör görevi yapan grafit bloklarla doldurulmuştur. Tasarım, Th-232/U-233 döngüsü üzerinde çalışacak şekilde optimize edilmiş olup hem bölünebilir hem de üretken materyalleri tek bir erimiş florür tuzu içerisinde barındırmaktadır. Yakıtın temel taşıyıcısını lityum ve berilyum florürler oluştururken, ana bileşim LiF-BeF₂-ThF₄-UF₄ karışımıdır (Betzler vd., 2017).

Referans MSFR konsepti, toryum yakıt döngüsüne dayalı yakıt tuzu bileşimleri kullanmıştır. Yakıt tuzunda, %77,5 LiF tuzu, %22,5 %22,5 HN-F₄'ten (ağır çekirdek florürleri) oluşmaktadır. Toplam ağır çekirdek oranının molce %22,5 seviyesinde (ötektik nokta) sabit tutulduğu bu tasarımda, fertil toryum ve başlangıç fisil yükü olan U-233

arasındaki oran, reaktörün tam kritikte başlatılmasını sağlayacak şekilde ayarlanmıştır. MSFR'nin moderatör içermeyen çekirdek yapısıyla uyumlu olan bu tuz bileşimi, reaktörde hızlı bir nötron spektrumu oluşmasına olanak tanımaktadır. Ki bu durum, güçlü negatif sıcaklık ve boşluk geri besleme katsayıları ile yüksek verimlilik kapasitesi gibi avantajlı güvenlik ve işletme özellikleri sağlamaktadır (Brovchenko vd., 2019).

3.1.3.1 U-233 Yakıt Grubu

3.1.3.1.1 Yakıt 1

Yakıt 1 için; belirlenen yakıt kompozisyonunun ana içeriği Tablo 3.4'de gösterilmektedir.

Tablo 3.4:Yakıt 1 kompozisyonu bilgileri (Robertson, 1970)

Kompozisyon bileşiği	Yüzdece mol değeri (%)
LiF	71.7
BeF ₂	16.00
ThF ₄	12.00
²³³ UF ₄	0.3

Yakıt tuzunun erime sıcaklığı yaklaşık 772 K'dir. Yakıtın yoğunluğu sıcaklığa bağlı olarak hesaplanmış olup operasyonel sıcaklıklarda 3.28378 g/cm³ değerindedir. Yakıtın nötron kaybını önlemek amacıyla karışımında kullanılan lityum, Li6'nın nötron soğurma tesir kesiti yüksek olmasından dolayı %99,995 oranında Li-7 izotopu ile zenginleştirilmiştir. Bu zenginleştirme, nötron yutulmasını minimize etmenin yanı sıra trityum üretimini de kontrol altında tutmak için tercih edilmiştir.

3.1.3.1.2 Yakıt 2

Yakıt 2 için; belirlenen yakıt kompozisyonunun ana içeriği Tablo 3.5’te gösterilmektedir.

Tablo 3.5:Yakıt 2 kompozisyon bilgileri (Brovchenko vd., 2019)

Kompozisyon bileşiği	Yüzdece mol değeri (%)
LiF	77.5
ThF ₄	20.00
²³³ UF ₄	2.5

Taşıyıcı tuz olarak kullanılan LiF bileşeni, nötron ekonomisini optimize etmek ve parazitik nötron yakalamalarını minimize etmek amacıyla %99,995 oranında Li-7 izotopuyla zenginleştirilmiştir.

3.1.3.1.3 Yakıt 4

Yakıt 4 için; belirlenen yakıt kompozisyonunun ana içeriği Tablo 3.6’da gösterilmektedir.

Tablo 3.6:Yakıt 4 kompozisyon bilgileri (Park vd., 2019)

Kompozisyon bileşiği	Yüzdece mol değeri (%)
⁷ Li	29.00
¹⁹ F	62.00
²³² Th	7.40
²³³ U	1.00

Kaynağa göre; her bir elementin yüzdece mol değerleri verilmiş olup, hesaplamalar bileşik değil element formları kullanılarak yapılmıştır. Taşıyıcı tuz olarak kullanılan LiF bileşeni, nötron ekonomisini optimize etmek ve parazitik nötron yakalamalarını minimize etmek amacıyla %100 oranında Li-7 izotopuyla zenginleştirilmiştir. Her iki yakıt türü için, yakıt tuzu erime sıcaklığı 838 K’dir.

3.1.3.2 Pu-239 yakıt grubu

3.1.3.2.1 Yakıt 3

Yakıt 3 için; belirlenen yakıt kompozisyonunun ana içeriği Tablo 3.7’de gösterilmektedir.

Tablo 3.7:Yakıt 3 kompozisyon bilgileri (Dumaire vd., 2022)

Kompozisyon bileşiği	Yüzdece mol değeri (%)
NaCl	47.0
ThCl ₄	35.4
²³⁹ PuCl ₃	17.6

Yakıt tuzu erime sıcaklığı 597 K’dir. Düşük erime sıcaklığına (597 K) sahip olması nedeniyle çok düşük sıcaklıklarda bile sıvı hale geçebilmektedir.

Teknik açıdan bu yakıt kompozisyonunun alındığı reaktörü özgün kılan unsur, yakıt taşıyıcı olarak klorür tuzlarının kullanılmasıdır. Klorür bazlı sistemler, florür yakıt tuzu karışımıyla çalışan reaktörlere kıyasla daha düşük işletme sıcaklıklarında çalışma kapasitesine sahiptir. Ayrıca klorür tuzları, reaktör kalbinde daha zengin bir nötron ekonomisi sağlar. Bu çalışmada doğal Cl (izotopik bulunurluk; %75,8 Cl-35, %24,2 Cl-37) kullanılmıştır. Fisil malzeme olarak kullanılan Pu-239, uranyum izotoplarından daha verimli bir nötron ekonomisi sunar ve reaktörün hem “üretici hem de “yakıcı” olarak işlev görmesini sağlar. Bu döngü, geleneksel U/Pu döngüsüne göre çok daha az miktarda uzun ömürlü aktinit üretilmesiyle sonuçlanır.

Yakıt kompozisyonunun doğrudan kaynakta teorik yoğunluk değeri verilmediği için, literatürde her bir kompozisyon bileşiğinin sıvı formlarına ait teorik yoğunlukları referans alınmıştır.

Denklem 3.1, NaCl tuzu için (Janz vd., 1979);

$$\rho = 2.1393 - 5.430 \times 10^{-4} \times T \text{ (K)} \quad (3.1)$$

Denklem 3.2, ThCl₄ tuzu için (Janz vd., 1975);

$$\rho = 4.823 - 1.4 \times 10^{-3} \times T \text{ (K)} \quad (3.2)$$

Denklem 3.3 ise PuCl₃ tuzu için (Karlsson vd., 2023);

$$\rho = 3.8589 - 9.5324 \times 10^{-4} \times T \text{ (°C)} \quad (3.3)$$

İlgili yoğunlukları hesaplamak için kullanılmıştır. PuCl tuzu için; nükleer güvenlik açısından doğrudan kompozisyon bileşikleri için yoğunluğu açıklanmamaktadır. Denklem 3.3'te PuCl₃ için alınan teorik yoğunluk değeri %36 mol PuCl₃ içeren bileşikten referans alınmıştır (Karlsson vd., 2023).

Her bir tuzun teorik yoğunluklarında, T=900 K için hesaplamalar yapılmıştır. Toplam bileşiğin yoğunluğunu hesaplamak için, Denklem 3.4'te verilen karışım yoğunluğu denklemi ile toplam yoğunluk hesaplanmıştır (Birri vd., 2022).

$$\rho_{id} = (\sum_i x_i M_i) \sum_i \frac{x_i M_i}{\rho_i} \quad (3.4)$$

Bu denklemde;

M_i ; i bileşiğinin molar kütlesi

x_i ; i bileşiğinin molar konsantrasyonu

ρ_i ; i bileşiğinin teorik yoğunluğu

ρ_{id} ; karışımın toplam yoğunluğunu temsil etmektedir.

Bu denklem referans alınarak NaCl-ThCl₄-PuCl₃ yakıt tuzu karışımının toplam yoğunluğu;

$$\rho = 3.0470 \frac{g}{cm^3}$$

İle sonuçlanmıştır.

3.1.3.3 U-Pu yakıt grubu

Yakıt 7 için; belirlenen yakıt kompozisyonunun ana içeriği Tablo 3.8’de gösterilmektedir.

Tablo 3.8:Yakıt 7 kompozisyon bilgileri (EVOL Consortium, 2014)

Kompozisyon bileşiği	Yüzdece mol değeri (%)
LiF	78.6
ThF4	12.9
PuF3	5
UF4	3.5

Yakıt tuzu erime sıcaklığı 935 K’dir. Taşıyıcı tuz olarak kullanılan LiF bileşeni, nötron ekonomisini optimize etmek ve parazitik nötron yakalamalarını minimize etmek amacıyla %99,99 oranında Li-7 izotopuyla zenginleştirilmiştir. Fisil malzeme olarak; Pu-239 ve %20 zenginleştirilmiş Uranyum kullanılmıştır. Yakıt tuzu karışımının toplam yoğunluğu, ilgili kaynakta verilmiş olan denklem kullanılarak hesaplanmıştır. Kaynakta yer alan Denklem 3.5 aşağıda görülmektedir;

$$\rho = 5155 - 0.8331xT \text{ (K)} \quad (3.5)$$

Bu denkleme göre hesaplandığında yakıt tuzunun toplam yoğunluğu;

$$\rho = 4.40521 \frac{g}{cm^3}$$

İle sonuçlanmıştır.

3.1.3.4 TRU yakıt grubu

Yakıt 5 için; belirlenen yakıt kompozisyonunun ana içeriği Tablo 3.9’da gösterilmektedir.

Tablo 3.9:Yakıt 5 kompozisyon bilgileri (Nasr vd., 2023)

Kompozisyon bileşimi	Yüzdece mol değeri (%)
LiF	77.5
ThF ₄	16.068
TRUF ₃	6.432

Taşıyıcı tuz olarak kullanılan LiF bileşeni, %99 oranında Li-7 izotopuyla zenginleştirilmiştir. Fisil malzeme olarak,

TRU bileşimi kullanılmıştır. TRU içeriği listesi Tablo 3.10’da verilmektedir.

Tablo 3.10: TRU içeriği (Brovchenko vd., 2019)

İzotop adı	Karışımındaki oran (%mol)
Np 237	6.3
Pu 238	2.7
Pu 239	45.9
Pu 240	21.5
Pu 241	10.7
Pu 242	6.7
Am 241	3.4
Am 243	1.9
Cm 244	0.8
Cm 245	0.1

3.1.3.5 U-TRU yakıt grubu

Yakıt 6 için; belirlenen yakıt kompozisyonunun ana içeriği Tablo 3.11’de gösterilmektedir.

Tablo 3.11:Yakıt 6 kompozisyon bilgileri (Nasr vd., 2023)

Kompozisyon bileşiği	Yüzdece mol değeri (%)
LiF	77.5
ThF ₄	6.6
TRUF ₃	3.6
UF ₄	12.3

Taşıyıcı tuz olarak kullanılan LiF bileşeni, nötron ekonomisini optimize etmek ve parazitik nötron yakalamalarını minimize etmek amacıyla %99 oranında Li-7 izotopuyla zenginleştirilmiştir.

Fisil malzeme olarak; TRU ve %12,72 zenginleştirilmiş Uranyum kullanılmıştır. TRU bileşimini ve yüzdece mol değerleri Yakıt 5 için Tablo X’de verilen değerlerle aynı alınmıştır.

3.1.4. Cl-Li tuzları izotopik deęiřimi

Çalıřmanın çeřitlilięini saęlamak amacıyla, yakıtların kaynaklarda verildięi kompozisyonunda duyarlılık ve belirsizlik analizlerinin yapılmasına ek olarak, kritik altı ve kritik üstü yakıtlar için tuzların içerięindeki Li ve Cl tuzlarının deęiřiminde duyarlılık ve belirsizlik deęiřimine bakılması hedeflendi. Yakıt 2'nin içerięinde zenginleřtirilmiř Li (%0.005 Li-6, %99,995 Li-7), yakıt 3'ün içerięinde ise, doęal Cl (%75,8 Cl-35, %24,2 Cl-37) mevcuttur.

Doęal Li içerięinde, %95,15 Li-6, %4,85 Li-7 izotopu bulunmaktadır. Li-6 elementi, nötronlarla etkileřime girdięinde çok yüksek bir tesir kesitine sahiptir. Bu reaksiyon sonucunda ortaya çıkan radyoaktif hidrojen izotopu olan Tritiyum (H-3) ortaya çıkar. Aynı zamanda Li-6 yüksek soęurma tesir kesitine de sahip olması nedeniyle, reaktör içerięindeki nötron popölasyonu üzerinde negatif etkisi vardır. Li-7 ise, nötron soęurma tesir kesiti düşük bir elementtir. Lityumu bu bakımdan zenginleřtirmek, reaktör içerięindeki nötron popölasyonunu azaltan etkiyi minimize edilmesi hedeflenir.

Doęal Cl içerięinde, %75,8 Cl-35, %24,2 Cl-37 bulunmaktadır. Cl-35 elementinin Li-6 ile ortak yönlerinden birisi, aynı řekilde yüksek enerji aralıęında nötron yutma kapasitesinin yüksek olmasıdır. Ki bu durum, Cl-35'in reaktör içerięinde nötronları emerek zincirleme reaksiyonun devamlılıęını azaltır. Cl-37 elementi ise yüksek enerji aralıęında daha az nötron soęurucu özellięi nedeniyle zenginleřtirmenin katkısının pozitif yönde olacaęını göstermektedir. Cl zenginleřtirilmesinin bir dięer sebebi ise; Cl-35'in nötron soęurması sonucunda Cl-36 üretmesinden kaynaklanır. Cl-35 nötron soęurduęunda yarı ömrü yaklaşık olarak 301.000 yıl olan Cl-36'ya dönüşmektedir. Bu element, reaktör ömrü tamamlandıktan sonra bile yüzlerce yıl boyunca yönetilmesi gereken radyoaktif bir atık anlamına gelmektedir. Bu nedenle, bařlangıçta Cl-35 element miktarının inimize edilmesi Cl-36 oluřumunu engelleyerek neredeyse tamamen engellenmiř bulunur.

Bu durumlar göz önüne alınarak; kritik-altı seviyede bulunan Yakıt 2 ($k_{eff}=0.976617$) ve kritik üstü seviyede bulunan Yakıt 3 ($k_{eff}=1.36389$) tercih edilerek her birinde, Cl ve Li 'un doęal ve zenginleřtirilmiř durumları için simölasyonlar gerçekleřtirilmiřtir.

3.2. Kod Sistemleri ve Nükleer Veri Kütüphaneleri

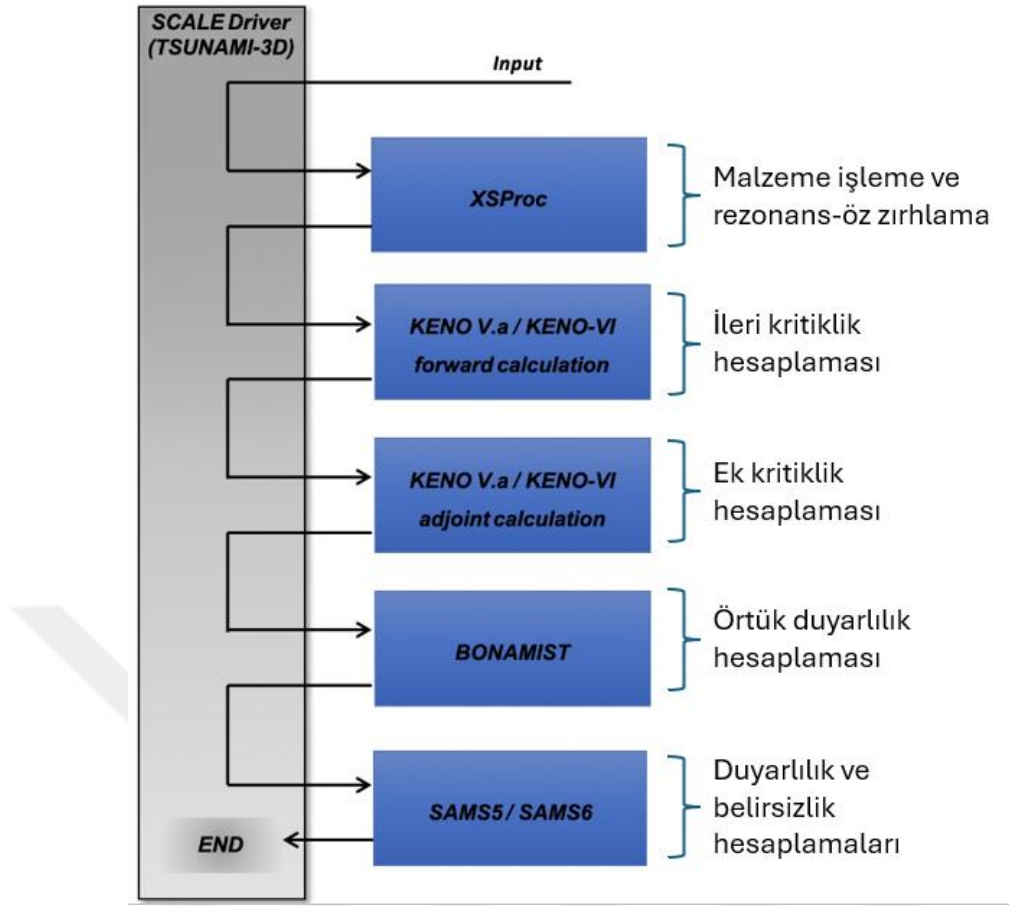
Bu çalışma için, yapılan tüm hesaplamalar SCALE 6.2.3 nükleer analiz ve hesaplama aracı kullanılmıştır. SCALE kod paketi, Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı'nda geliştirilmiştir. Kritiklik güvenliği, reaktör fiziği, radyasyondan korunma, radyoaktif kaynakların karakterizasyonu, duyarlılık ve belirsizlik analizini yapabilmek amacıyla çeşitli araçlar kullanır. SCALE, nükleer verilerdeki belirsizliklerin sisteme etkilerinin ve sistemin duyarlılıklarını nicel olarak değerlendirme imkânı sunar (Wieselquist, 2022).

3.2.1. Kod paketlerinin kullanımı

Kritiklik hesaplama kodları, etkin çoğaltma katsayısını Monte Carlo yöntemini kullanarak yüksek hassasiyetle hesaplayabilmektedir. Ancak, bu kod sistemleri kritiklik kıyaslama deneylerini modellemek için kullanıldığı durumda, hesaplamalarda genellikle %1 ve daha fazla, sistematik sebepli hesaplama sapmaları (computational bias) meydana gelmektedir. TSUNAMI kodunun temel varsayımı; hesaplamada meydana gelen bu sapmanın temel kaynağı tesir kesir kesitlerindeki belirsizliklerdir (Oak Ridge National Laboratory, 2024).

Bu çalışmada SCALE kod paketi içerisinde mevcut olan, sistemin nötronik özelliklerinin belirlenmesi için KENO.Va kodu içerisinde bulunan CSAS5, duyarlılık ve belirsizlik analizleri için ise TSUNAMI-3D aslı dizisi ve TSUNAMI modülü içerisinde bulunan TSUNAMI-IP yardımcı modülleri kullanılmıştır (Wieselquist, 2022). TSUNAMI-3D modülü; k_{eff} 'e ait duyarlılık katsayılarını üç boyutlu geometrilerde hesaplama yeteneğine sahip olduğu için tercih edilmiştir. TSUNAMI-3D, duyarlılık ve belirsizlik teorisinin nükleer sistemlere uygulanmasını kolaylaştıran bir dizi alt modülün çalışmasını otomatik olarak yöneten bir kontrol dizisi işlevi görür.

TSUNAMI-3D dizisi, KENO.Va transport çözücüsünü temel alarak ham nükleer veri belirsizliklerini sistem yanıtına yansıtan **Şekil 3.3**'te gösterildiği gibi sistematik bir akışla ilerlemektedir (Oak Ridge National Laboratory, 2024).



Şekil 3.3: Çok gruplu TSUNAMI-3D'nin genel akış diyagramı (Oak Ridge National Laboratory, 2024)

SCALE sistemi kullanılarak gerçekleştirilen bu analiz süreci, aşağıda işlem sırasıyla açıklanmaktadır:

- 1- Girdi hazırlama ve malzeme işleme: Analiz süreci, sistem geometrisinin ve malzeme kompozisyonlarının tanımlanmasıyla (sıcaklık, yoğunluk, izotopik bulunurluklar, ağırlık yüzdesi, hacim oranı gibi) başlar. **XSProc** modülü, sağlanan bu girdi verilerini okuyarak nükleer transport hesaplamalarında ihtiyaç duyulan atomik sayısal yoğunlukları ve ilgili nükleer bilgi setlerini üretir (Oak Ridge National Laboratory, 2024).
- 2- Örtük duyarlılıkların hesaplanması: Çok gruplu hesaplamalarda kullanılan tesir kesiti verileri, rezonans bölgelerindeki nötron etkileşimlerini doğru yansıtmak amacıyla öz-zırlama işleminden geçirilir. Sisteme ait malzeme yoğunluklarında veya diğer temel nükleer verilerde meydana gelen küçük bir değişim, bu öz-zırlama mekanizmasını dolaylı olarak etkilemektedir (Rearden vd., 2011). **BONAMIST** modülü, bu dolaylı etkileri matematiksel olarak takip eder ve örtük

hassasiyet bileşenlerini hesaplar (Oak Ridge National Laboratory, 2024). Modül tarafından üretilen bu veriler, duyarlılık analizinin eksiksiz yapılmasında kritiktir (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024).

- 3- İleri ve eşlenik transport çözümleri: Duyarlılık katsayılarının pertürbasyon teorisiyle hesaplanabilmesi için sistemin hem ileri(forward) hem de eşlenik(adjoint) nötron akısı çözümlerine ihtiyaç duyulur. Sistemin boyutuna göre tek boyutlu analizlerde XSDRNPM, üç boyutlu karmaşık geometrilerde ise Monte Carlo tabanlı KENOV.a veya KENO.VI çözücüleri kullanılır (Oak Ridge National Laboratory, 2024).
- 4- Duyarlılık katsayılarının üretimi: SAMS modülü, transport çözücülerden gelen ileri ve eşlenik akı momentlerini nükleer verilerle birleştirir. Bu adımda, her bir izotop, reaksiyon tipi ve enerji grubu için k-eff değerindeki yüzdesel değişimleri ifade eden duyarlılık katsayıları hesaplanır. Elde edilen bu veriler sdf uzantılı dosyalarda saklanır (Oak Ridge National Laboratory, 2024).
- 5- Belirsizlik yayılımı: SAMS tarafınsan üretilen duyarlılık vektörleri, nükleer veri kütüphanelerindeki hataları içeren kovaryans matrisi ile “Sandviç Kuralı” uygulanarak çarpılır (Oak Ridge National Laboratory, 2024). Bu işlem sonucunda, nükleer verideki temel fiziksel belirsizliklerin sistem yanıtı olan k-eff üzerindeki toplam etkisi bir varyans (σ_k^2) ve ardından bağıl standart sapma ($\% \Delta k/k$) olarak sonuçlanır (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024).

3.2.2. Nükleer veri kütüphaneleri

SCALE kod sistemi, nükleer transport hesaplamalarında ve duyarlılık/belirsizlik analizlerinde kullanılmak üzere ENDF tabanlı gelişmiş nükleer veri kütüphanelerini sunmaktadır. Bu kütüphaneler, nötron etkileşimlerini tanımlama biçimlerine ve enerji yapılarına göre; çok gruplu ve sürekli enerji kütüphaneleri olarak iki ana kategoriye ayrılırlar (Rearden vd., 2011). Tüm bu kütüphaneler, simülasyon tarafından duyarlılık katsayısı üretmek ve nükleer veri belirsizliklerinin k-eff gibi sistem yanıtları üzerindeki toplam etkisini nicelendirmek amacıyla merkezi bir veri kaynağı olarak kullanılır (Oak Ridge National Laboratory, 2024).

3.2.2.1 Çok gruplu kütüphaneler

238 ve 252 gruplu nükleer veri kütüphanelerini kapsamaktadır. Nötron enerji spektrumunu belli aralıklara bölerek transport denkleminin çözümünü standartlaştırmayı amaçlar (Rearden vd. 2011; Oak Ridge National Laboratory, 2024). ENDF/B-V7.0 (238 grup) kütüphanesi SCALE içerisinde pek çok standart analiz için temel teşkil eder. ENDF/B-V7.1 (252 grup) yapısı ise, daha genişletilmiş enerji gruplandırması ve iyileştirilmiş nükleer verilerle (kovaryans matrisleri gibi) analizlerin hassasiyetini arttırmak amacıyla kullanılır (Oak Ridge National Laboratory, 2024).

3.2.2.2 Sürekli enerji kütüphaneleri

Sürekli enerji kütüphaneler, etkileşim verilerini herhangi bir enerji gruplandırmasına abi tutmadan, tüm spektrum boyunca kesintisiz olarak sunar. Sürekli enerji kütüphanelerinin temel kullanım amacı, gruplandırmadan kaynaklanan yaklaşımsal hataları ortadan kaldırarak en yüksek doğrulukta sonuçlara ulaşmaktır (Oak Ridge National Laboratory, 2024). İçerisinde ENDF/B-V7.0 ve ENDF/B-V7.1 olarak ayrılırlar. İki sürüm arasındaki fark; nükleer verilerin fiziksel değerlendirmelerindeki güncellemeleri ve hata paylarını içeren kovaryans verilerindeki kapsamlı iyileştirmeleri temsil eder (Rearden vd., 2011).

Bu çalışma kapsamında; tüm yakıtlar için anlatılmakta olan 4 adet farklı kütüphane (238 gruplu, 252 gruplu, sürekli enerji kütüphaneleri) için hem duyarlılık hem de belirsizlik ölçümleri yapılmıştır.

4. BULGULAR

Bu bölümde, EVOL tasarımında kullanılan üç farklı yakıt kompozisyonu için ve MSFR reaktör türünde kullanılan farklı yakıt kompozisyonlarına ait duyarlılık ve belirsizlik analizlerinden elde edilen sonuçlar sunulmaktadır. Çalışmada kullanılan yakıt türleri; zenginleştirme oranı, % mol değişkenliği, tuz bileşimlerinin farklılığı, aktinit içeriği bakımından birbirinden farklılık gösterebilmektedir. Bu çeşitlilik, hesaplama sonucu elde edilen k -eff değerinde, nükleer reaksiyon türlerinde duyarlılık seviyesinde değişime ve belirsizlik ölçüm değerinde karşılaştırmalı olarak değerlendirilmesini sağlamıştır. Her bir yakıt kompozisyonu için, simülasyonların arka planında ENDF/B-VII.0 238 gruplu nükleer veri kütüphanesi kullanılmıştır. Simülasyonlarda, 2 tür sonuç hesaplanmıştır. İlk olarak enerjiye bağlı nötron makroskobik tesir kesitindeki pertürbasyonlar sonucu duyarlılık katsayılarının değişimi, ikincisi ise hesaplanan bu duyarlılık katsayılarının nükleer veri kütüphanesindeki duyarlılık verileriyle karşılaştırarak k -eff değerinin hesaplanmasında belirsizlik oluşturan nükleer reaksiyon çiftlerini tespit etmektir.

Duyarlılık analizi sonuçlarının görselleştirilmesinde, incelenen nükleer reaksiyonların büyüklükleri arasında geniş bir değer aralığı mevcuttur. Bu durum, veri kümelerinin homojen olmaması nedeniyle standart doğrusal (lineer) ölçekte sunulması durumunda, duyarlılığı yüksek olan ancak mutlak değeri grafikte kıyaslanan değerlere göre küçük olan reaksiyonların sıfır çizgisi üzerinde görünmez kalmasına neden olmaktadır. Bu nedenle, görselleştirme sorununun çözmek ve tüm reaksiyonların keff değerine etkisini analizin mertebesi dahilinde anlamlı bir şekilde karşılaştırabilmek amacıyla, duyarlılık katsayıları grafiğinin dikey ekseninde Logaritmik ölçek kullanılmıştır. Logaritmik ölçek, veriyi 10'un kuvvetlerine göre ölçeklendirerek, büyük ve küçük değerlerin aynı anda net bir şekilde sunulmasını sağlayarak tüm reaksiyonların göreceli önemini ön plana çıkarmaktadır.

Duyarlılık katsayıları negatif değer olan nükleer reaksiyonlar logaritmik ölçeğin özelliğinden kaynaklı olarak çizilememesi nedeniyle, bu katsayıların mutlak değerleri kullanılmıştır. Bu yaklaşım, söz konusu nükleer reaksiyonların keff üzerindeki etkisinin büyüklüğünü diğer tüm nükleer reaksiyonlarla karşılaştırma imkânı sunar. Reaksiyonların keff üzerinde arttırıcı mı, yoksa azaltıcı yönde mi etki ettiği bilgisine erişmek için, grafikte pozitif duyarlılık katsayıları (keff değerini arttırıcı) yeşil, negatif duyarlılık katsayıları (keff değerini azaltıcı) kırmızı renk ile sunulmuştur.

Yeşil renkten sarı renge doğru ilerleyen grafikler ise, keff değerine en yüksek pozitif duyarlılık katsayısından, en az pozitif duyarlılık katsayısından doğru ilerlediğini belirtmektedir. Kırmızı renkten sarı renge doğru ilerleyen grafikler ise, keff değerine en yüksek negatif duyarlılık katsayısından, en az negatif duyarlılık katsayısından doğru ilerlediğini belirtmektedir.

Yakıtlar içerisindeki fisil nüklidlere ait grafikler için, koyu yeşil renkler pozitif duyarlılık katsayılarını, kırmızı renkler negatif duyarlılık katsayılarını temsil etmektedir.



4.1. Yakıtların Duyarlılık ve Belirsizlik Analiz Sonuçları

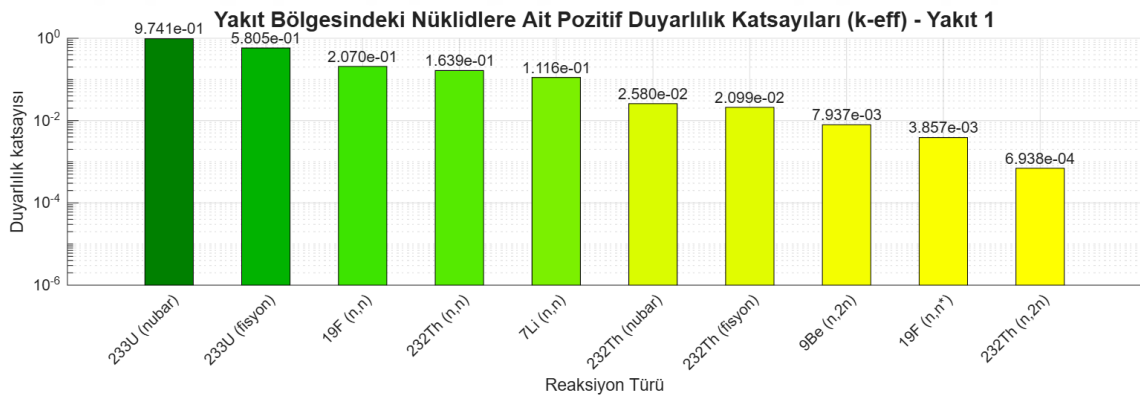
4.1.1. U-233 yakıt grubu

U-233 yakıt grubunda, Şekil 4.1, Şekil 4.4 ve Şekil 4.7’deki grafikler için en yüksek pozitif duyarlılık katsayısı ^{233}U (nubar) değerine aittir. Bu değer, k-eff değerinin hesaplanmasında nötron üretimini doğrudan etkilemesi nedeniyle en yüksek sonuçlanmıştır. Reaksiyon açısından, en yüksek pozitif duyarlılık katsayılarının sırasıyla U-233(fisyon), Th-232(n, n) ve ^{19}F (n, n) reaksiyonlarına aittir.

Bu gruptaki yakıtlar için negatif duyarlılık katsayılarına bakıldığında; Th-232(n, γ), U-233 (n, γ) reaksiyonları epitermal-hızlı enerji aralığında tesir kesitleri oldukça yüksek olduğu için, sırasıyla Th-232(n, γ), U-233 (n, γ) reaksiyonları için en yüksek değerdedir. Belirsizliğe en fazla katkı yapan reaksiyonlar ise; U-233 (fisyon) ve Th-232(n, γ) reaksiyon çiftleridir ve belirsizlik değerleri %3 değerlerinde bulunmuştur.

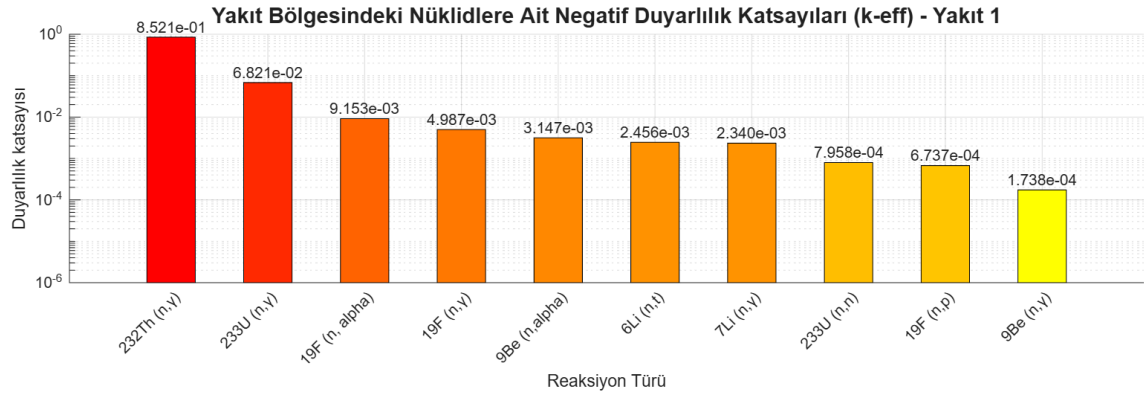
4.1.1.1 Yakıt 1 duyarlılık katsayısı sonuçları

Pozitif duyarlılık açısından Şekil 4.1’de U-233 nüklidi nubar ve fisyon reaksiyonları baskındır.



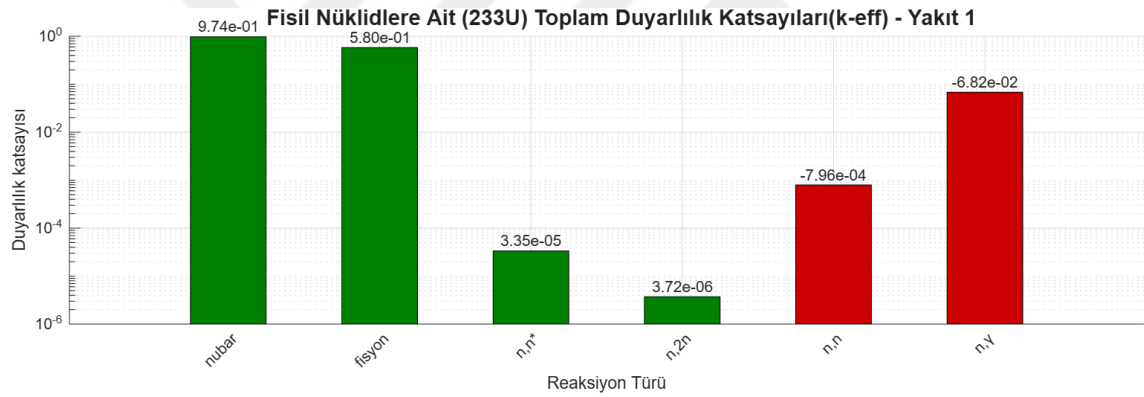
Şekil 4.1: Yakıt 1 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği

Şekil 4.2’de, en yüksek negatif duyarlılık katsayılarının Th-232 ve U-233 nüklidlerinin (n,γ) reaksiyonlarına aittir.



Şekil 4.2:Yakıt 1 negatif duyarlılık katsayısı grafiği

Şekil 4.3’de yakıt 1 içeriğindeki başlangıç yakıtı tek fisil nüklid olan U-233’e ait pozitif duyarlılık katsayısı sonuçlarında, baskın olan değerler ve reaksiyonlar nubar ve fisyon, negatif duyarlılıkta baskın olanlar ise (n,n) ve (n,γ) reaksiyonlarıdır.



Şekil 4.3:Yakıt 1 fisil nüklid duyarlılık katsayısı grafiği

4.1.1.2 Yakıt 1 belirsizlik ölçüm sonuçları

Tesir kesiti kovaryans verilerinden kaynaklanan keff'in bağıl standart sapması (% $\Delta k/k$); 3,1503 +/- 0,0021 % $\Delta k/k$ olarak sonuçlanmıştır.

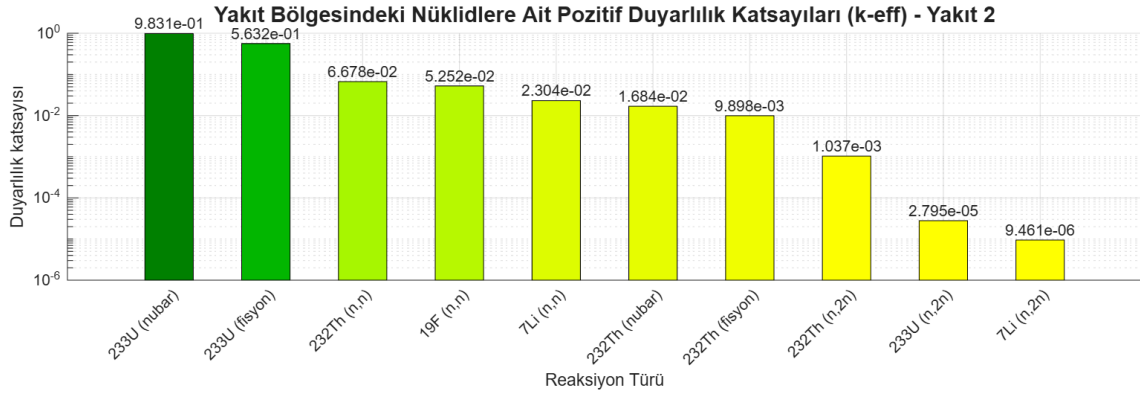
Bireysel enerji kovaryans matrislerinin keff 'teki belirsizliğe (% $\Delta k/k$) katkıları (azalan yönde) Tablo 4.1 'de gösterilmektedir. Belirsizliğe en yüksek katkısı olan nüklid-reaksiyon çifti U-233(fisyon)- U-233(fisyon)'dur. Ayrıca, Yakıt 1'in alındığı reaktör termal spektrumda çalışması olması nedeniyle, nötronlar termal enerjilere düşerken rezonans bölgelerinden ciddi oranda etkilenir. Bu sebeple, bu yakıt grubunda en yüksek belirsizlik değerine (3,1503 +/- 0,0021 % $\Delta k/k$) sahip olan yakıttır.

Tablo 4.1:Yakıt 1 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri

Nüklid-reaksiyon	Nüklid-reaksiyon	Belirsizliğe yüzdece katkısı (% $\Delta k/k$)
233U fission	233U fission	2.8323E+00 $\pm$ 1.4343E-03
232Th n,gamma	232Th n,gamma	1.0681E+00 $\pm$ 2.7012E-04
7Li elastic	7Li elastic	5.4854E-01 $\pm$ 9.7493E-04
232Th elastic	232Th elastic	4.7250E-01 $\pm$ 1.0904E-04
19F elastic	19F elastic	3.0654E-01 $\pm$ 1.0948E-03
233U nubar	233U nubar	2.7279E-01 $\pm$ 8.6594E-07
233U elastic	233U fission	1.8877E-01 $\pm$ 5.3057E-05
233U n,gamma	233U n,gamma	1.6315E-01 $\pm$ 1.5100E-06
232Th elastic	232Th n,gamma	-1.6107E-01 $\pm$ 4.3644E-05
9Be elastic	9Be elastic	1.1622E-01 $\pm$ 1.0045E-04

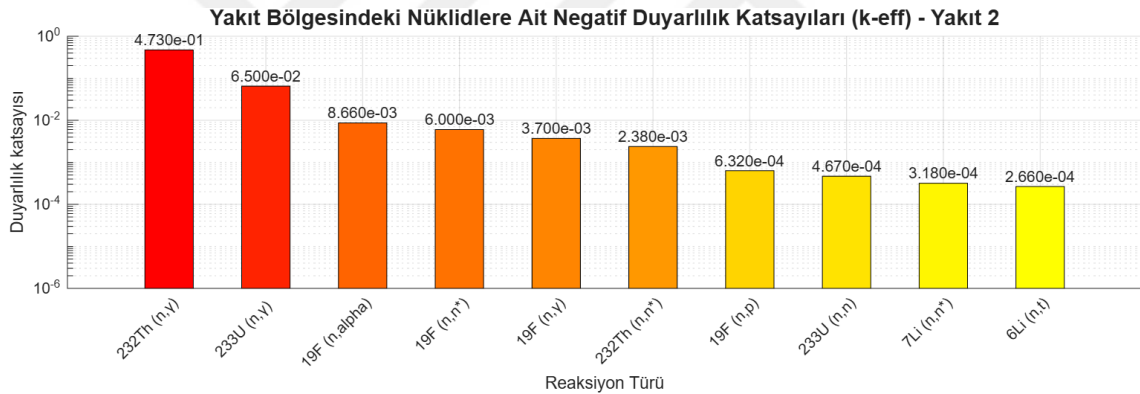
4.1.1.3 Yakıt 2 duyarlılık katsayısı sonuçları

Şekil 4.4’de en yüksek pozitif duyarlılık katsayıları U-233 nüklidinin nubar değeri ve fisyon reaksiyonlarına aittir.



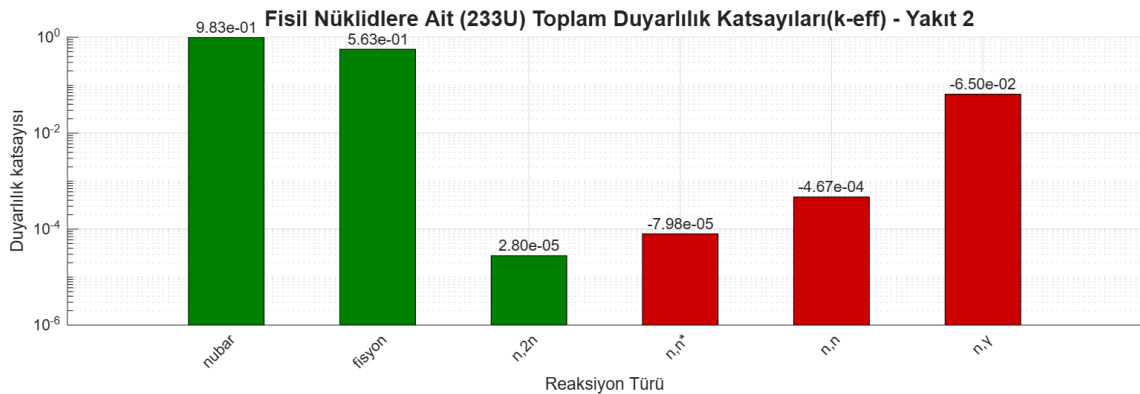
Şekil 4.4:Yakıt 2 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği

Şekil 4.5 ‘te negatif duyarlılık katsayı sonuçları için, en yüksek değerlerin Th-232 ve U-233 nüklidlerinin (n,γ) reaksiyonlarına ait olduğu görülmektedir.



Şekil 4.5:Yakıt 2 negatif duyarlılık katsayısı grafiği

Yakıt 1’deki Şekil 4.3’e bakıldığında hem pozitif hem negatif duyarlılık katsayılarının aynı reaksiyonlar olduğu görülmektedir.



Şekil 4.6:Yakıt 2 fisil nüklid duyarlılık katsayısı grafiği

4.1.1.4 Yakıt 2 belirsizlik ölçüm sonuçları

Tesir kesiti kovaryans verilerinden kaynaklanan keff'in bağıl standart sapması (% $\Delta k/k$); 3.1129 +/- 0.0032 % $\Delta k/k$ olarak sonuçlanmıştır.

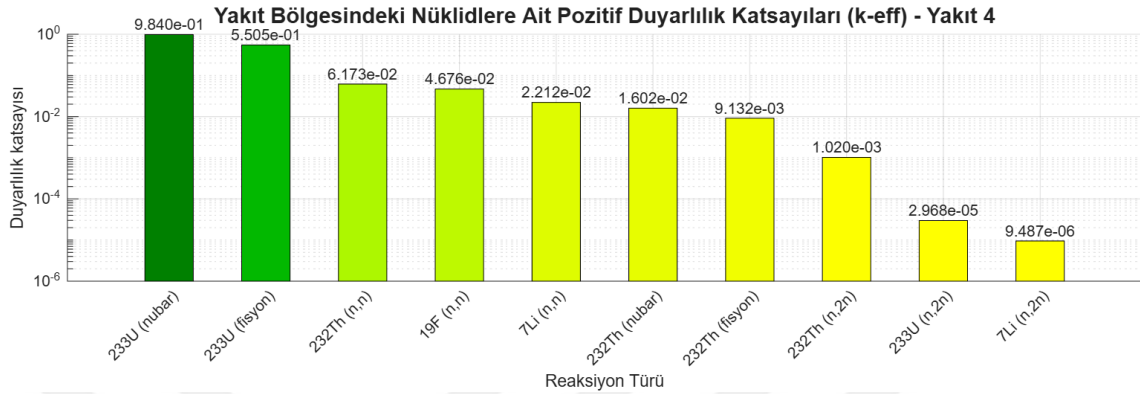
Bireysel enerji kovaryans matrislerinin keff 'teki belirsizliğe (% $\Delta k/k$) katkıları (azalan yönde) Tablo 4.2'de gösterilmektedir. Tablodaki sonuçlara göre, belirsizliğe en yüksek katkısı olan nüklid-reaksiyon çifti U-233(fisyon)- U-233(fisyon) olduğu tespit edilmiştir.

Tablo 4.2:Yakıt 2 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri

Nüklid-reaksiyon	Nüklid-reaksiyon	Belirsizliğe yüzdece katkısı (% $\Delta k/k$)
233U fission	233U fission	2.9579E+00 $\pm$ 3.0427E-03
232Th n,gamma	232Th n,gamma	6.6758E-01 $\pm$ 1.1394E-04
233U n,gamma	233U n,gamma	4.2412E-01 $\pm$ 3.5441E-05
233U nubar	233U nubar	3.7895E-01 $\pm$ 1.9063E-06
233U elastic	233U fission	3.3926E-01 $\pm$ 1.9581E-04
232Th elastic	232Th elastic	1.5956E-01 $\pm$ 4.3371E-05
7Li elastic	7Li elastic	1.1612E-01 $\pm$ 2.3704E-04
19F elastic	19F elastic	8.5619E-02 $\pm$ 4.0199E-04
19F n,n'	19F n,n'	6.4029E-02 $\pm$ 7.2181E-04
19F n,alpha	19F n,alpha	6.0133E-02 $\pm$ 3.5684E-06

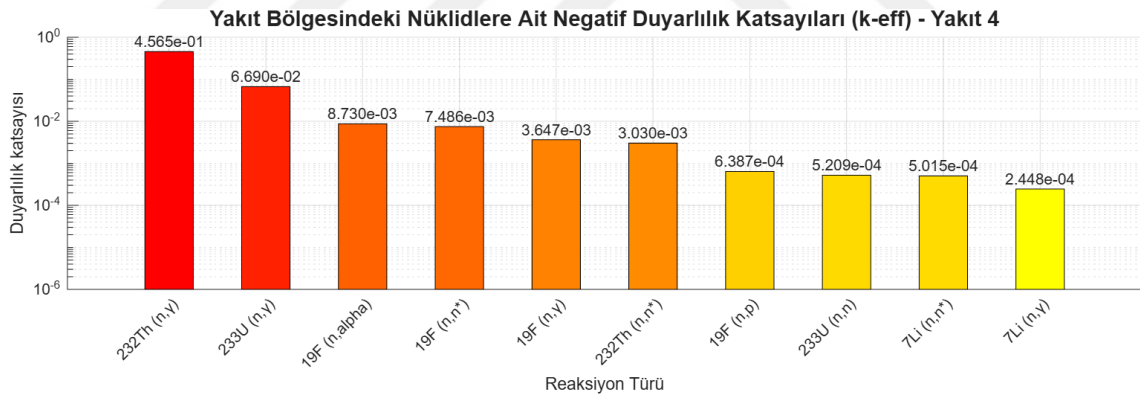
4.1.1.5 Yakıt 4 duyarlılık katsayısı sonuçları

Yakıt 4 için, Şekil 4.7’de en yüksek pozitif duyarlılık katsayılarının yakıt 1 ve yakıt 2 sonuçları ile benzer şekilde U-233’ün nubar değeri ve fisyon reaksiyonlarına ait olduğu görülmektedir.



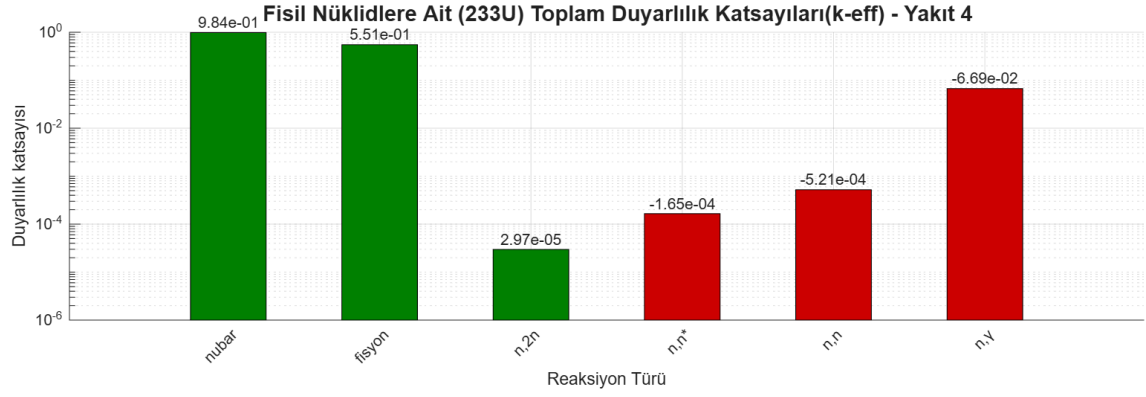
Şekil 4.7:Yakıt 4 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği

Şekil 4.8’de baskın negatif duyarlılık katsayıları Th-232, U-233 nüklidlerinin (n,γ) reaksiyonlarıdır.



Şekil 4.8:Yakıt 4 negatif duyarlılık katsayısı grafiği

Şekil 4.9 fisil yakıt (U-233) sonuçlarında ise, nubar değeri ve fisyon reaksiyonunun pozitif duyarlılık katsayısının, (n,n) ve (n,γ) reaksiyonlarının baskın negatif duyarlılık katsayısının olduğu tespit edilmiştir.



Şekil 4.9:Yakıt 4 fisil nüklid duyarlılık katsayısı grafiği

4.1.1.6 Yakıt 4 belirsizlik ölçüm sonuçları

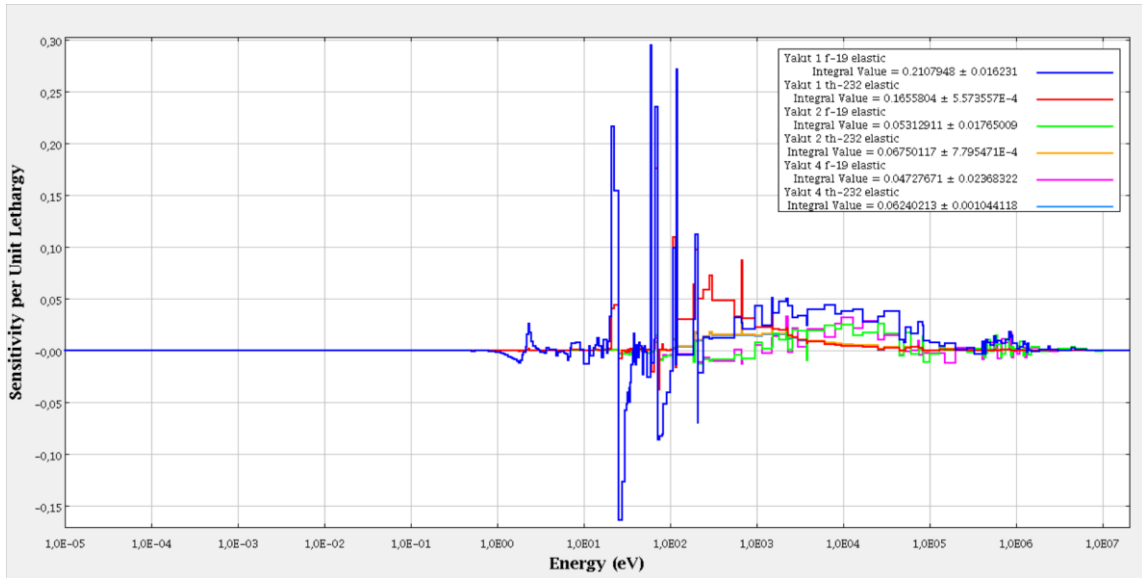
Tesir kesiti kovaryans verilerinden kaynaklanan keff'in bağıl standart sapması ($\% \Delta k/k$) ; $3.0055 \pm 0.0045 \%$ $\Delta k/k$ olarak sonuçlanmıştır. Bireysel enerji kovaryans matrislerinin keff 'teki belirsizliğe ($\% \Delta k/k$) katkıları (azalan yönde) Tablo 4.3'de gösterilmektedir. Tabloda ilk sırada bulunan U-233(fisyon)-U-233(fisyon) nüklid-reaksiyon çifti belirsizlik üzerinde en yüksek katkıyı yapmaktadır.

Tablo 4.3:Yakıt 4 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri

Nüklid-reaksiyon	Nüklid-reaksiyon	Belirsizliğe yüzdece katkısı ($\% \Delta k/k$)
233U fission	233U fission	$2.8465E+00 \pm 4.1810E-03$
232Th n,gamma	232Th n,gamma	$6.4965E-01 \pm 1.5535E-04$
233U n,gamma	233U n,gamma	$4.4521E-01 \pm 5.6801E-05$
233U nubar	233U nubar	$3.7740E-01 \pm 2.5409E-06$
233U elastic	233U fission	$3.3458E-01 \pm 2.7229E-04$
232Th elastic	232Th elastic	$1.4767E-01 \pm 5.5787E-05$
7Li elastic	7Li elastic	$1.1307E-01 \pm 3.4759E-04$
19F elastic	19F elastic	$8.0558E-02 \pm 6.2620E-04$
19F n,n'	19F n,n'	$7.8857E-02 \pm 1.3722E-03$
19F n,alpha	19F n,alpha	$6.0599E-02 \pm 4.8291E-06$

4.1.1.7 U-233 yakıt grubu F-19 ve Th-232 duyarlılık katsayısı kıyaslaması

Şekil 4.10'da Javapeno arayüzü ile oluşturulan enerjiye bağlı duyarlılık analizi grafiği incelendiğinde yakıt 1 termal MSBR reaktöründe, F-19(n, n) reaksiyonunun pozitif duyarlılığı Th-232(n, n) reaksiyonuna kıyasla daha yüksektir. Ancak, hızlı spektrumlu reaktör yakıtlarında (Yakıt 2 ve Yakıt 4) durum tam zıttıdır. Bunun nedeni flor, termal reaktörlerde toryuma kıyasla orta hafif kütleliyle nötronları yavaşlatarak, sistemin reaktivitesine doğrudan pozitif katkı yapar.

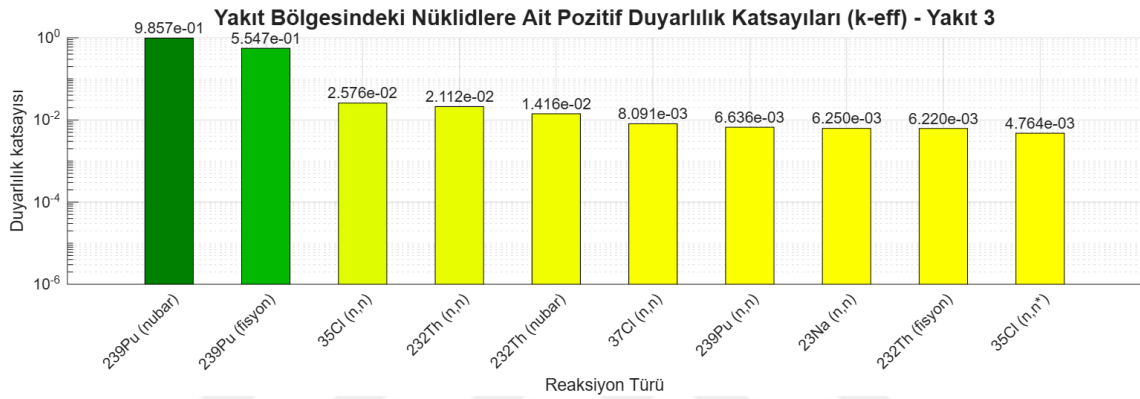


Şekil 4.10:F-19 ve Th-232 elastik saçılma reaksiyonları duyarlılık kıyaslaması

4.1.2. Pu-239 yakıt Grubu

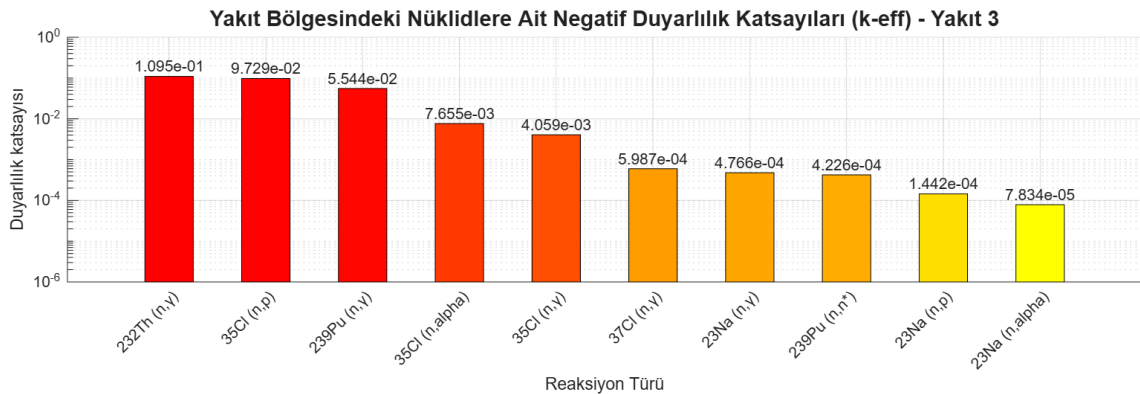
4.1.2.1 Yakıt 3 duyarlılık katsayısı sonuçları

Şekil 4.11’de en yüksek pozitif duyarlılık katsayıları Pu-239 (nubar) değerine, Pu-239 (fısyon) ve Cl-35(n, n) reaksiyonlarına aittir. Kritik olan sonuç, Cl-35(n, n) ve Cl-37(n, n) reaksiyonlarının fisil malzeme olan Pu-239’un diğer reaksiyonlarını eleyerek ön sıralarda bulunmasıdır. Bunun asıl nedeni; Cl-35 epitermal-hızlı nötron enerji bölgesinde rezonans bölgesinin geniş bir spektrumda yer almasından ve bu nedenle nötronlarla etkileşim olasılığının yüksek olmasından kaynaklanır.



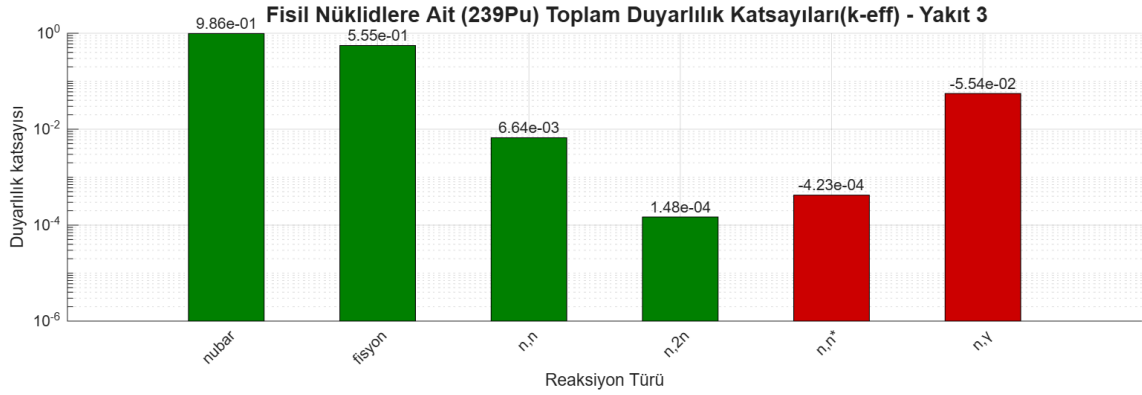
Şekil 4.11: Yakıt 3 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği

Negatif duyarlılık katsayıları açısından; Şekil 4.12’de genel açıdan (n, γ) reaksiyonlarının baskın olduğu görülmektedir. Dikkat edilmesi gereken kanta, Cl-35 (n, p) reaksiyonunun 2. Sırada en yüksek değerde olmasıdır. Bu durumun nedeni, bir önceki paragrafta anlatılan bilgiye benzer şekilde reaktörün çalıştığı enerji aralığında (epitermal-hızlı) rezonans bölgelerinin yüksek oranda olmasından kaynaklanır.



Şekil 4.12: Yakıt 3 negatif duyarlılık katsayısı grafiği

Şekil 4.13’de yakıt 3 için fisil nüklid olan Pu-239 için pozitif duyarlılık katsayısında nubar değeri ve fisyon reaksiyonu, negatif duyarlılık katsayısında (n,n^*) ve (n,γ) reaksiyonları baskın rol oynamaktadır.



Şekil 4.13:Yakıt 3 fisil nüklid duyarlılık katsayısı grafiği

4.1.2.1 Yakıt 3 belirsizlik ölçüm sonuçları

Tesir kesiti kovaryans verilerinden kaynaklanan keff’in bağıl standart sapması ($\% \Delta k/k$) ; 1.0293 +/- 0.0038 $\% \Delta k/k$ olarak sonuçlanmıştır.

Bireysel enerji kovaryans matrislerinin keff ‘teki belirsizliğe ($\% \Delta k/k$) katkıları (azalan yönde) Tablo 4.4’de gösterilmektedir. Belirsizlik ölçümünde; en yüksek katkıyı oluşturan nüklid-reaksiyon çiftine bakıldığında Cl-35 (n, p)-Cl-35 (n, p) reaksiyon çiftidir. Bu beklenmeyen bir durumdur, çünkü yakıt 3 dışındaki diğer 6 yakıtın belirsizlik tablosunda ilk sırada fisil nüklidlerin reaksiyonu bulunur. Bu nedenle, Cl-35 (n, p) reaksiyonunun hem duyarlılık katsayısı hem de belirsizlik değeri kıyaslanabilir ölçüde yüksek olduğu için bu yakıtın kullanılabilmesi açısından dikkate alınması gerektiğini belirtir.

Tablo 4.4: Yakıt 3 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri

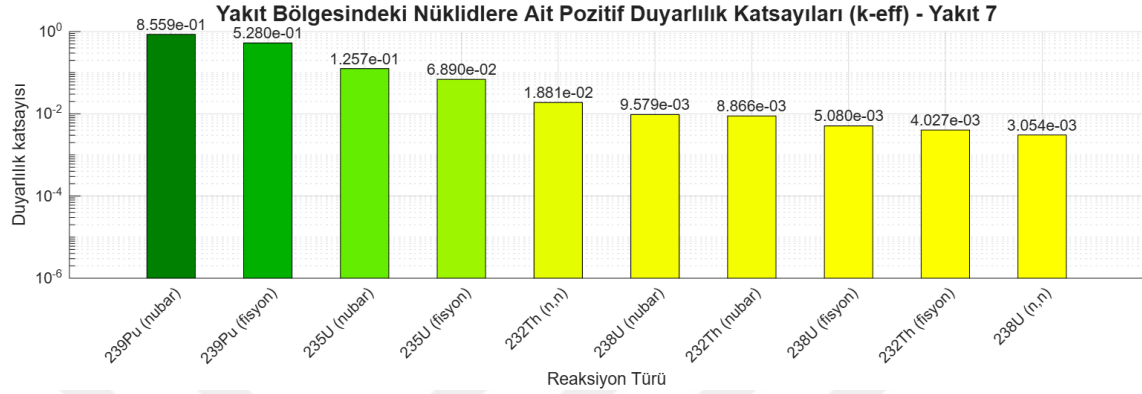
Nüklid-reaksiyon	Nüklid-reaksiyon	Belirsizliğe yüzdece katkısı (% $\Delta k/k$)
^{35}Cl n,p	^{35}Cl n,p	$6.8140\text{E-}01 \pm 2.6423\text{E-}03$
^{232}Th n,gamma	^{232}Th n,gamma	$6.1250\text{E-}01 \pm 6.1652\text{E-}04$
^{239}Pu n,gamma	^{239}Pu n,gamma	$3.6993\text{E-}01 \pm 3.5205\text{E-}04$
^{239}Pu fission	^{239}Pu fission	$2.4157\text{E-}01 \pm 7.3171\text{E-}05$
^{232}Th elastic	^{232}Th n,gamma	$-9.6816\text{E-}02 \pm 1.6940\text{E-}04$
^{239}Pu nubar	^{239}Pu nubar	$8.4646\text{E-}02 \pm 7.7318\text{E-}07$
^{232}Th n,n'	^{232}Th n,n'	$7.1378\text{E-}02 \pm 1.9074\text{E-}03$
^{239}Pu n,n'	^{239}Pu elastic	$7.0122\text{E-}02 \pm 4.2802\text{E-}04$
^{239}Pu n,n'	^{239}Pu n,n'	$6.7174\text{E-}02 \pm 1.3228\text{E-}03$
^{239}Pu chi	^{239}Pu chi	$6.2981\text{E-}02 \pm 5.2502\text{E-}07$

Hem U-233 yakıt grubu hem de Pu-239 yakıt grubu için; yalnızca fisil nüklidlere ait grafiklerde en yüksek pozitif duyarlılık katsayısı nubar değeri ve fisyon reaksiyonu; en yüksek negatif duyarlılık katsayısı (n, γ) ve (n, n*) reaksiyonlarıdır.

4.1.3. U-Pu yakıt grubu

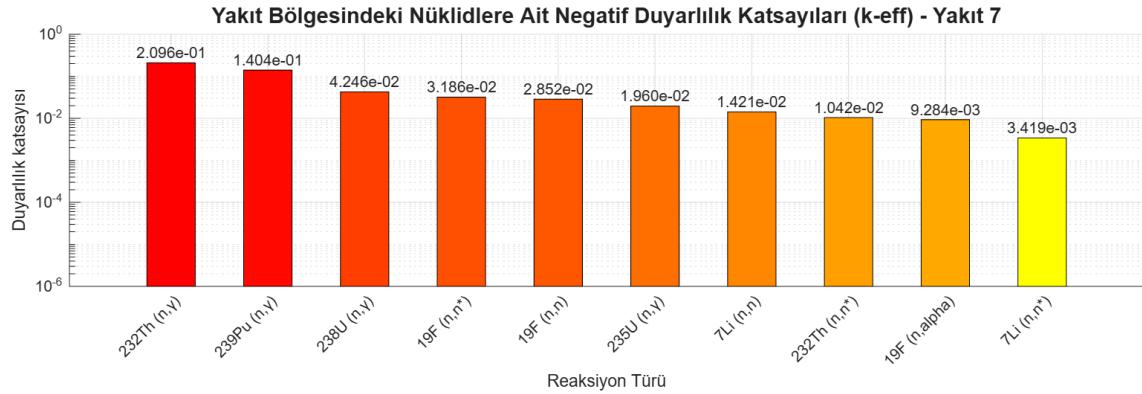
4.1.3.1 Yakıt 7 duyarlılık katsayısı sonuçları

Şekil 4.14’de yakıt 7 için en yüksek pozitif duyarlılık katsayısı Pu-239 (nubar) değeri ve Pu-239 (fisyon) reaksiyonuna aittir.



Şekil 4.14:Yakıt 7 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği

Şekil 4.15’de negatif duyarlılık katsayıları ise Th-232, Pu-239,U-238 nüklidlerinin (n,γ) reaksiyonlarına aittir. Dikkat çeken kısım hem pozitif hem negatif duyarlılık katsayısı grafiklerinde fisil nüklid reaksiyonlarının baskın olmasıdır.



Şekil 4.15:Yakıt 7 negatif duyarlılık katsayısı grafiği

4.1.3.2 Yakıt 7 belirsizlik ölçüm sonuçları

Tesir kesiti kovaryans verilerinden kaynaklanan keff'in bağıl standart sapması (% $\Delta k/k$); 1.0726 +/- 0.0133 % $\Delta k/k$ olarak sonuçlanmıştır.

Bireysel enerji kovaryans matrislerinin keff 'teki belirsizliğe (% $\Delta k/k$) katkıları (azalan yönde) Tablo 4.5'de gösterilmektedir. Belirsizlik ölçümünde en yüksek katkıyı yapan nüklid-reaksiyon çifti ise, Pu-239 (n, γ)- Pu-239 (n, γ) 'dır.

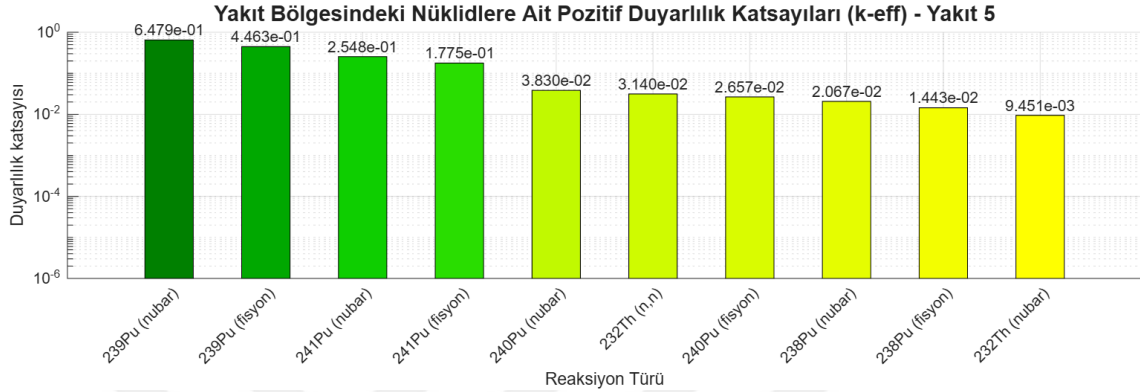
Tablo 4.5:Yakıt 7 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri

Nüklid-reaksiyon	Nüklid-reaksiyon	Belirsizliğe yüzdece katkısı (% $\Delta k/k$)
239Pu n,gamma	239Pu n,gamma	8.6061E-01 $\pm$ 2.1171E-03
235U n,gamma	235U n,gamma	3.9575E-01 $\pm$ 2.7177E-04
232Th n,gamma	232Th n,gamma	3.3781E-01 $\pm$ 1.5595E-04
239Pu fission	239Pu fission	2.3007E-01 $\pm$ 5.8713E-05
19F n,n'	19F n,n'	2.2485E-01 $\pm$ 1.0925E-02
19F elastic	19F elastic	1.0061E-01 $\pm$ 5.3101E-03
19F n,n'	19F elastic	-8.8998E-02 $\pm$ 4.8884E-03
239Pu nubar	239Pu nubar	8.4756E-02 $\pm$ 6.2643E-07
239Pu chi	239Pu chi	8.3379E-02 $\pm$ 3.3854E-07
238U n,gamma	238U n,gamma	7.4062E-02 $\pm$ 9.5452E-06

4.1.4. TRU yakıt grubu

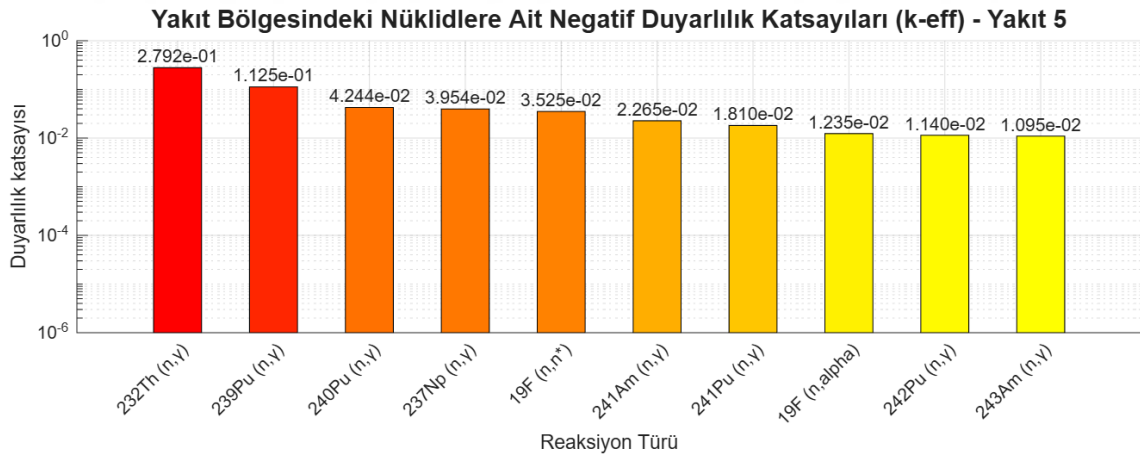
4.1.4.1 Yakıt 5 duyarlılık katsayısı sonuçları

Yakıt 5 için, Şekil 4.16’da en yüksek pozitif duyarlılık katsayısının Pu-239(nubar) değeri ve Pu-239 (fisyon) reaksiyonudur. Grafiğe genel açıdan bakıldığında Pu elementinin izotop reaksiyonlarının baskın olduğu görülmektedir.



Şekil 4.16:Yakıt 5 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği

Negatif duyarlılık katsayısında ise; Şekil 4.17’de Th-232(n, γ) ve Pu-239(n, γ) reaksiyonların en yüksek değerdedir.



Şekil 4.17:Yakıt 5 negatif duyarlılık katsayısı grafiği

4.1.4.1 Yakıt 5 belirsizlik ölçüm sonuçları

Tesir kesiti kovaryans verilerinden kaynaklanan keff'in bağıl standart sapması (% $\Delta k/k$) ; 0.8258 +/- 0.0140 % $\Delta k/k$ olarak sonuçlanmıştır.

Bireysel enerji kovaryans matrislerinin keff 'teki belirsizliğe (% $\Delta k/k$) katkıları (azalan yönde) Tablo 4.6'da gösterilmektedir. Belirsizlik ölçümünde en yüksek katkıyı yapan nüklid-reaksiyon çifti ise U-Pu yakıt gurubunda olduğu gibi Pu-239 (n, γ)- Pu-239 (n, γ) 'tır.

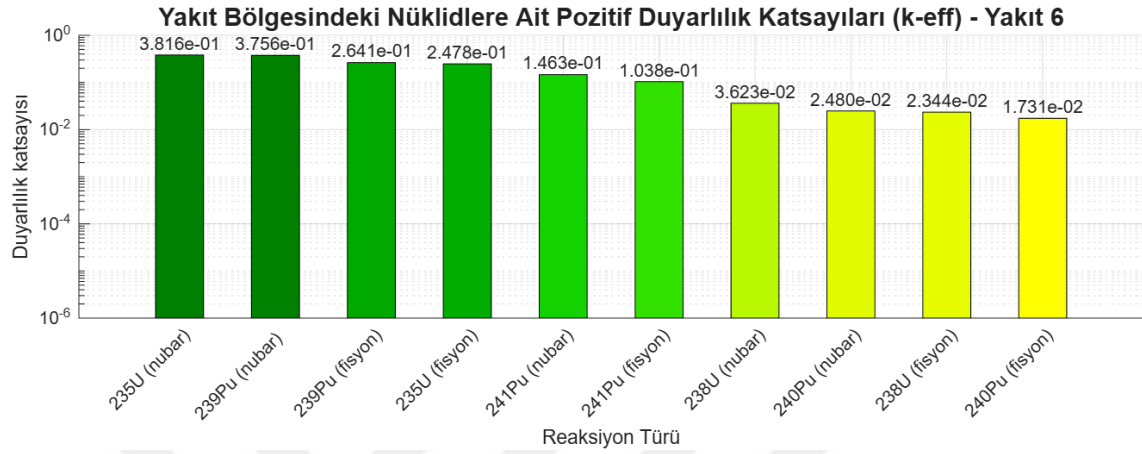
Tablo 4.6:Yakıt 5 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri

Nüklid-reaksiyon	Nüklid-reaksiyon	Belirsizliğe yüzdece katkısı (% $\Delta k/k$)
239Pu n,gamma	239Pu n,gamma	4.6951E-01 $\pm$ 5.8796E-04
232Th n,gamma	232Th n,gamma	3.7675E-01 $\pm$ 2.8659E-04
237Np n,gamma	237Np n,gamma	3.3229E-01 $\pm$ 1.5231E-04
239Pu fission	239Pu fission	2.4661E-01 $\pm$ 8.6817E-05
19F n,n'	19F n,n'	2.3602E-01 $\pm$ 1.1035E-02
241Pu n,gamma	241Pu n,gamma	1.4541E-01 $\pm$ 3.3872E-05
241Pu fission	241Pu fission	1.3633E-01 $\pm$ 2.2280E-05
19F elastic	19F elastic	1.1211E-01 $\pm$ 6.3655E-03
19F n,n'	19F elastic	-9.7970E-02 $\pm$ 5.6370E-03
239Pu fission	239Pu n,gamma	-8.9678E-02 $\pm$ 1.1401E-05

4.1.5. U-TRU yakıt grubu

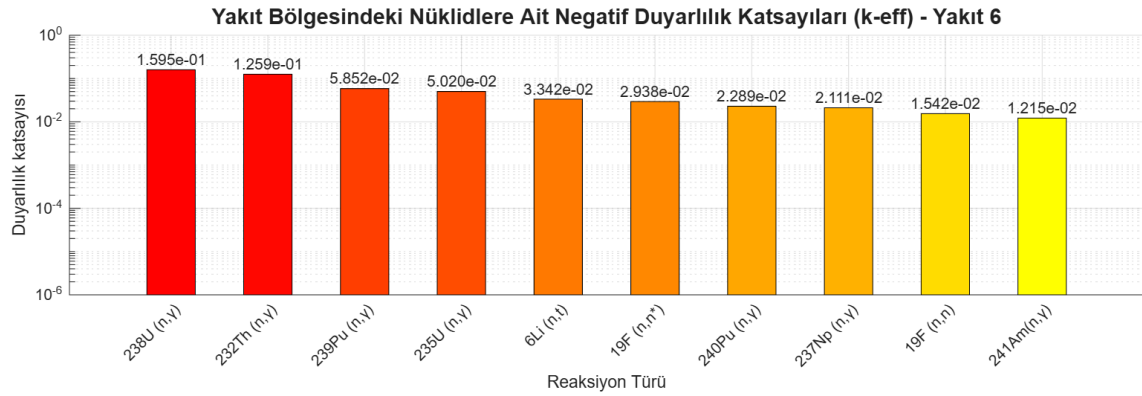
4.1.5.1 Yakıt 6 duyarlılık katsayısı sonuçları

Şekil 4.18’de pozitif duyarlılık katsayısı en yüksek olan, U-235 (nubar) ve Pu-239 (nubar) değerleridir.



Şekil 4.18:Yakıt 6 pozitif duyarlılık katsayısı grafiği

Negatif duyarlılık katsayısında ise, Şekil 4.19’da en yüksek değerler U-238 (n, γ) ve Th-232(n, γ) reaksiyonlarıdır.



Şekil 4.19:Yakıt 6 negatif duyarlılık katsayısı grafiği

4.1.5.2 Yakıt 6 belirsizlik ölçüm sonuçları

Tesir kesiti kovaryans verilerinden kaynaklanan keff'in bağıl standart sapması (% $\Delta k/k$) ; 1.0234 +/- 0.0072 % $\Delta k/k$ olarak sonuçlanmıştır.

Bireysel enerji kovaryans matrislerinin keff 'teki belirsizliğe (% $\Delta k/k$) katkıları (azalan yönde) Tablo 4.7'de gösterilmektedir. Belirsizlik ölçümünde en yüksek katkıyı yapan nüklid-reaksiyon çifti ise, U-235 (n, γ)- U-235 (n, γ) 'tır.

Tablo 4.7:Yakıt 6 için belirsizliği oluşturan nüklid-reaksiyon çiftleri

Nüklid-reaksiyon	Nüklid-reaksiyon	Belirsizliğe yüzde katkı (% $\Delta k/k$)
235U n,gamma	235U n,gamma	8.1704E-01 $\pm$ 9.0184E-04
238U n,gamma	238U n,gamma	2.8907E-01 $\pm$ 1.1225E-04
239Pu n,gamma	239Pu n,gamma	2.8731E-01 $\pm$ 1.8291E-04
19F n,n'	19F n,n'	2.0615E-01 $\pm$ 6.0510E-03
237Np n,gamma	237Np n,gamma	1.8642E-01 $\pm$ 3.7409E-05
232Th n,gamma	232Th n,gamma	1.7228E-01 $\pm$ 4.2764E-05
235U fission	235U fission	1.3561E-01 $\pm$ 2.2190E-05
239Pu fission	239Pu fission	1.3463E-01 $\pm$ 1.7275E-05
238U n,n'	238U n,n'	1.1073E-01 $\pm$ 2.9624E-04
19F n,n'	19F elastic	-8.4272E-02 $\pm$ 2.7703E-03

Bazı yakıt grupları için pozitif duyarlılık katsayısı grafiklerinde Th-232 (fisyon) reaksiyonunun görünmesi ilginç bir durumdur. Çünkü, Th-232 fertil bir nüklid olarak bilinir. Ancak, hızlı enerji aralığında fisyon yapabilme özelliği sayesinde önemli bir konuma sahiptir.

Cl ve Li Tuzları İçeren Bazı Yakıtların İzotopik Değişimi

4.1.6. Li içerikli yakıt

Tablo 4.8’de kritik altı keff değerine sahip yakıt 2 için; zenginleştirilmiş Li yerine doğal Li kullanılması hem keff ’in değerini düşürmesi hem de belirsizliği arttırması nedeniyle “olmasa da olur” denilebilecek bir sonuç vermiştir. Fakat, zenginleştirilmiş Cl kullanılması, keff değerinde ciddi oranda değişiklik göstermese de belirsizliği yaklaşık olarak %43 düşürmüştür.

Tablo 4.8: Yakıt 2 için Li-Cl tuz değişimi sonuçları

Yakıt adı	Tuz türü	İzotopik durum	keff değeri	Duyarlılık değeri	Belirsizlik ölçümü ($\Delta k/k$)
Yakıt-2 (kritik altı)	Li	Doğal	0.78824	0.123	3.2367
		Zenginleştirilmiş	0.976617	0.155	3.1129
	Cl	Doğal	0.74391	0.365	2.1421
		Zenginleştirilmiş	0.86882	0.394	1.8202

4.1.7. Cl içerikli yakıt

Tablo 4.9'da kritik üstü keff değerindeki yakıt 3 için; doğal Cl kullanımı yerine doğal Li kullanılması durumunda hem k-eff değerini hem duyarlılığı hem de belirsizliği düşürdüğü görülmektedir. Benzer durumlar, zenginleştirilmiş Li için de geçerlidir. Doğal Cl yerine zenginleştirilmiş Cl kullanımı durumunda ise, keff değerinde belirgin bir atış ve belirsizlikte düşüş meydana gelmiştir.

Tablo 4.9: Yakıt 3 için Li-Cl tuz değişimi sonuçları

Yakıt adı	Tuz türü	İzotopik durum	keff değeri	Duyarlılık değeri	Belirsizlik ölçümü ($\Delta k/k$)
Yakıt-3 (kritik üstü)	Li	Doğal	1.40773	0.193	0.9251
		Zenginleştirilmiş	1.46771	0.201	1.0322
	Cl	Doğal	1.36389	0.364	1.0293
		Zenginleştirilmiş	1.51468	0.397	0.8090

Hem kritik altı hem de kritik üstü hızlı spektrumlu reaktörlerde belirsizliğin düşürülmesi ve güvenilirliğin yüksek olması için zenginleştirilmiş Cl kullanımının iyi bir alternatif olabileceği sonucuna ulaşılmıştır.

4.2. Tüm Yakıtlar İçin Kütüphaneler Arası Belirsizlik Ölçümleri

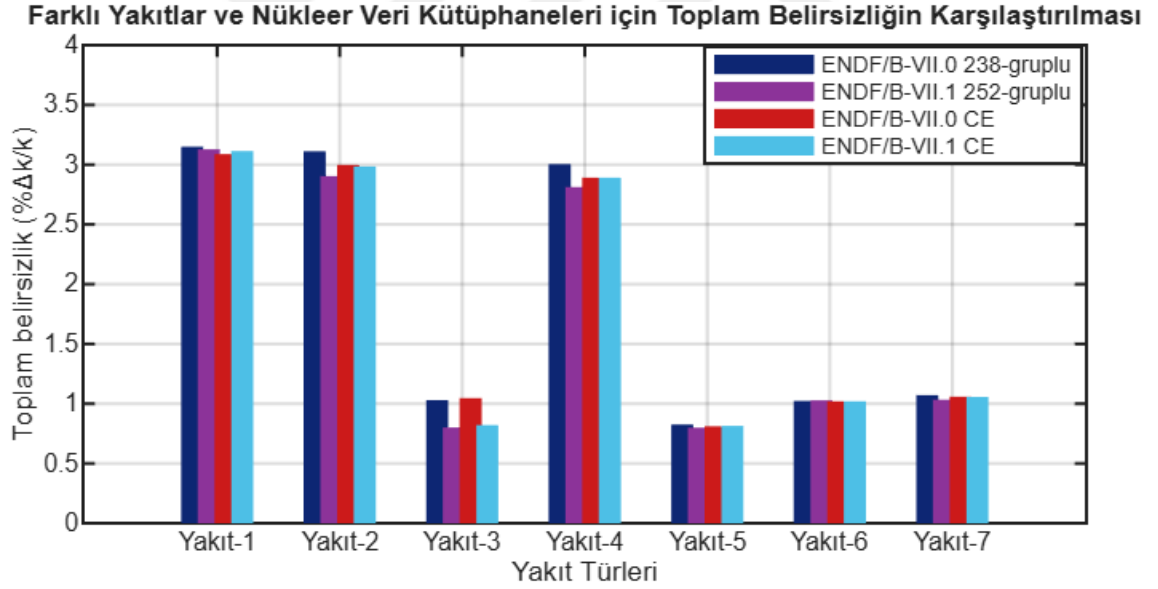
Kütüphaneler arası belirsizlik ölçümlerine bakıldığında; **Şekil 4.20**'de en güvenilir nükleer veri kütüphanesinin 252 gruplu ENDF/B-V7.1 olduğu sonucuna ulaşılmıştır.

Bir reaktör lisanslanırken, duyarlılık analizinin tek başına yeterli olmayıp, belirsizlik analiziyle verilerin doğrulanması gerektiğinden bahsedilmiştir.

Tablo 4.10 ve **Şekil 4.20** referans alınarak yorumlamalar yapılmaktadır. Yakıt 1, en yüksek duyarlılık ve belirsizliğe sahiptir. Nükleer veri belirsizliklerinin keff üzerindeki etkisinin büyük olması edeniyle lisanslama sürecinde daha ayrıntılı analiz gerektirebilir. Yakıt 3, duyarlılığı yüksek ancak belirsizliği düşüktür. Bu durum, keff değerinin bazı nükleer reaksiyonlar tarafından (yüksek pozitif ve negatif duyarlılık katsayıları) belirlendiğini belirtir. Nükleer veri belirsizliğinin düşük olması istenen bir durum olmasına ek olarak, duyarlılığı yüksek olan baskın reaksiyonlarının izlenmesi gerektiğini belirtir. Hem duyarlılığı hem de belirsizliği en düşük olan Yakıt 5 ise, nükleer veri belirsizliği açısından daha kararlı davranış sergilerken, aynı zamanda duyarlılığının düşük olması k-eff üzerinde baskın etkisi olan reaksiyon sayısının az olduğunu belirtir. Bu tür yakıtlar, nükleer veri güvenilirliği de yüksek olduğu için, lisanslamaya daha yakın olduğu görülmektedir.

Tablo 4.10: Tüm yakıtlar için toplam duyarlılık analizi sonuçları

Yakıt türü	Toplam duyarlılık katsayısı
Yakıt-1	2.6349E-01
Yakıt-2	1.5556E-01
Yakıt-3	3.6489E-01
Yakıt-4	1.4283E-01
Yakıt-5	1.0661E-01
Yakıt-6	1.1820E-01
Yakıt-7	1.0948E-01



Şekil 4.20: Yakıtlar için kütüphaneler arası belirsizlik kıyaslamaları

5. SONUÇ VE ÖNERİLER

Bu tez çalışmasında, EVOL-MSFR referans geometrisi temel alınarak yakıt kompozisyonu ve nükleer veri belirsizliklerinin nötronik davranış üzerindeki etkileri incelenmiştir. Literatürde, MSFR sistemi için yapılan duyarlılık ve belirsizlik analizlerinin sınırlı sayıda olmasına ek olarak, yapılan analizler arasında aynı geometride farklı yakıt kompozisyonları için yapılan herhangi bir çalışma gözlenmemiştir. Bu durum, elde edilen sonuçların karşılaştırmasını güçleştirmektedir. Bu nedenle yapılan analizlerin aynı geometri ve aynı simülasyon kodu ile yürütülmesi, odaklanması hedeflenen yakıt kompozisyonu, yakıt tuzu izotropik bileşimi ve nükleer veri kütüphanesinin etkilerinin net olarak anlaşılmasını sağlamaktadır. Yedi farklı yakıt kompozisyonu için gerçekleştirilen analizler sonucunda, MSFR sistemi için hesaplanan k_{eff} değerinin yakıt içeriğine son derece duyarlı olmasına ek olarak, kullanılan nükleer veri kütüphanesine bağlı duyarlılık değerlerinin de değişebildiğini göstermiştir.

Çalışmada kullanılan yakıtlar arasından kritik altı ve kritik üstü keff değerlerine sahip yakıtlar için, Li ve Cl tuzlarının izotropik oran değişim senaryolarında, her iki kritiklik seviyesi için belirsizlik yüzdesini azaltması nedeniyle yakıt tuzlarında zenginleştirilmiş Cl kullanımı iyi bir alternatif olabileceği sonucuna ulaşılmıştır.

Çalışmanın son kısmı olarak, tüm yakıtlar için dört farklı (2 adet çok gruplu 2 adet sürekli enerji) kütüphaneler kullanılarak duyarlılık ve belirsizlik analizleri yapılmıştır. Sonuç olarak, 252 gruplu nükleer veri kütüphanesi belirsizliği en düşük sonuçlanan ve kullanılan kütüphaneler arasında en güvenilir veri kütüphanesi olduğu anlaşılmıştır.

Gelecek çalışmalarda, bu tez kapsamında yalnızca kararlı durumda (steady-state) yapılan analizlerin, zamana bağlı senaryolarda da yapılması MSFR lisanslama süreci açısından daha gerçekçi ve güvenilir sonuçlar oluşmasını sağlayacaktır. Buna ek olarak, çalışma sonucunda önerilen zenginleştirilmiş Cl bazlı tuzların reaktör malzemeleriyle etkileşimi ve kimyasal kararlılığı bakımından daha detaylı incelenmesi kullanılabilirlik açısından önemli bir çalışma konusudur.

6. KAYNAKÇA

- Abram, T., & Ion, S. (2008). Generation-IV nuclear power: A review of the state of the science. *Energy Policy*, 36(12), s. 4323-4330. doi:10.1016/j.enpol.2008.09.005
- Abram, T., & Ion, S. (2014). Generation-IV nuclear power: A review of the state of the science. *Energy Policy*, 36(12), s. 4323-4330. doi:10.1016/j.enpol.2008.09.025
- Altın, V. (2007, Aralık). Yeni Ufuklara: 4. Nesil Nükleer Santraller. *Bilim ve Teknik (Aralık 2007 Sayısı Eki)*.
- Aoto, K., Dufour, P., Hongyi, Y., Glatz, J., Kim, Y., Ashurko, Y., . . . Uto, N. (2014, Kasım). A summary of sodium-cooled fast reactor development. *Progress in Nuclear Energy*, s. 247-265. doi:10.1016/j.pnucene.2014.05.008
- Baccaglioni, G., Ball, S., Burchell, T., Corwin, B., Fewell, T., LaBar, M., & Vollman, R. (2003). *Very high temperature reactor (VHTR) survey of materials research and development needs to support early deployment*. Idaho Falls, ID: Idaho National Laboratory.
- Belles, R., Flanagan, G. F., Holcomb, D. E., & Poore III, W. P. (2018). *A safety and licensing roadmap to identify the research and development gaps of commercial molten salt reactors*. Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory (ORNL).
- Betzler, B. R., Heidet, F., Feng, B., Rabiti, C., Sofu, T., & Brown, N. R. (2019). Modeling and simulation functional needs for molten salt reactor licensing. *Nuclear Engineering and Design*, 355. doi:10.1016/j.nucengdes.2019.110308
- Betzler, B. R., Powers, J. J., & Worrall, A. (2017). Molten salt reactor neutronics and fuel cycle modeling and simulation with SCALE. *Annals of Nuclear Energy*, 101, s. 489-503. doi:10.1016/j.anucene.2016.11.040
- Birri, A., Gallagher, R., Agca, C., McMurray, J., & Ezell, N. D. (2022). Application of the Redlich-Kister expansion for estimating the density of molten fluoride pseudo-ternary salt systems of nuclear industry interest. *Chemical Engineering Science*, 260. doi:10.1016/j.ces.2022.117954
- Blomeley, L., Pencer, J., Hyland, B., & Adams, F. P. (2014). Nuclear data sensitivity and uncertainty for the Canadian supercritical water-cooled reactor. *Annals of Nuclear Energy*, 63, s. 587-593. doi:10.1016/j.anucene.2013.08.016
- Bostelmann, F., & Strydom, G. (2018). Nuclear data uncertainty and sensitivity analysis of the VHTRC benchmark using SCALE. *Annals of Nuclear Energy*, 116, s. 183-197. doi:10.1016/j.anucene.2018.02.015
- Brovchenko, M. (2013). *Études préliminaires de sûreté du réacteur à sels fondus MSFR*. Grenoble, Fransa: Université de Grenoble.
- Brovchenko, M., Kloosterman, J., Luzzi, L., Merle, E., Heuer, D., Laureau, A., & Merk, B. (2019). Neutronic benchmark of the molten salt fast reactor in the frame of the EVOL and MARS collaborative projects. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, 5(2). doi:10.1051/epjn/2018052
- Driscoll, M. J., & Hejzlar, P. (2005). Reactor Physics Challenges in GEN-IV Reactor Design. *Nuclear Engineering and Technology*, s. 1-10.
- Dumaire, T., Ocádiz-Flores, J. A., Konings, R. J., & Smith, A. L. (2022). A promising fuel for fast neutron spectrum Molten Salt Reactor: NaCl-ThCl₄-PuCl₃. *Calphad*, 79, s. 102496. doi:10.1016/j.calphad.2022.102496
- EVOL Consortium. (2014). *EVOL (Project n°249696) FINAL REPORT*. Brussels, Belgium: European Commission 7th Framework Programme.

- Ferguson, C. D. (2015). A New Millennium and a New Era for Nuclear Power: The Creation of the Generation IV International Forum and Its Roadmaps. *Moving Advanced Nuclear Energy Systems to Global Deployment* (s. 19–32). Federation of American Scientists.
- Fütterer, M. A., Fu, L., Sink, C., de Groot, S., Pouchon, M., Kim, Y. W., & Tachibana, Y. (2014). Status of the very high temperature reactor system. *Progress in Nuclear Energy*, 77, s. 266-281. doi:10.1016/j.pnucene.2014.02.004
- Haas, R., Mez, L., & Ajanovic, A. (2019). *The Technological and Economic Future of Nuclear Power*. Springer Nature.
- Heuer, D., & Merle-Lucotte, E. (2014). Towards the thorium fuel cycle with molten salt fast reactors. *Annals of Nuclear Energy*, s. 421–429. doi:10.1016/j.anucene.2013.08.002
- Holcomb, D. E. (2024). *MSR History, Promise, and Challenges [Slides]*. Idaho Falls, ID: Idaho National Laboratory (INL).
- Holcomb, D. E., Flanagan, G. F., Patton, B. W., Gehin, J. C., Howard, R. L., & Harrison, T. J. (2011). *Fast spectrum molten salt reactor options*. Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory (ORNL).
- Janz, G. J., Allen, C. B., Bansal, N. P., Murphy, R. M., & Tomkins, R. (1979). *Physical properties data compilations relevant to energy storage. II. Molten salts: data on single and multi-component salt systems*. Troy, NY: National Bureau of Standards.
- Janz, G. J., Tomkins, R. P., Allen, C. B., Downey Jr, J. R., Garner, G. L., Krebs, U., & Singer, S. K. (1975). Molten salts: volume 4, part 2, chlorides and mixtures—electrical conductance, density, viscosity, and surface tension data. *Journal of Physical and Chemical Reference Data*, s. 871-1178.
- Karlsson, T. Y., Middlemas, S. C., Nguyen, M. T., Woods, M. E., Tolman, K. R., Glezakou, V. A., . . . Paviet, P. D. (2023). Synthesis and thermophysical property determination of NaCl-PuCl₃ salts. *Journal of Molecular Liquids*, 387.
- Kemah, E. (2017). *Yeni Nesil Reaktörlerin Çalışma Prensiplerinin İncelenmesi*. Sakarya Üniversitesi. Sakarya: Sakarya Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- Kim, T. (2012). Gen-IV Reactors. R. A. Meyers içinde, *Nuclear Energy: Selected Entries from the Encyclopedia of Sustainability Science and Technology* (s. 175-201). Springer New York.
- Koistinen, P. P. (2025). *Operational maturity of GEN IV nuclear reactor designs*. Lappeenranta, Finlandiya: Lappeenranta–Lahti University of Technology LUT, School of Energy Systems.
- Konigame, V. C., & das Neves Conti, T. (2017). Estudo do reaktor nuclear de 4ª geração “Very High Temperature Reactor” – VHTR. *Revista Engenharia e Tecnologia Aplicada-UNG-Ser, I*(1), s. 47-68.
- Külahlıoğlu, N., & Cengiz, F. (2023). Nükleer Enerji ve Yeni Nesil Girişimcilik. O. Çömlek, & M. K. Topcu içinde, *Yeni Nesil Girişimcilik Uygulamaları* (s. 249-280). Ankara: Siyasal Kitabevi.
- Nasr, M. A., Zolfaghari, A., Akbari, R., Cammi, A., & Amirkhosravi, S. (2023). Neutronic and fuel cycle performance analysis of fluoride and chloride fuels in Molten Salt Fast Reactor (MSFR). *Nuclear Engineering and Design*, s. 112506.
- Oak Ridge National Laboratory. (2024). *Sensitivity and Uncertainty Analysis Overview*. SCALE 6.3 User Manual: <https://scale-manual.ornl.gov/Sensitivity-and-Uncertainty-Analysis-Overview.html> adresinden alındı
- Park, S. M., Rykhlevskii, A., & Huff, K. (2019). *Safety Analysis of Molten Salt Fast Reactor Fuel Composition using Moltres*. Urbana, IL: University of Illinois at Urbana-Champaign.

- Rearden, B. T., Mueller, D., Bowman, S. M., Busch, R. D., & Emerson, S. (2008). *Tsunami Primer: A Primer for Sensitivity/Uncertainty Calculations with SCALE*. Oak Ridge, Tennessee: Oak Ridge National Laboratory (ORNL).
- Rearden, B., & Jessee, M. (2018). *SCALE Code System, Version 6.2.3*. Oak Ridge, Tennessee: Oak Ridge National Laboratory.
- Rearden, B., Williams, M., Jessee, M., Mueller, D., & Wiarda, D. (2011). Sensitivity and uncertainty analysis capabilities and data in SCALE. *Nuclear Technology*, 174(2), s. 236-288. doi:<https://doi.org/10.13182/NT11-A11681>
- Robertson, R. C. (1970). *Conceptual design study of a single-fluid molten-salt breeder reactor*. Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory (ORNL).
- Rosenthal, M. W., Kasten, P. R., & Briggs, R. B. (1970). Molten-salt reactors—history, status, and potential. *Nuclear Applications and Technology*, 8(2), s. 107-117.
- Schulenberg, T. (2022). *The Fourth Generation of Nuclear Reactors: Fundamentals, Types, and Benefits Explained*. Springer Nature.
- 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, s. 308-319.
- Wieselquist, W. (2022). *SCALE Code System - Introduction*. (Oak Ridge National Laboratory) 2025 tarihinde <https://scale-manual.ornl.gov/Introduction.html> adresinden alındı
- Ziani, H., El Bardouni, T., Lahdour, M., El Barbari, M., El Yaakoubi, H., & Boulaich, Y. (2021). Eigenvalue sensitivity and nuclear data uncertainty analysis for the Moroccan TRIGA Mark II research reactor using SCALE6.2 and MCNP6.2. *Nuclear Engineering and Design*, 378, s. 111160. doi:10.1016/j.nucengdes.2021.111160
- Zohuri, B. (2020). Generation IV nuclear reactors. *Nuclear Reactor Technology Development and Utilization* (s. 213–246). içinde Woodhead Publishing. doi:10.1016/B978-0-12-818264-2.00006-2

ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Şevval KAPLAN
ORCID ID : 0000-0002-4420-8781
Yabancı Dili : İngilizce

Eğitim Durumu

Lise : Anadolu Lisesi
Lisans : Nükleer Enerji Mühendisliği
Yüksek Lisans :

Mesleki Deneyim

İş Yeri : Fellow Enerji A.Ş. – Kalite Kontrol

Yayın Listesi

Kaplan, Ş., & Us, H. (2022). 617 Alaşımının Kuru Hava Atmosferindeki Yüksek Sıcaklıklarda Oksidasyon Davranışları. *Avrupa Bilim ve Teknoloji Dergisi*, (36), 207-213.