

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



**ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNİN LİSANSLANDIRILMASINA
YÖNELİK GÜVENLİK KRİTERLERİ**

EZGİ ÖZYÜRÜK

YÜKSEK LİSANS TEZİ

**DANIŞMAN
PROF. DR. MERYEM SEFERİNOĞLU**

SİNOP - 2025

TEZ KABUL

Ezgi ÖZYÜRÜK tarafından hazırlanan “**ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNİN LİSANSLANDIRILMASINA YÖNELİK GÜVENLİK KRİTERLERİ**” başlıklı bu çalışma, 22.07.2025 tarihinde yapılan savunma sınavı sonucunda başarılı bulunarak, jürimiz tarafından oybirliği ile **YÜKSEK LİSANS tezi** olarak kabul edilmiştir.

Başkan	Prof. Dr. Sema BİLGE OCAK Gazi Üniversitesi / Fen Bilimleri Enstitüsü/İleri Teknolojiler	İmza
---------------	---	------

Üye (Danışman)	Prof. Dr. Meryem SEFERİNOĞLU Sinop Üniversitesi / Nükleer Enerji Mühendisliği	İmza
---------------------------	--	------

Üye	Doç. Dr. Ali TİFTİKÇİ Sinop Üniversitesi /Nükleer Enerji Mühendisliği	İmza
------------	--	------

Enstitü Müdürü

Prof. Dr. Onur ŞAHİN

.....

ETİK BEYAN

Bu seminer çalışması, Sinop Üniversitesi Lisansüstü Eğitim Enstitüsü Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı kapsamında, Prof. Dr. Meryem SEFERİNOĞLU'nun danışmanlığında yürütülmüştür. Bu çalışmada, araştırma ve inceleme süreçlerinde bilimsel araştırma etiği ve akademik dürüstlük ilkelerine tamamen uyulmuştur. Araştırmanın her aşamasında katılımcıların gizliliği ve hakları korunmuş, araştırma verileri anonim olarak kullanılmıştır. Tez çalışması süresince herhangi bir çıkar çatışması yaşanmamış ve çalışmanın hiçbir aşamasında akademik ve etik kurallar ihlal edilmemiştir. Kullanılan tüm kaynaklar, gerektiği şekilde alıntılanmış ve kaynakçada belirtilmiştir. Bu seminer, orijinal bir çalışma olup, daha önce başka bir akademik çalışmada kullanılmamış ve herhangi bir akademik kuruma sunulmamıştır. Tez çalışmasında yer alan tüm bilgilerin doğruluğu ve güvenilirliği konusunda gerekli özen gösterilmiş olup, bu konuda tam sorumluluk tarafımdan üstlenilmektedir.

Ezgi ÖZYÜRÜK

ÖZET

YÜKSEK LİSANS TEZİ

ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNİN LİSANSLANDIRILMASINA YÖNELİK GÜVENLİK KRİTERLERİ

EZGİ ÖZYÜRÜK

SİNOP ÜNİVERSİTESİ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

DANIŞMAN: PROF. DR. MERYEM SEFERİNOĞLU

Küresel enerji dönüşümü ve Paris Anlaşması gibi iklim taahhütleri bağlamında, gelişmiş nükleer teknolojiler güvenilir ve düşük karbonlu enerji çözümleri olarak yeniden önem kazanmıştır. IV. Nesil reaktör tasarımları arasında yer alan Ergimiş Tuz Reaktörleri (MSR'ler), doğasında bulunan güvenlik özellikleri, yakıt esnekliği, atık minimizasyonu ve yayılmaya karşı direnç gibi avantajlar sunmaktadır. Ancak, bu yenilikçi tasarımların lisanslanması, Basınçlı Su Reaktörleri (PWR) ve Kaynamalı Su Reaktörleri (BWR) gibi geleneksel hafif su reaktörlerinden temel teknolojik farkları nedeniyle önemli düzenleyici zorlukları beraberinde getirmektedir. Bu tez çalışmasının temel amacı, MSR tasarımlarının mevcut düzenleyici çerçevelerle, özellikle Türkiye'de yürürlükte olan "Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği" ile olan uyumunu değerlendirerek lisanslamaya esas olacak güvenlik kriterlerini belirlemektir. Çalışmada, ikinci nesil reaktör sistemleri ile MSR sistemlerinin karşılaştırmalı bir analizi yapılmış, ardından MSFR (Ergimiş Tuz Hızlı Reaktörü) tasarımı ulusal ve uluslararası güvenlik standartlarına göre sistematik olarak incelenmiştir. Mevcut lisanslama yapılarındaki kritik boşluklar belirlenmiş ve MSR'lerin işletim ve güvenlik ile ilgili özelliklerine uygun ve risk-temelli düzenleyici kriterler önerilmiştir. Bu çalışma, MSR'lerin güvenli ve ticari düzeyde yaygınlaştırılmasına olanak sağlayacak sağlam bir düzenleyici altyapının geliştirilmesine katkı sunmayı amaçlamaktadır.

Anahtar Kelimeler: Ergimiş Tuz Reaktörü, MSFR, Lisanslama, Nükleer Güvenlik Kriterleri, IV. Nesil Reaktörler, Düzenleyici Çerçeve

Temmuz 2025, 160 sayfa

ABSTRACT

MSC THESIS

SAFETY CRITERIA FOR LICENSING OF MOLTEN SALT REACTORS

EZGİ ÖZYÜRÜK

SINOP UNIVERSITY INSTITUTE OF GRADUATE PROGRAMS

DEPARTMENT OF NUCLEAR ENERGY ENGINEERING

SUPERVISOR: PROF. DR. MERYEM SEFERİNOĞLU

In the context of global energy transformation and climate commitments such as the Paris Agreement, advanced nuclear technologies have gained renewed attention as reliable, low-carbon energy solutions. Among the Generation IV reactor concepts, Molten Salt Reactors (MSRs) offer unique advantages in terms of inherent safety, fuel flexibility, waste minimization, and proliferation resistance. However, the licensing of such innovative designs poses significant regulatory challenges due to their fundamental technological deviations from conventional light water reactors (LWRs), such as Pressurized Water Reactors (PWRs) and Boiling Water Reactors (BWRs). This thesis aims to identify and evaluate the safety criteria necessary for the licensing of MSR designs by examining their compliance with current regulatory frameworks—particularly the Turkish “Design Principles for Nuclear Power Plant Safety Regulation.” A detailed comparative analysis of second-generation reactors and MSR systems is presented, followed by a systematic assessment of the MSFR (Molten Salt Fast Reactor) concept with respect to national and international safety standards. The study identifies critical gaps in existing licensing structures and proposes technology-inclusive and risk-informed regulatory criteria tailored to the operational and safety characteristics of MSRs. By offering technically grounded corrective measures and design-specific licensing approaches, this work contributes to the development of a robust regulatory infrastructure that enables the safe and commercial deployment of MSRs.

Keywords: Molten Salt Reactor, MSFR, Licensing, Nuclear Safety Criteria, Generation IV Reactors, Regulatory Framework

July 2025, 160 Pages

TEŞEKKÜR

Bu yüksek lisans tezini hazırlarken yol gösterici akademik desteğini esirgemeyen, her zaman anlayışı ve bilgeliğiyle yanımda olan çok değerli danışmanım Prof. Dr. Meryem SEFERİNOĞLU'na en içten teşekkürlerimi sunuyorum. Kendisinden öğrendiğim her şey bu çalışmanın ötesinde benim için bir yaşam rehberi olmuştur.

Tez sürecinde katkı sağlayan, değerlendirmeleriyle ufkumu genişleten değerli jüri üyelerine de teşekkür ederim.

Hayatım boyunca yanımda olan, sevgileriyle bana güç veren, en zor zamanlarımda bile desteğini eksik etmeyen canım aileme şükran borçluyum. Onların sabrı, sevgisi ve inancı olmasaydı bu süreci tamamlamak mümkün olmazdı.

Son olarak, bu süreçte manevi olarak yanımda bulunan tüm dostlarıma ve emeği geçen herkese içtenlikle teşekkür ederim.

Ezgi ÖZYÜRÜK

İÇİNDEKİLER

	Sayfa
TEZ KABUL	ii
ETİK BEYANI	iii
ÖZET	iv
ABSTRACT	v
TEŞEKKÜR	vi
TABLolar DİZİNİ	ix
ŞEKİLLER DİZİNİ	x
SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ	xi
1. GİRİŞ	1
2. GENEL BİLGİLER	7
2.1. Nükleer Düzenleme İlkeleri	8
2.1.1. Teknolojiye özgü (technology specific)-teknolojiden bağımsız (technology inclusive)	9
2.1.2. Risk temelli (risk informed) ve deterministik (deterministic) yaklaşımlar	9
2.1.3. Kuralcı (prescriptive) düzenleme ve performans temelli (performance-based) düzenleme	10
2.2. Ticari Nükleer Reaktör Tasarımları	11
2.2.1. Lisanslama sürecine tabi olan reaktör tasarımları ve özellikleri	12
2.2.1.1. Basınçlı su reaktörleri (Pressurized Water Reaktör-PWR)	12
2.2.1.2. Kaynamalı su reaktörleri (Boiling Water Reaktör-BWR).....	15
2.2.1.3. Tasarım farklılıkları	17
2.2.1.4. Temel nükleer güvenlik kriterlerine uyumu	19
2.3. IV. Nesil Nükleer Reaktörler	22
2.3.1. Ergimiş tuz reaktörleri (Molten Salt Reactors, MSR)	23
2.3.1.1. MSR tasarımları: MSR-FUJI, MSFR ve FHR konseptlerinin gelişimi	28
2.3.2. MSR teknolojik farkları	30
3. MATERYAL VE YÖNTEM	32
3.1. Materyal	32
3.2. Yöntem.....	32
4. BULGULAR VE TARTIŞMA	34
4.1. Nükleer Santrallerin Lisanslanması	34
4.1.1. Nükleer güvenlik	35
4.1.1.1. Tesis için yer seçimi	37
4.1.1.2. Sağlam ve kanıtlanmış tasarım	38
4.1.1.3. Mühendislik güvenlik sistemleri	39
4.1.1.4. Yüksek kalite imalat ve inşaat	42
4.1.1.5. Kapsamlı testler	42
4.1.1.6. Güvenlik değerlendirmeleri	43
4.1.1.7. Sağlıklı işletme yöntemleri	44
4.1.1.8. Güvenlik kültürü	45
4.2. Basınçlı Su Reaktörlerinin Lisanslandırılması: “Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği’ne” Uygunluğu	46
4.3. MSFR’nin “Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği’ne” göre Değerlendirilmesi.....	60
4.4. MSFR Tasarımında Dünyadaki Gelişmeler	107
5. SONUÇ VE ÖNERİLER	149

KAYNAKLAR.....	151
ÖZGEÇMİŞ.....	160



TABLÖLAR DİZİNİ

Sayfa

Tablo 2.1 PWR ve BWR Tasarım Farklılıkları	17
Tablo 4.2 PWR Tasarımı ‘‘Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliđi için Tasarım İlkeleri Yönetmeliđi’’ Uygunluk Tablosu.....	59
Tablo 4.3 MSFR Tasarımı ‘‘Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliđi İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliđi’’ Deđerlendirme	106



ŞEKİLLER DİZİNİ

Sayfa

Şekil 2.1 Basınçlı Su Reaktörünün (PWR) Şematik Diyagramları	15
Şekil 2.2 Kaynamalı Su Reaktörünün (BWR) Şematik Diyagramı	17
Şekil 2.3 Reaktör Jenerasyonları.....	23
Şekil 2.4 MSR Şematik Görünümü	26
Şekil 2.5 MSRE.....	27
Şekil 2.6 MSFR Şematik Görünümü	29
Şekil 2.7 MSFR yakıt devresi	30
Şekil 4.8 Nükleer Santrallerin Lisanslanma Süreci	35
Şekil 4.9 Nükleer Güvenliğin Temel Öğeleri	36
Şekil 4.10 Radyoaktif Maddeler ile Çevre Arasına Yerleştirilmiş Engeller	40
Şekil 4.11 Proses Kontrol Kriteri Akış Diyagramı	108
Şekil 4.12 Güvenlik Sistemleri Kriteri Akış Diyagramı.....	110
Şekil 4.13 Güvenilirlik Hedefleri Kriteri Akış Diyagramı	112
Şekil 4.14 Ortak Nedenli Arızalar Kriteri Akış Diyagramı.....	114
Şekil 4.15 Ekipman Vasıflandırılması Kriteri Akış Diyagramı.....	116
Şekil 4.16 Güvenlik Ekipmanlarının Denetlenebilirliği Kriteri Akış Diyagramı.....	118
Şekil 4.17 Radyasyondan Korunma Kriteri Akış Diyagramı.....	120
Şekil 4.18 Reaktivite Kontrolü Kriteri Akış Diyagramı.....	122
Şekil 4.19 Reaktör Kor Bütünlüğü Kriteri Akış Diyagramı.....	124
Şekil 4.20 Otomatik Durdurma Kriteri Akış Diyagramı	126
Şekil 4.21 Normal İşletim Koşullarında Isı Transferi Kriteri Akış Diyagramı	128
Şekil 4.22 Acil Durum Isı Çekme Sistemleri Kriteri Akış Diyagramı	130
Şekil 4.23 Yol Verme ve Düşük Güçte İşletim Kriteri Akış Diyagramı.....	132
Şekil 4.24 Reaktör Soğutucu sistem Bütünlüğü Kriteri Akış Diyagramı.....	134
Şekil 4.25 Radyoaktif Maddelerin Hapsedilmesi Kriteri Akış Diyagramı.....	136
Şekil 4.26 Güvenliğin İzlenmesi Kriteri Akış Diyagramı.....	138
Şekil 4.27 Kontrolün Sürdürülmesi Kriteri Akış Diyagramı.....	140
Şekil 4.28 Santral Kararması Kriteri Akış Diyagramı.....	142
Şekil 4.29 Kazaların Tasarım Esnasında Tutulması Kriteri Akış Diyagramı.....	144
Şekil 4.30 Saha İçi Yakıt Depolama Kriteri Akış Diyagramı	146
Şekil 4.31 Santralin fiziksel Korunması Kriteri Akış Diyagramı	148

SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ

Simgeler	Açıklama
Am	Amerikyum
atm	Atmosphere (Atmosfer Basıncı)
bar	Basınç birimi
Cm	Küriyum
D ₂ O	Döteryum (Ağır su)
GWe	Gigawatt-electric (Gigawatt elektriksel güç)
GWth	Gigawatt-thermal (Gigawatt termal güç)
HF	Hidroflorür
k değeri	Çoğalma faktörü
K	Kelvin
Li	Lityum
MW	Megawatt
MWe	Megawatt-elektrik
MW(th)	Termal megawatt (ısı gücü)
Na	Sodyum
Np	Neptünyum
°C	Santigrat derece
H ₂ O	Su
MPa	Megapascal
s	Saniye
Pa	Protaktinyum
Pa	Pascal (basınç birimi)
Psi	pounds per square inch – inç kare başına pound kuvveti
Pu	Plütonyum
%	Yüzde
Th	Toryum
ThF ₄	Toryum Tetraflorür
U	Uranyum
UF ₄	Uranyum Tetraflorür
UO ₂	Uranyum dioksit

Kısaltmalar	Açıklama
ABWR	Advanced Boiling Water Reactor (Gelişmiş Kaynar Su Reaktörü)
ADS	Automatic Depressurization System – Otomatik Basınç Düşürme Sistemi
AGDP	Aşamalı Güvenilirlik Doğrulama Programı
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
APWR	Advanced Pressurized Water Reactor (Gelişmiş Basıncılı Su Reaktörü)
ARE	Aircraft Reactor Experiment
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ASTM	American Society for Testing and Materials
BWR	Boiling Water Reactor (Kaynar Su Reaktörü)
CFD	Computational Fluid Dynamics
D-GDP	DeneySEL-Görsel Doğrulama Protokolleri
DMSR	Denatured Molten Salt Reactor (Denatüre Erimiş Tuz Reaktörü)
DPA	Deterministic Safety Assessment (Deterministik Güvenlik Değerlendirmesi)
ECCS	Emergency Core Cooling System (Acil Durum Çekirdek Soğutma Sistemleri)
FBR	Fast - Breeder Reactor (Hızlı Üretken Reaktör)
FHR	Fluoride-salt-cooled High-temperature Reactor (Florür Tuz Soğutmalı Yüksek Sıcaklık Reaktör)
GFR	Gaz Soğutmalı Hızlı Reaktör
GCR	Gas Cooled Reactor (Gaz Soğutmalı Reaktör)
GIF	Generation International Forum
GÜV-DATA	Güvenilirlik Veri Bankası
HEA	High Entropy Alloy (Yüksek Entropili Alaşım)
HPCI	High Pressure Coolant Injection (Yüksek Basıncılı Soğutma Suyu Enjeksiyonu)
HPIS	High Pressure Injection System (Yüksek Basıncılı Enjeksiyon Sistemi)
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers
IAEA	International Atomic Energy Agency (Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı)
INL	Idaho National Laboratory

ISO	International Organization for Standardization
LOCA	Loss of Coolant Accident (Soğutucu Kaybı Kazası)
LPCI	Low Pressure Coolant Injection (Düşük Basıncılı Soğutma Suyu Enjeksiyonu)
LPIS	Low Pressure Injection System (Düşük Basıncılı Enjeksiyon Sistemi)
LFR	Kurşun Soğutmalı Hızlı Reaktör
LWR	Light Water Reactors (Hafif Su Reaktörü)
LWGR	Light Water Cooled Graphite Moderated Reactor (Grafit Yavaşlatıcılı Su Soğutmalı Reaktörler)
M-PSA	Modüler Olasılıksal Güvenilirlik Analizi
MOSART	Molten Salt Actinide Recyclers and Transmuter
MSR	Molten Salt Reactor (Ergimiş tuz Reaktörü)
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment (Ergimiş tuz Reaktörü Deneyi)
MSFR	Molten Salt Fast Reactor (Ergimiş Tuz Hızlı Reaktörü)
NEA	Nuclear Energy Agency (Nükleer Enerji Ajansı)
NDK	Nükleer Düzenleme Kurumu
NGS	Nükleer Güç Santrali
NRC	Nuclear Regulatory Commission (ABD Nükleer Düzenleme Komisyonu)
NSSS	Nuclear Steam Supply System
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor (Basıncılı Ağır Su Reaktörü)
PID	Proportional Integral Derivative
PSA	Probabilistic Safety Assessment (Olasılıksal Güvenlik Değerlendirmesi)
PTTÇSS	Pasif Tahliye Tabanlı Çekirdek Soğutma Sistemleri
PWR	Pressurized Water Reactor (Basıncılı Su Reaktörü)
RCS	Reactor Coolant System (Reaktör Soğutucu Sistemi)
SCRAM	Safety Control Rod Ax Man
SCWR	Süper Kritik Su Soğutmalı Reaktör
SEM-EDS	Scanning Electron Microscopy – Energy Dispersive X-ray Spectroscopy
SFR	Sodyum Soğutmalı Hızlı Reaktör

SMR	Small Modular Reactor (Küçük Mdler Reaktr)
TAEK	Trkiye Atom Enerjisi Kurumu
TEM	Transmission Electron Microscopy
TMSR	Thorium Molten Salt Reactor (Toryum Ergimiř tuz Reaktr)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (ABD Nkleer Dzenleme Komisyonu)
WNA	ok Yksek Sıcaklık Reaktr
XRD	X-ray Diffraction



1. GİRİŞ

Ulusların temel amacı yaşam standartlarını yükseltmek için gerekli olan enerji taleplerinin karşılanmasında çevreyi korumak ve gelecek nesillere ağır yükler bırakmayan etkin, sürdürülebilir ve güvenli enerji kaynakları ile üretim, dağıtım ve tüketim sistemleri sağlayarak enerji güvenliğini garanti altına almaktır. Sürdürülebilir enerjinin sağlanabilmesi; enerjinin daha etkin bir şekilde üretilmesi, dağıtması ve kullanılması için yeni sistemlerin geliştirilmesine dayanmaktadır. Nükleer enerji, günümüzün artan enerji ihtiyacını karşılamada sürdürülebilir ve güvenilir çözümler sunan önemli enerji üretim teknolojisi olarak dikkat çekmektedir. Nükleer enerji teknolojileri yalnızca sürdürülebilir enerji ihtiyacı değil aynı zamanda sürdürülebilir ekonomik gelişmenin yanı sıra iklim değişikliği için de önemli alternatif yollardan birisidir (Serp vd., 2014). Özellikle fosil kaynaklı enerji kaynaklarının iklim değişikliği üzerine etkisinin ortaya çıkmasıyla birlikte sera gazını azaltılması amacıyla enerji sektöründe küresel boyutta enerji dönüşümüne yönelik çalışmaların hızla arttığı görülmektedir. 12 Aralık 2015 tarihinde imzalanan “Paris Anlaşması” kapsamında ortalama küresel sıcaklık artışının sanayi öncesi sıcaklık seviyesinin en fazla 1.5 °C katı olacak şekilde sınırlanması hedeflenmektedir. Bu hedefe ulaşmak için ülkelerin 2050 yılına kadar CO₂ emisyonlarını net sıfıra indirmeleri gerekmektedir (İklim Değişikliği Azaltım Stratejisi ve Eylem Planı (2024-2030)). Bu hedef doğrultusunda küresel enerji dönüşümünde mevsim değişimlerine bağlı olan rüzgar, güneş ve hidroelektrik gibi yenilenebilir enerji kaynaklarına yönelimi olmuştur. Ancak bu kaynaklar güç yoğunlukları düşük ve mevsimsel değişimlere bağlı sistemlerdir. Enerji dönüşümünün temel amacı, fosil yakıtların yerine daha düşük veya hatta sıfır karbon emisyonuna sahip enerji kaynaklarının kullanılması amaçlanmaktadır. Nükleer enerji; kömür, doğal gaz, petrol ile karşılaştırıldığında çok yüksek güç yoğunluğuna sahip yeşil enerji teknolojisi olarak öne çıkmaktadır (TAEK, Nisan 2011). Günümüzde üçüncü nesil nükleer reaktör teknolojileri geliştirilmiş ve bazı ülkelerde devreye alınmış olsa da, dünya genelinde faaliyette olan nükleer güç reaktörlerinin büyük çoğunluğunu hâlen ikinci nesil tasarımlar oluşturmaktadır. Bu bağlamda, ticari olarak işletimde olan ikinci nesil reaktörlerin uzun yıllar boyunca küresel enerji üretiminde temel bir rol üstlenmiş olmalarına rağmen; güvenlik seviyeleri, termal verimlilik düzeyleri ve radyoaktif atık yönetimi açısından çeşitli teknik ve yapısal sınırlamalara sahip oldukları bilimsel çevrelerce kabul edilen bir gerçektir. Bu nedenle, yeni nesil nükleer teknolojilerin evrimsel süreci ve iyileştirme gereksinimlerinin anlaşılabilmesi açısından

ikinci nesil reaktörlerin analiz edilmesi hâlâ önemini korumaktadır. (Özkan, 2018). 11 Mart 2011 Japonya’da gerçekleşen Fukuşima Daiichi Nükleer Güç Santrali’ndeki kazadan sonra, nükleer güvenliği güçlendirmek bir zorunluluk haline gelmiştir. Dolayısıyla, nükleer enerji teknolojilerinde güvenlik, ekonomik, sürdürülebilirlik ve yayılma direnci olarak belirlenen dört temel gereklilik nükleer enerji teknolojilerinde yenilikçi seçeneklerin aranmasına neden olmuştur (Generation IV International Forum, 2002; Generation IV International Forum, 2014). II. Nesil reaktör tasarımlarının sahip olduğu sınırlamalar ve iklim değişikliğini engellemek yönünde 22 Nisan 2016 tarihinde, New York’ta düzenlenen üst düzey temsilcilerinin katılımıyla 175 ülke tarafından imzalanan Paris anlaşması gereklerinin yerine getirilmesi için güvenlik kriterleri ön planda olan, verimliliği yüksek ve çevre dostu enerji üretim yöntemlerin geliştirilmesine yönelik çalışmalar artmıştır (T.C. Dışişleri Bakanlığı, Paris Anlaşması). Bu çalışmalarda, IV. nesil nükleer reaktör tasarımlarının geliştirilmesinde güvenlik, verimlilik ve standardizasyona gitmenin yanı sıra atık minimizasyonu, yüksek enerji yoğunluğu, yüksek kapasite faktörü ve minimum sera gazı salınımı gibi faktörlerde reaktör tasarımlarının ilgi odağı haline gelmiştir. IV. Nesil reaktör tasarımları ile Generation IV International Forumunda (GIF), gaz soğutmalı hızlı reaktör (GFR), kurşun soğutmalı hızlı reaktör (LFR), sodyum soğutmalı hızlı reaktör (SFR), süper kritik su soğutmalı reaktör (SCWR), çok yüksek sıcaklık reaktörü (VHTR) ve ergimiş tuz reaktörü (MSR) olmak üzere ticarileşmeye en uygun altı reaktör tasarımı seçilmiştir (Generation IV International Forum, January 2014). Bu reaktör tasarımlarından MSR, nükleer enerji üretiminde pek çok avantaj sunan yenilikçi bir teknolojidir. Son yıllarda ergimiş tuz reaktör tasarımları mevcut nükleer enerji teknolojilerinin sahip olduğu birçok sorunların üstesinden gelebilecek teknolojilerden biri olarak görülmektedir. MSR tasarımlarının önemli özelliklerinden biri nükleer atık üretimini önemli ölçüde azaltan çevre dostu sistemler olmasıdır. Bu özellik, öncelikle sıvı yakıt formunda çalışan MSR’lerin çevrim içi (online) yakıt işleme ve uzun ömürlü aktinitlerin (örneğin Np, Am, Cm) yeniden fisyonla bertaraf etmektedir (Serp ve ark., 2014). Konvansiyonel katı yakıtlı reaktörlerde, yakıt kullanımı sınırlı olduğundan zenginleştirilmiş ancak tam tüketilemeyen yakıt yüksek düzeyde atık hâline gelirken, MSR tasarımlarında bu tür izotoplar reaktörde daha uzun süre tutulabilir ve tekrar tekrar fisyonu uğratarak hem enerjiden daha yüksek verim alınır hem de uzun yarı ömürlü transuranik atıkların hacmi ve radyotoksitesi önemli ölçüde azaltılır (IAEA, 2023).

Buna karşın II. ve III. nesil sabit yakıtlı reaktörlerde, yakıt çevrimi kapalı değildir ve kullanılan yakıt çoğunlukla doğrudan yeniden işlenmeden atık hâline gelir. (IAEA, 2023a). Dolayısıyla MSR teknolojileri, yakıt kullanım verimliliğini artırarak ve yüksek aktif izotopların yeniden değerlendirilmesini mümkün kılarak, hem toplam atık hacmini hem de atığın uzun vadeli çevresel riskini azaltma konusunda konvansiyonel reaktörlere kıyasla çok daha avantajlıdır. MSR tasarımlarının bir diğer önemli özelliği ise nükleer silah yapımına dirençli sistemler olmasıdır. Bir diğer özellik de, bu reaktörlerin yüksek sıcaklıklarda çalışması hidrojen üretimi, deniz suyundan tatlı su eldesi gibi yüksek ısı enerjisi ihtiyacı duyulan endüstriyel prosesler ile kojenerasyon yapabilme kapasitesi sağlamaktadır (IAEA, 2017a).

Ergimiş tuz reaktörlerinin küçük modüler tasarımları (SM-MSR) ise nükleer enerji teknolojilerinin uygulama alanlarının genişlemesine imkan tanımaktadır. Özellikle tasarımın kompakt yapısı, düşük işletme basıncı ve pasif güvenlik sistemleri gibi özellikleri SM-MSR tasarımlarının yalnızca sabit güç santrallerinde değil, aynı zamanda gemi gibi hareketli platformlarda veya ulaşımının zor olduğu, şebekeye bağlı olmayan enerji kaynağına ihtiyaç duyulan bölgelerde kullanılma olanağı tanımaktadır (Sabharwall ve ark. 2011).

Bununla birlikte, sıvı yakıt formunun hareketli ortamlarda güvenlik riski oluşturabilme olasılığı, MSR tasarımlarında viskozite ve donma noktası yüksek olan erimiş yakıt/tuz bileşenlerinin kullanılmasıyla bir miktar azaltılmaktadır. MSR tasarımlarındaki yakıt/tuz sistemlerinin akışkanlık, sıçrama ve ani yer değiştirme özellikleri reaktörün güvenlik ve performansını doğrudan etkileyen kritik parametrelerdir. Tasarımın bu özellikleri, katı yakıtlı reaktörlere göre önemli avantajlar sunmasına karşılık bazı kritik zorluklarında ortaya çıkmasına neden olmaktadır. Birinci döngüde eriyik formda olan yakıt/tuz sistemlerinde akışkanlar dinamiği önemli olmaktadır. Yakıt/tuz bileşenlerinin viskozitesi, yoğunluğu ve ısı transfer katsayısı gibi termodinamik özellikleri reaktör verimi ve güvenliğini belirleyen önemli kriterlerdir (IAEA, 2023a; Serp ve ark., 2014). Yakıt akışının sürekli olması ksenon-135 gibi fisyon ürünlerinin önemli ölçüde yakıttan uzaklaşmasını sağlayarak reaktör kontrolünü kolaylaştırmaktadır. Bununla birlikte, negatif sıcaklık katsayısı mekanizması ile reaktivite kontrolü sağlayarak reaktöre doğal güvenlik özelliği kazandırmaktadır. Ancak, yakıt akış hızı, sıcaklık ve basınç değişimi gibi reaktörün nötronik ve termal hidrolik davranışlarını doğrudan etkileyen özellikler termal-hidrolik analizlerin karmaşık hale gelmesine neden olmaktadır. Dolayısıyla,

akışkanların karmaşık etkileşimlerinin modellenmesinde kullanılabilecek gelişmiş hesaplamalı akışkanlar dinamiği (CFD) simülasyonlarına ihtiyaç duyulmaktadır (Fang ve ark., 2024).

MSR tasarımlarda yakıt/tuz sistemlerinin akışkanlık, sıçrama (sloshing) ve ani yer değiştirme (displacement) gibi akışkan dinamikleri reaktör güvenliği ve operasyonel verimliliği belirleyen temel bileşenler olmaktadır. Bu akışkan dinamiklerinin detaylı bir şekilde incelenmesi MSR teknolojisinin ticarileşmesinde kritik öneme sahiptir. Buna karşılık, MSR sistemlerinin işletme basıncının düşük olması, konvansiyonel yüksek basınçlı sistemlere kıyasla mekanik stabilite gereksinimi azaltmakta ve bu da denizcilik gibi hareketli ortamlarda güvenlik açısından ek avantaj sağlama olasılığını artırmaktadır.

MSR'ların pasif boşaltma sistemleri, acil durumlarda yakıtı yerçekimi etkisiyle tahliye tanklarına boşaltılmasını ve zincirleme reaksiyonu güvenli bir şekilde sonlandırılmasını sağlamaktadır. Bu özellik, operatör müdahalesi azaltarak hareketli platformlardan kaynaklı olası sistem arızalarında reaktörün güvenli bir şekilde kapanmasını garanti altına almaktadır (Delpech ve ark., 2009a). Düşük işletme basıncı ve diğer avantajları nedeniyle MSR tasarımlarının geleneksel sistemlere oranla daha güvenli ve ekonomik bir işletim koşulları sunması öngörülmekte ve gelecekte nükleer enerji sektöründe önemli roller üstlenmesi beklenilmektedir.

MSR tasarımlarının yakıt döngüsünün esnek olması en önemli temel avantajları arasında yer almaktadır. Yakıt döngüsündeki esneklik, yalnızca geleneksel uranyum bazlı yakıtlarla sınırlı kalmaksızın, toryum gibi alternatif fisil olmayan kaynakların da yakıt olarak değerlendirilmesine ve uzun ömürlü radyoaktif izotopların (örneğin neptünyum, amerikyum, kuryum) transmutasyon yoluyla bertaraf edilmesine de olanak sağlayacaktır (Delpech ve ark., 2009a). Türkiye'nin yaklaşık 380.000 ton toryum rezervine sahip olması (TAEK, 2008) MSR tasarımlarının da ön plana çıkmasına neden olmuştur. Toryum yakıtlı ergimiş tuz reaktör tasarımları ülkemizin enerji talebinin karşılanmasında yerli kaynakların kullanılması açısından önemli olmaktadır. MSR'ler ticarileşmeye en yakın Gen IV tasarımlarından biri olmalarına rağmen, bu tasarımların lisanslama süreçlerinde önemli yetersizlikler ve zorluklar bulunmaktadır (Serp ve ark., 2014).

Lisanslamaya esas güvenlik kriterleri reaktör teknolojisine özgü olmaktan ziyade teknolojiye bağımsız bir çerçeve sunmayı amaçlasa da, bu kriterlerin içerikleri büyük ölçüde mevcut reaktör tasarımlarının teknik özellikleri ve operasyonel karakteristikleri doğrultusunda şekillenmiştir. Günümüzde ticarileştirilmek istenen nükleer reaktörler için

geliştirilen lisanslama çerçeveleri su soğutmalı reaktörlerin karakteristik güvenlik ve işletim gereksinimlerine dayanmaktadır (IAEA, 2023). Gelişmekte olan IV. nesil (evrensel ve inovatif) tasarımlar ile su soğutmalı reaktör tasarımları karşılaştırıldığında; farklı soğutma türleri, nükleer yakıt, nötron spektrumları ve nükleer güvenlik özellikleri ile modülerliğe dayalı konseptler gibi yeni özellikler ve yenilikçi teknolojiler sunmaktadırlar. Bu tasarımların ortaya çıkışı, yakıt bileşenlerinin üretimi, yakıtın depolanması, tüketilmiş yakıtın yeniden işlenmesi, atık yönetimi ve nihai atık bertarafı gibi yakıt döngüsüne ilişkin tüm faaliyetlerde yapısal ve işlevsel dönüşümleri beraberinde getirmektedir. Bu teknolojik gelişmeler ve güvenlik gereksinimlerindeki değişim, mevcut düzenleyici yaklaşımların yeniden değerlendirilmesini zorunlu kılmış; bu doğrultuda ülkeler, uluslararası standartlarla uyumlu olacak şekilde uluslararası kuruluşların (özellikle IAEA ve OECD/NEA) rehberlik ettiği temel güvenlik ilkeleri çerçevesinde kendi ulusal düzenlemelerini geliştirmiştir. Ulusal düzenlemelerin temel amacı, farklı reaktör tasarımlarının tamamının, halkın ve çevrenin iyonlaştırıcı radyasyonun zararlı etkilerinden korunmasını esas alan güvenli işletim koşullarında çalıştırılmasını garanti altına almaktır (IAEA, 2016a; OECD 2019). Bu amaç doğrultusunda MSR tasarımlarının geleneksel nükleer reaktörlerden temelde farklı olması mevcut lisanslama çerçevelerinin uygulanmasını engellemektedir. Bu tasarımlar, geleneksel sabit yakıtlı reaktörlerden farklı olarak sıvı yakıtla çalışmaları, düşük işletme basınçlarında faaliyet göstermeleri ve pasif güvenlik sistemlerine sahip olmaları sebebiyle farklılık göstermektedir. Dolayısıyla, mevcut lisanslama kriterlerinin, yenilikçi teknolojilerin gerekliliklerini kapsamadığı için, güvenlik değerlendirmelerinde ve düzenleyici süreçlerde belirsizliklerin olmasına neden olmaktadır (Serp ve ark., 2014). Özellikle, MSR tasarımlarında sıvı yakıt, düşük basınç ve pasif güvenlik sistemleri, gibi önemli olan özelliklerin mevcut lisanslama kriterlerine uyumunu sağlaması için bu kriterlerin değişmesi veya yeni kriterlerin oluşturulması gerekmektedir. Sonuç olarak, MSR tasarımlarının ticarileşebilmesi, tasarım özellikleri ile uyumlu özelleştirilmiş bir lisanslama yaklaşımlarının ortaya konulmasıyla mümkün olabilecektir.

Bu çalışmanın temel amacı MSR'ler için lisanslama çerçevelerinin belirlenmesinde gerekli olan tasarım özellikleri ile uyumlu, teknolojik gereklilikleri kapsayan nükleer güvenliği destekleyen güvenlik kriterleri ve güvenlik gerekliliklerin belirlenmesidir. Bu çalışmada MSR'ler için nükleer güvenliği destekleyen düzenleyici tasarım kriterleri ve gereklilikleri ortaya konularak insanların ve çevrenin radyasyonun zararlı etkilerinden

korunması hedeflenmektedir. Ergimiş tuz reaktörlerinin tasarım kriterlerinin oluşturulması, enerji sektöründe büyük bir yenilik ve gelişim potansiyeline sahip MSR tasarımlarının ticari olarak işletilebilmesi için gerekli olan düzenleyici süreçlerinin belirlenmesine katkı sağlayacaktır. Bu amaca yönelik olarak, öncelikle ergimiş tuz reaktörlerin tasarım ve teknolojik gereklilikleri incelenecektir. Bununla birlikte, reaktör meydana gelebilecek potansiyel riskleri analiz ederek, bu risklerin nasıl yönetilebileceğini ve minimize edilebileceğini göstermek önemli hedeflerimizden biridir. Bu süreç kapsamında ergimiş tuz reaktörlerinin mevcut teknolojilerini inceleyerek, bu teknolojilerin güvenlik açısından değerlendirilmesini sağlamak da çalışmalarımızın bir parçası olacaktır. Bununla birlikte, ulusal ve uluslararası mevzuatlara uygun güvenlik kriterlerinin geliştirilmesi de bu çalışmanın amaçları arasında yer almaktadır.

Çalışmanın amaçlarını belirlerken ulaşılması gereken hedefler arasında, reaktörlerin güvenli bir şekilde işletilmesi için detaylı güvenlik protokollerinin oluşturulması, ergimiş tuz reaktörlerinin sistem mühendisliği yaklaşımıyla detaylı bir güvenlik değerlendirmesinin yapılması, güvenliğin sürekli olarak sağlanabilmesi için denetim ve izleme kriterlerinin belirlenmesi ve bu kriterlerin nasıl uygulanacağına dair rehberlerin oluşturulması bulunmaktadır. Son olarak, reaktör personelinin güvenlik konusunda eğitilmesi ve bu konuda farkındalıklarının artırılması da önemli bir hedef olarak karşımıza çıkmaktadır. Bu amaçlar ve hedefler doğrultusunda tez kapsamında belirlenecek düzenleme kriterlerinin, MSR tasarımlarının lisanslandırılmasında esas olacak güvenlik kriterlerinin belirlenmesine önemli katkılar sağlayacağı düşünülmektedir.

2. GENEL BİLGİLER

Nükleer düzenleme, halkın ve çevrenin mutlak güvenliği esasına dayanarak kamu politikaları, iş dünyası ve mühendislik bir araya geldiği alanlarda faaliyetler göstermektedir. Nükleer düzenlemeler dinamik ve sürekli gelişen bir alandır. Düzenleme etkinliği politika yapıcılarının, endüstriyel paydaşların ve alanla ilgili mühendislerin birbiriyle bağlantılı sorumlulukları ile halk ve çevre güvenliğini garanti altına alırken teknolojik gelişmeye olanak tanıma kabiliyetine bağlıdır. Nükleer düzenleme kurumlarının temel hedefi prensipte basittir; sağlığı, emniyeti, güvenliği ve çevreyi korumaktır. Mevcut nükleer düzenleme süreçleri, nükleer güç santrallerinin insanların ve çevrenin iyonlaştırıcı radyasyonun zararlı etkilerinden korunması ilkelerine uygun şekilde çalışmalarını sağlayacak etkinliğe sahiptir (Seferinoğlu & Karagülle, 2022; White, 2019). Ancak nükleer enerji teknolojilerindeki sürekli ilerlemeler – yeni reaktör tasarımlarından, nükleer yakıt çevrimlerine ve atık arıtma proseslerine kadar – mevcut düzenleyici çerçevelerin sınırlarını sürekli zorlamaktadır. Nükleer enerji teknolojilerindeki gelişmeler nükleer güvenliği artırmak, enerji verimliliğini iyileştirmek ve nükleer teknolojilerin çevresel etkisinin azaltılmasını hedeflemektedir. Dolayısıyla, bu yeni teknolojileri değerlendirmek ve lisanslamak için mevcut nükleer düzenlemelerde yeni kriterlerin belirlenmesi gerekmektedir (Seferinoğlu, Karagülle, 2022; White, 2019).

Nükleer düzenlemelerin temel hedefi prensip olarak halk sağlığı, emniyeti, güvenliği ve çevreyi korumaktır. Ülkeler bu hedefe ulaşmak için farklı yaklaşımlara sahip olmakla birlikte, uygulanacak nükleer teknolojilerin, halk sağlığı, emniyeti, güvenliği ve çevrenin korunmasıyla ilgili gerekleri yerine getirme kabiliyetine sahip olmalıdır. Bir nükleer reaktör tasarımının güvenliği; reaktörü normal çalışma koşullarında kontrol etmek ve santral içi veya santral dışı olaylardan kaynaklı olası tehlikelerde nükleer güvenliği sağlama kabiliyetine sahip olmasıdır. Nükleer güvenliğin sağlanması ise bir dizi güvenlik fonksiyonlarının başarılı bir şekilde gerçekleştirilmesiyle sağlanabilmektedir. Genel olarak, reaktör sistemlerinde sürdürülebilir güvenliğin sağlanması; i) reaktörün başlama, işletim ve kapatma süreçlerinde reaktivitesinin kontrolü, ii) ısı transfer sistemlerinin kontrolü, iii) soğutucu sistemlerin, hacim, sıcaklık ve akış hızının kontrolü ve iv) kimyasal reaktivite ve radyolojik malzemenin kontrolüne bağlıdır. Dolayısıyla, nükleer reaktörler bu güvenlik parametrelerini yerine getirebilecek güvenlik sistemlerini içerecek şekilde tasarlanmalıdır. Bununla birlikte güvenlik fonksiyonlarının yerine getirilmesinde

gerekli olan güç kaynağı, aktif/pasif soğutma sistemleri gibi destekleyici unsurların tasarımı ve güvenlik sistemlerinde fiziksel ayırım, bağımsız çalışma, çeşitlilik ve yedeklemenin sağlandığı derinlemesine savunma sistemi kullanılmalıdır. Derinlemesine savunma prensibi tüm güvenlik fonksiyonlarının başarılı bir şekilde gerçekleşmesini ve reaktör tasarımının güvenli olmasını amaçlamaktadır (IAEA, 1996). Reaktör güvenliği düzenlemeleri ve lisanslanması ise ticarete konu olacak reaktör tasarımlarının gerekli güvenlik fonksiyonlarını gerçekleştirip gerçekleştiremediğinin denetlenmesi ve bağımsız olarak doğrulanmasında önemli roller üstlenmektedir. Geleneksel hafif su reaktörlerinden farklı olarak MSR'ler kendine özgü tasarım özelliklerine, işletim parametreleri ve güvenlik fonksiyonlarına sahiptir. Bu farklılıklar, ergimiş tuz reaktörlerinin lisansı nükleer endüstri ve düzenleyici kurumlar için birçok zorluklar ortaya koymakta ve özel ve yenilikçi yaklaşımlar gerektirmektedir (IAEA, 1996). Bu tez çalışmasında, ergimiş tuz reaktör tasarımlarının lisanslanması ve düzenlenmesi için olası tasarım kriterleri sunulmaktadır.

2.1. Nükleer Düzenleme İlkeleri

Nükleer enerjinin düzenlenmesine ilişkin mevzuatlar, uranyum cevherinin madenciliğinden başlar ve uranyumun işletilmesinden, yakıtın reaktörde kullanımı, tüketilmiş yakıtın taşınması, yeniden işlenmesi ve radyoaktif atıkların nihai bertarafına kadar tüm yakıt çevrimini kapsamaktadır (IAEA, 2016a). Tez kapsamındaki incelemeler nükleer güç santralleri ile sınırlandırılmıştır. Nükleer santral güvenliğini incelemek ve yeni santrallere lisans vermek için kullanılan nükleer düzenleme çerçeveleri; i) teknoloji, ii) risk ve iii) tanımlayıcı veya performansa dayalı gereksinimler olmak üç genel özelliklerle tanımlanabilir (White, 2019).

- i) Teknoloji – Çerçeve gereksinimleri herhangi bir nükleer reaktör teknolojisini düzenlemek için kullanılabilir mi veya gereksinimler teknolojiye özgü müdür?
- ii) Risk – çerçeve gereksinimleri öngörülen risk olasılıkları ve sonuçlarını nasıl değerlendirir?
- iii) Kuralcı veya performans temelli gereksinimler mi? - Santral güvenliği, belirlenen tasarım ve işletim koşullarının uygulanmasıyla veya genel tesis performansının değerlendirilmesiyle belirlenir.

Farklı düzenleyici çerçevelerin nihai hedefleri halk sağlığı ve güvenliğinin garanti altına alınması olsa dahi belirli bir çerçevenin seçimi, teknolojilerin nasıl düzenlendiği ve

sektörün nükleer güvenlik konuları ile ilgili ilkeler üzerinde **önemli bir etkiye sahip olmaktadır**. Nükleer enerji düzenlemelerinde kullanılacak yasal ve teknik çerçeve:

- i) uygulanacak kuralları, denetimlerin nasıl yapılacağını ve onay süreçlerini ile
- ii) radyasyon çalışanlarının güvenliği, riskleri analizleri ve önlemlerinin belirlenmesinde etkin rol almaktadır (White, 2019).

2.1.1. Teknolojiye özgü (technology specific)- teknolojiden bağımsız (technology inclusive)

Nükleer güç santral lisanslanmasına yönelik teknolojiye esaslı düzenleme çerçeveleri teknolojiye özgü teknolojiden bağımsız çerçeveler olarak iki grupta belirlenmektedir.

- **Teknolojiye özgü düzenleyici çerçeveler:** belirli bir reaktör tasarımına özgü teknolojik özellikler esas alınarak düzenleme kriterlerinin belirlenmesi anlamına gelmektedir. Bu çerçevelerin oluşturulmasında tasarım özellikleri, reaktör işletim prensipleri, pasif güvenlik özellikleri ve tasarıma özel yakıt türü esas alınarak oluşturulmaktadır. Bu yaklaşım söz konusu reaktör tasarım için çok hassas ve güvenilir güvenlik önlemleri getirir. Teknolojiye özgü gerekliliklerin en önemli dezavantajı yeni reaktör tasarımlarının incelenmesini geciktirebilir ve yeni teknolojileri temsil edecek bir emsal bulunmadığı durumlarda önemli lisanslama zorluklarıyla ile karşılaşılabilir. Dolayısıyla, teknolojiye özgü düzenleyici çerçevenin teknolojik özellikleri tamamen farklı olan yeni nesil reaktör tasarımlarına uyarlanması veya tamamen yeni çerçevelerin belirlenmesi gerekebilir (Petti, ve ark., 2017).
- **Teknolojiden bağımsız çerçeveler:** Bu çerçevede yer alan gereklilikler herhangi bir reaktör teknolojisine uygulanabilecek şekilde düzenlenmektedir. Esnek ve reaktör tasarımından bağımsız genel kriterlerden oluşmaktadır. Bu yaklaşım belirli bir tasarım detaylarına odaklanmak yerine tasarımdan bağımsız genel güvenlik prensiplerini, performans hedeflerini ve risk kriterlerini esas alır. Teknolojiden bağımsız düzenleyici çerçevelerin en önemli avantajı yeni reaktör tasarımlarının kolaylıkla uyum sağlayabilmesidir (Finan, 2016).

2.1.2. Risk temelli (risk informed) ve deterministik (deterministic) yaklaşımlar

Risk temelli ve deterministik yaklaşımlar nükleer güç santrallerinin güvenli işletimini sağlamak için kullanılmaktadır. Nükleer düzenleyici çerçeve, olası kaza senaryoları

risklerinin nasıl değerlendirileceği esas alınarak belirlenebilir. Deterministik Yaklaşımda-düzenleyici gereklilikler, kaza senaryosu tanımını ve sonuçlarını esas alınarak belirlenirken, senaryonun olma olasılığını dikkate almamaktadır. Risk Temelli Yaklaşımda-düzenleyici gereklilikler, baskın kaza senaryolarından türetilen deterministik gerekliliklere dayanmaktadır. Deterministik bir düzenleyici yaklaşım, olma olasılığı neredeyse sıfır olan ancak sonuçları yüksek olan olaylara odaklanırken, risk temelli yaklaşımda ise sonuçları düşük fakat olma olasılığı yüksek olan olaylara odaklanmaktadır. Bu tür olaylardan kaynaklanan toplam risk diğerlerine göre çok daha yüksektir (Vietti-Cook, 1999). Risk temelli bir düzenleyici çerçeve, olasılıksa risk değerlendirmesinden elde edilen öngörülerin tasarım güvenlik analizlerinde önemli olmanın yanı sıra belirli güvenlik kriterlerinin geliştirilmesini sağlamaktadır.

2.1.3. Kuralcı (prescriptive) düzenleme ve performans temelli (performance-based) düzenleme

Kuralcı düzenlemeler bir faaliyetin nasıl yapılması gerektiğini ayrıntılı olarak belirlerken, performans temelli düzenlemeler hangi sonuçların veya performans hedeflerini karşılaması gerektiğini belirlemektedir. Kuralcı gereklilikler bir güvenlik hedefini karşılamak için kullanılması gereken tasarım özelliklerini, analiz tekniklerini veya operasyonel uygulamaları tanımlamaktadır. Buna karşılık, performans temelli gereklilikler, tasarımın karşılaması gereken genel bir güvenlik hedefi veya ölçütü sunmaktadır (Kadamabi, 2002). Bir başka deyişle, kuralcı (prescriptive) gereklilikler güvenlik hedeflerinin nasıl başarılması gerektiğini belirtirken, performans temelli gereklilikler hangi güvenlik hedeflerinin başarılması gerektiğini ifade eder. Kuralcı düzenlemelerin lisanslama için gerekli net kriterler ortaya koyması en önemli avantajıdır. Bu avantajına karşılık en büyük dezavantajı, güvenlik hedeflerine ulaşmak için kullanılan yöntemlere odaklanmaları ve nihai hedefin kendisine odaklanmamalarıdır. Bu dezavantajın iki önemli sonucu vardır: i) birincisi, yenilikçi güvenlik çözümlerini engellemektedir. ii) ikincisi ise hedefe değil de yalnızca yönteme odaklanması, belirlenen yöntemlerle ulaşılması gereken nihai güvenlik hedeflerin ne ölçüde gerçekleştirildiği konusunda belirsizliklere neden olmaktadır (Finan, 2016).

Performans temelli düzenleme gereklilikleri, karşılanması gereken güvenlik hedeflerini net bir şekilde belirler ve reaktör tasarımının bu güvenlik hedeflerini nasıl yerine getirdiğinin ortaya koyması ve ispatlaması gerektiğini vurgulamaktadır. Bu yaklaşımın başlıca

avantajı, tasarım ve işletim esnekliği sağlaması ve kaza koşulları için santral dışı doz limitleri gibi belirlenen genel amaçlı güvenlik limitlerinin tüm reaktör tasarımlarına uygulanabilmesidir. Performans temelli gerekliliklerin en büyük dezavantajı, önerilen yöntem belirsizlikleri ve güvenlik gerekliliklerinin karşılayıp karşılamadığının yoruma açık olmasıdır. Performans temelli bir düzenleme çerçevesi, reaktör tasarımları ve özelliklerinde inovatif çözümler geliştirilmesinde azami esneklik tanınmasına karşılık halk sağlığı ve güvenliğinin yeterli düzeyde korunmasını sağlar (Kadamabi, 2002).

2.2. Ticari Nükleer Reaktör Tasarımları

Nükleer enerji üretiminde kullanılan reaktör tasarımları, güvenlik, verimlilik ve yakıt kullanım ömrü açısından sürekli geliştirilmektedir. Günümüzde işletmede olan nükleer güç reaktörlerin çoğunluğu fisyon enerjisini termal nötron reaksiyonları ile sağlamaktadır. Termal reaktörlerde fisyon reaksiyonlarından oluşan hızlı nötronları termal enerjiye dönüştürmek için yavaşlatıcı (moderatör) kullanılmaktadır. Bu amaçla genellikle düşük kütle numarasına sahip H_2O , D_2O , grafit ve berilyum gibi çekirdekle kullanılmaktadır. Ticari güç reaktör sistemleri beş farklı tasarımından oluşmaktadır.

- Nükleer güç endüstrisinin dayanak noktası olan hafif su reaktör (light Water Reactor, LWR) tasarımları;
 - Basıncılı Su Reaktörleri (Pressurized Water Reactor – PWR – Nükleer Buhar Sağlama Sistemi (Nuclear Steam Supply System NSSS) reaktör – buhar jeneratörü kombinasyonu olan yüksek basınçlı tasarımlar).
 - Kaynamalı Su Reaktörleri (Boiling Water Reactor – BWR – Nükleer Buhar Sağlama Sistemi reaktör olan düşük basınçlı tasarımlar).
- Gelişmiş Basıncılı Su Reaktörleri (Advanced Pressurized Water Reactor – APWR – PWR reaktörlerinin temel bileşenlerinin yanı sıra pasif güvenlik sistemleri gibi gelişmiş tasarım öğeleri içeren tasarımlar).
- Gelişmiş Kaynar Su Reaktörleri (Advanced Boiling Water Reactor – ABWR)
- Basıncılı Ağır Su Reaktörleri (Pressurized Heavy Water Reactor – PHWR)
- Gaz Soğutmalı Reaktörler (Gas Cooled Reactor – GCR)

Bu reaktör tasarımları arasında PWR, BWR ve PHWR reaktörleri dünyada en yaygın işletmede olan tasarımlardır. Bu reaktörlerin dışında Hızlı Üretken Reaktörler (Fast - Breeder Reactor – FBR) ve Grafit Yavaşlatıcılı Su Soğutmalı Reaktörler (Light Water Cooled Graphite Moderated Reactor-LWGR) gibi tasarımlar da mevcut olup bazı ülkeler tarafından kullanılmaktadır (TAEK, 2008a).

2.2.1. Lisanslama sürecine tabi olan reaktör tasarımları ve özellikleri

Dünya genelinde işletimde olan ticari nükleer reaktörlerin %85'i hafif su reaktörleridir. Bu reaktörlerde hafif zenginleşmiş uranyum yakıtları ve soğutucu sistem olarak su kullanılmaktadır. İşletimde olan LWR'lerde kritik güvenlik fonksiyonları aktif ve pasif yedekleme sistemleri (örneğin, reaktör kapatma, soğutma ve elektrik sistemleri) ve işletmeciler eylemlerinin bir kombinasyonu şeklindedir. Bu sistemler güvenlik arızasının meydana gelme olasılığını azaltmakta ve/veya olası arıza sonuçlarının hafifletilmesini sağlamaktadır. Böylelikle yürürlükte olan tasarıma yönelik düzenleyici çerçeve koşullarına ulaşılmasını garanti altına almaktadır. Özellikle bazı tasarıma yönelik düzenleme kriterleri, tasarım temelli kazalarda radyolojik salımlara neden olabilecek sistemlerin kontrol edilmesini sağlamaktadır. Günümüzde ticari nükleer güç santralleri için mevcut olan nükleer güvenlik düzenlemeleri ve lisanslama süreçleri sosyal ve politik güçlerin, nükleer güç reaktörlerin işletiminden ve büyük nükleer kazalardan edinilen öğretilerin bir ürünüdür. Nükleer düzenlemeler ülkelerin deneyimlerinin yanı sıra ekonomik ve politik sistemlerine göre farklılıklar göstermesine rağmen temel nükleer düzenleme ilkeleri dünya çapında aynıdır. Dolayısıyla, bu çalışmada incelenecek MSR tasarımı özelinde düzenleyici kriterlerin belirlenmesi mevcut lisanslama kriterlerine temel olan hafif su reaktör tasarımlarının detaylı incelenmesi faydalı olacaktır.

2.2.1.1. Basıncılı su reaktörleri (Pressurized Water Reaktör-PWR)

Hafif su reaktör sınıfında olan PWR tasarımı bir denizaltı güç santrali olarak ortaya çıkmıştır. Günümüzde, dünyada ticaretine konu olan en yaygın reaktör tasarımlarıdır. PWR tasarımlarının şematik diyagramı Şekil 2.1'de verilmiştir. Tasarımın genel özelliklerine bakıldığında, su hem soğutucu ve hem de yavaşlatıcı görevi görmektedir. Yakıt olarak %3 - %5 oranında zenginleştirilmiş uranyum kullanılmaktadır. PWR'de yaklaşık 80-100 ton uranyum ile 150-200 adet yakıt demeti bulunur. Her yakıt demeti reaktör korunda dikine yerleştirilmiş yaklaşık 200-300 adet yakıt çubuğuna sahiptir

(WNA, 2025). Termal nötron spektrumunda çalışan reaktörden üretilen enerji, birincil devre soğutucu sistem vasıtasıyla reaktör korundan çekilmektedir. Şekil 2.1’de görüldüğü gibi soğutucu basınç kabına giriş sıcaklığı 290°C sıcaklıkta korun dış çevresinden aşağı doğru akar, kor içerinden yukarıya doğru hareket ederken ısınır ve reaktör kabını yaklaşık 330°C’ sıcaklıkta terk eder. Reaktör kabında kaynaması istenmeyen su atmosfer basıncının yaklaşık 150 katı -15MPa veya 2250 psi- basınç altında tutulur (Lamarsh ve Baratta, 2001; IAEA, 2019a).

Türbin için gerekli olan kızgın buhar reaktör kabının dışında üretilmektedir. PWR’larda buhar, kor bölgesinden besleme su ile transfer edilen ısı enerjisi, “*buhar jeneratörü (veya buhar üretici)*” olarak bilinen ve sıcak hattında reaktörden gelen sıcak suyun bulunduğu bir ısı değiştiricisi yardımıyla üretilmektedir. Birinci devreden gelen yüksek basınç ve sıcaklıktaki su, buhar jeneratörün altından girer ve ters-U (veya düz boru) şeklinde olan binlerce tüp içinden geçer. Bu tüplerin içinden geçen sıcak su ısı enerjisini, tüpleri çevreleyen ve türbin yoğuşturucusundan geri dönen düşük basınçlı soğuk besleme suyuna aktarır. Böylelikle, buhar jeneratörünün “buharlaştırıcı” bölümünde besleme suyu kaynatarak buhar fazına geçer. Buharlaştırıcıdan elde edilen ıslak buhar, buhar üreticisinin üst kısmında bulunan tambur bölümüne geçer. Islak buhar, tambur bölümünde bulunan nem ayırıcılar vasıtasıyla kuru buhar haline gelir. Tasarımlara bağlı olarak farklılıklar göstermekle birlikte, PWR sistemlerinde, yaklaşık 293°C sıcaklıkta ve 5 MPa basınçta buhar üreten reaktör başına dört buhar jeneratörü bulunmaktadır. PWR santrallerinin termal verimliliği, üretilen buharın sıcaklığı ve basıncına bağlı olarak değişmektedir. Basınç ve sıcaklık arttıkça santral verimi de artmaktadır (Liu ve Fan, 2014). PWR buhar sağlama sistemlerinde, her soğutucu döngüsünde bir tane olacak şekilde dört soğutucu su pompası ve basıncı dengede tutmaya yarayan bir adet basınçlaştırıcı (Pressurizer) bulunmaktadır. Soğutucu su pompaları reaktör basınç kabı ile buhar jeneratörü arasında su döngüsünü sağlamaktadır.

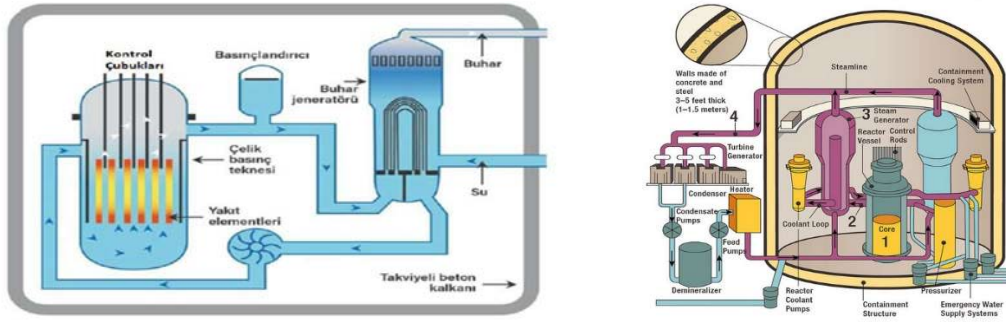
Basınçlaştırıcı ise reaktör basınç kabında meydana gelebilecek basınç değişimlerinin ayarlanması amacıyla kullanılmaktadır. Suyun sıkıştırılmama özelliğine sahip olması, soğutucu hacmindeki küçük değişikliklerin sistem basıncında büyük değişimlere neden olmaktadır. Dolayısıyla, sistem güvenliğini sağlamak ve basınç değişimlerini engellemek için PWR tasarımlarının soğutucu döngülerinden birinde basınçlaştırıcı kullanılmaktadır. Basınçlaştırıcı, üst bölümünde buhar ve basınca duyarlı su püskürtme sistemi ile alt bölümünde ise su ve basınca duyarlı daldırma tipi ısıtıcılar ile donatılmış bir tanktır.

Basınçlaştırıcının çalışma prensibi, santral elektrik yükünün azalması, türbin güç çıktısının azalmasına neden olmaktadır. Bu durum reaktör kabındaki soğutucu sıcaklığının artmasına ve soğutucu hacminin artmasına yol açar. Soğutucunun genleşmesi, buhar basıncının artması sağlamaktadır. Buhar basıncının artması ise buharlaştırıcıdaki soğutucu seviyesinin püskürtme vanalarının harekete geçirmesini sağlayacak kadar artmasına neden olmaktadır. Sistemin üst kısmındaki püskürtme vanalarının devreye girmesi soğutucu akımlarından birinden gelen suyun buhar üzerine püskürtülmesi ile buharın bir kısmı yoğunlaştırılır. Böylelikle reaktör basıncı azaltılır ve basınç artışı engellenir. Elektrik yükü artması ise reaktör basıncının düşmesine ve suyun bir kısmının buharlaşmasına neden olur. Basıncın daha fazla düşmesini engellemek için basınçlaştırıcının alt kısmında bulunan elektrikli ısıtıcıların devreye girmesi ve suyun bir kısmının buharlaşması sağlanır. Bu da reaktör basıncının tekrar artmasını sağlar.

Buhar jeneratöründe elde edilen buhar elektrik üretilmek üzere türbin sistemlerine gönderilir. Burada yüksek basınç ve sıcaklıkta gelen buharın türbinleri döndürmesi ile ısı enerjisi hareket enerjisine ve hareket enerjisi de jeneratörlerle elektrik enerjisine dönüştürülmektedir. Türbin çıkışından gelen basıncı ve enerjisi azalmış buhar yoğunlaştırıcıda sıvı faza geçer ve yoğunlaşma suyu buhar üretilmek üzere yeniden buhar jeneratörüne döner. PWR tasarımlarında ikisi kapalı devre olan üç farklı soğutma döngüsü bulunmaktadır. Birinci devre fisyon reaksiyonlarından elde edilen ısı enerjisinin buhar jeneratörüne transferini sağlarken, düşük basınca sahip ikinci döngü suyun türbinler için gerekli olan kızgın buharı üretmektedir. Kapalı devre olan bu döngüler dışında soğutma suyunu deniz, nehir gibi dış kaynaktan alan açık devre üçüncü soğutma devresi ise Yoğuşturucu sistemden geçen buharın yoğunlaşmasını sağlamaktadır. Yoğuşturucudan geçerken ısınan üçüncü devre suyunun atık ısıyı soğutma kulesi, seyreltme gibi sistemler kullanılarak uzaklaştırılarak tekrar su kaynağına aktarılır (Koizumi ve ark., 2021).

PWR tasarımlarında reaktör kontrolü ve reaktör kapatma işlemleri, reaktör kabı üstünden hareket etmesi sağlanan kontrol çubukları ve kimyasal nötron soğurucu malzemelerin kullanılmasıyla gerçekleştirilmektedir. Kimyasal sistemlerde, çoğalma faktörünün değeri, soğutucu sistemlerde çözünen borik asit, gadolinyum gibi nötron soğurucu konsantrasyonu değiştirilerek ayarlanmaktadır. Reaktör güvenliği açısından PWR tasarımlarındaki; enerji üretim kontrol sistemleri, basınçlaştırıcı ve bir kaza durumunda reaktör korunu soğutan acil durum kor soğutma sistemleri önemli bileşenler arasında yer

almaktadır.(TAEK, 2008-A; WNA, 2025; Koizumi, Y, Okawa, T, Mori, S. 2021).

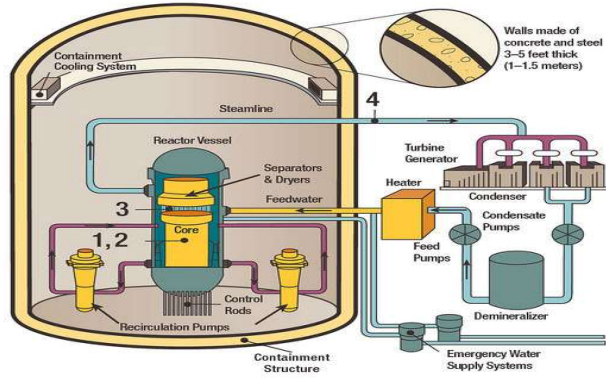


Şekil 2.1 Basınçlı Su Reaktörünün (PWR) Şematik Diyagramları (WNA,2025;U.S.NRC, 2023)

2.2.1.2. Kaynamalı su reaktörleri (Boiling Water Reaktör-BWR)

Kaynamalı su reaktörleri yaygın olarak kullanılan ikinci nükleer enerji teknolojisidir ve dünya genelinde yaklaşık %18'lik paya sahiptir. PWR teknolojisinde olduğu gibi UO_2 yakıtı kullanılmakta ve buhar – türbin çevriminde soğutucu ve yavaşlatıcı olarak hafif su kullanılmaktadır. Şekil 2.2'de şematik diyagramı görülen BWR tasarımlarında soğutucu suyun reaktör içerisinde kaynamasına izin verilmektedir. Düşük basınçlarda kaynayan suyun meydana getirdiği kaynamanın kararsızlığı -buhar kabarcıklarının kaotik oluşumu ve hareketi- basınç yükseltilerek engellenmektedir. Basınç yükseltildiğinde kaynama kararlı ve reaktör kontrol edilebilir hale gelmektedir (WNA, 2025). BWR tasarımlarında temel avantajı buharın reaktör içerisinde üretilmesi ve doğrudan türbinlere gitmesidir. Dolayısıyla, PWR tasarımlarının aksine farklı ısı aktarım döngülerine sahip buhar jeneratörlerine ihtiyaç duyulmamaktadır. Reaktör korundan geçen su yaklaşık 7 MPa (60-70 atm, 900 psi) basınç altında tutularak yaklaşık 285°C'de kaynaması sağlanır. Basıncın PWR tasarımlarının yaklaşık yarısı kadar olması nedeniyle, BWR tasarımları için gerekli olan basınç kabı duvar kalınlığının daha azdır. Buna karşılık güç yoğunluğu açısından karşılaştırıldığında, BWR tasarımlarının güç yoğunluğu daha düşüktür. Bu da Reaktör kabının PWR tasarımlara oranla daha büyük olmasına neden olmaktadır. Suyun kor bölgesinde kaynaması ısı transferinin PWR'lerine oranla daha fazla olmasını sağlamaktadır. Dolayısıyla, aynı güç çıktısına sahip BWR tasarımlarında PWR'lara göre birim zamanda çok daha az su pompalanmaktadır. Buna karşılık reaktör korundan geçen su radyoaktif olmaktadır. BWR reaktör tasarımlarında birincil döngü reaktör binası dışına çıkması radyoaktif suyun diğer sistemlere yayılmasına yol açabilir. Bu nedenle bir BWR güç santralinin türbinler, yoğunlaştırıcı, ısıtıcılar, pompa ve borular gibi buharın

kullanıldığı tüm sistemlerin zırhlanması gerekmektedir (TAEK, 2008a; WNA, 2025). Dolayısıyla, soğutucu sistemin olası kontaminasyonu söz konusu olduğu için bu durum BWR tasarımlarının dezavantajı olarak görülmektedir. Bununla birlikte, reaktör kabının üst kısmında buharın olması fisyon sırasında oluşan hızlı nötronları yavaşlatma oranının azalmaktadır. Reaktörde olası aşırı ısınma durumunda buhar oranının artmasına bağlı olarak nötronların yavaşlatılma oranlarının düşmesi aynı zamanda fisyon veriminin azalmasına neden olmaktadır. Buna karşılık, reaktör kabının üst kısmında buhar bulunması tasarıma doğal güvenlik özelliği kazandırmaktadır. Reaktörün üst kısmında, ıslak buharın sudan ayrılması, kurutulması ve buhar-türbin çevrimine gönderilmesi için özel ekipmanlar bulunmaktadır. Suyu buhardan ayırmak için buhar ayırıcıdan geçen buhar daha sonra buhar kurutucu sisteminden geçer ve son olarak elektrik üretmek için türbin sistemine gider. Türbininden çıkan düşük enerjili ve düşük basınçlı buhar kondensatörde yoğunlaştırılır ve büyük bir sirkülasyon pompası yardımıyla tekrar çevrime dahile edilir. Buhar ayırıcı ve kurutucu sistemlerinden geçen su, yoğunlaştırucudan geçen besleme suyuna karışarak reaktör korunun dışından kor kılıfı ve basınç kabı arasındaki *aşağı devir borusundan* (downcomer) korun alt kısmına hareket eder. Kondansatörden elde edilen sıvı fazdaki su (kondensat) farklı türbin kademelerinden gelen buharı kullanarak besleme suyunun sıcaklığı yükseltilir. Reaktörün üst kısmında kaliteli buhar elde etmek için gerekli sistemlerin olması kontrol çubuklarının reaktörün alt kısmında bulunmasına neden olmaktadır. Bununla birlikte, kontrol çubuklarının su içerisindeki hareketinin çoğalma faktörü (k değeri) üzerine etkisi, buhar içindeki hareketinden çok daha fazladır. Kontrol çubuklarının ve hareket mekanizmasının reaktör kabının altında olması ise, olası acil durumlarda güvenlik açısından dezavantaj olarak görülmektedir. Acil durumlarda reaktörün kapatılmasını sağlayan kontrol çubuklarının aşağıya düşmesi yerine aşağıdan yukarıya doğru itilmesi gerekmektedir. BWR ve PWR tasarımlarının her ikisinde yakıt olarak hafif zenginleştirilmiş (%3-%5 civarında) uranyum kullanırlar ve kor konfigürasyonu her iki reaktör türü için neredeyse aynıdır (TAEK, 2008a).



Şekil 2.2 Kaynamalı Su Reaktörünün (BWR) Şematik Diyagramı (U.S.NRC, 2023)

2.2.1.3. Tasarım farklılıkları

BWR ve PWR tasarımları dünyada kullanılan en yaygın iki hafif su reaktör (LWR) tipidir. Temel sistem elemanları ve termal çevrim sistemleri benzer özelliklere sahip olmakla birlikte kor bölgesindeki su kimyasında temel farklılıklar olmasının yanı sıra, sistem konfigürasyonu, buhar üretimi ve bazı güvenlik parametreleri bakımından önemli farklılıklar içermektedir. BWR ve PWR türleri arasındaki tasarım farklılıkları Tablo 2.1’de karşılaştırılmalı olarak verilmiştir.

Tablo 2.1. PWR ve BWR Tasarım Farklılıkları

Eleman / Sistem	BWR (Boiling Water Reactor)	PWR (Pressurized Water Reactor)
Reaktör Basınç Kabı	- Suyun buharlaşmasına izin verilir - Buhar ayırıştırma ve kurutma sistemlerin içerir - Reaktör boyutu daha büyüktür	- Suyun buharlaşmasına izin verilmez, - Yüksek sıcaklıkta su içerir, - Reaktör boyutu küçük
Basınç Termal Verimlilik	~70 bar Orta	~150 bar Orta
Kor	- Düşük zenginleştirilmiş UO_2 80-100 Ton Yakıt 200-300 Yakıt Çubuğu	- Düşük zenginleştirilmiş UO_2 – ~140 Ton Yakıt 74-100 Yakıt Çubuğu
Buhar Üretim Sistemleri	Buhar Kubbesi - Buharlaştırıcı Bölüm - Kor Bölgesi - Nem Ayırıştırıcı - Kurutucu Plakalar	Buhar Jeneratörü - Buharlaştırıcı Bölüm - Buhar Tamburu - Nem Ayırıcı - Kurutucu

Eleman / Sistem	BWR (Boiling Water Reactor)	PWR (Pressurized Water Reactor)
Buhar Türbin Çevrimi	Reaktör Devresi-Türbin (Birinci ve İkinci Devre Aynı)	Reaktör Devresi – Buhar Jeneratörü – Türbin (Birinci ve İkinci Devre Birbirinden Ayrı)
Kontrol Sistemleri	Reaktör Gücü - Kontrol Çubukları – Bor Karbür Plakalar, Reaktör Altında - Reaktör Korundan Geçen Su – Devridaim Pompaları ve Akış Kontrol Vanaları Çekirdekten Geçen Suyun Akış Hızını Ayarlamak) - Negatif Sıcaklık Katsayısı Reaktör Basıncı - Ana Türbin Vanaları - Ana Buhar Bypass Vanaları, Reaktör Su Seviyesi - Ana besleme Suyu Sistemi - Besleme Suyu Kontrolörü – Düşük Güç - Üç Elemanlı kontrol Modülü – Yüksek Güç Acil Durum - Reaktör Gücü %50 azaltılır – Besleme suyu pompasından birinin kaybı - Acil Çekirdek Soğutma Sistemi – iki besleme suyu pompaları Kaybı	Reaktör Gücü - Kontrol Çubukları - Bor ve Kadmiyum – Reaktör Kabı Üstünden - Kimyasal Kontrol – Borik Asit (birincil reaktör soğutma suyu borik asit konsantrasyonun ayarlanması) - Negatif Sıcaklık Katsayısı Acil Durum - Kontrol Çubukları - Borik Asit
Radyoaktivite Kontaminasyon Riski	Reaktör Devresi - Türbin Çevrimi (Birinci ve İkinci Çevrim)	Reaktör Devresi (Birinci Devre)
Besleme Pompası	Kondens suyu reaktöre geri gönderir.	Sekonder devrede buhar jeneratörüne su basar.
Basınçlandırıcı (Pressurizer)	-	Birinci çevrimdeki soğutma suyunun kaynamasını önlemek
Sirkülasyon Pompası	Reaktör Besleme Suyu Sistemi	Birinci Devre Soğutma Sistemi

BWR, suyu reaktör içinde kaynatarak doğrudan buhar üretir ve türbine gönderir; bu nedenle sistemde buhar jeneratörü veya basınçlandırıcı kullanılmamaktadır.

2.2.1.4. Temel nükleer güvenlik kriterlerine uyumu

PWR ve BWR tasarımlarının her ikisi de yürürlükte olan aynı temel nükleer güvenlik kriterlerine dayanmaktadır (IAEA, 2016b). Nükleer güvenlik kriterlerinin temel amacı nükleer enerji teknolojilerin kullanıldığı alanlarda radyoaktif maddelerin kontrol altında tutulmasını ve halk ile çevrenin olası radyolojik etkilerinden korunmasını sağlamaktır (NEA, 2021). Genel olarak nükleer güvenlik “derinlemesine savunma” (*defense-in-depth*) ilkeleriyle uygulanmaktadır (IAEA, 2006a). Derinliğine savunma ilkeleri, olası kaza durumlarında radyoaktif madde salınımını önlemek için birden fazla fiziksel bariyer ve güvenlik sistemlerinin kullanılmasını içermektedir (IAEA, 2016b). Nükleer güvenlik: reaktivite kontrolü, ısı transferinin etkin bir şekilde sağlanması ve radyoaktif maddelerin hapsedilmesi prensiplerine dayanmaktadır (NEA, 2021).

- i) Reaktivite kontrolü: fisyon zincir reaksiyonunun kontrol altında tutulmasını,
- ii) Isı transferinin sağlanması; reaktör çekirdeğinde üretilen ısı enerjisinin reaktörün işletimi, kapatılması ve sonrasında (atık ısı) güvenli bir şekilde uzaklaştırılması,
- iii) Radyoaktif maddelerin hapsedilmesi ise; derinlemesine savunma ilkesinin temelini oluşturur ve fisyon reaksiyonu ile üretilen radyoaktif maddelerin reaktörün normal ve anormal (kaza durumu) işletim koşullarında çevreye yayılımının engellenmesi esaslarına dayanmaktadır (IAEA, 2007; IAEA, 2016a; IAEA, 2021).

PWR ve BWR farklı tasarımsal özelliklere sahip olmaları nedeniyle nükleer güvenlik kriterlerini farklı mühendislik yaklaşımlarıyla yerine getirmektedir (IAEA, 2016b). BWR ve PWR tasarımlarının her ikisinde de derinlemesine savunma ilkesi esas alınmaktadır (IAEA, 2007).

Genel nükleer güvenlik kriterlerine göre değerlendirme:

- Reaktivite kontrolü:
 - PWR tasarımında reaktivite kontrol çubukları ve kimyasal (borik asit) kontrol sistemleri birlikte kullanılarak çok hassas bir şekilde kontrol etmektedir. Ayrıca, doğal güvenlik mekanizması olan negatif sıcaklık katsayısına sahip

olması reaktivite kontrolü açısından avantajlı konuma getirmektedir (Todreas & Kazimi, 2012).

- BWR tasarımlarında reaktör altından giren kontrol çubukları ve soğutucu pompası hızının ayarlanmasıyla reaktivite kontrolü sağlanmaktadır. Reaktör çekirdeğinde oluşan buhar boşlukları nötron moderasyonunu azaltarak reaktiviteyi doğal olarak sınırlar. Negatif buhar boşluğu katsayısı iç güvenlik mekanizmasıdır. BWR’lerde güç değişimleri çekirdek içindeki su seviyesi ve buhar oluşumunu etkiler, bu da nötron akısı dengesini etkilemektedir (IAEA, 2016a).
- Isı transferinin sağlanması:
 - PWR tasarımlarında birincil ve ikincil soğutma devreleri reaktör çekirdeğinde üretilen ısıyı türbinlere veya ısı yutuculara taşınmasını sağlar. Bununla birlikte birincil devredeki yüksek basınç nedeniyle oluşabilecek LOCA – Loss of Coolant Accident – durumlarında devreye girecek Acil Durum Çekirdek Soğutma Sistemleri (ECCS) bulunmaktadır. ECCS, borik asit eklenmiş soğutma suyunu yüksek basınçlı enjeksiyon sistemleri (HPIS) ve düşük basınçlı enjeksiyon sistemleri (LPIS) ile çekirdeğe pompalamak için tasarlanmıştır. Son yıllarda yerçekimi gibi doğal kuvvetlere dayalı pasif güvenlik sistemleri de kullanılmaktadır (NEA, 2024).
 - BWR tasarımlarında birinci soğutma devreleri çekirdekte üretilen ısıyı türbinlere taşınmasını sağlar. LOCA durumunda kullanılabilecek farklı acil durum çekirdek soğutma sistemleri bulunmaktadır. ECCS arasında yüksek basınçlı enjeksiyon (HPCI) ve düşük basınçlı enjeksiyon (LPCI) sistemlerinin yanı sıra basınç düşürme sistemleri (ADS) bulunmaktadır. Basınç düşürme sistemleri birincil devrenin basıncını düşürerek düşük basınçlı sistemlerin devreye girmesini sağlamaktadır. PWR’larda olduğu gibi bazı BWR tasarımlarda pasif soğutma sistemleri bulunmaktadır (IAEA, 2016b).
- Radyoaktif maddelerin hapsedilmesi:
 - Reaktör binası:
 - PWR tasarımlarında betonarme ve çelikten yapılmış reaktör binası birincil sistemlerden olası radyoaktif sızıntıları tutmak için tasarlanmış son bariyerdir (IAEA, 2007).
 - BWR tasarımlarında reaktör binasında kaza durumlarında basıncı düşürmek amacıyla kullanılan bir su havuzu bulunmaktadır. Bununla

birlikte, birincil devrenin türbin sistemine doğrudan bağlı olması, buhar türbini ve birincil devrenin dolaştığı diğer hatların radyolojik kontaminasyona neden olmaktadır. Bu nedenle, BWR tasarımlarında buhar – türbin hattının zırhlanması kritik öneme sahiptir (NEA, 2025).

- Radyolojik koruma

- PWR’larda birincil ve ikincil soğutma devrelerinin ayrı olması buhar – türbin hattının radyasyon seviyesinin düşük olmasına neden olur (Todreas & Kazimi, 2012).
- BWR tasarımlarında ise buhar – türbin çevrim hattının doğrudan bağlı olması, türbin – kondenser gibi sistem bileşenlerinde radyoaktif olma olasılığını ortaya koymaktadır. Bu durum bakım-onarım süreçlerinde ilave radyolojik koruma önlemleri gerektirmektedir (IAEA, 2016a).

PWR ve BWR’larda derinlemesine savunma ilkeleri yakıt paletlerinin fisyon ürünlerini kristal yapısında tutması ile başlamaktadır. Yakıt zarfı ise fisyon ürünlerinin soğutucu sisteme karışmasını önlemek amacıyla tasarlanmıştır (NEA, 2025).

Her iki reaktör tipi, nükleer güvenlik açısından avantaj ve dezavantajlar barındırmakla birlikte özellikle basınç düzeyi, radyasyon yayılımı, devre yapısı, basınç kontrol sistemleri ve termal-hidrolik davranış üzerinden değerlendirilebilir (IAEA, 2016b).

- Basınç seviyesi ve patlama riski:

Nükleer santrallerde olası bir “patlama” riskinin genel anlamı fisyon reaksiyonunun kontrolden çıkmasından ziyade basınçlı sistemlerin aşırı basınca maruz kalmasıdır. Buhar veya hidrojen patlaması olasılığı bulunmaktadır. Buhar patlaması: soğutma suyunun aşırı ısınması ile soğutma suyunun buhar fazına dönüşmesi buhar basıncının artmasına neden olur. Buhar basıncının basınçlı kapların veya boru hatlarının dayanım sınırını aşması sonucu fiziksel bir patlama gerçekleşir. Hidrojen patlaması ise reaktör çekirdeğinin aşırı ısınması ve kısmen erimesi durumunda erimiş yakıtın su ile etkileşmesi veya zirkonyum yakıt zarfının yüksek sıcaklıkta su buharı ile reaksiyona girmesi sonucu hidrojen gazı oluşur. Hidrojen gazının birikmesi ve havadaki oksijen ile yanma reaksiyonu verecek derişime ulaşması halinde patlama gerçekleşir.

- BWR’ler yaklaşık 70 bar basınç altında çalışması, sistemde bir sızıntı veya arıza oluştuğunda patlama riski daha düşüktür. Bu, özellikle yüksek basınca dayanıklı karmaşık bileşenlerin gerekliliğini azaltır ve sistemin yapısal yükünü

hafifletir. Düşük basınç, aynı zamanda sızdırmazlık sistemlerinin daha basit olmasına olanak tanır (WNA, 2025).

- PWR tasarımlarının ~155 bar yüksek basınç altında çalışması, basınç kontrolü ve patlama riskini en aza indirmek için çok katmanlı güvenlik sistemleri gerektirmektedir. Dolayısıyla, PWR tasarımları reaktör basınç kabı ve boru hatları gibi bileşenleri en yüksek çalışma basıncı ve sıcaklıklarının çok üstündeki bir güvenlik aralığına uygun tasarlanır. Bununla birlikte, özel emniyet valfleri ve acil durum basınç tahliye sistemleri gereklidir. Bununla birlikte, PWR’larda birinci devre basıncını sabit tutmak için basınçlandırıcı kullanılır. Basınçlandırıcı, PWR sistemlerinde basınç kontrolü için kritik öneme sahip güvenlik elemanıdır (IAEA, 2022).

2.3. IV. Nesil Nükleer Reaktörler

Nükleer güç reaktör tasarımlarının tarihsel gelişimine bakıldığında, Şekil 2.3’de görüldüğü gibi IV. nesil nükleer reaktör tasarımlarında güvenlik, atık minimizasyonu ve nükleer silahlanmaya karşı dirençli enerji teknolojileri ön plana çıkmaktadır. Nükleer enerji güvenliğini daha ileriye taşımak ve mevcut reaktör tasarımlarının eksikliklerini gidererek üretim kalitesini artırmak amacıyla, 2002 yılında IV. Nesil Uluslararası Forum (Generation IV International Forum, 2002), tarafından IV. nesil nükleer enerji sistemleri üzerine kapsamlı bir araştırma başlatılmıştır.

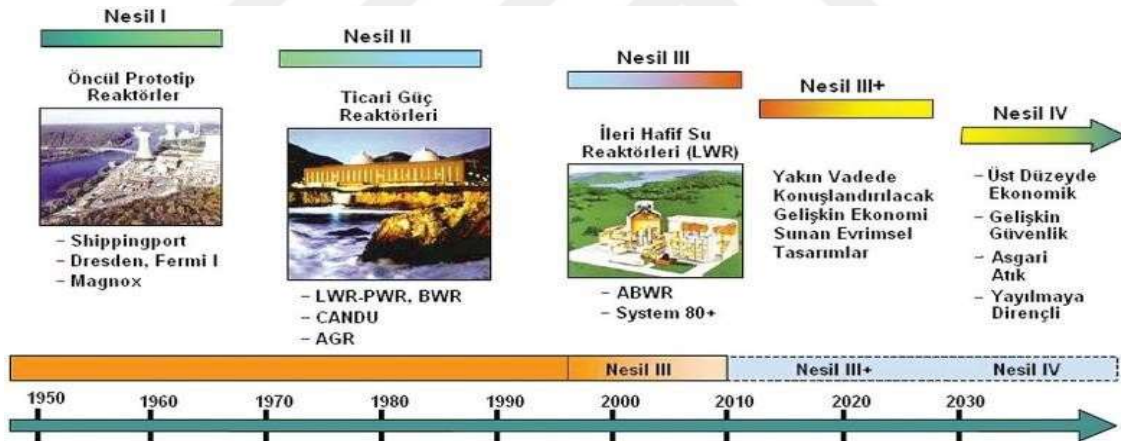
GIF tarafından;

- I) Gelişmiş güvenlik ve güvenilirlik: nükleer kaza olasılığını en aza indirmek ve fiziksel olarak imkansız hale getirmeyi,
- II) Sürdürülebilirlik; nükleer yakıt kullanım verimliliğini artırmak ve nükleer atık üretimini en aza indirmeyi,
- III) Ekonomik rekabet gücü; yatırım maliyeti ve finansal riski azaltmak,
- IV) Nükleer silahlanmaya karşı direnç (*Nuclear Non-Proliferation*); Nükleer silah yapımında kullanılan malzemelerin kötü niyetli aktörlerin eline geçmesini engellemek,
- V) Nükleer enerji teknolojilerin endüstriyel uygulamalara entegrasyonu,

Ana tasarım kriterleri ve hedefleri olarak belirlenmiştir (Gen IV, 2002). 100’den fazla

uzmanın değerlendirmeleri sonucunda, IV. nesil reaktör tasarımları olarak kabul edilen altı reaktör konsepti belirlenmiştir. Bu tasarımlar GIF tarafından belirlenen hedeflere ulaşma potansiyelleri nedeniyle öne çıkan i) gaz soğutmalı hızlı reaktör (GFR), ii) kurşun soğutmalı hızlı reaktör (LFR), iii) süperkritik su soğutmalı reaktör (SCWR), iv) sodyum soğutmalı hızlı reaktör (SFR), v) çok yüksek sıcaklık reaktörü (VTHR) ve vi) ergimiş tuz reaktörüdür (MSR) (Gen IV, 2014).

Bu hedefler doğrultusunda, nükleer santrallerin temiz enerji üretimine katkı ve iklim değişikliğine neden olan karbon salınımının azaltılması, verimli yakıt kullanımı sunması ve uzun vadeli işletme avantajlarına sahip olması amaçlanmaktadır. Ayrıca, diğer enerji kaynaklarıyla kıyaslandığında daha belirgin bir yaşam döngüsü sunması ve maliyet açısından avantajlı olması beklenmektedir. Güvenliğin öne plana çıktığı bu sistemlerde yakıt erimesi olasılığının düşük olması gerekmektedir. Bununla birlikte, nükleer silah yapımında kullanılabilecek malzemelerin üretiminin engellendiği ve/veya sınırlandırıldığı ve terör saldırılarına karşı güçlü fiziksel koruma sunan tasarımlar olması hedeflenmiştir (Gen IV, 2014).



Şekil 2.3 Reaktör Jenerasyonları (Gen IV, 2002)

2.3.1. Ergimiş tuz reaktörleri (Molten Salt Reactors, MSR)

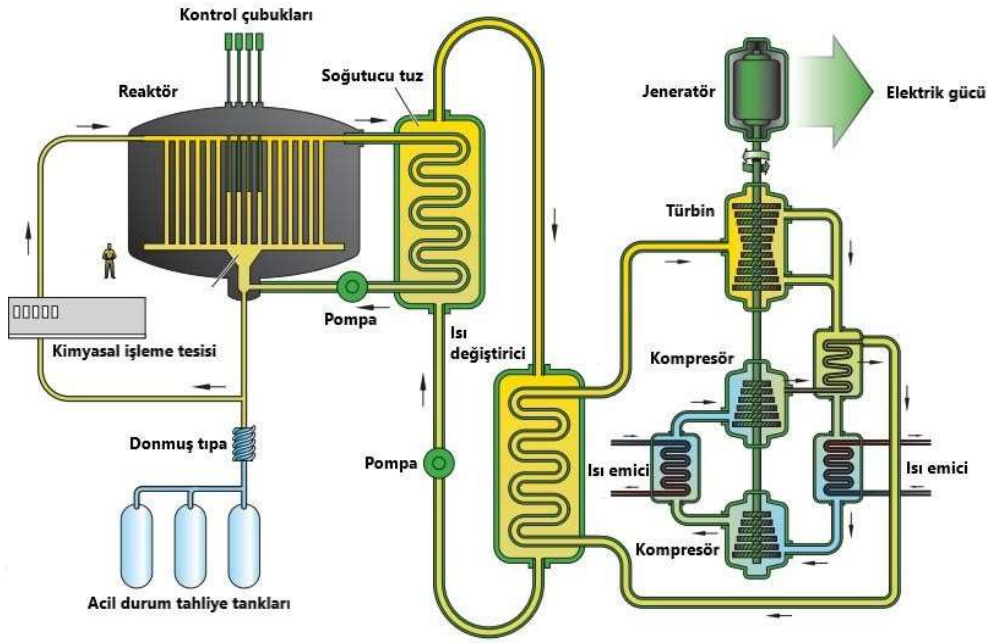
Ergimiş Tuz Reaktörleri IV. Nesil Uluslararası Forumu tarafından seçilen ve geleceğin nükleer reaktörleri arasında görülen yeni nesil konsept reaktör tasarımlarından biridir (Şahin vd., 2023). MSR tasarımlarını diğer tasarımlardan ayıran en önemli özelliği çok yüksek kaynama sıcaklıklarına (Li -1342°C (1615 K), Na-883°C (1156 K) sahip tuz/tuz (soğutucu) sistemlerinin ve tuz/yakıt (yakıt) sistemlerinin eriyik formada olmasıdır. Ergimiş tuz ve/veya tuz karışımları reaktörde soğutma sistemi olarak kullanılırken, ergimiş tuz ve yakıt karışımı ise yakıt olarak kullanılmaktadır. MSR tasarımlarında

yakıtın eriyik formda olması, LWR'lerinde meydana gelebilecek en ciddi kazalardan biri olan yakıt erimesi riskini ortadan kaldırmaktadır (Elsheikh, 2013). Bununla birlikte, nükleer yakıt bileşiminin ayarlanabilmesi, yeniden işlenebilmesi ve yüksek yanma oranlarına ulaşma potansiyeli de sıvı yakıtın sunduğu avantajlar arasındadır (Allibert vd., 2016). MSR'lerin moderatör olarak grafitin kullanıldığı, çevrimiçi veya çevrimdışı yakıt işleminin uygulandığı ve tek veya iki akışkanlı sistemlerle çalışma türleri gibi geniş konsept tasarım seçenekleri ortaya konulmuştur (LeBlanc, 2010b).

Diğer nükleer güç reaktörlerinden farklı olarak MSR tasarımları *kendiliğinden güvenli ((pasif güvenlik) (inherently safe))* olma özelliği ile öne çıkmaktadır. Kendiliğinden güvenli olma, reaktör tasarımının kaza senaryolarında dahi operatör müdahalesi ve/veya harici güç kaynağı olmadan doğal olarak güvenli duruma geçmesini ifade etmektedir. MSR'lerin kendiliğinden güvenli olmasını sağlayan en önemli özelliği sıvı formda olan yakıt (uranyum veya toryum tuzu) tuzlarının sahip olduğu negatif sıcaklık reaktivite katsayısı ile sağlanan reaktivite kontrolüdür. Reaktör çekirdeğinde olası bir sıcaklık yükselmesi ergimiş yakıt tuzunun genleşmesine ve bir miktar yakıtın kor bölgesinin dışına hareket etmesine neden olur. Bu da kor bölgesinde artan nötron yoğunluğunun azalmasına ve doğal olarak fisyon reaksiyonlarının yavaşlamasıyla reaktör gücünün düşmesini sağlar. MSR tasarımlarının sahip olduğu negatif sıcaklık reaktivite katsayısı, reaktörün doğası gereği kendiliğinden stabilize olmasını sağlar ve anormal koşullarda reaktör korunum kontrolsüz ısınması engeller. MSR tasarımlarının yaklaşık 5 bar gibi atmosfer basınca yakın basınçlarda çalışması, birinci soğutma devresinde meydana geleme olasılığı olan LOCA kazası durumunda bile yüksek basınçlı buhar veya radyoaktif malzemelerin şiddetli bir şekilde dışarı saçılmasını engeller. MSR'lerde kullanılan florür ve klorür tuzları yüksek sıcaklıklarda, yüksek radyasyon etkilere karşı kimyasal kararlılığı oldukça yüksek malzemelerdir. Dolayısıyla, birinci devrede soğutucu sistemin su olmaması LWR'lerin olma olasılığı olan buhar ve hidrojen patlaması riskleri ortadan kaldırmaktadır. Ayrıca bu sayede hafif su reaktörleri için kullanılan ve reaktörü yüksek basıncın zararlı etkilerinden koruyan pahalı boru ve basınçlı kaplardan oluşan sistem maliyeti de düşürülmüş olmaktadır. MSR'lerin en önemli pasif güvenlik özelliklerinden biride sıvı yakıtın sağladığı bir avantaj olan drenaj sistemidir. Sıcaklığın normal seviyelerin üzerine çıkması durumunda korun alt kısmında bulunan ve bir fan tarafından soğutulan tıpa erimektedir bu durum sıvı yakıt/tuz sisteminin yerçekimi etkisi ile pasif olarak drenaj tankına kendiliğinden boşaltılarak kritik altı geometriye sahip bir toplama

havuzuna dökülmektedir. Bu tanklar, yakıtı geniş bir alana yayarak meydana gelebilecek bozunma ısını güvenli bir şekilde yayılmasını sağlar. Drenaj sistemi yalnızca yakıtın sıvı olması durumunda geçerli olan bir güvenlik sistemi olduğundan MSR'leri özel kılımlıdır (Elsheikh, 2013). Bazı MSR tasarımlarında fisyon ürünlerinin sürekli giderilmesini sağlayacak “çevrim içi yeniden işleme (*online reprocessing*)” prosesleri sisteme dahil edilmektedir. Çevrim içi yeniden işleme prosesleri, reaktördeki radyoaktif madde miktarını azaltırken, ksenon gibi nötron soğurucu fisyon ürünlerinin çekirdekten uzaklaşmasını sağlar. Bu da reaktör kararlılığını artırırken aynı zamanda ani reaktivite değişim riskini azaltır.

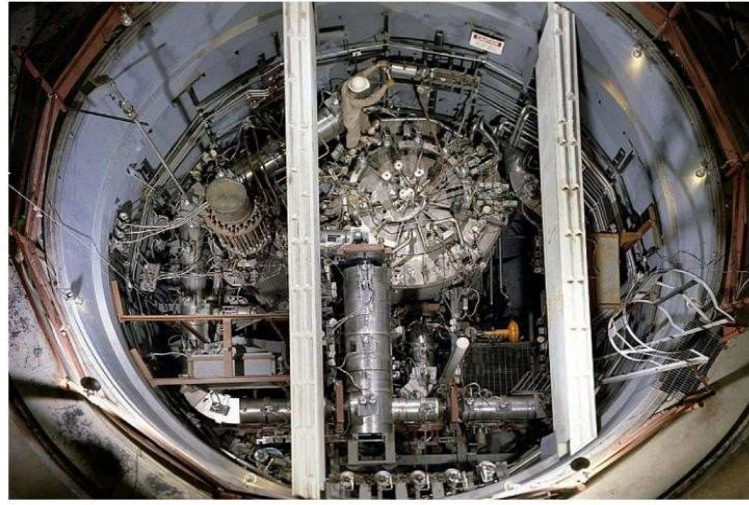
MSR'lerde bulunan aktif güvenlik sistemlerinden biri ciddi kaza durumlarında kullanılan bozunma ısı giderme sistemidir. Isının giderilmesi normal çalışmadan sonraki kapatma durumlarında veya olası kaza durumlarında kabul edilebilir yakıt tasarımı sınırlarının ve reaktör birincil soğutucu sınırının aşılmaması için gerçekleştirilmektedir (Yoshioka, 2017). Kontrol çubukları, grafit moderatörlü bazı MSR tasarımları için aktif güvenlik elemanlarından biridir ancak LWR'lere göre daha az sayıda kullanılması sistem için yeterli olmaktadır. Reaktörde gerekli görülen durumlarda yakıt tuzu bileşimi ayar sistemi ile Toryum ilavesi yapılabilmektedir. Bu özellik aynı zamanda reaktör için kapatma fonksiyonlarından biridir. MSR'lerde radyoaktivite salınımına karşı çevreyi korumak üzere kullanılan zırhlama sistemleri ise reaktör kabı, borular, yüksek sıcaklık muhafazası ve reaktör binasıdır. Sistem basınç altında çalışmadığından LWR'lerde kullanılan basınç kabı MSR'ler için gerekli değildir. Kolay kontrol edilebilir yapısı ve gelişmiş bir sürdürülebilirlik ile MSR'ler nükleer enerjinin gelecek hedeflerinin çoğunu karşılamaktadır (Elsheikh, 2013). Şekil 2.4'te MSR tasarımının IV. Nesil Uluslararası Forumu tarafından yayınlanan şematik görünümü verilmiştir.



Şekil 2.4 MSR Şematik Görünümü (Gen IV, 2002)

Ergimiş tuz reaktörlerine yönelik yapılan ilk çalışma 1950’li yıllarda Oak Ridge Ulusal Laboratuvarında (Oak Ridge National Laboratory, ORNL) geliştirilen ABD Uçak Reaktörü Deneyidir (U.S. Aircraft Reactor Experiment, ARE). Deneysel bir yüksek sıcaklıkta ergimiş tuz reaktörü olan bu sistem, uçak için itki sistemi görevi görmek üzere tasarlanmıştır (Serp vd., 2014). Sistemde kullanılan florür tuzu, uranyum için yüksek çözünürlüğe sahip olduğundan özellikle tercih edilmiştir (Rosenthal, 1969). ARE, 1954 yılında 860°C’ye kadar ulaşan kararlı durum çıkış sıcaklıklarında ve 2,5 MWt’ye çıkış gücünde toplam 100 saat boyunca çalıştırılabilmiştir. Reaktör, sıvı yakıtın sahip olduğu güçlü negatif sıcaklık katsayısı sayesinde kontrol çubukları kullanılmadan da reaktivite kontrolü sağlanabilen sistemlerdi. ORNL tarafından 1960’lı yıllar boyunca farklı MSR tasarımları üzerine çalışmalar gerçekleştirilmiştir (Serp vd., 2014). Yapılan çalışmalar sonucunda, grafitin tuz sistemleriyle birlikte mükemmel bir davranışa sahip olduğu ortaya çıkınca, grafit moderatörlü tasarımlara odaklanılmıştır (LeBlanc, 2010b). Bu aşamada uranyum yakıtı taşıyan *yakıt tuzu akışı* ile yakıt tuzu etrafında dolaşan ve toryum içeren *üretken malzeme tuzu akışından (blanket tuz akışı)* oluşan iki akışkanlı sistem geliştirilmiştir. Yakıt tuz akışındaki fisil (U-233 veya başlatıcı olarak U-235) çekirdeklerin fisyon reaksiyonu sonucu oluşan nötronlar, blanket akışındaki Th-232 tarafından soğrularak bir dizi nükleer reaksiyonlar ($\text{Th-232} \rightarrow \text{Th-233} \rightarrow \text{Pa-233} \rightarrow \text{U-233}$) sonucu fisil U-233 çekirdeğine dönüşür (Serp vd., 2014). 1960’larda oldukça başarılı

olarak kabul edilen Ergimiş Tuz Reaktörü Deneyi (MSRE) inşa edilmiştir. Bu tasarım iki akışkanlı sistemdeki karmaşıklığının giderilmesi amacıyla tek akışkanlı olarak tasarlanmıştır. 8 MW'lık güce sahip olan reaktör yaklaşık 5 yıl boyunca başarılı bir şekilde çalışmıştır. Ancak, yüksek sıcaklıkta ergimiş tuzların oldukça yüksek korozyon etkisiyle reaktör kabı ve ısı eşanjörlerinde kullanılan alaşım malzemelerde korozyon ve alaşım yapısının değiştirilmesi gibi sorunların ortaya çıkmıştır (LeBlanc, 2010b). MSRE çalışmalarından umut verici sonuçlar elde edilmesine rağmen, MSRE programı 1976'da sonlandırılmıştır (Elsheikh, 2013). MSRE reaktör fotoğrafı Şekil 2.5'te gösterilmiştir.



Şekil 2.5 MSRE (Serp vd., 2014).

1980'lerin başına kadar tasarım, malzeme ve yakıt geliştirme konusunda araştırma çalışmaları yürüten Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı, nükleer silahların yayılmasına karşı dirençli Denatüre Ergimiş Tuz Reaktörü (DMSR) isimli farklı bir MSR tasarımı önermiştir (Serp vd., 2014). Bu tasarımın en önemli özelliği sistemde yakıt olarak kullanılan U-233 veya Pu-239'un nükleer silah yapımında kullanılabilir konsantrasyonda olmamasının sağlanmasıdır. ORNL tarafından yapılan çalışmalar sonucunda silah yapımında kullanılabilecek zenginleştirme seviyesinin (%20 U-235'in altı) çok altında (yaklaşık %12 U-233) olan iki farklı denatüre sistem tasarlanmıştır. Birincisi Ergimiş Tuz Üretken Reaktör (Molten Salt Breeder Reactor, MSBR) tasarımıdır (Elsheikh, 2013). Bu sistem, MSR alanında özellikle fisyon ürünlerini işleyebilme özelliğine sahip ilk tasarımıdır. Temel amacı, fertil malzeme olan toryumun (Th-232) nükleer yakıt olan U-233'e dönüştürerek, dünyadaki enerji kaynaklarının sürdürülebilirliğini sağlamaktır. İkincisi ise dönüştürücü Denatüre Ergimiş Tuz Reaktörü (Converter Denatured Molten Salt Reactor – DMSR) konseptidir. DMSR tasarımında özellikle nükleer yayılım direnci ve işletim

basitliğinin hedeflendiği bir tasarım olmuştur. Bu tasarım ilk yakıt yüklemesi olarak LWR'lerde olduğu gibi düşük zenginlikte uranyum kullanmaktadır. DMSR tasarımının temel hedefi düşük zenginlikte uranyumun kullanım verimini artırmak ve Th-232 çekirdeğinin U-233 çekirdeğine dönüştürülmesidir (Serp vd.,2014). 1968-1973 yılları arasında Birleşik Krallık'ta 2,5 GWe gücünde büyük bir kurşun soğutmalı hızlı spektrumlu MSFR tasarlanmış ancak finansman 1974'te durdurulmuştur (LeBlanc, 2010a; The UK's Forgotten Molten Salt Reactor Programme, 2023).

2.3.1.1. MSR tasarımları: MSR-FUJI, MSFR ve FHR konseptlerinin gelişimi

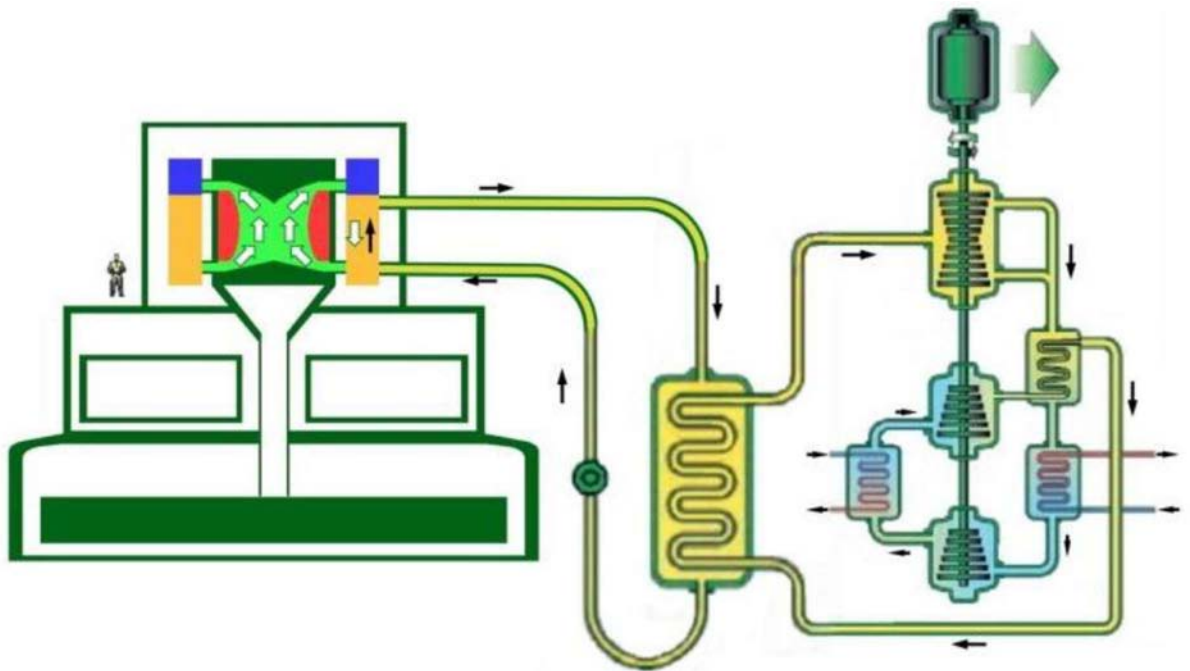
Ergimiş tuz reaktörleri (MSR), nükleer enerji üretiminde güvenlik, yakıt verimliliği ve sürdürülebilirlik alanlarında sundukları yenilikçi çözümlerle son yıllarda ilgi odağı haline gelmiştir. Bu reaktörler, erimiş haldeki tuzları hem soğutucu hem de yakıt taşıyıcısı olarak kullanmaları nedeniyle klasik katı yakıtlı reaktörlerden önemli ölçüde farklılaşır. MSR konseptlerinin tarihçesi, özellikle 1980'li yılların sonunda Japonya'da başlatılan MSR-FUJI projesine dayanmaktadır. Oak Ridge National Laboratory (ORNL) tarafından geliştirilen öncül tasarımlardan esinlenen Japon araştırmacılar, 100 MWe ile 1000 MWe arasında güç üretimi gerçekleştirebilecek bir MSR-FUJI tasarımı geliştirmiştir. Ancak, yeni nesil tasarımlarda 200 MWe gücünde, küçük modüler (SMR) reaktör tasarımları üzerine odaklanılmıştır (Serp vd., 2014).

MSR-FUJI, basit çekirdek tasarımı ve yüksek yakıt verimliliği sayesinde ekonomik açıdan önemli bir reaktör tasarımıdır. Reaktör, toryum ve U-233 içeren ergimiş yakıt tuzu kullanmakta olup, kapalı bir yakıt döngüsüne sahiptir. Reaktör sistemi, reaktör binası, buhar jeneratörü ve türbin-jeneratör binasından oluşan üç ana yapıdan meydana gelir. Tasarımın temel felsefesi; yüksek düzeyde güvenlik sağlamak, nükleer silahların yayılmasını önlemek, ekonomik performansı artırmak ve esnek bir yakıt döngüsüne imkân vermektir. Tasarım, pasif güvenlik önlemleri sayesinde Fukushima benzeri kazalara karşı güvenli bir profil çizmektedir. 2013 yılında Tokyo Üniversitesi ve Fukui Üniversitesi, florür tuzlu yakıtın kaza senaryoları altındaki davranışını inceleyen deneysel çalışmalar başlatmıştır (Serp vd., 2014).

MSR teknolojisine yönelik bu ilgi, sadece Japonya ile sınırlı kalmamış, aynı zamanda Avrupa'da da çeşitli araştırma projeleri ile desteklenmiştir (Delpech ve ark., 2009b). EURATOM bünyesinde yürütülen MOST, ALISIA ve EVOL projeleri ile Rusya Federasyonu'ndaki Uluslararası Bilim ve Teknoloji Merkezi projeler arasında bağlantılar

kurularak MSR teknolojisinin geliştirilmesi ve sorunlarına çözümsel yaklaşımlar sunulmuştur. Bu kapsamda geliştirilen MOSART (Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter) tasarımı, özellikle hafif su reaktörlerinden (LWR) elde edilen kullanılmış yakıtların verimli bir şekilde yeniden değerlendirilmesi amacıyla oluşturulmuştur. MOSART tasarımı, toryum veya uranyum desteği olmadan çalışabilmesi ve sürdürülebilir bir yakıt döngüsü sağlayabilmesi yönüyle dikkat çekmektedir (Ignatiev ve ark., 2014).

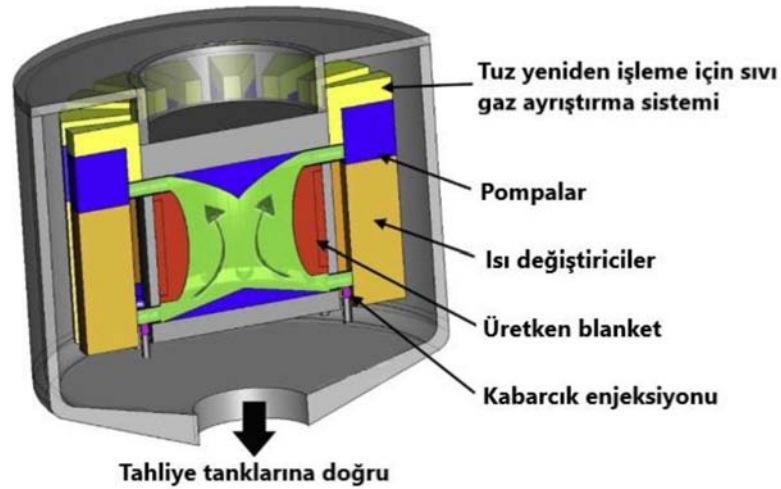
MOSART ile birlikte geliştirilen MSFR (Molten Salt Fast Reactor) ise homojen yakıt yapısı ve hızlı nötron spektrumu sayesinde daha ileri düzeyde bir enerji üretim potansiyeline sahiptir. MSFR, 2008 yılında Generation IV International Forum (GIF) tarafından dördüncü nesil nükleer reaktör referans tasarımı olarak belirlenmiştir. Referans tasarım gücü olarak 3.000 MW termal (3GWth) güç olarak hedeflenen bu sistem, 750°C'ye kadar çıkabilen yüksek sıcaklıklarda işletilebilmektedir. Reaktör, %77,5 oranında lityum florür içeren ikili bir tuz karışımı ile çalışmakta olup, kalan %22,5'lik kısmı ise ağır çekirdek (UF_4 veya ThF_4) florür tuzlarından oluşmaktadır. Bu özellikler, hem enerji verimliliği hem de atık yönetimi açısından önemli avantajlar sağlamaktadır. (Ignatiev ve ark., 2014). MSFR'ler IV. nesil reaktör konseptleri arasında yer alan ve termal verimliliği oldukça yüksek ve dolayısıyla, yüksek elektrik gücü üretme potansiyeline sahip tasarımıdır.



Şekil 2.6 MSFR Şematik Görünümü (IAEA, t.y.).

Ticarileşmesi öngörülen bir diğer MSR tipi ise Florür Tuz Soğutmalı Yüksek Sıcaklık Reaktör-FHR-(Fluoride-salt-cooled High-temperature Reactor) tasarımıdır. Bu reaktör tipi, katı yakıt kullanmakla birlikte MSR’lerde olduğu gibi florür bazlı ergimiş tuzları soğutucu olarak kullanır. FHR’ler, pasif güvenlik özelliklerini korurken yüksek sıcaklıklarda proses ısısı ve elektrik üretimi için ekonomik bir çözüm sunmaktadır. ABD’de FHR sistemine ilişkin kapsamlı mekanik, yapısal ve nötronik analizler tamamlanmış, teknoloji geliştirme yol haritası oluşturulmuştur. Üniversite araştırma programları ve federal desteklerle bu teknolojinin gelişimi sürmektedir (Serp ve ark., 2014). Benzer şekilde Çin’de, 2011 yılında Çin Bilim Akademisi tarafından başlatılan Toryum bazlı MSR (TMSR) projesi kapsamında, toryum enerjisinin etkili kullanımı ve hidrojen üretimi hedeflenmiştir. 2013 yılında Çin Ulusal Enerji İdaresi, bu projeyi ulusal stratejik enerji teknolojileri arasında öncelikli olarak belirlemiştir.

MSFR’ın teknik özelliklerine bakıldığında, sistem üç devreden oluşmakta ve ana devre içerisinde yaklaşık 18 m³ yakıt tuzu taşımaktadır. Sistem bileşenleri arasında sıcaklık kontrolünü sağlayan ısı değiştiriciler, tuzları yeniden işleme sistemleri, gaz ve sıvı ayırma birimleri ile acil durum tahliye tankları yer almaktadır. Yakıt tuzunun gazlarla karıştırılması için köpük enjeksiyonu sistemi bulunmakta olup, üretkenliği artırmak amacıyla “fertile blanket” bir katman da sistemde kullanılmaktadır (Allibert vd., 2016).



Şekil 2.7 MSFR Yakıt Devresi (Allibert vd., 2016)

2.3.2. MSR teknolojik farkları

Ergimiş Tuz Reaktörleri (MSR), nükleer enerji teknolojilerinde devrim niteliği taşıyan dördüncü nesil reaktör tasarımları arasında yer almakta olup, özellikle ikinci nesil reaktörlere kıyasla hem güvenlik hem de yakıt döngüsü açısından ileri düzeyde avantajlar sunmaktadır. İkinci nesil reaktörler —çoğunlukla Basınçlı Su Reaktörleri (PWR) ve

Kaynar Su Reaktörleri (BWR) gibi tasarımlardan oluşur— 20. yüzyılın ortalarından itibaren ticari nükleer enerji üretiminde yaygın olarak kullanılan teknolojilerdir. Bu reaktörler, katı uranyum dioksit yakıt kullanmakta ve nötron yavaşlatıcı olarak hafif suyu (H_2O) hem soğutucu hem moderatör görevinde kullanarak yüksek basınç altında çalışmaktadır. Yüksek basınçlı bu çalışma ortamı, tasarımı basınca dayanıklı malzemeleri, karmaşık boru sistemlerini ve aktif güvenlik sistemlerini zorunlu hale gelmesine neden olmaktadır (Serp ve ark., 2014). Buna karşılık MSR'ler, sıvı yakıt formunun kullanılmasıyla öne çıkmaktadır. Reaktör çekirdeğinde yakıt olarak kullanılan ergimiş tuzlar (örneğin $LiF-BeF_2-ThF_4$ veya $NaCl-UCl_3$ karışımları), aynı zamanda soğutucu görevi de görmektedir. Eriyik formda olan yakıt reaktörün atmosfer basıncına yakın koşullarda çalışabilmesini ve yüksek sıcaklıklarda (genellikle 600–750 °C) daha yüksek termal verimlilik sağlamaktadır. MSR'lerde basınçlı kaplara gerek olmadığından, mekanik arıza ve patlama riski önemli ölçüde azalır. Ayrıca, yakıt sıvı fazda olduğundan dolayı çevrim içi yakıt işleme (on-line reprocessing) mümkündür; bu da hem reaktörün çalışmasını aksatmadan fisil malzemenin yeniden kullanılmasını sağlar hem de uzun yarı ömürlü transuranik elementlerin sistemden uzaklaştırılmasına olanak tanır (LeBlanc, 2010b).

MSR'lerin sunduğu bir diğer kritik farklılık, toryum yakıt çevrimine olan uygunluğudur. Toryum ($Th-232$), nükleer reaksiyonlar sonucunda $U-233$ 'e dönüşerek fisil bir malzeme haline gelir. MSR'ler, bu dönüşümü sıvı yakıt ortamında daha verimli ve sürdürülebilir biçimde gerçekleştirebilir. Türkiye gibi yüksek toryum rezervine sahip ülkeler için bu özellik, enerji arz güvenliği ve nükleer yakıt dışa bağımlılığını azaltma açısından stratejik önem taşımaktadır (WNA, 2023).

Tasarım güvenlik ise MSR'ler pasif güvenlik prensipleriyle donatılmıştır (Fil vd., 2000). Ayrıca, reaktör altında bulunan donma tapası (düşük erime noktasına sahip tuz) sistemi, normal işletim koşullarında katı formda bulunurken, sistemde aşırı ısınma meydana geldiğinde eriyerek tüm yakıt/tuz karışımının yerçekimi etkisiyle otomatik olarak acil drenaj tanklarına akmasını sağlar. Soğuk ve subkritik drenaj tanklarında zincir nükleer reaksiyon doğal yollarla kesilir (IAEA, 2018-b; Fil vd., 2000). Bu özellik, elektrik kesintileri veya operatör hataları gibi dış etkilerde dahi sistemin güvenli bir şekilde kapanmasını garanti altına alır. Bu nedenle, MSR teknolojisi yalnızca teknik açıdan değil, kamu güvenliği ve çevresel sürdürülebilirlik açısından da ikinci nesil reaktörlerden daha ileri bir noktada değerlendirilmektedir (GIF, 2014; Serp ve ark., 2014).

3. MATERYAL VE YÖNTEM

3.1. Materyal

Bu çalışma kapsamında kullanılan temel materyal, nükleer güç reaktörlerinin lisanslama süreçlerinde esas alınan güvenlik düzenlemeleri, ulusal ve uluslararası mevzuat belgeleri, teknik standartlar ve ergimiş tuz reaktörleri (MSR) ile ilgili literatürde yer alan bilimsel yayınlardan oluşmaktadır. Özellikle, “Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği” (RG No: 29951), Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu (IAEA), OECD/NEA, Nükleer Düzenleme Kurumu (NDK) ve Generation IV International Forum (GIF) tarafından yayımlanan teknik raporlar ve güvenlik dokümanları çalışmanın başlıca kaynaklarını teşkil etmiştir. Ek olarak, ticari kullanımdaki II. nesil reaktör tasarımları olan Basınçlı Su Reaktörü (PWR) ve Kaynamalı Su Reaktörü (BWR) sistemlerine ilişkin teknik özellikler ve bunların lisanslama yaklaşımları karşılaştırmalı değerlendirmeye tabi tutulmuştur. Bu materyaller aracılığıyla, MSR sistemlerinin yenilikçi teknolojik bileşenlerinin güvenlik açısından mevcut mevzuat ile uyumluluğu analiz edilmiştir.

3.2. Yöntem

Bu tez çalışmasında nitel bir araştırma yöntemi benimsenmiştir. Çalışmanın yöntemsel çerçevesi, karşılaştırmalı analiz, literatür incelemesi ve mevzuat uyumluluğu değerlendirmelerine dayanmaktadır. İlk olarak, MSR teknolojisinin teknik özellikleri sistem mühendisliği bakış açısıyla incelenmiş; bu bağlamda yakıt çevrimi, soğutma yöntemi, nötronik davranış, güvenlik sistemleri ve operasyonel parametreler detaylı biçimde analiz edilmiştir. Tez çalışmasının ikinci aşamasında, MSFR (Molten Salt Fast Reactor) tasarımı "Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği" kapsamında belirtilen güvenlik ilkeleri esas alınarak değerlendirilmiştir.

MSFR tasarımının güvenlik kriterlerine göre değerlendirilmesinde; i) güvenlik kriterlerine tasarım uygunluk analizi, ii) tasarım farklılıklarından kaynaklı teknolojik/yapısal uyumsuzlukların tespiti ve düzeltici kriterlerin geliştirilmesi çalışmaları yürütülmüştür. MSFR tasarımına özel düzenleyici kriterin belirlenmesinde, risk değerlendirme yöntemleri, deterministik analiz ilkeleri, pasif güvenlik mekanizmalarının uygulanabilirliği ve performans temelli güvenlik göstergeleri esas alınmıştır. Bununla birlikte, düzeltici kriterlerin geliştirilmesinde kullanılan teknik gerekçeler literatür destekli olarak açıklanmış ve APA 7 atıf sistemi ile

kaynaklandırılmıştır. Tüm analiz sürecinde sistematik karşılaştırma yöntemi kullanılarak geleneksel reaktör türleri ile IV. nesil reaktör sistemleri arasında kıyaslamalar yapılmıştır. Tez kapsamında, MSR tasarımlarının mevcut mevzuat kapsamında lisanslanabileceği ve hangi alanlarda yeni düzenleyici yaklaşımlara ihtiyaç duyulduğu ortaya konmuştur.



4. BULGULAR VE TARTIŞMA

4.1. Nükleer Santrallerin Lisanslanması

Nükleer enerji santrallerinde enerji üretimi, radyoaktif maddelerin kontrollü kullanımı ile gerçekleştirilmektedir. Radyoaktif maddelerin, çalışanlar, halk ve çevre üzerinde kabul edilemez riskler oluşturmamasının teminat altına alınması büyük önem taşımaktadır. Bu doğrultuda, nükleer düzenleme otoriteleri, santral tasarımcısı ve santral sahibi arasında yürütülen karşılıklı ve sistematik faaliyetlerin tümü "nükleer lisanslama" süreci olarak tanımlanmaktadır.

Lisanslama süreçleri, nükleer güvenlikle doğrudan ilişkili faaliyetler üzerinde hem etkin hem de esnek bir denetim sağlamak amacıyla yapılandırılmıştır. Lisans, yasal geçerliliğe sahip bir belge olup aşağıdaki temel unsurları içermektedir:

- Belirli bir faaliyet ya da tesisin yürütülmesine resmi yetki sağlar,
- Söz konusu faaliyetin gerçekleştirilmesine ilişkin koşul ve gereklilikleri ortaya koyar,
- Gerekli durumlarda yetkinin geçerlilik süresine ilişkin sınırlamalar getirir.

Nükleer lisanslama, bir nükleer tesisin tüm yaşam (saha seçimi, tasarım, inşaat, işletmeye alma, işletme, işletmeden çıkarma ve söküm) döngüsünü kapsayan sürekli bir süreç olarak değerlendirilir (NEA, 2016).

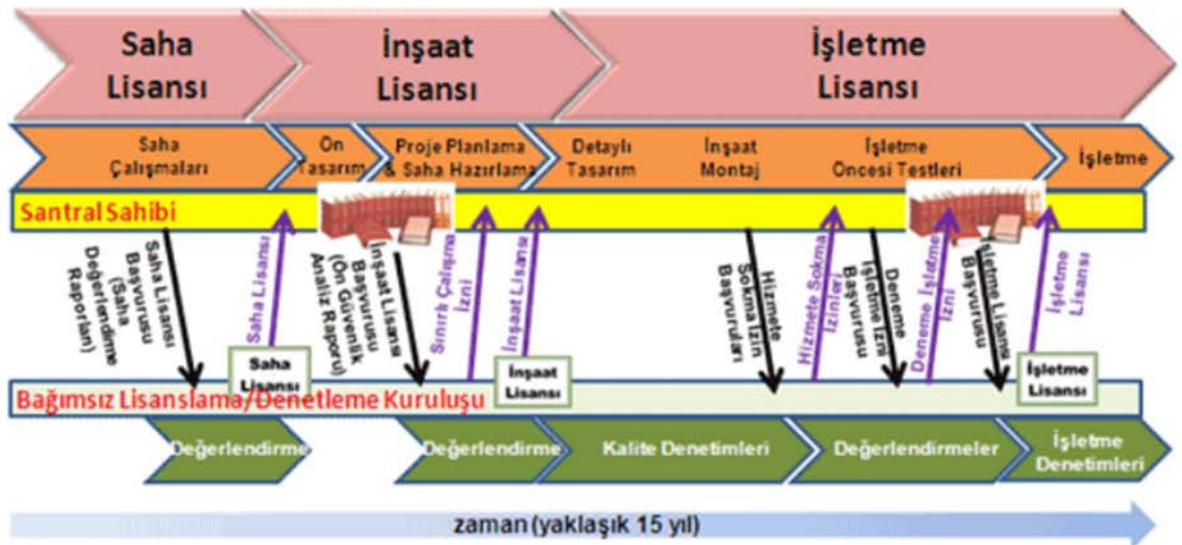
Nükleer enerji programına sahip her ülkede, nükleer santrallerin lisanslanmasından sorumlu olan ulusal bir lisanslama otoritesi bulunmaktadır. Bu otorite, ülke sınırları içinde kurulacak nükleer tesislerin tüm yaşam döngüsü boyunca nükleer güvenlikle ilgili hususlarda devlet adına izinleri vermek, düzenleyici gözetim ve denetim faaliyetlerini yürütmekle yükümlüdür. Bir nükleer santralin herhangi bir ülkede kurulabilmesi için, o ülkenin nükleer düzenleme otoritesinden ilgili lisansların alınması ve oldukça karmaşık olan lisanslama süreçlerinin başarıyla tamamlanması gerekmektedir (NEA, 2001; Başoğlu, 2017). Bu süreç boyunca, santral sahibi kuruluş, inşa edilmekte olan tesisin toplum, çevre ve çalışanlar açısından kabul edilemez riskler oluşturmayacağını nükleer düzenlemeden sorumlu otoritelere kanıtlamakla yükümlüdür.

Pek çok ülkede, nükleer santral lisanslama prosedürleri, ilgili ülkenin en kapsamlı ve maliyetli izin süreçleri arasında yer almaktadır. Bugüne dek dünya genelinde 400'den

fazla reaktöre işletim lisansı verilmiş, ancak çeşitli nedenlerle sonuçlandırılmayan yüzlerce lisans başvurusu da bulunmaktadır.

Günümüzde ticari amaçla işletilen nükleer santrallerin önemli bir bölümü, kökeni ABD tasarımlarına dayanan sistemlerdir. Bu nedenle, birçok ülke ABD'nin lisanslama uygulamalarını model almakta veya doğrudan uygulamaktadır. Nükleer santral lisanslama süreci, tek aşamalı bir işlem olmayıp, yer seçimi, reaktör tasarımı, inşaat, işletmeye alma ve işletme aşamalarının her biri için ayrı lisansların alınmasını gerektirmektedir. İnşaat lisansının verilmesinden önce, seçilen sahanın çevresel etkileri değerlendirilmekte ve reaktör tasarımının bu sahaya uygunluğu analiz edilmektedir (NEA, 2016).

Türkiye’de ise, nükleer tesislerin lisanslanmasına ilişkin üç aşamalı bir yaklaşım benimsenmiş olup, bu durum 19 Aralık 1983 tarihli ve 18256 sayılı Resmî Gazete’de yayımlanan “Nükleer Tesislere Lisans Verilmesine İlişkin Tüzük” ile resmîyet kazanmıştır (Resmî Gazete, 1983).



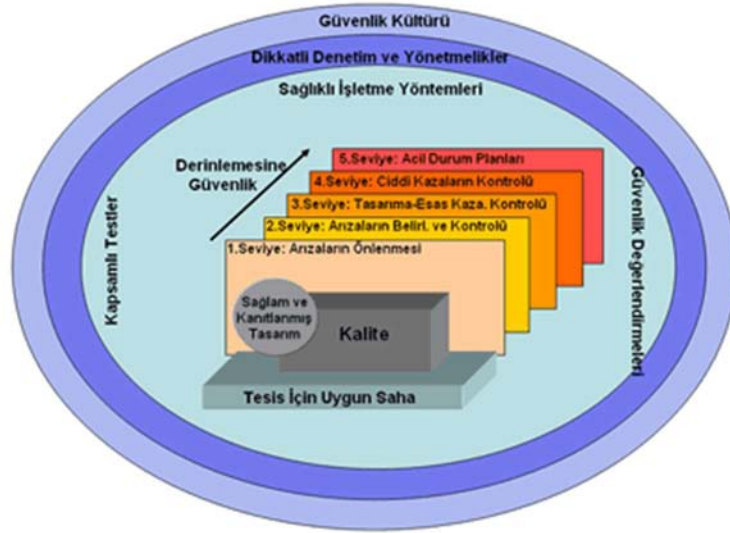
Şekil 4.8 Nükleer Santrallerin Lisanslanma Süreci (NEA,2001; Başoğlu, 2017)

4.1.1. Nükleer güvenlik

Nükleer güvenlik, Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu'nun (IAEA) *Nükleer Güvenlik ve Güvence Sözlüğü*'nde, “çalışanların, halkın ve çevrenin aşırı radyasyon risklerinden korunmasını sağlayacak şekilde uygun çalışma koşullarının temin edilmesi, kazaların önlenmesi ve olası kaza sonuçlarının hafifletilmesi” olarak tanımlanmaktadır (IAEA,

2022). Bu bağlamda, bir nükleer tesisin güvenliği; yalnızca mühendislik tasarımında yer alan koruma sistemlerine değil, aynı zamanda organizasyonel yapı, personel eğitimi, işletme süreçleri ve çalışan davranışları gibi çok boyutlu unsurlara da dayanmaktadır.

Nükleer tesislerde güvenliğin temelini oluşturan tasarım yaklaşımı, “derinlemesine güvenlik” (defence-in-depth) ilkesine dayanmaktadır. Bu felsefeye göre, radyoaktif maddelerin çevreye salınımını önlemek amacıyla ardışık ve bağımsız çok katmanlı güvenlik bariyerleri tesis edilmesidir. Bu çerçevede nükleer güvenlik, hem tesisin mühendislik sistemlerinin hem de çalışanların, kazaların meydana gelmesini önleme ve olası bir kaza durumunda sonuçlarını en aza indirme yetkinliğiyle doğrudan ilişkilidir (NEA, 2016).



Şekil 4.9 Nükleer Güvenliğin Temel Öğeleri (NEA, 2012a)

Nükleer güvenlik, aşağıda sıralanan ve birbirini tamamlayan çeşitli unsurların bütüncül bir biçimde uygulanmasıyla sağlanmaktadır (bkz. Şekil 4.9):

- Nükleer tesisin güvenliğinin teminat altına alınabilmesinde, santral sahası seçiminden tasarım, yüksek kalite standartlarında imalat ve inşaat süreçleri ile işletme öncesi kapsamlı testlere kadar tüm adımlarda azami dikkat ve özenin gösterilmesi esastır. Güvenlikle ilişkili tüm parametreler, tesisin ilk planlama aşamasından itibaren bütünsel bir anlayışla ele alınmalıdır.
- Tesis tasarımı esnasında alınan mühendislik önlemleriyle, olası sistem arızalarının meydana gelme olasılığı son derece düşük seviyelere indirgenmekte ve bu arızaların oluşmasını önlemek üzere ardışık, bağımsız ve birbirini tamamlayan güvenlik tedbirleri uygulanmaktadır. Bu yaklaşım, "derinlemesine güvenlik"

(defence-in-depth) ilkesi olarak tanımlanmakta ve nükleer güvenlik sistemlerinin temelini oluşturmaktadır.

- İnsan faktörünün güvenlik üzerindeki etkisi, periyodik güvenlik değerlendirmeleri ile sürekli izlenmekte ve hem tesis işletmecisi hem de düzenleyici kuruluş bünyesinde uygulanan güçlü bir güvenlik kültürü yaklaşımı ile yönetilmektedir. Bu bağlamda, etkin işletme uygulamaları ve sağlam idari sistemler, nükleer güvenliğin sürdürülebilirliğinde kritik rol oynamaktadır.
- Son olarak, santralin güvenli şekilde işletilmesini temin etmek amacıyla, gerektiğinde santralin işletiminin durdurulması ya da işletme lisansının iptal edilmesi gibi yetkilere sahip bağımsız bir nükleer düzenleme otoritesi tarafından tesisin sürekli olarak gözetlenmesi ve denetlenmesi sağlanmaktadır (Başoğlu, 2017).

4.1.1.1. Tesis için uygun saha

Nükleer santrallerin ya da genel olarak herhangi bir nükleer tesisin inşasına yönelik saha seçimi süreci, ilgili ülkenin ulusal mevzuatına tabi olarak yürütülmektedir. Santralin kurulabilmesi için, yetkili düzenleme otoritesi tarafından verilen ve “saha lisansı” olarak da anılan resmi bir onayın alınması gereklidir. Bu lisansın değerlendirilmesi sırasında, söz konusu sahanın hidrolojik, jeolojik, meteorolojik, sismik ve demografik gibi çok sayıda çevresel ve fiziksel parametresi ayrıntılı biçimde incelenmektedir.

Saha seçimi sürecinde temel amaç, potansiyel bir nükleer kaza durumunda halkın ve çevrenin maruz kalabileceği iyonlaştırıcı radyasyon miktarlarının, doğal çevre koşullarının da katkısıyla en düşük düzeyde tutulmasını sağlamaktır. Bu nedenle, nükleer santral tesislerinde yer alacak güvenlik açısından kritik yapıların, deprem ve patlama gibi ciddi doğal afetlere ve insan kaynaklı olaylara karşı yüksek düzeyde dayanıklılık göstermesi beklenmektedir. Bu güvenlik gerekliliklerini karşılayabilecek uygun tesis alanlarının, mümkün olduğunca yüksek nüfus yoğunluğuna sahip bölgelerden uzakta konumlandırılması tercih edilmektedir. Ayrıca, saha ile ilgili değerlendirmeler yalnızca tesisin inşa süreciyle sınırlı kalmamakta; santralin işletmeye alınmasından sonra da, öngörülen kaza senaryoları doğrultusunda çeşitli doğal ve teknolojik felaketlere karşı saha özelliklerinin yeterliliği, düzenli aralıklarla yeniden değerlendirilmektedir (NEA, 2012a).

4.1.1.2. Sağlam ve kanıtlanmış tasarım (Robust and proven design)

Nükleer reaktör tasarımlarında “Sağlam ve Kanıtlanmış Tasarım” prensibi güvenliği temel unsurlarından biridir. Bu prensip, teorik olarak tasarımın sağlam ve hata toleranslı olmasının yanı sıra, uygulamalar ve deneyimlerle tasarım güvenliğinin ispatlanmış olmasını ifade etmektedir. Sağlam tasarım, nükleer reaktör tasarımındaki bir sistemin veya bileşenin, çalışma koşullarındaki belirsizlikler, küçük arızalara, çevresel etkilere ve insan hatalarına rağmen istikrarlı ve öngörülebilir bir şekilde ana işlevini devam ettirme yeteneğidir. Nükleer reaktör tasarımlarının i) hata toleransı, ii) güvenlik marjları, iii) pasif güvenlik özellikleri, iv) dışsal olaylara dayanıklılık ve v) insan hatasına direnç gibi özellikleri karşılaması gerekmektedir (IAEA, 2007). Kanıtlanmış tasarım ise reaktör tasarımının güvenilirliği ve performansının gerçek çalışma koşullarda uygulanabilirliği ve tasarımın kritik bileşenlerinin ve sistemlerinin simülasyon, test reaktörü veya pilot tesis gibi birçok test teknikleri ile doğrulanması anlamına gelmektedir. Nükleer güvenlik açısından nükleer enerjinin güvenli ve güvenilir bir şekilde kullanılması “*Sağlam ve Kanıtlanmış Tasarım*” prensibi kritik öneme sahiptir. Bu prensip; i) risklerin azaltılması, ii) güvenilirliğin artırılması, iii) halk güveninin sağlanması ve v) hızlı lisanslama süreci olmasını sağlamaktadır (IAEA, 2006b; IAEA, 2007).

Nükleer tesislerin tasarımına ilişkin temel güvenlik yaklaşımı, “derinlemesine güvenlik” (defence-in-depth) ilkesine dayanmaktadır. Bu yaklaşım, radyoaktif maddelerin çevreye salımının önlenmesi amacıyla çok katmanlı ve birbiriyle ilişkili güvenlik önlemlerinin entegre edilmesini öngörmektedir (IAEA, 2016b).

Derinlemesine güvenliğin birinci seviyesi, sistemde meydana gelebilecek arıza ve aksaklıkların oluşmasının önlenmesine yöneliktir. Bu doğrultuda, nükleer santrallerin güvenilir, kararlı ve kolay kontrol edilebilir yapıda tasarlanması esastır. Tasarım sürecinde en yüksek kalite standartları ve ileri teknolojiler kullanılmakta; kritik güvenlik bileşenlerine yüksek dayanım ve geniş güvenlik marjları tanımlanmaktadır. Bu düzeyde uygulanan önlemler yalnızca güvenliği artırmakla kalmayıp, aynı zamanda santralin verimliliğine de katkı sağlamaktadır (IAEA, 2007; IAEA, 2016b).

İkinci seviye, meydana gelebilecek arıza ve hataların hızlı biçimde tespit edilerek kontrol altına alınmasını hedeflemektedir. Bu kapsamda, normal işletme koşullarında ortaya çıkabilecek küçük sapmalar dahi erken aşamada algılanmakta; kontrol ve koruma sistemleri aracılığıyla, mümkünse santralin çalışması kesintiye uğratılmadan, otomatik olarak düzeltilmektedir (IAEA, 2007; IAEA, 2016b).

Üçüncü seviye ise kontrol ve koruma sistemlerinin devre dışı kalabileceği durumlara karşı geliştirilen mühendislik güvenlik sistemlerini içermektedir. Bu sistemler, santralin güvenli bir duruma otomatik olarak geçmesini sağlayacak şekilde tasarlanmış; ayrıca radyoaktif maddelerin kontrolsüz salınımını önlemek amacıyla, olası güvenlik ihlalleri ve "tasarıma esas kazalar" dikkate alınarak yapılandırılmıştır. Bu seviye, ilk iki seviyedeki önlemlerin yetersiz kaldığı senaryolarda kazaların etkilerini sınırlandırmak üzere devreye girmektedir (IAEA, 2007; IAEA, 2016b).

Derinlemesine güvenlik felsefesi, yukarıda açıklanan üç seviyeye ek olarak dördüncü ve beşinci seviyeleri de içermektedir. Dördüncü seviyede, "tasarıma esas kazaların" ötesinde yer alan ve gerçekleşme olasılığı son derece düşük olan ciddi kazaların sonuçlarının sınırlandırılması amaçlanmaktadır. Bu düzeyde, santral dışına radyoaktif madde salınımının önlenmesi temel hedeftir; bu uğurda, gerektiğinde tesisin işletim suresinin azaltılması söz konusu olabilir (IAEA, 2007; IAEA, 2016b).

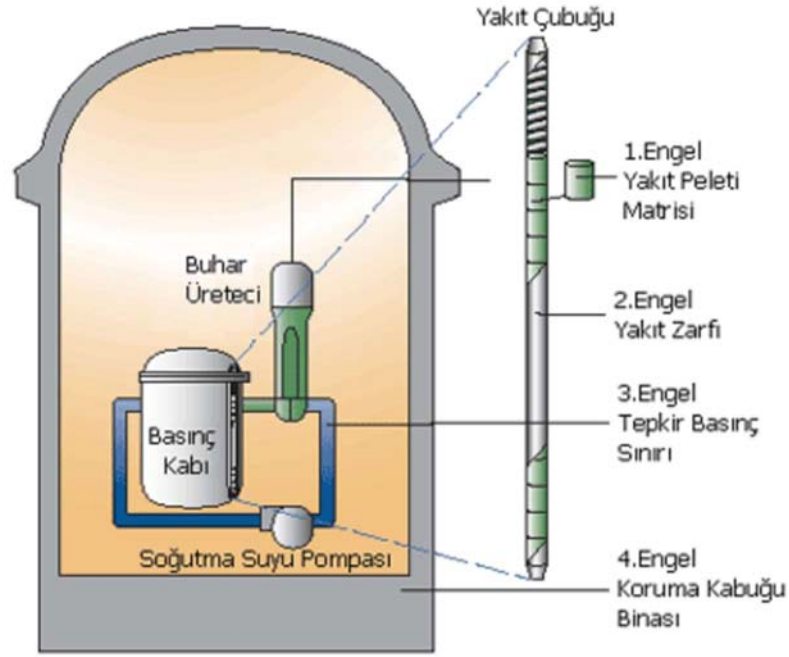
Beşinci ve son güvenlik seviyesi ise, önceki tüm savunma katmanlarına rağmen önemli miktarda radyoaktif madde salımı gerçekleşmesi durumunda devreye girer. Bu aşamada, acil durum planları aracılığıyla halk sağlığı ve çevre üzerindeki olumsuz etkilerin asgari düzeye indirilmesi hedeflenmektedir (NEA, 2012b).

4.1.1.3. Mühendislik güvenlik sistemleri

Bir nükleer güç tasarımının güvenli işletim kapsamında, belirli temel işlevlerinin olası her tür koşullarda sürdürülebilir olması amacıyla çeşitli güvenlik sistemleri tasarıma entegre edilmiştir. Dolayısıyla, tasarımın;

- Radyoaktif maddelerin, tüm işletme koşulları ve olağanüstü durumlar altında fiziksel ve radyolojik güvenlik içinde tutulması,
- Tesis içerisinde anormal koşullar altında, nükleer enerji üretim sürecinin derhal ve güvenli bir şekilde durdurulabilmesi,
- Enerji üretiminin kesilmesini takiben, reaktör kapatılmış olsa dahi, artık ısıнын (decay heat) sistemden etkin biçimde uzaklaştırılabilmesi,

gibi temel güvenlik işlevlerinin sağlanması öncelikli mühendislik gerekleri arasında yer almaktadır. Bu amaçla geliştirilen aktif ve pasif güvenlik sistemleri, hem tesisin güvenliğini hem de çevre ile toplumun korunmasını teminat altına almaktadır (IAEA, 2016b).



Şekil 4.10 Radyoaktif Maddeler ile Çevre Arasına Yerleştirilmiş Engeller (NEA, 2012a)

Radyoaktif maddelerin çevreye salınımını önlemek amacıyla, nükleer santrallerde radyoaktif materyaller ile dış çevre arasında çok katmanlı fiziksel bariyerlerden oluşan bir “çoklu engel sistemi” uygulanmaktadır (IAEA, 2007; NEA, 2012b). Bu sistemin ilk bileşeni, yakıt matrisinin kendisi olup, radyoaktif ürünlerin içeride tutulmasını sağlayan ilk fiziksel bariyeri teşkil etmektedir. Bunu, yakıt paletlerinin yerleştirildiği yakıt zarfı (cladding) takip etmektedir. Yakıt zarfının dışında yer alan ikinci ana koruma seviyesi ise reaktör basınç sınırıdır; bu, nükleer yakıtı içeren basınç kabı ile soğutma suyu döngüsünü kapsayan yapısal bileşenlerden oluşmaktadır. Radyoaktif maddeler ile çevre arasında yer alan son ve en dış engel ise, genellikle çelikle güçlendirilmiş betonarme bir yapı olan reaktör koruma (containment) binasıdır. Bu yapı, olası kaza durumlarında reaktör kalbinde yer alan radyoaktif maddelerin çevreye salınmasını engellemekte ve aynı zamanda güvenlikle ilişkili sistemleri dış tehditlere karşı korumaktadır (NEA, 2012b). Tarihsel olarak, ticari nükleer santrallerde meydana gelen büyük çaplı kazalardan biri olan 1979 tarihli Three Mile Island (TMI-2) kazasında, ciddi boyutta reaktör yakıtı hasarı yaşanmasına rağmen, reaktör basınç kabı ve koruma binası (Şekil 4.10’da belirtilen üçüncü ve dördüncü fiziksel engeller) bütünlüğünü koruyarak radyoaktif maddelerin çevreye yayılmasını ve halk sağlığına zarar vermesini önlemiştir (NEA, 2012b).

Reaktörün güvenli bir biçimde kapatılması, nötron soğurucu malzemelerden üretilmiş kontrol çubukları yardımıyla gerçekleştirilmektedir. Bu çubuklar, normal işletme koşullarında kademeli olarak reaktör çekirdeğine yerleştirilebildiği gibi, acil durumlar için çok kısa sürede tam daldırılma imkânı da sunmaktadır. Reaktörün acil durumlarda ani şekilde kapatılması işlemi, nükleer terminolojide “SCRAM” olarak adlandırılmaktadır. Bu terim, nükleer teknolojinin ilk yıllarında acil güvenlik amacıyla kontrol çubuklarını manuel olarak reaktöre sokmakla görevli personele atıfla geliştirilmiş ve “Safety Control Rod Ax Man” ifadesinin baş harflerinden türetilmiştir. Günümüzde bu kavram, reaktörün hızlı kapatılma işlemini ifade etmek için hâlen kullanılmaktadır (Zhixing, 2018).

Reaktörün uzun süreli kapalı kalmasını garanti altına almak amacıyla, reaktör kalbine nötron soğurucu sıvıların enjekte edilmesini sağlayan sistemler de tasarımda yer almaktadır. Normal işletim koşullarında, nükleer enerji ısısı, soğutucu akışkan yardımıyla reaktör çekirdeğinden uzaklaştırılmaktadır. Örneğin, hafif su reaktörlerinde bu ısı, suyun buhara dönüştürülmesi ve türbin-jeneratör grubunu tahrik ederek elektrik üretiminin sağlanması için kullanılmaktadır. Ancak ısı transfer sistemlerinin olası zarar görmesi veya işlev kaybına uğraması hâlinde, reaktör kapalı konumda olsa dahi artık ısının (decay heat) uzaklaştırılmasını sağlamak amacıyla, özel acil durum sistemleri tasarıma entegre edilmiştir. Bu sistemlerin çalışması için ihtiyaç duyulan enerji, acil durum jeneratörleri vasıtasıyla sağlanmakta; bu jeneratörler dizel yakıtla çalışacak şekilde yapılandırılmaktadır (IAEA, 2016a).

Derinlemesine güvenlik felsefesinin temel ilkelerinden biri olan güvenlik sistemlerinin sürekli olarak hazır ve işlevsel durumda bulunması, bu sistemlerin güvenilirliğini zorunlu kılmaktadır. Bu nedenle, tüm güvenlik sistemleri belirli aralıklarla test edilmekte ve her biri, tekil bir arıza durumunda dahi görevini sürdürebilecek biçimde tasarlanmaktadır. Bu yaklaşım, “tekil hata kriteri” (single failure criterion) olarak tanımlanmaktadır (NEA, 2012a). Ayrıca, güvenlik sistemlerinin tümü, yedeklilik ilkesi doğrultusunda yapılandırılmaktadır. Her bir güvenlik fonksiyonu için aynı işlevi yerine getirebilecek bir yedek sistem de tasarıma dâhil edilmekte; bu yedek sistemler, çeşitlilik prensibi uyarınca farklı teknolojik özelliklere veya çalışma mekanizmalarına sahip olacak şekilde oluşturulmaktadır. Böylelikle, aynı tür arızaların hem ana hem de yedek sistemde eşzamanlı olarak meydana gelmesi olasılığı minimize edilmektedir. Buna ek olarak, fiziksel ayırım (physical separation) ilkesi çerçevesinde, ana sistem ile yedeği birbirinden

fiziksel olarak tamamen ayrılmış bölgelere yerleştirilmektedir. Bu sayede, yangın, patlama veya dış etken kaynaklı bir olayda, yalnızca bir sistemin zarar görmesiyle diğerinin görevine devam edebilmesi güvence altına alınmaktadır. Tüm bu güvenlik yaklaşımları oluşturulurken hata risklerine dair varsayımlarda son derece ihtiyatlı (konservatif) bir tutum benimsenmekte; güvenlik odaklı tasarım gereksinimleri belirlenirken sorgulayıcı (inquiring) mühendislik ilkeleri esas alınmakta, aynı zamanda geçmiş deneyimler ve malzeme performansına ilişkin veri tabanları dikkate alınarak karar süreçleri yapılandırılmaktadır (NEA, 2012a).

4.1.1.4. Yüksek kalite imalat ve inşaat

Nükleer tesislerin güvenli ve sürdürülebilir işletimi için temel gerekliliklerden biri, yüksek kalite standartlarına sahip ekipman ve donanım bileşenlerinin kullanılmasıdır. Nükleer güvenliğin en kritik bileşenlerinden biri olarak kabul edilen kalite temini, tesisin her aşamasında güvenliğin sağlanabilmesi açısından hayati öneme sahiptir. Bu kapsamda, nükleer tesislerde kullanılacak bileşenlere yönelik özel kodlar ve mühendislik standartlarından oluşan kapsamlı bir dokümantasyon sistemi geliştirilmiştir. Söz konusu kod ve standartlar, öngörülen kalite düzeyinin sağlanabilmesi amacıyla, donanım üzerinde sıkı, sistematik ve titiz testlerin uygulanmasını zorunlu kılmaktadır. Bu durum, yalnızca performansı kanıtlanmış ve güvenilirliği yüksek teknolojilerin kullanımına izin verildiği anlamına gelmektedir.

Ulusal nükleer düzenleme otoriteleri, kalite güvence (quality assurance) ve kalite kontrol (quality control) programlarının tüm aşamalarını izleme ve denetleme yetkisine sahiptir (NEA, 2012a). Kalite temini ve kontrol süreçleri, nükleer tesislerin inşası ve işletilmesi sürecinde diğer enerji üretim teknolojilerine kıyasla daha yüksek maliyetlerin oluşmasına neden olan temel unsurlar arasında yer almaktadır. Bu tür uygulamaların gerektirdiği yüksek düzeyde düzenleyici uyum, dokümantasyon ve test faaliyetleri, toplam proje maliyetine kayda değer ek yükler getirmektedir (NEA, 2012b).

4.1.1.5. Kapsamlı testler

Bir nükleer tesisin faaliyete geçebilmesi için, tasarımın gerektirdiği tüm sistem ve bileşenlerin kapsamlı ve çok aşamalı test süreçlerinden başarıyla geçmesi gerekmektedir. Bu test süreci, bir nükleer santralin inşaat ve işletmeye alma sürecinin en kritik aşamalarından biri olarak değerlendirilir. Testler sırasında reaktör güç kontrollü bir

şekilde kademeli olarak artırılmakta; bu esnada santralin işletim süreçleri ve güvenlik sistemlerinin performans özellikleri ayrıntılı biçimde izlenmekte, belgelenmekte ve önceden tanımlanmış güvenlik başarı kriterlerine göre değerlendirmeye tabi tutulmaktadır (NEA, 2012a; NEA, 2012b).

Bu süreçte, sistem bileşenlerinin işlevsel yeterliliğini doğrulamak, santralin bütünsel dinamiğini değerlendirmek ve olası tasarım veya işletimsel zafiyetleri tespit ederek düzeltmek amacıyla çok sayıda özel test prosedürü uygulanmaktadır. Her bir bileşen, yalnızca ilgili test kriterlerini sağladığında kabul edilmektedir. Testler, tüm sistemlerin güvenli ve kararlı biçimde çalışana dek tekrarlanmaktadır (NEA, 2012a; NEA, 2012b).

Ayrıca, tesis işletme sürecinde gerçekleştirilen planlı bakım, onarım ve parça değişimi gibi müdahalelerin ardından da benzer kapsamlı testlerin yeniden uygulanması zorunlu tutulmaktadır. Bu uygulama, sistemin her durumda güvenlik ve performans gereksinimlerini sağlayacak şekilde çalıştığını doğrulamak amacı taşımaktadır (NEA, 2012b).

4.1.1.6. Güvenlik değerlendirmeleri

Bir nükleer tesisin güvenli bir şekilde işletilebilmesi için, önceden tanımlanmış potansiyel kaza senaryoları ile bu kazaların güvenlik bariyerleri üzerindeki etkilerinin sistematik olarak analiz edilmesi gerekmektedir. Nükleer enerji alanında bu yöntem, deterministik yaklaşım olarak tanımlanmaktadır. Deterministik güvenlik analizleri kapsamında, örneğin bir soğutma suyu kaybı (LOCA) gibi “tasarıma esas kazalara” karşı santralin ve güvenlik sistemlerinin tepkisi, oldukça konservatif varsayımlar çerçevesinde değerlendirilir. Bu analizlerde, tesisin kazalara verdiği tepkilerin ulusal ve uluslararası düzenlemelerce tanımlanmış sınırlar ve yasal güvenlik gereklilikleri içerisinde kalıp kalmadığı belirlenmektedir.

Deterministik analizler esnasında, belirlenen kaza senaryolarının kesin olarak gerçekleştiği varsayılır ve bu durum karşısında tüm güvenlik sistemlerinin, tanımlanan fonksiyonlarını zamanında ve etkin şekilde yerine getirecekleri kabul edilmektedir (IAEA, 2019b). Bu yaklaşım, reaktör tasarımı tamamlanmadan önce uygulanmakta ve tesisin, bulunduğu sahanın özellikleri de göz önünde bulundurularak, belirlenen işletim sınırları ve yasal çerçeve dahilinde faaliyet gösterebilme kabiliyetini doğrulamaktadır. Ayrıca, nükleer tesisin tüm ömrü boyunca belirli aralıklarla sistematik güvenlik değerlendirmelerinin tekrar edilmelidir (IAEA, 2019b). Bu değerlendirmelere, santral

operatörlerinin öz-değerlendirme çalışmaları da dâhil edilerek, tesisin belirlenmiş güvenlik sınırları ve diğer işletim koşulları doğrultusunda emniyetli biçimde faaliyet göstermeye devam ettiğinin teminat altına alınması amaçlanmaktadır (IAEA, 2019b).

1980’li yıllardan itibaren, deterministik analizlerin tamamlayıcısı olarak olasılıksal güvenlik değerlendirmesi PSA (Probabilistic Safety Assessment) yaklaşımı da benimsenmiştir. PSA kapsamında, kaza oluşumuna neden olabilecek ekipman arızaları, sistemsel zafiyetler ve insan hataları gibi olası tüm durumlar analiz edilmektedir. Bu analizlerde yalnızca bireysel olaylar değil, aynı zamanda birden fazla olayın bir araya gelerek daha ciddi kazalara yol açabileceği bileşik senaryolar da dikkate alınmakta ve bu olayların oluşma olasılıkları nicel olarak hesaplanmaktadır. PSA sonuçları, güvenlik iyileştirme önceliklerinin belirlenmesi, santral operatörlerinin eğitimi, düzenleyici denetim stratejilerinin şekillendirilmesi ve risk bazlı karar alma süreçlerinin desteklenmesi gibi çeşitli amaçlar doğrultusunda kullanılmaktadır (IAEA, 2010a; IAEA, 2010b).

4.1.1.7. Sağlıklı işletme yöntemleri

Geçmiş tecrübeler, nükleer santrallerin güvenli bir şekilde işletilebilmesinin, belirli temel prensiplere sıkı sıkıya bağlı kalınarak yürütülen operasyonel ve kurumsal uygulamalarla doğrudan ilişkili olduğunu ortaya koymuştur (IAEA, 1991). Bu kapsamda, aşağıda sıralanan ilkeler, güvenliğin sağlanması açısından kritik öneme sahiptir:

- Güvenliğe mutlak öncelik tanıyan idari ve kurumsal yönetim anlayışının benimsenmesi; güvenlikle ilgili birincil sorumluluğun doğrudan santral operatörlerine devredilmesi,
- Güvenlikle ilişkili görevlerde yer alacak personelin deneyimli, yetkin ve eğitilmiş olmasını garanti altına alacak güçlü bir organizasyon yapısının oluşturulması,
- Santralin işletimi sırasında uyulması gereken güvenlik sınırlarının tanımlanması ve bu sınırların ihtiyatlı (konservatif) şartlarla belirlenmesi,
- Testler, bakım faaliyetleri, öz değerlendirme ve bağımsız doğrulama gibi standart dışı operasyonel süreçler de dahil olmak üzere tüm işletme uygulamalarının, önceden tanımlanmış ve onaylanmış prosedürlere dayandırılması,
- Tüm işletme faaliyetleri, denetim süreçleri, test ve bakım işlemleri için kapsamlı

kalite güvence sistemlerinin uygulanması.

Günümüzde nükleer santral işleten birçok ülkede, santral operatörlerinin, gerçek kontrol odalarının bire bir kopyası ile donatılmış simülatörlerde, hem normal işletme koşullarını hem de acil durum senaryolarını kapsayan temel ve periyodik eğitimlerine katılmaları zorunlu kılınmıştır. Bu eğitimlerin, belirli aralıklarla tekrar edilerek operatörlerin sürekli güncel bilgi ve becerilere sahip olmaları sağlanmaktadır (IAEA, 1991). Ayrıca:

- Nükleer güvenliği doğrudan etkileyen tüm faaliyetler için kapsamlı ve sürekli güncellenen eğitim programlarının oluşturulması,
- Santralin tüm ömrü boyunca yeterli teknik desteğin sağlanması,
- Tüm olayların ve emniyetle ilgili bulguların, yetkili nükleer düzenleme otoritesine zamanında ve düzenli olarak raporlanması,
- İşletme tecrübelerini sistematik olarak toplayan, analiz eden ve bunları ulusal/uluslararası nükleer düzenleme otoriteleri ile diğer nükleer tesis işletmecileriyle paylaşan bilgi yönetim sistemlerinin kurulması; bu verilerin eğitim süreçlerine entegre edilmesi,
- Santralin işletmeye alınmasından önce acil durum planlarının, yöntemlerinin ve süreçlerinin hazırlanması; bu planların tesis işletmeye alındıktan sonra da belirli aralıklarla tatbikatlarla sınanması; bu kapsamda görevli birimlerin planlara uygun şekilde, öngörülen süre ve tepki düzeyiyle müdahale edebilme yetkinliğinin geliştirilmesi, santral genel tasarımı, kontrol odası düzeni, alarm yerleşimi ve gösterge sistemlerinin planlanmasında insan faktörlerinin sistematik olarak dikkate alınması ve ergonomik ilkeler doğrultusunda düzenlemelerin yapılması,

güvenli işletim için tamamlayıcı ve zorunlu uygulamalar arasında yer almaktadır (IAEA, 1991).

4.1.1.8. Güvenlik kültürü

Güvenlik kültürü, güvenlikle ilgili tüm hususların kurumsal ve bireysel düzeyde en yüksek önceliğe sahip olmasını sağlayan tutum, değer, inanç ve davranış biçimlerinin bütünüdür. Bu kavram, yalnızca organizasyonel yapıların değil, aynı zamanda bireylerin güvenliğe yönelik farkındalık düzeyini ve sorumluluk bilincini de kapsamaktadır.

Nükleer endüstride edinilen önceki deneyimler, zayıf güvenlik kültürünün nükleer tesislerde ortaya çıkan güvenlik performansı düşüşlerinin ve sistemsel aksaklıkların temel nedenlerinden biri olduğunu açık bir biçimde ortaya koymuştur. Bu durum, güçlü bir

güvenlik kültürünün, nükleer güvenliğin sürdürülebilirliği açısından çok önemli bir unsur olduğunu göstermektedir.

Nükleer reaktör teknolojisinde güvenlik sistemlerine dayalı ileri düzeyde teknik önlemler alınsa dahi, nükleer tesislerde güvenliğin nihai güvencesi insan faktörüdür. Dolayısıyla, nükleer güvenlikle doğrudan ilişkili faaliyetlerde bulunan personelin davranışlarını, karar alma süreçlerini ve tutumlarını şekillendiren kurumsal bir güvenlik kültürünün varlığı, nükleer güvenliğin sürekliliği açısından kritik öneme sahiptir. Etkin bir güvenlik kültürü; güçlü bir sorumluluk bilinci, özdenetim kapasitesi yüksek bir zihniyet ve yürürlükteki düzenlemelere karşı duyulan kurumsal ve bireysel saygı gibi temel nitelikleri içermelidir (IAEA, 2002a; IAEA, 1991).

Ayrıca, kurumsal yönetim biçimi de güvenlik kültürünün gelişimi üzerinde belirleyici bir etkiye sahiptir. Güvenlik kültürü, günlük operasyonel pratiklerde kendiliğinden ortaya çıkan bir özellik olmayıp; aksine, büyük ölçüde ulusal kültürel normlara, örgütsel davranış kalıplarına ve yönetsel tutarlılığa bağlıdır. Bu nedenle, güvenlik kültürünün kısa sürede içselleştirilmesi ya da bir organizasyona dışsal bir bileşen olarak eklenmesi mümkün değildir. Güvenlik kültürünün, kurumun en üst kademesinden başlayarak tüm çalışanlara kesintisiz, sistemli ve tutarlı bir biçimde aktarılması; yalnızca tesis işletmecilerini değil, aynı zamanda düzenleyici ve denetleyici otoriteleri de kapsayacak şekilde bütüncül bir sistem içinde kurumsallaşması gerekmektedir (IAEA, 2006b; IAEA, 2016a).

4.2. Basınçlı Su Reaktörlerinin Lisanslandırılması: “Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği’ne” Uygunluğu

Nükleer enerji üretimi, yüksek güç yoğunluğu ve düşük karbon salımı avantajlarıyla sürdürülebilir enerji politikalarının önemli bir parçasıdır. Bununla birlikte, nükleer enerji tesislerinde güvenliğin sağlanması, yalnızca enerji üretiminde değil, halk sağlığı ve çevrenin korunmasında da hayati rol oynamaktadır. Bu durum, nükleer güç santrallerinin tasarımı, uluslararası standartlar ve ulusal düzenlemeler doğrultusunda çok katmanlı bir güvenlik felsefesi üzerine inşa edilmektedir.

Bu bölümde, Türkiye’de uygulanan "Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği" çerçevesinde, ikinci nesil ticari reaktörlerden biri olan Basınçlı Su Reaktörleri (PWR) tasarımının uygunluğu değerlendirilmiştir. Her bir madde teknik

olarak analiz edilmiş, PWR sistemlerinin yönetmelik gereklerini ne ölçüde karşıladığı somut örneklerle ortaya konulmuştur.

Madde 5 – Proses Kontrol

(1) Santralin proses kontrol sistemleri, sistem değişkenlerini normal ve beklenen işletme olayları sırasında normal işletme aralıkları içinde tutabilecek şekilde tasarımlanır.

(2) Önemli sistem değişkenleri için güvenlik sınırları, güvenlik sistemi sınır ayarları ve işletme için sınır koşulları belirlenir. Güvenlik sistemi sınır ayarları bir güvenlik payı içerecek şekilde güvenlik sınırlarının altında ve işletme için sınır koşulların üzerinde, değişkenlerin güvenlik sınırlarına ulaşmasını engelleyecek şekilde seçilir (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR reaktörlerinde, reaktör gücü, soğutucu sıcaklığı ve basınç gibi önemli sistem parametreleri sürekli olarak izlenmekte ve otomatik kontrol sistemleri ile sınırlar içerisinde tutulmaktadır. Güvenlik sınırları ve trip ayarları, önceden belirlenmiş güvenlik marjlarına göre seçilerek, sistemin güvenli işletimi sağlanmaktadır. Bu durum, yönetmeliğin proses kontrol gerekliliklerini karşılamaktadır (IAEA, 2016c).

PWR tasarımları birincil ve ikincil kapalı devre ısı transfer sistemlerinin stabil ve güvenilir bir şekilde çalışması gelişmiş proses kontrol sistemleri ile gerçekleştirmektedir. Sistemden sürekli olarak toplanan sensor verilerine göre pompalar, vanalar, kontrol çubukları ve borik asit konsantrasyon ayarlama gibi sistem ekipmanların ayarlanarak reaktörün istenilen çalışma koşullarında tutulmasını sağlamaktadır (IAEA, 2016d).

Madde 6 – Güvenlik Sistemleri

(1) Santralde, sistem değişkenleri belirlenen sınırları aştığı zaman herhangi bir müdahale gerektirmeden devreye girerek reaktörü durduracak ve üç güvenlik işlevi olan reaktör gücünün kontrol altında tutulmasını, korun soğutulmasını ve yakıttan salınabilecek radyoaktif madde miktarının uygun fiziksel bariyerler yoluyla en düşük seviyede tutulmasını sağlayacak güvenlik sistemleri bulunur.

(2) Santral ve güvenlik sistemleri, tasarıma esas kazalardan hiçbirisi toplam risk içinde baskın olmayacak şekilde tasarımlanır.

(3) Herhangi bir bileşenin arızalanması güvenlik sistemlerinin işlevlerini yerine getirmesini engellememelidir. Hem güvenlik hem de proses işlevi olan sistemlerde güvenlik işlevinin proses kontrol taleplerinden etkilenmemesi sağlanır. Güvenlik

sistemleri santralin ömrü boyunca test edilebilecek şekilde tasarımlanır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR tasarımı, reaktör gücünün kontrolü, çekirdeğin soğutulması ve radyoaktif maddelerin yayılımının sınırlandırılmasına yönelik ECCS (Acil Durum Çekirdek Soğutma Sistemi), güvenlik enjeksiyon sistemleri ve acil reaktör durdurma sistemlerini içermektedir. Bu sistemler otomatik olarak devreye girer ve kazaların etkilerini sınırlamak üzere üç temel güvenlik işlevini yerine getirir (U.S. NRC, 1990).

Madde 7 – Güvenilirlik Hedefleri

(1) Kaza senaryolarındaki rolleri dikkate alınarak, güvenlik sistemleri ve güvenlik işlevleri için güvenilirlik hedefleri belirlenir ve tasarım gerekleri arasında yer alır. Güvenilirlik hedeflerinin tutturulduğu güvenilirlik analizleriyle gösterilir.

(2) Güvenlik sistem ve işlevleri işletme sırasında, mümkünse gerçekçi yük ve performans koşullarında, test edilebilme özelliğine sahip olacak şekilde tasarımlanır. Güvenlik sistemlerinde güvenilirlik hedefleri çok yüksek tutulur ve bu hedeflere ulaşmada tasarımda güvenli-arıza, tek-arıza, farklılık ve fiziksel ayrılık prensiplerinin uygulanması ve güvenlik sistemleri ile normal santral sistemleri arasında tam bağımsızlığın sağlanması gibi yöntemler kullanılır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR sistemleri tek arıza kriteri, güvenli-arıza, farklılık (diversity) ve fiziksel ayrılık (physical separation) prensipleri ile tasarlanmıştır. Güvenlik sistemlerinin güvenilirliği probabilistik güvenlik analizleri (PSA) ile doğrulanmakta ve işletme süresince test edilebilirlikleri sağlanmaktadır (IAEA, 2010a; IAEA, 2010b; IAEA, 2016a).

Madde 8 – Ortak Nedenli Arızalar

(1) Tasarım sırasında, ortak bir nedenin birden fazla yapı, sistem veya bileşeni olumsuz bir şekilde etkileyerek bir güvenlik işlevinin kaybedilmesine yol açmaması için önlemler alınır. Ortak neden oluşturabilecek yangın ve ortak elektrik güç kaynaklarının kaybı gibi iç olaylar ile deprem, sel ve uçak düşmesi gibi dış olayların yanı sıra, imalat ve inşaaşamalarında yapılabilecek hatalar da dikkate alınır kullanılır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR sistemlerinde yangın zonlaması (yangının yayılmasını önlemek, kontrol altına almak ve yangın güvenliğini artırmak amacıyla alanların yangına dayanıklı bölgelere

(zonlara) ayrılması), ayrı güç kaynakları, fiziksel ayırım ve kablolama izolasyonu gibi tasarım öğeleriyle ortak nedenli arıza olasılığı azaltılmıştır. Dış olaylara karşı koruma (deprem, sel, uçak düşmesi gibi) da bulunmaktadır. (U.S. NRC, 2005).

PWR tasarımlarının çok katmanlı güvenlik stratejisine sahip olması, ortak nedenli arızalar riskini azaltmak ve yönetmeliklere uygunluğunu sağlamakta etkin olmaktadır.

- i) Çeşitlilik (Diversity): PWR tasarımları farklı çalışma prensiplerine sahip yüksek basınçlı enjeksiyon pompaları (HPI), düşük basınçlı enjeksiyon pompaları (LPI) ile farklı kontrol sistemleri gibi birden fazla acil çekirdek soğutma sistemlerine (ECCS) sahiptir. Ayrıca kontrol çubukları ve bor enjeksiyon sistemleri gibi farklı prensiplere dayalı reaktör kapatma sistemleri bulunmaktadır.
- ii) Fiziksel ayırma (Physical Separation): birden fazla ECCS sistemleri (pompa, vana ve boru hattı seti) ayrı bölmelere veya odalara yerleştirilmiş ve yangına dayanıklı kapı ve duvarlarla birbirinden ayrılmıştır.
- iii) Yedeklik (Redundancy): Güvenlik sistemlerinde 3 ya da 4 kat yedeklik yaygın olarak kullanılmaktadır.

Sonuç olarak PWR tasarımları ortak nedenli arızalar riskini ortadan kaldırmak için çeşitlilik, fiziksel ayırma ve yedeklilik ilkeleri uygulanmaktadır (U.S. NRC, 2005; IAEA, 2021a). Bu çok katmanlı yaklaşım, reaktör güvenlik sistemlerinin tamamının veya kritik öneme sahip sistemlerin devre dışı kalmasını zorlaştırmaktadır.

Madde 9 – Ekipman Vasıflandırması

(1) Güvenlik sistem ve bileşenleri, çalışırken maruz kalacakları sıcaklık, basınç, radyasyon, titreşim ve nem gibi çevresel koşullara uygun olarak ve dış olaylar ile yaşlanmanın etkileri de dikkate alınarak seçilir ve tasarımı yapılır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR tasarımında yer alan ekipmanlar, IEEE 323 ve ASME Code Class 1–2–3 standartlarına göre çevresel koşullara ve yaşlanmaya dayanıklı olacak şekilde sınıflandırılır. Bu sınıflandırma, yüksek sıcaklık, radyasyon, nem ve titreşim gibi parametrelere karşı dayanıklılığı garanti altına alır (IEEE, 2003; ASME, 2017).

Madde 10 – Güvenlik Ekipmanlarının Denetlenebilirliği

(1) Güvenlikle ilgili yapı, sistem ve bileşenler, yeterli bir güvenlik payı ile işlevlerini yerine getirebildiklerinin doğrulanması amacıyla, işletme ömürleri boyunca denetlenebilecek şekilde tasarımı yapılır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım

İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR tesislerinde güvenlikle ilgili yapı, sistem ve bileşenlerin işletme süresince test edilebilir ve izlenebilir olması sağlanmıştır. Örneğin, reaktör güvenlik sistemlerine ait sensörler ve aktüatörler çevrim içi (online) test yöntemleriyle periyodik olarak denetlenebilir (U.S. NRC, 2020).

Madde 11 – Radyasyondan Korunma

(1) Santral tasarımında radyoaktif atık salımlarını Kurum tarafından belirlenen sınırların altında tutmak ve işletme personelinin radyasyondan ve radyoaktif bulaşmadan korunması için gereken önlemler alınır.

(2) Radyoaktif atık sistemlerinin tasarımı sırasında izin verilen limitlerin uygulanmasında tutucu bir yaklaşım izlenir. Radyoaktif madde içeren bütün bileşenlerin yeterli bir şekilde zırhlanması ve radyoaktif maddelerin uygun bir şekilde muhafazası sağlanır.

(3) Santral yerleşim düzeninin tasarımı, radyasyondan korunma ilkeleri çerçevesinde, bileşen ve sistemlerin uygun şekilde konumlandırılması, erişim kontrolü, zırhlama koşulları, radyoaktif maddelerin muhafazası ve erişilebilirliği, çalışma ortamının izlenmesi ve kontrol edilmesi ihtiyacı ve dekontaminasyon dikkate alınarak yapılır. Alan ve personelin radyasyon açısından izlenmesi ve personel dekontaminasyonu için gereken imkanlar tasarıma dahil edilir.

(4) İşletmeden çıkarma aşamasında ihtiyaç duyulacak radyasyondan korunma uygulamaları tasarımda dikkate alınır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR santralleri, ALARA (As Low As Reasonably Achievable) ilkesine uygun olarak tasarlanmıştır. Radyoaktif sistemler fiziksel bariyerlerle sınırlanmış, personel erişim alanları zırhlanmış ve yerleşim düzeni radyasyon güvenliğini en üst düzeye çıkaracak şekilde yapılandırılmıştır (IAEA, 2022b; OECD, 2010).

Madde 12 – Reaktivite Kontrolü

(1) Reaktör, tutucu bir güvenlik payı ile reaktivite kaynaklı kazalara karşı korunacak şekilde tasarımılanır. Reaktörün bütün işletme koşullarında güvenilir bir reaktivite kontrolü sağlayacak, reaktivite artışını dengeleyecek ve gerektiğinde güç üretimini azaltabilecek veya reaktörü zamanında durdurabilecek nötron soğurucu sisteme veya

reaktiviteyi diğer yollarla düşüren sistemlere tasarımda yer verilir (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Reaktörün tüm işletme koşullarında güvenilir reaktivite kontrolü sağlanmaktadır. PWR sistemlerinde borik asit çözeltisi, kontrol çubukları ve negatif sıcaklık katsayısı etkili bir reaktivite kontrol mekanizması sunar (IAEA, 2019a).

Madde 13 – Reaktör Kor Bütünlüğü

(1) Reaktör koru, işletme koşulları ve tasarıma esas kazalarda kor bütünlüğü korunacak şekilde tasarımlanır.

(2) Kor, işletme koşullarından doğan ısı, mekanik, kimyasal etkiler ile radyasyon etkilerine ve işletme parametrelerinin uygun bir aralıkta değişiminden doğabilecek etkilere dayanacak şekilde tasarımlanır. Reaktör korunun olası depremlere ve maruz kalabileceği diğer dinamik yüklere karşı mekanik dayanıklılığa sahip olduğu uygun deneylerle desteklenen analizlerle doğrulanır. Tasarıma esas kazalar sırasında korda oluşabilecek geometrik bozulmaların reaktivite kontrol sisteminin ve güvenlik sistemlerinin durdurma etkinliğini zayıflatmaması veya yakıtın soğutulmasını engellememesi için tasarım önlemleri alınır.

(3) Kor bütünlüğünün sağlanması için alınacak tedbirlerin diğer güvenlik sorunlarına yol açması önlenir (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Kor yapısı; ısı, kimyasal ve mekanik zorlamalara, radyasyon etkilerine ve tasarıma esas kazalarda ortaya çıkabilecek yüklemelere karşı dayanıklıdır. Bu uygunluk, tasarım analizleri ve deneysel doğrulamalar ile kanıtlanır (IAEA, 2016a; 2019a).

Madde 14 – Otomatik Durdurma

(1) Santral tasarımı, reaktörü kritikaltı yapacak ve bu durumda tutacak otomatik durdurma sistemleri içerir.

(2) Otomatik durdurma sistemleri, reaktörün isteyerek veya kazara kritik olabileceği her zaman kullanıma hazır ve reaktörü güvenli şekilde kritikaltı yapabilecek negatif reaktivite ile negatif reaktivite ithal etme hızına sahip olacak şekilde tasarımlanır.

(3) Otomatik durdurma sistemleri, diğer güvenlik sistemlerinden ve proses sistemlerinden işlevsel ve fiziksel olarak mümkün olduğunca bağımsız olmalıdır. Ortak kullanılacak algılayıcı veya aygıtlar olması durumunda sistemin güvenilirliğinin belirlenen limitlerin

altına düşmediği uygun analizlerle gösterilir.

(4) Otomatik durdurma sistemleri ve bütün önemli ekipmanlarının durumları kontrol odasından izlenebilir ve test edilebilir şekilde tasarımlanır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR’lerde kontrol çubukları ve reaktör koruma sistemleri, reaktörün otomatik olarak güvenli biçimde durdurulmasını sağlar. Kritikaltı durumu sağlayan bu sistemler, bağımsız ve hızlı çalışabilirlik esasına göre tasarlanmıştır.

Bu reaktörlerde güvenliğin sağlanmasında, özellikle reaktör çekirdeğinde gerçekleşen zincirleme fisyon reaksiyonunun kontrol altında tutulması çok önemlidir. Bu amaçla, PWR tasarımlarında kontrol çubukları ve reaktör koruma sistemleri kritik bir rol oynamaktadır (IAEA, 2016a; IAEA, 2016c; IAEA, 2019a).

Kontrol çubukları, çekirdek içindeki nötronların sayısını azaltarak zincirleme reaksiyonu yavaşlatmak veya tamamen durdurmak için kullanılır. Bu çubuklar genellikle yüksek nötron soğurma kabiliyetine sahip bor, kadmiyum veya gümüş-indiyum-kadmiyum alaşımlarından üretilmiştir (IAEA, 2007). Normal çalışma sırasında reaktör gücü bu çubukların pozisyonlarıyla hassas bir şekilde ayarlanabilirken, acil durumlarda tüm kontrol çubukları çekirdeğe hızla indirilerek reaktörün kritikaltı olması sağlanır. Bu hızlı durdurma işlemi, nükleer terminolojide “SCRAM” olarak adlandırılır (WNA, 2025).

Kontrol çubuklarının işlevselliğini tamamlayan reaktör koruma sistemleri, reaktörün güvenliğini sürekli olarak denetleyen ve gerektiğinde otomatik müdahale eden gelişmiş elektronik ve mekanik sistemlerden oluşur. Bu sistemler, reaktör gücü, çekirdek sıcaklığı, basınç, nötron akısı ve soğutucu debisi gibi temel parametreleri gerçek zamanlı olarak izler (IAEA, 2016-A,B). Belirlenen sınır değerlerin aşılması durumunda sistem, kontrol çubuklarını otomatik olarak devreye sokarak reaktörü güvenli biçimde durdurur. Bu süreç, operatör müdahalesi olmadan gerçekleşebilecek şekilde tasarlanmıştır (IAEA, 2007).

Reaktör koruma sistemleri, nükleer güvenliğin temel ilkeleri olan *bağımsızlık*, *çeşitlilik* (*diversity*) ve *yedeklilik* (*redundancy*) prensiplerine göre inşa edilmiştir. Bağımsızlık ilkesi, koruma sisteminin reaktörün diğer kontrol sistemlerinden ayrı çalışmasını sağlar; böylece tek bir arıza tüm sistemi etkilemez. Çeşitlilik ilkesi, aynı parametreyi farklı türde sensörlerle izlemeyi içerir ve sistemin hatalı sinyal üretme riskini azaltır. Fazlalık ise birden fazla yedek bileşen kullanarak sistemin güvenilirliğini artırır (IAEA, 2016a).

PWR tasarımlarında kontrol çubukları ve reaktör koruma sistemleri, reaktörün otomatik olarak güvenli biçimde durdurulmasını sağlayarak nükleer güvenliğin temel taşlarından birini oluşturur. Kritikaltı durumu sağlayan bu sistemler, acil durumlarda hızlı tepki verecek şekilde tasarlanmış, bağımsız ve güvenilir yapıları sayesinde olası kazaların önüne geçilmesinde anahtar rol üstlenmektedir (IAEA, 2016a; IAEA, 2016b; WNA, 2025).

Madde 15 – Normal Durum Isı Çekme

(1) Normal işletme sırasında ısının reaktör korundan çekilmesi amacıyla yüksek güvenilirliğe sahip ısı taşıma sistemleri tasarlanırlar (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Birincil devre soğutma sistemi (RCS), işletme sırasında çekirdekten ısıyı güvenli biçimde uzaklaştırır. PWR’lerde soğutucu suyun pompalanması ve ısı değiştiriciler aracılığıyla ısı çekme yüksek güvenilirliğe sahiptir (IAEA, 2016a; WNA, 2025).

Madde 16 – Acil Durum Isı Çekme

(1) Normal ısı çekme işlevlerinin tam olarak yerine getirilememesi veya birinci devre soğutma sisteminin bütünlüğünün yitirilmesi durumlarında yakıtın yeniden soğutulmasını sağlayacak ve sürdürecektir alternatif yöntem veya sistemler sağlanır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Acil Durum Çekirdek Soğutma Sistemi (Emergency Core Cooling System - ECCS), boru kopması gibi kazalarda devreye girerek çekirdeğin yeterli şekilde soğutulmasını sağlamayı amaçlar. Bu sistem, çekirdeğin fiziksel bütünlüğünü koruyarak, yakıt elemanlarının zarar görmesini ve radyonüklid salınımını önlemeye yönelik olarak tasarlanmıştır. ECCS; yüksek basınçlı enjeksiyon, düşük basınçlı enjeksiyon, akümülatörler ve yeniden sirkülasyon sistemleri gibi farklı alt bileşenlerden oluşur ve çoklu seviyeli yedekleme mantığına dayalı olarak çalışır (IAEA, 2016a; U.S.NRC,1990; IAEA, 2019b).

Sistemin temel işleyişi, reaktör basıncında ani düşüş algılandığında otomatik olarak düşük sıcaklıkta ve yüksek debide su enjekte edilmesi esasına dayanır. Bu durum, çekirdekteki artık ısının hızla uzaklaştırılmasına ve yakıtın zarar görmeden kararlı bir soğutma durumuna ulaşmasına olanak tanır. *Pasif güvenlik sistemleri*, harici bir enerji

kaynağına gereksinim duymadan, yalnızca yerçekimi, doğal sirkülasyon ve sistem basıncı farkı gibi fiziksel prensipler yardımıyla devreye girerek acil soğutmayı destekler. Böylece aktif sistemlerin başarısız olması durumunda bile sistem, güvenlik işlevini sürdürebilecek yapıda tasarlanmıştır. Bu yapı, tasarım güvenliği açısından yüksek düzeyde yedeklilik ve çeşitlilik (redundancy and diversity) sağlar (IAEA, 2016a)

ECCS ve pasif güvenlik sistemleri, tasarımcıların güvenlik sınıflandırmalarında ilk sıralarda yer alan ve ciddi kazalarda dahi çekirdek hasarını önlemeye yönelik olarak kritik öneme sahip sistemlerdir. Bu sistemlerin varlığı, reaktör tasarımının “deterministik güvenlik analizleri” çerçevesinde ciddi kaza senaryolarına karşı dayanıklılığını artırır (IAEA, 2016a; IAEA, 2016b; IAEA, 2019b).

Madde 17 – Düşük Güçte/Durdurulmuş Durumda İşletme

(1) Yolverme ile düşük güçte veya durdurulmuş durumda işletme sırasında santral koşullarının farklı olacağı dikkate alınarak belirlenen limitlerin aşılmasına yol açabilecek koşulların uygun şekilde saptanması ve bu koşullara karşı gerekli korumanın sağlanabilmesi için enstrümantasyon da dahil olmak üzere ekipman ve sistemlerin yeterli yedekliliğe, güvenilirliğe ve kapasiteye sahip olması sağlanır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Yol verme ve düşük güç modlarında da güvenlik sistemleri hazır durumdadır. Enstrümantasyon ve kontrol sistemleri, bu geçici modlar için de yeterli güvenilirlikte tasarlanmıştır (IAEA, 2016e).

Yol verme (startup) ve düşük güç işletimi gibi geçici reaktör modlarında da nükleer güvenlik sistemlerinin işlevselliği ve hazır durumda bulunması kritik öneme sahiptir. Bu modlar sırasında sistemin dinamik karakteristiği nedeniyle termohidrolik koşullar ve nötronik davranış hızla değişebilir. Bu nedenle, bu geçici durumlara özel olarak tasarlanmış kontrol ve güvenlik sistemleri, reaktörün kararlılığını ve güvenli işletimini sürdürebilmek amacıyla yüksek düzeyde hassasiyet ve güvenilirliğe sahiptir. Enstrümantasyon ve kontrol sistemleri, düşük güç seviyelerinde ve yol verme senaryolarında da işlevselliklerini koruyacak şekilde, arızalara karşı dayanıklı ve çeşitlendirilmiş tasarım yaklaşımlarıyla yapılandırılmıştır (IAEA, 2016e).

Madde 18 – Reaktör Soğutucu Sistem Bütünlüğü

(1) Birinci devre soğutma sistemi, bütünlüğü santralin işletme ömrü boyunca korunacak şekilde tasarımılanır. Öncelikle basınç kabı olmak üzere ilgili yapı, sistem ve bileşenlerin

beklenen en aşırı yük koşullarında maruz kalabilecekleri gerilmelere karşı dayanabileceği analizlerle gösterilir.

(2) Reaktörün işletme ömrü boyunca birincil soğutucu sistem bütünlüğünün korunduğunu kontrol edebilmek amacıyla, erişilebilirlik ve kolaylık gibi servis içi denetim ve bakım özellikleri tasarımda dikkate alınır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

RCS sisteminde yer alan basınç kabı ve borulama, yüksek basınç ve sıcaklık altında bütünlüğünü koruyacak biçimde ASME BPVC koduna göre tasarlanır. Servis içi muayene olanakları mevcuttur (IAEA, 2016a; ASME, 2017).

Madde 19 – Radyoaktif Maddelerin Hapsedilmesi

(1) Santral, tüm kaza koşullarında, bütünlüğünü kaybetmiş yakıttan sızacak radyoaktif maddelerin çok büyük bir kısmını hapsedebilecek şekilde tasarımlanır.

(2) Başka yöntemlerle bu işlevin yerine getirildiği gösterilmediği sürece tasarım bir koruma kabı sistemi içerir. Koruma kabı sistemi tasarıma esas kaza koşullarında oluşabilecek iç basınç, sıcaklık ve dinamik etkilere dayanacak şekilde tasarımlanır. Koruma kabı sızdırmazlığının önemli olduğu kaza koşulları için koruma kabından geçen tüm boru sistemleri otomatik izolasyon sistemleri içerir. Kaza sonrası koruma kabı içinde oluşabilecek basınç farklarının iç yapılara ve kaza sonuçlarını hafifletecek sistemlere zarar vermemesi sağlanır.

(3) Koruma kabının erken kaybına yol açabilecek türdeki ciddi kazaların mümkün olduğunca önlenmesini sağlayacak tasarım tedbirleri alınır. Koruma kabının erken kaybına yol açabilecek hasarlı kor kazası olaylarının dikkate alınmayı gerektirmeyecek kadar düşük olasılıkta olduğu gösterilir (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR sistemlerinde, yakıt bütünlüğü bozulduğunda salınan radyoaktif maddelerin büyük bölümü koruma kabı (containment) içinde tutulur. Containment, iç basınca, sıcaklığa ve darbelere dayanıklı olarak tasarlanır (IAEA, 2016a; U.S. NRC, 2007).

Madde 20 – Güvenliğin İzlenmesi

(1) Kontrol odasında yer alacak parametrelerin seçimi ve göstergelerin yerleşimi, güvenlik açısından önemli santral parametreleri açık ve net bir şekilde izlenecek, güvenlik sistemlerinin otomatik olarak devreye girip girmediği veya derinliğine

savunmanın zarar görüp görmediğinin tespit ve teşhis edilmesi sağlanacak şekilde yapılır. İzlenecek bilgiler arasında olağan dışı durumların tespit ve teşhis edilmesini sağlayan ve kontrol ve güvenlik sistemlerinin müdahalelerinin etkilerini gösteren parametreler de bulunur (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Kontrol odasında reaktör parametreleri açıkça izlenebilir ve güvenlik sistemlerinin durumu operatörlerce değerlendirilir. Bu, olay teşhisi ve zamanında müdahaleye olanak tanır (IAEA, 2016e).

Madde 21 – Kontrolün Sürdürülmesi

(1) Kontrol odası, normal işletme koşulları, beklenen olaylar ve tasarımda dikkate alınan kaza koşulları altında görev yapılabilecek şekilde tasarımılanır. Kontrol odasının görev yapamaz durumda olduğu veya hasar gördüğü durumlarda nihai soğutmayı devam ettirmek, reaktörü durdurmak ve radyoaktif maddeyi içerde tutmak için gereken izleme ve kontrol kabiliyetini bulunduran ve kontrol odasından bağımsız ve uzakta olan bir veya birden fazla kontrol noktası tasarımılanır. Birden fazla kontrol noktası olması durumunda bu kontrol noktaları arasında güvenilir ve etkin bir iletişim sistemi kurulur.

(2) Kontrol odası ortamı operatörlerin verimliliğini azaltacak veya sağlıklarını etkileyecek anormal koşullara karşı korunur. Kontrol odasında, ortam nitelikleri kaybedildiği zaman personelin uyarılmasını sağlayacak bir sistem bulunur (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Ana kontrol odasına ek olarak acil durum kontrol merkezi ile yedek sistemler yer almaktadır. Bu sayede, olağan dışı durumlarda reaktör kontrolü sürdürülebilir (IAEA, 2016a; IAEA, 2016e).

Madde 22 – Santral Kararması

(1) Santral, saha içi ve dışı alternatif akım elektrik beslemesi kaybı durumunda belirli bir süre için yakıt hasarı oluşmayacak şekilde tasarımılanır. Santral kararması durumunda, reaktör koru, ilgili soğutucu, kontrol ve güvenlik sistemleri ile sahadaki doğru akım kaynakları ve diğer destek sistemleri, bu süre içerisinde korun soğutulmasını ve koruma kabının bütünlüğünün korunmasını sağlayacak yeterli kapasite ve kabiliyete sahip olmalıdır. Bu süre, saha içi alternatif akım kaynaklarının yedekliliği ve güvenilirliği, saha dışı alternatif akım kaynağının kaybedilme sıklığı ve saha dışı alternatif akım kaynağının yeniden sağlanması için gereken zaman gibi unsurlar dikkate alınarak belirlenir (Nükleer

Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

PWR sistemleri, elektrik beslemesinin kaybı (station blackout) durumunda pasif ve yedekli sistemlerle belirli süre boyunca çekirdeği soğutur. Dizel jeneratörler ve piller sistemin kritik işlevlerini korur (IAEA, 2016a).

Madde 23 – Kazaların Tasarım Esasında Tutulması

(1) Kazaları tasarım esasları içinde kalacak şekilde kontrol edebilmek için, santral personelinin kaza seyrini takip edebilmesini ve gerekli müdahalelerde bulunabilmesini sağlayacak tüm olanaklar sağlanır.

(2) Normal işletme durumundan sapmalar olduğunda, normal koşulların otomatik olarak yeniden tesis edilmesini sağlamaya çalışan reaktivite geri-besleme gibi özellikler ve sistemler, durdurma, sürekli soğutma sağlama ve radyoaktif maddelerin salınımına karşı korunma gibi önlemlerle desteklenir. Tasarım, daha fazla korunma sağlamak üzere otomatik olarak devreye girecek güvenlik sistemlerini de içerir. Herhangi bir sapma başladığında, işletici personelin sistemleri değerlendirebilmesi, olasılıkları gözden geçirebilmesi ve yapılması gerekenlere karar verebilmesi için gereken süreyi sağlamak üzere olaya otomatik olarak müdahale edilmesi sağlanır. Tasarım, bu koşullarda olayın teşhis edilmesini sağlayacak yardımcı unsurlara ve bulguya dayalı acil durum prosedürlerine de olanak sağlar (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Kazaların ilerleyişi operatörlerce izlenebilir, güvenlik sistemleri otomatik devreye girerek olayları kontrol altında tutar. Bulguya dayalı acil durum prosedürleri (symptom-based EOPs) uygulanır (U.S. NRC, 2004a; U.S. NRC, 2004b).

Nükleer santrallerde meydana gelebilecek kaza senaryolarında, reaktörün durumu operatörler tarafından sürekli izlenmekte olup, bu sayede olayların seyrine ilişkin kritik parametreler anlık olarak değerlendirilebilmektedir. Bu gözlem ve değerlendirmeler, kazaların ilerleyişine karşı hızlı ve etkili müdahaleye olanak tanımaktadır. Reaktör güvenlik sistemleri, tanımlanmış eşik değerlerin aşılması durumunda otomatik olarak devreye girerek, olayların kontrol altına alınmasını ve sistem parametrelerinin güvenli sınırlar içerisinde tutulmasını sağlamaktadır. Bu otomasyon, insan hatasını minimize ederek olayların büyümesini engellemek amacıyla tasarlanmıştır (U.S. NRC, 2004a; U.S. NRC, 2004b).

Acil durumlarda, sistem tabanlı değil belirti odaklı yaklaşımlar esas alınmakta olup, bu

doğrultuda bulguya dayalı acil durum prosedürleri (Symptom-Based Emergency Operating Procedures, EOPs) uygulanmaktadır. Bu prosedürler, olayın nedeni kesin olarak belirlenemese dahi, sistem davranışlarından elde edilen semptomların yorumlanması ile reaktör güvenliğini sağlamaya yöneliktir. Söz konusu yaklaşım, karar verme sürecinde zaman kaybını önleyerek operatörlerin daha hızlı ve güvenli müdahalelerde bulunmasını desteklemektedir (U.S. NRC, 2004a; U.S. NRC, 2004b). Böylece, reaktör kazalarının etkili şekilde yönetimi sağlanmakta ve olası radyolojik salınımların önüne geçilebilmektedir.

Madde 24 – Saha İçi Yakıt Depolama

(1) Taze ve kullanılmış yakıtın, çalışanlar radyasyondan korunacak ve radyoaktif madde salımı önlenecek şekilde taşınması, işlenmesi ve saha içerisinde depolanmasını sağlayacak tüm yapı, sistem ve bileşenler tasarımda yer alır.

(2) Saha içi yakıt depolama birimlerinin taze ve kullanılmış yakıtı öngörülen bütün depolama koşullarında güvenli ve kritikaltı bir dizilişte tutması sağlanır. Birimlerin ve yakıt tutucu çerçevelerin tasarımında dış yükler ve kuvvetler hesaba katılır. Kullanılmış yakıtın önemli miktarda fisyon ürünü içerdiği dikkate alınarak, radyasyona karşı zırhlama ve yakıt demetlerinin nakliye kaskına yüklenmesi için güvenli yöntemler kullanılır. Kullanılmış yakıtın zarf bütünlüğünü korumak amacıyla, artık ısının çekilmesi için yedekli ve güvenilir sistemler sağlanır. Taze ve kullanılmış yakıtın denetimi, hasarlı yakıtın test edilmesi ve depolanması ve gerektiğinde yakıtın alınabilmesi için olanaklar sağlanır (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Taze ve kullanılmış yakıt havuzları zırhlanmış ve kritiklik kontrolü sağlanmış şekilde tasarlanır. Soğutma ve izleme sistemleri yedekli olup radyasyon güvenliği sağlanır (IAEA, 2020a; U.S. NRC, 2007a).

Madde 25 – Santralin Fiziksel Korunması

(1) Santralin fiziksel korunmasını tehdit edebilecek olası herhangi bir tehlike durumu için fiziksel korunma planı tasarıma esas tehditler göz önüne alınarak tasarım sırasında oluşturulur.

(2) Santralin fiziksel korunması, emniyet donanım ve aygıtları, güvenlik görevlileri, giriş-çıkış kontrolü, uygun yerleşim plan ve tasarımı, fiziksel bariyerler gibi önlemler birlikte kullanılarak sağlanır. Tasarımda, santrale izinsiz girişleri, nükleer maddelerin yetkisiz kullanım veya taşınmasını, santrale yönelik sabotaj ve diğer yetkisiz eylemler nedeniyle

radyoaktif maddelerin kontrolsüz olarak salınımı ve santral ile birey, toplum ve çevreye zarar gelmesini engellemek için yeterli önlemler alınır.

(3) Fiziksel korunma planının nükleer güvenliğe ilişkin diğer programlarla uyumuna dikkat edilerek, fiziksel korunma önlemlerinin nükleer güvenliği zaafiyete uğratması engellenir (Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği, 2008).

Fiziksel güvenlik önlemleri; çevresel bariyerler, izinsiz giriş önleme sistemleri ve yetkisiz erişime karşı tedbirler ile bütünleşik biçimde tasarlanmıştır (IAEA, 2011).

Tablo 4.2. PWR Tasarımı ‘‘Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği’’ Uygunluk Tablosu

Yönetmelik Maddesi	Madde Başlığı	PWR Tasarım Uygunluğu	Teknik Açıklama
Madde 5	Proses kontrol	Uygun	PWR sistemlerinde proses kontrolü için reaktör gücü, sıcaklık ve basınç gibi parametreler sürekli izlenir ve otomatik kontrol sistemleriyle yönetilir. Güvenlik sınırları önceden belirlenmiş trip ayarlarıyla korunur.
Madde 6	Güvenlik sistemleri	Uygun	PWR reaktörlerinde ECCS (Acil Durum Çekirdek Soğutma Sistemi), reaktör kapatma sistemleri ve güvenlik enjeksiyon sistemleri bulunur. Bunlar tasarıma esas kazalarda otomatik devreye girerek güvenlik işlevlerini yerine getirir.
Madde 7	Güvenilirlik hedefleri	Uygun	PWR tasarımlarında tek arıza kriteri, güvenli arıza, farklılık ve fiziksel ayrılık gibi tasarım ilkeleri uygulanır. Sistemler yüksek güvenilirlik analizleriyle desteklenir.
Madde 8	Ortak nedenli arızalar	Uygun	Fiziksel ayırım, farklı güç kaynakları ve yangın zonlaması gibi uygulamalarla PWR tasarımlarında ortak nedenli arızalar azaltılmıştır.
Madde 9	Ekipman vasıflandırması	Uygun	ASME, IEEE ve IEC gibi standartlara göre ekipmanlar çevresel ve yaşlanma etkilerine uygun sınıflarda seçilir.
Madde 10	Güvenlik ekipmanlarının denetlenebilirliği	Uygun	PWR güvenlik ekipmanları çevrim içi test edilebilir ve izlenebilir özellikte tasarlanır.

Madde 11	Radyasyondan korunma	Uygun	PWR tasarımlarında radyoaktif madde taşıyan sistemler zırhlı borularla sınırlanır, personel ve çevreye yönelik doz sınırları ALARA prensibine göre sağlanır.
----------	----------------------	-------	--

4.3. MSFR'nin “Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği'ne” göre Değerlendirilmesi

Günümüzde iklim değişikliğiyle mücadele, enerji güvenliğinin sağlanması ve sürdürülebilir kalkınma hedeflerine ulaşılabilmesi için nükleer enerji teknolojilerinde yenilikçi çözümlere yönelim artmıştır. Bu çerçevede, IV. nesil reaktör teknolojileri, hem güvenlik performansı hem de kaynak verimliliği açısından mevcut reaktör tasarımlarına göre önemli avantajlar sunmaktadır. Bu teknolojilerden biri olan Molten Salt Fast Reaktör (MSFR), hızlı nötron spektrumunun da çalışması ve yakıtın sıvı formda erimiş tuz içinde bulunması nedeniyle klasik tasarımlardan temelden ayrılmaktadır (NEA, 2021a). MSFR sistemleri, yüksek sıcaklıkta, düşük basınç altında çalışmaları, negatif sıcaklık katsayısı gibi kendi kendini sınırlandıran fiziksel özellikleri, pasif güvenlik sistemleri ve çevrim içi fisyon ürünü ayrıştırma kapasiteleri sayesinde güvenlik, çevresel etki ve ekonomik işletme açısından oldukça cazip bir seçenek olarak değerlendirilmektedir (Delpech ve ark., 2009c; LeBlanc, 2010b).

MSFR teknolojisinin yaygın kullanıma geçebilmesi, yalnızca teknik yeterlilikleri ile değil, aynı zamanda ulusal ve uluslararası düzeyde geçerli olan düzenleyici gereklilikleri karşılayabilmesiyle doğrudan ilişkilidir. Türkiye'de nükleer santral tasarımlarının güvenlik kriterleri, “Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği” (2008) kapsamında tanımlanmış olup, reaktör tasarımında uyulması gereken temel prensipleri, güvenlik fonksiyonlarını ve donanım özelliklerini detaylı şekilde düzenlemektedir. Yönetmelik büyük ölçüde ikinci nesil sabit yakıtlı reaktör tipleri (örneğin PWR ve BWR) esas alınarak hazırlanmış olsa da, modern reaktör konseptlerinin bu çerçevede değerlendirilmesi ve uygunluklarının bilimsel olarak ortaya konması giderek önem kazanmaktadır.

Bu bölümde, MSFR teknolojisinin söz konusu yönetmeliğin her bir maddesi açısından ayrıntılı uygunluk ve uygunsuzluk analizi yapılmış, tasarımın güvenlik açısından ne ölçüde mevcut mevzuatla örtüştüğü teknik ve bilimsel yönleriyle ortaya konmuştur. Analizler, mevcut literatür, IAEA ve OECD-NEA gibi uluslararası otoritelerin teknik dokümanları ve deneysel veriler ışığında gerçekleştirilmiş; MSFR'nin lisanslanabilirliği

açısından öncelikli değerlendirme kriterleri sistematik bir yaklaşımla ele alınmıştır.

Madde 5 – Proses Kontrol

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımı, proses kontrol sistemleri açısından geleneksel sabit yakıtlı reaktörlere kıyasla önemli yapısal farklılıklar içermektedir. Bu sistemlerde yakıt, reaktör çekirdeğinde sürekli dolaşan sıvı hâlde erimiş tuz formunda bulunduğundan, sıcaklık, güç yoğunluğu ve akış hızları gibi temel operasyon parametreleri doğrudan ve anlık olarak ölçülebilmektedir. Bu durum, reaktör kontrol sistemlerinin yüksek doğrulukla ve kısa yanıt süresiyle çalışmasını mümkün kılar; böylece güvenlik sınırlarının gerçek zamanlı izlenmesi ve gerektiğinde trip sistemlerinin devreye alınması sağlanabilir (Holcomb ve ark., 2018; Dion ve ark., 2020). Proses parametrelerinin doğrudan algılanabilirliği, kontrol sistemlerinin hassasiyetini artırarak, normal işletim koşullarında olduğu kadar geçici durumlarda da reaktörün kararlılığını güvence altına alır. Ancak MSFR sisteminin yenilikçi karakteri, bazı uygunsuzluk risklerini de beraberinde getirmektedir. Özellikle klasik reaktörlerdeki sabit yakıt geometrisine dayanan trip sistemleri, MSFR'nin sıvı yakıtlı yapısına uyarlanmak zorundadır. Bu bağlamda, yakıt çevrimi sırasında fiziksel parametrelerdeki ani değişimlerin kontrol algoritmalarına entegre edilmesi ve yeni güvenlik trip kriterlerinin geliştirilmesi gerekmektedir (LeBlanc, 2010b). Ayrıca, MSFR tasarımında proses kontrol altyapısının özgün olması, lisanslama süreçlerinde daha fazla teknik doğrulama ve ulusal standardizasyonunun sağlanmasını zorunlu kılmaktadır. Bu durum, özellikle nükleer altyapısı henüz gelişmekte olan ülkelerde tasarım denetimi ve güvenlik onay süreçlerinin karmaşıklığını artırabilir.

Uygunluk: MSFR sisteminde sıcaklık, güç ve akış hızları gibi önemli parametreler reaktörde sürekli çevrim yapan eriyik tuz üzerinden doğrudan ölçülebilir. Bu, proses kontrolünü hem hızlı hem de hassas kılar. Güvenlik sınırları ve trip ayarları reaktör fiziksel parametrelerine entegre edilebilir (Holcomb ve ark., 2018; Dion ve ark., 2020).

Uygunsuzluk: Konvansiyonel sabit yakıtlı sistemlerden farklı olarak, yakıtın çevrim hâlinde olması nedeniyle klasik trip sistemleri yeniden tasarlanmalıdır. Bu durum, standardizasyonun zayıf olduğu ülkelerde ek tasarım denetimi gerektirir (Holcomb ve ark., 2018).

Uygunsuzluğa Yönelik Olası Çözüm Kriterleri:

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında yakıtın sıvı hâlde ve çevrimde olması,

konvansiyonel sabit yakıtlı reaktörlerde uygulanan klasik trip (acil durdurma) sistemlerinin doğrudan uygulanabilirliğini sınırlandırmaktadır (Holcomb ve ark., 2018). Bu durum, proses kontrol sistemlerinin yeniden tanımlanmasını ve güvenlik sınırlarının akışkan yakıtın dinamik yapısına göre yeniden yapılandırılmasını gerektirmektedir. Bu bağlamda aşağıdaki kriterler, söz konusu uygunsuzluğun giderilmesine yönelik çözüm önerileri olarak sunulmaktadır:

- **Gerçek Zamanlı Termohidrolik İzleme ve Algılama Algoritmaları Geliştirilmesi**

MSFR sistemleri için özgün olarak tasarlanacak kontrol altyapısında, erimiş tuzun sıcaklık, yoğunluk, viskozite ve akış hızı gibi termohidrolik özelliklerinin gerçek zamanlı izlenmesini sağlayan çok noktalı sensör kümeleri geliştirilmelidir. Bu sensörlerden gelen veriler, dinamik sistem tepkisini modelleyen adaptif algoritmalarla desteklenmelidir (Holcomb ve ark., 2018; Dion ve ark., 2020).

- **Akışkan Yakıt Davranışına Özgü Trip Kriterlerinin Tanımlanması**

Sıvı yakıtın homojenliği, yerçekimi etkisiyle yeniden dağılımı ve sıcaklık değişkenliği, geleneksel sabit yakıt trip sınırlarından farklı karakteristikler sergiler. Bu nedenle; trip sistemlerinin, sıvı ortamın aniden kritikliği etkileyebilecek yerel yoğunluk dalgalanmalarını ve erimiş tuz bileşim değişimlerini hesaba katan yeni sınır değerlerle yapılandırılması gerekmektedir (Rubiolo ve ark., 2013; Delpech ve ark., 2009). Kritiklikten sapma durumlarına karşı eşik değerler, deneysel doğrulama ve hesaplamalı akışkanlar dinamiği (CFD) analizleriyle belirlenmelidir (Holcomb ve ark., 2018).

- **Kontrollü Yakıt Çevrimi ve Sınırlandırılmış Aktif Bölge Modülasyonu**

MSFR'nin çekirdeğinde sıvı yakıtın çevrim hâlinde olması, aktif bölgede ani reaktivite değişimlerine yol açabilir. Bu nedenle çevrim debisinin, reaktör gücü ve tuz bileşimi ile orantılı biçimde modüle edilebildiği, ayarlanabilir çevrim kontrol sistemleri tasarlanmalıdır. Bu sistemlerin amacı, potansiyel trip koşullarını tetiklemeden önce sistemi kararlı moda geçirecek müdahaleyi sağlamaktır (Greenwood, M. ve ark., 2018;).

- **Ülkeye Özgü Standardizasyon Protokolleri ve Kod Doğrulama Çalışmaları**

Yenilikçi tasarımlar, özellikle altyapısı gelişmekte olan ülkelerde regülasyon açısından boşluklar barındırabilir. Bu nedenle ulusal düzenleyici kurumlar tarafından kabul görecektir MSFR özelinde “proses kontrol standardı” geliştirilmeli ve bu standarda dayalı dijital ikiz (digital twin) uygulamaları ile kontrol sistemleri simüle edilerek doğrulanmalıdır (Clarno, 2024). Bu yaklaşımlar hem teknik tasarım doğrulaması sağlar hem de lisans süreçlerini

hızlandırır.

Madde 6 – Güvenlik Sistemleri

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında, güvenlik sistemleri büyük ölçüde pasif mekanizmalara dayandırılmıştır. Özellikle negatif sıcaklık katsayısına sahip olması, reaktivite geri beslemesinin kendiliğinden negatif olması anlamına gelir. Bu durum, reaktör gücünün doğrudan erimiş tuzun sıcaklığı ile ilişkilendirilmesi sayesinde reaktivitenin artması durumunda sıcaklığın da artmasına ve bunun da reaktivitenin azalmasına neden olarak zincirleme fisyon sürecini doğal yollarla sınırlandırmasına olanak tanır (Beils, S. ve ark., 2019; IAEA, 2023a). Bu tür bir geri besleme mekanizması, MSFR'nin kendi kendini dengede tutan bir yapıya sahip olmasını sağlar. Ayrıca, tuzun doğal sirkülasyon yeteneği, pompalama sistemine ihtiyaç duymadan çekirdek soğutmasını sürdürebilme potansiyeli sunarak aktif bileşenlerin arızalanması durumunda dahi güvenlik düzeyinin korunmasına katkı sağlar (Elsheikh ve ark., 2013).

MSFR tasarımlarında geleneksel anlamda ECCS (Acil Durum Çekirdek Soğutma Sistemi) sistemine benzer bir yapı bulunmamaktadır. Sabit yakıtlı reaktörlerde görülen mekanik soğutma sistemleri yerine, MSFR'lerde çekirdek sıcaklığının belirli bir eşiği aşması durumunda erimiş yakıt tuzunun otomatik olarak çekirdek dışına tahliye edilmesini sağlayan tahliye tankları ve donma tapaları gibi alternatif çözümler kullanılmaktadır (Holcomb, D. E. ve ark., 2022). Bu tahliye sistemleri, erimiş tuzun yerçekimi etkisiyle pasif olarak alt bölmelere yönelmesini sağlar ve zincirleme tepkimeyi fiziksel olarak durdurur. Ancak bu yenilikçi yaklaşım, mevcut düzenleyici çerçevelerde doğrudan karşılığı olmayan bir yöntem olduğundan, lisanslama süreçlerinde farklı teknik gerekçeleri ve kapsamlı güvenlik değerlendirmeleri gerektirir (IAEA, 2016a). Regülasyonlar, çoğunlukla konvansiyonel reaktörlerdeki ECCS yapılarının varlığını temel alarak oluşturulmuştur. Dolayısıyla MSFR sistemlerinin bu bağlamda değerlendirilmesi, mevcut güvenlik paradigmasında uyarlama veya yeniden yorumlama ihtiyacını doğurmaktadır (IAEA, 2016a).

Uygunluk: MSFR'de doğal sirkülasyon ve negatif reaktivite geri beslemesi gibi pasif güvenlik mekanizmaları mevcuttur. Reaktörün gücü doğrudan tuz sıcaklığı ile bağlantılıdır, bu da kendi kendini sınırlayan bir sistem sunar (IAEA, 2023a).

Uygunsuzluk: Geleneksel ECCS (Acil Durum Çekirdek Soğutma Sistemi) yerine sıvı yakıt tahliyesine dayalı bir güvenlik sistemi kullanılması, düzenleyici çerçevede farklı bir

yaklaşım gerektirir (IAEA, 2016a).

Uygunsuzluk için Çözüm Önerisi: Düzenleyici Kriter Geliştirme

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında geleneksel ECCS (Acil Durum Çekirdek Soğutma Sistemi) yerine uygulanan sıvı yakıt tahliye mekanizmaları, mevcut düzenleyici çerçevede doğrudan tanımlı bir karşılık bulamamaktadır (Holcomb, D. E. ve ark.,2022). Bu durum, lisanslama sürecinde belirsizlik yaratmakta ve tasarımın güvenlik analizinde geleneksel referans çerçevelerin yetersiz kalmasına neden olmaktadır. Bu bağlamda, düzenleyici otoriteler için aşağıdaki gibi özel bir kriter tanımlanması önerilmektedir:

Pasif Tahliye Tabanlı Çekirdek Soğutma Sistemleri (PTTÇSS): Bir çekirdek ısı gücü kontrol altına almak amacıyla, aktif sistemlere bağımlı olmayan, yerçekimi veya doğal sirkülasyon ilkelerine dayalı ve sıvı yakıtın otomatik olarak reaktör çekirdeği dışına tahliyesini sağlayan güvenlik sistemlerinin, minimum yanıt süresi, ısı eşik sınırları, tetikleme parametreleri ve tahliye sonrası reaktivite seviyesi açısından doğrulanabilir güvenlik performans kriterlerini sağlaması beklenir. Bu sistemler, fiziko-kimyasal stabilite, malzeme bütünlüğü ve uzun süreli pasif soğutma kapasitesi yönünden deneysel olarak belgelenmeli ve sistem seviyesi güvenlik analizlerine entegre edilmelidir. (IAEA, 2016a; IAEA, 2023a).

Bu kriter, MSFR gibi sıvı yakıtlı ve yenilikçi reaktör tasarımlarının, konvansiyonel ECCS tanımına bağlı kalmaksızın güvenlik değerlendirmesine tabi tutulmasını mümkün kılacaktır. Ayrıca, reaktörün tasarım temelli kazalara karşı nasıl bir davranış sergileyeceği, tahliye sürecinin ne kadar sürede tamamlanacağı, sistemin fiziksel pasifliğinin hangi sınırlar içinde etkili olacağı gibi parametrelerin, deneysel verilerle desteklenmiş şekilde değerlendirilmesi gerekmektedir (Holcomb, D. E. ve ark.,2022). Örneğin, pasif tahliye süresi ile sıcaklık artış hızı arasındaki korelasyon, acil durum tahliye sistemlerinin ne ölçüde ECCS eşdeğeri bir işlev sağladığını ortaya koyabilir. Aynı zamanda, IAEA'nın güvenlik hedefleriyle uyumlu şekilde, bu tür sistemlerin "tekli hata toleransı" ve "güvenli arıza" prensiplerine uygunluğu doğrulanmalıdır (Chisholm ve ark., 2020; Tiberge ve ark., 2019).

Bu kriterin geliştirilmesi hem lisans veren kurumların hem de tasarımcıların ortak bir teknik zemin üzerinden iletişim kurmasına olanak tanır. Ayrıca, inovatif tasarımların mevcut güvenlik paradigmaları içinde anlamlı şekilde değerlendirilmesini kolaylaştırır ve

yeni nesil reaktörlerin ticarileşme sürecini hızlandırır.

Madde 7 – Güvenilirlik Hedefleri

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımının güvenilirlik hedefleri açısından değerlendirilmesinde, özellikle pasif güvenlik sistemlerinin yoğun biçimde kullanılması ve hareketli mekanik parça sayısının minimum düzeyde tutulması öne çıkan avantajlar arasındadır. Sıvı yakıtlı ve düşük basınçta çalışan bu reaktörlerde, sistemin doğası gereği güvenli-arıza (fail-safe) prensibi termodinamik olarak desteklenmektedir. Örneğin, ergimiş yakıt tuzunun soğuması ve donması MSR'lerinde reaktiviteyi doğrudan etkilemektedir. Yakıt tuzu donduğunda nötronların yakıt molekülleri ile etkileşimi ve fisyon verme olasılığı azalır ve bu da sistemin dış müdahale olmaksızın güvenli moda geçebilmesini sağlar. Bu durum, MSFR'nin güvenilirliğini artıran özgün bir pasif güvenlik mekanizması olarak değerlendirilmektedir (IAEA, 2023a). Ayrıca, MSFR tasarımında mekanik pompalardan ziyade doğal sirkülasyona dayalı soğutma döngülerinin tercih edilmesi, bileşen arızası risklerini azaltarak sistemin genel güvenilirlik profilini iyileştirmektedir (Delpech ve ark., 2009d).

MSFR teknolojisinin ticari ölçekte henüz yaygın biçimde uygulamaya geçmemiş olması, güvenilirlik hedeflerinin tamamının deneysel veya simülasyon temelli doğrulamalarla sınırlandırıldığı bir durumu ortaya çıkarmaktadır (IAEA, 2023a). Endüstriyel ölçekte uzun dönemli işletim verilerinin eksikliği, bazı sistem davranışlarının istatistiksel güvenilirlik analizlerinin yapılmasını kısıtlamakta ve güvenilirlik hesaplamalarının belirsizlik payını artırmaktadır. Bu durum, özellikle düzenleyici oteriteler tarafından talep edilen deterministik ve olasılıksal güvenlik analizleri açısından önemli bir zorluk teşkil etmektedir (NEA, 2021a). Sonuç olarak, MSFR güvenilirlik açısından önemli potansiyel taşısa da, bu potansiyelin tamamen doğrulanması için daha fazla deneysel altyapı, pilot projeler ve uzun vadeli işletim verilerine ihtiyaç duyulmaktadır.

Uygunluk: Pasif sistemler ve hareketli parça sayısının az olması güvenilirliği artırır. Güvenli-arıza prensibi eriyik tuzun donması ile doğrudan uygulanabilir (INL, 2020A).

Uygunsuzluk: MSFR teknolojisi henüz ticari ölçekte uygulanmamıştır. Bu nedenle, uzun dönemli işletim verilerinin eksikliği, güvenilirlik hedeflerinin sadece deneysel ve model temelli doğrulanabilmesini sağlar (IAEA, 2018a; Tiberge ve ark., 2019; NEA, 2021b).

Güvenilirlik Hedefleri Açısından MSFR Tasarımı için Uygunsuzluğun Giderilmesine Yönelik Kriter Önerisi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) teknolojisinin güvenilirlik hedeflerine yönelik mevcut en büyük sınırlılığı, uzun dönemli ticari işletim verilerinin bulunmaması nedeniyle deneysel ve model tabanlı analizlerle yetinilmek zorunda kalınmasıdır. Bu durum, özellikle deterministik ve olasılıksal güvenilirlik değerlendirmelerinde (DPA ve PSA) belirsizlik payının artmasına neden olmaktadır (IAEA, 2023a). Bu eksikliği gidermek amacıyla aşağıda tanımlanan kapsamlı bir kriter önerilmektedir:

Kriter-Aşamalı Güvenilirlik Doğrulama Programı (AGDP):

MSFR teknolojilerinde sistem güvenilirliğinin nicel olarak doğrulanabilmesi amacıyla, çok kademeli ve veri odaklı bir “Aşamalı Güvenilirlik Doğrulama Programı”nın (AGDP) oluşturulması önerilmektedir (NEA, 2021a). Bu program aşağıdaki bileşenleri içermelidir:

- **Pilot Tesis İşletimi ve İzlenebilirlik Altyapısı:**

Küçük ölçekli (1–10 MWt aralığında) prototip bir MSFR ünitesi kurulmalı ve bu sistem en az 5 yıllık sürekli işletim döngüsüne tabi tutulmalıdır. Bu süreç boyunca reaktörün güvenlik sistemleri, yakıt çevrim dinamikleri, doğal sirkülasyon davranışları ve pasif güvenlik mekanizmaları sürekli izlenmelidir. İzleme altyapısında özellikle olay sekanslarını, sistem cevap sürelerini ve bileşen ömrünü kaydeden dijital ikiz teknolojilerinden faydalanılmalıdır (INL, 2020a).

- **Modüler Olasılıksal Güvenilirlik Analizi (M-PSA):**

Geleneksel PSA modelleri, MSFR’nin sıvı yakıt yapısı ve dinamik reaktivite kontrolü gibi parametrelerini yeterince temsil edemez. Bu nedenle, MSFR’ye özel modüler PSA metodolojileri geliştirilmelidir. Bu yaklaşımda, her bir güvenlik fonksiyonu (ör. ısı giderimi, reaktivite kontrolü, sızıntı tespiti) için ayrı olasılıksal analiz modülleri tasarlanmalı, sistem genel güvenilirliği bu modüllerin entegrasyonu ile hesaplanmalıdır (NEA, 2021a; ORNL, 2018).

- **DeneySEL-Görsel Doğrulama Protokolleri (D-GDP):**

Pasif güvenlik sistemlerinin davranışlarının yalnızca sayısal simülasyonlarla değil, aynı zamanda yüksek sıcaklıkta çalışan deneysel termohidrolik test düzenekleriyle görsel olarak da doğrulanması gereklidir. Bu tür test sistemleri, özellikle erimiş tuzun akışkanlık ve donma karakteristiklerinin çeşitli senaryolar altında gözlemlenmesini sağlamalıdır. Böylece “fail-safe” davranışın sıcaklık-zaman eksenli tekrarlanabilirliği doğrulanabilir (Delpech ve ark., 2009a; Delpech ve ark., 2009c).

- **Güvenilirlik Veri Bankası (GÜV-DATA):**

Yukarıda elde edilen tüm deneysel, işletimsel ve analiz verilerinin merkezi bir “Güvenilirlik Veri Bankası”nda toplanması sağlanmalıdır. Bu bankada bileşen ömür verileri, sistem hata oranları, yedeklilik başarımları ve kontrol sistemleriyle ilgili istatistiksel kayıtlar yer almalıdır. Böylece ileride yapılacak DPA ve PSA çalışmalarında belirsizlik oranları azaltılabilir ve güvenilirlik modellemesi daha sağlam bir zemin üzerine oturtulabilir. Bu kriterin uygulanması, yalnızca MSFR’nin güvenilirlik hedeflerine ulaşma potansiyelini doğrulamakla kalmaz, aynı zamanda düzenleyici otoritelerin talep ettiği kanıta dayalı güvenlik analizlerinin yapılmasını da mümkün kılar. Dolayısıyla AGDP, MSFR tasarımının lisanslanma olasılığını artıran ve ileri nesil reaktörler için örnek teşkil edecek stratejik bir çerçeve sunmaktadır (NEA, 2021a; ORNL, 2018).

Madde 8 – Ortak Nedenli Arızalar

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımı, ortak nedenli arızaların etkilerini azaltma bakımından yapısal olarak avantajlar sunmaktadır. Özellikle fiziksel ve fonksiyonel ayırım prensipleri, MSFR'nin modüler ve zonlanabilir mimarisi – *modular and zoneable architecture* – sayesinde etkin bir şekilde uygulanabilmektedir. Elektrik güç dağıtımı, kontrol sistemleri ve enstrümantasyon alt bileşenleri, bağımsız ve fiziksel olarak ayrılmış bölgeler (zonlara) yerleştirilerek bir bölgede meydana gelen arızanın diğer sistemleri etkilemesinin önüne geçilebilmektedir. Bu hem donanımsal hem de yazılımsal çeşitliliğin sağlanmasıyla desteklendiğinde, sistemin genel güvenilirliğini artırmakta ve yaygın bir arıza senaryosuna karşı koruma sağlamaktadır (IAEA, 2002b).

Sıvı yakıt kullanan bir reaktör sistemi olarak MSFR, özellikle yakıtın kimyasal kontaminasyon gibi ortak nedenli arızalara karşı daha hassas olabilir. Ergimiş tuz içinde çözünmüş yakıtın kimyasal saflığı ve kararlılığı reaktör işletim koşullarını ve malzeme bütünlüğünün korunması açısından kritik öneme sahiptir. Yakıt tuzunun oksijen veya nem/su buharı gibi dış ortamla kontrolsüz temas etmesi durumunda, erimiş tuzun kimyasal kararlılığı bozulabilir ve sistem içerisinde önemli etkilere yol açabilecek türde korozyon veya tortu oluşumuna neden olabilir. Ergimiş florür tuzları yüksek sıcaklıklarda oksijen ile reaksiyona girerek metal oksitler veya oksiflorürler oluşturabilir. Bu oksitler tuz içinde çözünmezler ve katı formda çökerler. Dolayısıyla, sistem içerisinde boruların tıkanmasına, ısı eşanjörlerinde birikerek ısı transfer veriminin düşmesine ve pompa ve vanaların korozyona uğramasına neden olabilirler. Yüksek sıcaklıklarda erimiş tuzun

nem/su buharı ile temas ettiğinde hidroliz reaksiyonu gerçekleşir ve hidroflorür (HF) gazları oluşur. HF, reaktörün nikel esaslı alaşımlar gibi yapısal malzemelerini aşınmasına neden olan son derece koroziv bir maddedir. Bu tür kontaminasyonlar, sistemin farklı bölgelerinde benzer etkiler yaratabileceği için, klasik katı yakıtlı sistemlerde olduğu kadar kolay şekilde izole edilemeyebilir. Özellikle oksidatif bozulma, hem nötronik hem de termohidrolik performansı doğrudan etkileyebilir ve bu durum, sistemin birden fazla alt bileşeninde eş zamanlı bozulmalara neden olabilir (Delpech ve ark., 2009a). Bu nedenle, kimyasal saflığın korunması ve ortamın inert koşullarda tutulması, MSFR gibi sıvı yakıtlı sistemlerde ortak nedenli arızalara karşı temel bir önleyici strateji olarak öne çıkmaktadır.

Uygunluk: Fiziksel ayırma prensipleri MSFR modüler yapısıyla kolaylıkla uygulanabilir. Elektrik ve kontrol sistemleri fiziksel olarak ayrılmış bölgelere yerleştirilebilir (IAEA, 2002b).

Uygunsuzluk: Ortak nedenli arızalara sebep olan kimyasal kontaminasyon sıvı yakıt sistemlerinde daha ciddi etkilere neden olabilir (Delpech ve ark., 2009a).

Önerilen Kriter-Kimyasal Kontaminasyonun Önlenmesine Yönelik Ortam Kontrolü ve Saflık İzleme Sistemi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında ortak nedenli arızalara karşı önemli bir zafiyet noktası, sıvı yakıt ortamının dış kaynaklı kimyasal kontaminasyonlara açık olmasıdır. Bu durum özellikle oksijen, nem, su buharı veya hava kökenli diğer reaktif türlerin, erimiş tuz ortamına sızması sonucu sistemde genelinde senkronize arızalara neden olabilmektedir. Bu nedenle, bu tür arızaların önlenmesi için reaktör tasarımında *aktif ve pasif ortam kontrol sistemleri ile kimyasal saflık izleme sistemlerinin entegrasyonu*, bir güvenlik kriteri olarak benimsenmelidir.

Bu bağlamda aşağıda verilen kriter önerilmektedir:

"Reaktör sisteminde kullanılan erimiş tuz ortamının kimyasal saflığı, inert atmosfer koşulları altında sürekli izlenmeli; oksijen, nem, su buharı ve benzeri kontaminantların izinsiz girişi, çok katmanlı pasif izolasyon yapıları ve aktif saf gaz sirkülasyon sistemleri ile engellenmelidir. Aynı zamanda, sistem genelinde yerleştirilmiş çevrim içi spektroskopik sensörlerle (örneğin lazer absorpsiyon spektroskopisi veya optik emisyon spektroskopisi gibi) eriyik tuz kompozisyonu gerçek zamanlı izlenerek, kontaminasyonun erken tespiti ve bertarafı sağlanmalıdır."

Bu kriterin uygulanabilirliği, sıvı ortamlı reaktör sistemlerinin yapısal esnekliği ve

modüler tasarım karakteristiğiyle uyumludur. İnert atmosfer koşullarının sağlanmasında genellikle helyum gibi soy gazlarla basınçlı ortamların oluşturulması tercih edilmekte, bu da dış ortamla olası gaz veya nem transferinin önüne geçmektedir (NEA, 2021). Bunun yanında, çevrim içi analiz sistemleri ile sadece tuzun kimyasal kararlılığı değil, aynı zamanda oluşabilecek tortulaşma eğilimleri de önceden tespit edilerek proaktif bakım ve müdahale planları geliştirilebilir (Ezell, N. D., et al., 2019). Bu tür bir kriterin düzenleme kriteri olarak belirlenmesi, özellikle yeni nesil reaktörlerde ortak nedenli arızalara karşı sistematik ve teknik bir önleyici yaklaşımın hayata geçirilmesi açısından önemlidir. Klasik fiziksel ayırım prensiplerine ek olarak, kimyasal ortamın bütünlüğünü korumaya yönelik bu tür stratejiler, MSFR sistemlerinin uzun vadeli işletim güvenliğini ve lisanslanma olasılığını artıracaktır.

Madde 9 – Ekipman Vasıflandırması

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında kullanılan ekipmanların vasıflandırılması, sistemin yüksek sıcaklıkta ve kimyasal olarak agresif ortamlarda çalışması nedeniyle kritik bir güvenlik unsurudur. Bu nedenle, özellikle reaktörün yapısal bileşenlerinde Hastelloy-N gibi nikel esaslı alaşımlar tercih edilmektedir. Bu alaşım, hem yüksek sıcaklıklara hem de erimiş florür tuzlarına karşı direnç gösterebilmesiyle öne çıkar. ORNL (Oak Ridge National Laboratory) tarafından yapılan deneysel çalışmalar, Hastelloy-N'nin erimiş tuz ortamlarında iyi bir mekanik kararlılık ve korozyon direnci sergilediğini ortaya koymuştur (ORNL, 2006). Bu nedenle, MSFR tasarımlarında güvenlik sınıflandırmasına tabi tutulan bileşenlerin çoğunda bu tür özel alaşımlar kullanılarak malzeme seçimi yönetmeliğin ekipman vasıflandırma gereklilikleriyle uyumlu hale getirilmiştir.

Mevcut malzeme veri tabanları MSFR'nin uzun dönemli işletim koşullarını yeterince kapsamamaktadır. Özellikle yüksek sıcaklık altında radyasyon etkisiyle oluşabilecek malzeme yaşlanması, yorulma, sürünme (creep) ve tuzla etkileşim sonucu gelişen ara yüzey korozyon davranışı gibi kritik konular hâlâ belirsizliğini korumaktadır. Bu durum, reaktör ömrü boyunca bileşen bütünlüğünün sağlanabilmesi için ileri düzey malzeme karakterizasyonu, uzun süreli testler ve modelleme çalışmalarına duyulan ihtiyacı artırmaktadır. ORNL, bu tür yeni nesil reaktör teknolojilerinde kullanılan malzemeler için mevcut vasıflandırma prosedürlerinin yeterli olmayabileceğini ve bu kapsamda yeni standartlara ve AR-GE süreçlerine ihtiyaç duyulduğunu belirtmektedir. Bu eksiklikler, özellikle güvenlik sınıfına giren ekipmanların lisanslama süreçlerinde daha fazla

belgelendirme ve deneysel doğrulama gerektirmektedir (ORNL, 1978).

Uygunluk: Yüksek sıcaklıkta çalışabilen nikel esaslı alaşımlar (Hastelloy-N) ergimiş tuz ortamına uygun olarak seçilmiştir (ORNL, 2006).

Uygunsuzluk: Korozyon davranışı ve uzun süreli malzeme dayanımı konusundaki verilerin sınırlı olması. Malzeme yaşlanması alanında AR-GE çalışmalarının artması gerektirmektedir (ORNL, 1978).

Uygunsuzluğu Gidermeye Yönelik Önerilen Kriter: Malzeme Uzun Ömürlülüğü ve Korozyon Dayanımı Doğrulama Kriteri

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında, yüksek sıcaklık ve radyasyon etkisi altında eriyik florür tuzlarıyla sürekli temas hâlinde olan ekipmanların güvenilirliğini sağlayabilmek için, malzeme seçiminin yalnızca anlık özelliklerine değil, aynı zamanda *uzun dönemli performansına ilişkin doğrulanabilir verilere* dayandırılması zorunludur.

Bu bağlamda önerilen kriter, güvenlik sınıfına giren her bir ekipmanın:

- Yüksek sıcaklıkta (>600 °C), eriyik florür tuzu ortamında en az 10.000 saat süresince test edilmiş olması,
- Kapsamlı korozyon, sürünme (creep), radyasyonla indüklenen gevrekleşme ve yorulma davranışı analizleri ile karakterize edilmesi,
- Bu testlerin ASTM, ASME veya ISO gibi uluslararası kabul görmüş standartlara uygun deneysel yöntemlerle yürütülmesi,
- Tuz-metal ara yüzey reaksiyon ürünleri ve bunların mekanik kararlılık üzerindeki etkilerinin mikroyapısal düzeyde analiz edilmesi (örneğin SEM-EDS, TEM ve XRD teknikleriyle),
- Malzemenin mekanik özelliklerinin (çekme dayanımı, sertlik, uzama, elastik modül vb.) test öncesi ve sonrası karşılaştırmalı olarak sunulması,
- Elde edilen verilerin, belgelendirilmiş bir malzeme veri tabanına aktarılması ve bu verilerin lisanslama sürecine entegre edilmesi, yapılandırılması önerilmektedir.

Bu kriter, yalnızca teorik modellemelere değil, doğrudan deneysel verilere dayalı mühendislik kararlarını teşvik eder. Aynı zamanda, *yüksek sıcaklıkta çalışan reaktör bileşenlerinin dayanımına yönelik belirsizliklerin azaltılmasını* ve güvenlik sınıflandırmalarının düzenleyici otoriteler tarafından kabul edilebilir şeffaflıkta

belgelenmesini mümkün kılar. Bu tür bir kriterin uygulanması, sadece *Hastelloy-N gibi nikel esaslı alaşımların performansını doğrulamakla kalmayacak*, aynı zamanda alternatif alaşımların veya yeni nesil kaplama teknolojilerinin de MSFR uygulamaları için potansiyel adaylar olarak değerlendirilmesine olanak sağlayacaktır (ORNL, 1978; ORNL, 2006; Delpech ve ark., 2009a; Zinkle & Was, 2013). Ayrıca, *malzeme davranışının zamanla değişebileceği varsayımıyla*, periyodik yeniden doğrulama testleri ve dijital ikiz modellemeleri yoluyla *öngörücü bakım stratejilerinin* geliştirilmesi de güvenli uzun dönem işletim için teşvik edilmelidir (Zinkle & Was, 2013). Ayrıca, malzeme davranışının zamanla değişebileceği varsayımıyla, periyodik yeniden doğrulama testleri ve dijital ikiz modellemeleri yoluyla öngörücü bakım stratejilerinin geliştirilmesi de güvenli uzun dönem işletim için teşvik edilmelidir. Bu noktada, IAEA (2016a, 2016b) tarafından önerilen güvenlik sınıflandırması ve izleme sistemleri rehber olarak kullanılabilir.

Madde 10 – Güvenlik Ekipmanlarının Denetlenebilirliği

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında sistemin atmosferik basınç altında çalışması, reaktör işletimi sırasında karşılaşılan mekanik gerilmeleri önemli ölçüde azaltmakta ve bu durum hem ekipman bütünlüğünün korunmasını kolaylaştırmakta hem de güvenlik sistemlerinin izlenebilirliğini artırmaktadır (NEA,2021a). Aynı zamanda, açık çevrimli tasarım sayesinde reaktör içindeki sıcaklık, akış hızı ve bileşen konsantrasyonu gibi önemli parametreler sürekli gözlenebilir hâle gelmektedir. Bu durum, proses izleme ve anlık güvenlik değerlendirmesi açısından avantaj sağlamaktadır. Özellikle sıcaklıkla orantılı reaktivite geri beslemesi ve doğal sirkülasyona dayalı soğutma mekanizmaları, izleme sistemleri ile doğrudan ilişkilendirilebilen pasif güvenlik özellikleri sunmaktadır (Delpech ve ark., 2009a).

MSFR sisteminin benzersiz tasarım özellikleri, denetlenebilirlik konusunda bazı zorlukları da beraberinde getirmektedir. Erimiş tuz ortamında yakıt ve fisyon ürünlerinin sıvı hâlde bulunması, bu maddelerin reaktör çevriminde sürekli olarak taşınmasına neden olur. Bu durum, özellikle kısa ömürlü radyoaktif türlerin reaktör içinde yayılım göstermesiyle sonuçlanmakta ve geleneksel sensör sistemlerinin uygulanabilirliğini kısıtlamaktadır (Delpech ve ark., 2009a; Delpech ve ark., 2009b). Örneğin, yüksek sıcaklık ve kimyasal reaktiviteye sahip ortamlarda çalışabilecek dayanıklı dedektör ve analiz cihazlarının geliştirilmesi gerekmektedir. Mevcut ticari sensör teknolojileri, bu tür ortam koşullarına dayanmakta yetersiz kalabileceği için, daha sofistike (gelişmiş) ve

korozif ortamlarla uyumlu algılama sistemlerinin araştırılması ve doğrulanması önem arz etmektedir (Holcomb, Kisner & Cetiner (2018).

Uygunluk: Sistemin atmosfer basıncına yakın basınçlarda çalışması ve açık çevrim kontrolü, sürekli gözlemlene açısından avantaj sağlamaktadır (NEA,2021a).

Uygunsuzluk: Ergimiş tuz sistemlerindeki bazı radyoaktif türlerin çevrim boyunca dağılması, mevcut sensör sistemlerinin kullanılmasını zorlaştırabilir (Delpech ve ark., 2009a; Delpech ve ark., 2009b).

Uygunsuzluğun Giderilmesine Yönelik Kriter Önerisi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) sistemlerinde denetlenebilirliği artırmak amacıyla, yüksek sıcaklık ve kimyasal olarak agresif ortamlarda güvenilir biçimde çalışabilecek özel sensör teknolojilerinin geliştirilmesi bir gereklilik olarak ortaya çıkmaktadır. Bu bağlamda, denetleme sistemlerinin uygunluğu için aşağıdaki teknik kriterin karşılanması önerilmektedir:

Kriter: Reaktör ortamında (600–750 °C sıcaklık aralığında ve florür esaslı eriyik tuz ortamında) sürekli ve doğru ölçüm yapabilen, radyasyona dayanıklı ve korozif ortama uyumlu sensör sistemleri, nükleer santral güvenlik sınıfı standartlarıyla (örneğin IEEE 323 veya IEC 61226) uyumlu olacak şekilde tasarlanmalı ve bağımsız testlerle valide edilmelidir. Bu kriterin uygulanması, reaksiyon koşullarına dayanıklı malzemelerin geliştirilmesi ve sensörlerin sistem entegrasyonu öncesi termal, mekanik ve radyasyon testlerinden geçirilmesini zorunlu kılar (IEEE, 2003; IAEA, 2002b) . Örneğin, fiber optik sensörler (fiber-optic sensors), piezoelektrik bazlı akustik dedektörler ve yüksek sıcaklığa dayanıklı termokupllar, MSFR tipi reaktörlerde izlenebilirliğin sağlanmasında ön plana çıkan alternatiflerdir. Ayrıca, akış (loop) sistemlerle entegre edilmiş aktif soğutmalı kapalı sensör yuvaları aracılığıyla, sensör ömrü artırılabilir ve veri kalitesi korunabilir (Sabharwall ve ark., 2011). Bu kapsamda, izleme sistemlerinin sadece ölçüm doğruluğu değil, aynı zamanda uzun süreli kararlılığı, yeniden kalibrasyon gereksinimi ve sistemle entegrasyon kabiliyeti de değerlendirme kriterleri arasında yer almalıdır. Geliştirilecek olan sensörler, hem reaktör güvenliğini sağlama hem de olay sonrası analiz ve teşhis süreçlerinde güvenilir veri sağlama kapasitesine sahip olmalıdır. Ayrıca, gelişmiş modelleme yazılımları ile (örneğin CFD – tabanlı izleme sistemleri) sahadan gelen veriler doğrulanmalı ve reaktör kontrol sistemleri ile entegre biçimde çalışmalıdır (Fang ve ark., 2024; Greenwood ve ark., 2018).

Madde 11 – Radyasyondan Korunma

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında, sıvı yakıt çevrimi sayesinde radyoaktif materyallerin reaktör çekirdeği ile entegre bir şekilde çevrimde tutulması, radyasyon kaynaklarının fiziksel olarak merkezileşmesine olanak tanımakta ve bu durum, yayılma potansiyeli yüksek radyonüklitlerin çevresel salınım riskini azaltmaktadır (Allibert ve ark., 2016). MSFR teknolojisinde ergimiş yakıt tuzu reaktör çekirdeğinde fisyon reaksiyonuna girdikten sonra, genellikle fisyon ürünlerini ayrıştırma, yeniden işleme ve yeni yakıt ekleme gibi sistemlerin entegre edildiği kapalı bir döngüde sürekli olarak hareket eder. Böylelikle, radyoaktif malzemeler sürekli olarak kontrol altında olan kapalı bir sistem içinde tutulur. Bu teknolojik farklılık, MSFR teknolojisinin güvenlik ve çevrenin korunması açısından önemli bir avantajı olarak görülmektedir. Dolayısıyla, geleneksel reaktörlerde görülebilecek yüksek basınçlı soğutma sistemlerinden kaynaklanan radyoaktif buhar salımı gibi durumlar büyük ölçüde önlenmiş olur. Özellikle ergimiş tuz ortamı, yüksek kaynama sıcaklığına ve düşük buhar basıncına sahip olduğundan radyoaktif bileşiklerin uçucu hale geçme olasılığı düşüktür (Delpech ve ark., 2009a). Bununla birlikte, MSFR tasarımında uçucu fisyon ürünleri olan kripton (Kr), ksenon (Xe) ve iyot (I) gibi gaz formunda olan radyoaktif izotopların reaktör çekirdeği ve entegre çevrim sistemlerinden uzaklaştırılması ve tutulması amacıyla özel gaz işleme sistemlerinin de reaktör tasarımına entegre edilmesi zorunludur (IAEA, 2018b). Bu sistemlerin tasarımı, radyasyon güvenliği ve işletme güvenilirliği açısından kritik öneme sahiptir. Geleneksel reaktörlerde bu tür izotoplar genellikle yakıt içinde tutulabilirken, MSFR'deki sıvı yakıt ortamı bu izotopların daha kolay taşınmasına olanak sağlamak ve radyoaktif madde salım riskini artırabilir. Dolayısıyla, radyasyondan korunma ilkelerine göre MSFR'lerde gelişmiş ve sürekli çalışan gaz ayrıştırma sistemlerinin kullanımı kaçınılmazdır (IAEA, 2018b).

Uygunluk: Yakıt çevrimi radyasyon kaynaklarının merkezileşmesini sağlar. Radyoaktif buhar basıncı riski düşüktür.

Uygunsuzluk: Uçucu fisyon ürünlerinin (ör. Kr, Xe, I) yönetimi için özel gaz işleme sistemlerine ihtiyaç duyulur (IAEA, 2018b).

Uygunsuzluk Giderme Önerisi: Uçucu Fisyon Ürünlerinin Yönetimi için Gelişmiş Gaz İşleme ve Tutma Sistemleri Kriteri

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında uçucu fisyon ürünlerinin (özellikle Kr-85,

Xe-135 ve I-131 gibi gaz hâlindeki radyonüklitlerin) sıvı yakıt çevrimi içerisinde kolayca taşınabilir olması, bu izotopların sistem dışına sızarak radyolojik risk oluşturma potansiyelini artırmaktadır. Bu durum, radyasyondan korunma ilkesi kapsamında önemli bir uygunsuzluk olarak değerlendirilmelidir. Bu uygunsuzluğun giderilebilmesi için aşağıda belirtilen kriterin, tasarımın temel bir güvenlik gereksinimi olarak benimsenmesi önerilmektedir:

Kriter: MSFR tasarımlarında, sıvı yakıt çevriminde oluşan uçucu fisyon ürünlerinin çevreden izole edilmesini sağlamak amacıyla, inert gaz temizleme üniteleri (Xe-135 gibi nötron soğurucu fisyon gazlarının yakıt tuzundan uzaklaştırılması için helyum gazının sıvı yakıt içerisinde kabarcıklar şeklinde geçirilmesi (helium sparging) ve ergimiş yakıt tuzu içindeki safsızlıkların çöktürülmesini sağlamak için soğuk tuz tuzakları gibi), fiziksel adsorpsiyon sistemleri (ör. aktif karbon ve zeolit filtreler), katalitik bağlayıcı reaktörler ve yüksek verimli gaz tutma tankları içeren *entegre birçok aşamalı gaz işleme ve tutma sistemi* zorunlu olarak uygulanmalıdır (Delpech ve ark., 2009a; NEA, 2021a; INL, 2020a) . Bu sistemin tasarımı, aşağıdaki temel performans hedeflerini karşılamalıdır:

- **Yüksek Tutma Verimi:** Gaz işleme sistemleri, Xe-135 ve I-131 gibi kısa yarı ömürlü izotopları anında tutulacak şekilde yüksek geçirgenlikle ve hızlı yanıt verebilen yapıda olmalı; sistemin toplam gaz izotopu tutma verimi en az %99 olmalıdır (IAEA, 2018b).
- **Sürekli İzleme ve Otomatik Geri Bildirim:** Gaz çıkış yollarına entegre edilmiş gamma spektrometresi veya nükleer parçacık sayım sistemlerinin kullanıldığı sürekli ölçüm sistemleri ve önceden belirlenen eşik değerlerin aşılması durumunda otomatik kapatma veya yeniden işleme başlatma protokollerini devreye alan bir **geribildirim kontrol sistemine** (*Feedback Control System*) sahip olmalıdır (NEA, 2021a).
- **Yedeklilik (Redundans) ve Çeşitlilik:** İşletme sırasında sistem arızası durumunda işlevini sürdürebilecek yedekli (redundant) ve işlevsel olarak çeşitlendirilmiş (diverse) tutma ünitesi yapıları kurulmalı, örneğin fiziksel ve kimyasal bağlanmaya dayalı yöntemler birlikte kullanılmalıdır (INL, 2020a).
- **Periyodik Regenerasyon Yeteneği:** Absorban sistemleri periyodik olarak rejenerasyon yapabilecek şekilde tasarlanmalı; örneğin aktif karbon filtrelerinin ısıtma ile temizlenmesi veya iyon değişim kolonlarının sıvı geri kazanımı ile

yenilenmesi mümkün olmalıdır. Bu özellik, sistemin uzun süreli kullanımda performans kaybını önleyecektir.

- **Radyoaktif Gazların Güvenli Depolanması:** Tutulan gazların, radyonüklitlerin yarı ömürlerine uygun, sızdırmaz ve radyolojik izlemeye uygun tankların kullanıldığı *radyoaktif gaz depolama birimlerinde* muhafaza edilmesi sağlanmalıdır. Özellikle Kr-85 gibi nispeten uzun yarı ömürlü gazların kontrollü salımı için düzenleyici kriterler gözetilerek tasarlanmış filtreleme ve kontrollü havalandırma sistemleriyle entegre çözümler geliştirilmelidir (Delpech ve ark., 2009a).

Bu kriterin uygulanması, MSFR sistemlerinin çevresel radyasyon salınımına ilişkin güvenlik profilini önemli ölçüde artıracaktır. Ayrıca, düzenleyici kurumlar nezdinde tasarımın lisanslanma olasılığını güçlendirecek ve IAEA Güvenlik Serisi No. SSR-2/1 (Rev. 1) ile uyumlu bir radyolojik koruma yaklaşımının temellerini oluşturacaktır.

Madde 12 – Reaktivite Kontrolü

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımı, reaktivite kontrolü açısından klasik katı yakıtlı reaktörlerden belirgin farklılıklar göstermekte ve kendine özgü reaktivite kontrol mekanizmaları bulunmaktadır. Sıvı formda bulunan yakıt, reaktör çekirdeği boyunca homojen olarak dağılmış olup bu yapı, reaktivitenin tüm hacim üzerinde hızlı ve etkili bir şekilde kontrol edilmesine olanak tanımaktadır (Delpech ve ark., 2009a). MSFR tasarımlarında pasif güvenlik özelliği gösteren güçlü negatif sıcaklık katsayısı bulunmaktadır. Negatif sıcaklık katsayısı güvenlik açısından MSFR tasarımlarına önemli bir avantaj sağlar. Reaktör gücünün artmasıyla birlikte erimiş yakıt tuzunun sıcaklığı artar ve bu da yakıt tuzunun genleşmesi ve yoğunluğunun azalmasına neden olur. Yakıt tuz yoğunluğunun azalması, hızlı spektrum reaktörlerde nötron kaçağının artmasını sağlar. Bu durum reaktivitenin kendiliğinden azalmasına yol açarak reaktörün aşırı güç üretiminden korunmasına katkı sağlar (IAEA, 2023a; Greenwood ve ark., 2018)

MSFR gibi sıvı yakıtlı sistemlerde sabit konumlu mekanik kontrol çubukları yerine, genellikle akış hızları veya yakıt bileşimi gibi parametreler üzerinden reaktivite kontrolü sağlanmaktadır. Reaktivite kontrolünde reaktör çekirdeği etrafına yerleştirilen nötron yansıtıcılar (genellikle grafit bloklar) nötron kaçağını dolayısıyla reaktivite kontrolünü sağlamaktadır (Allibert ve ark., 2016). MSFR tasarımında kontrol çubuklarının kullanılmaması, işletim kolaylığı sağlarken, reaktivitenin zamana bağlı olarak değişen

dinamik bir ortamda yönetilmesini zorunlu kılmaktadır (Beils ve ark., 2019). Dolayısıyla geleneksel reaktör analizlerinde kullanılan hesaplama yöntemlerinin bu sistemlere doğrudan uygulanamamasına neden olmaktadır. Bu durum, sıvı yakıtın sürekli çevrimde olduğu ve fisyon ürünlerinin çevrim içi ayrıldığı MSFR sistemleri için yeni nesil nümerik analiz metotları, üç boyutlu geçici durum (transient) hesaplamaları ve gelişmiş yazılım altyapıları geliştirilmesi gerekmektedir (Delpech ve ark., 2009c; Dion ve ark., 2020). Bu çerçevede geliştirilecek gelişmiş simülasyon altyapıları ve yazılım kodları, reaktivite kontrolünün hem tasarım hem de işletme aşamalarında güvenilirliğini artıracaktır (Ignatiev ve ark., 2014). Reaktivite kontrolünün tasarım ve işletme aşamalarında bu teknolojik ihtiyaçlar doğrultusunda yeniden ele alınması, MSFR'nin lisanslama süreçleri açısından kritik öneme sahiptir.

Uygunluk: MSFR'de reaktivite kontrolü, sıvı yakıtın homojen yapısı sayesinde hızlı ve bütün hacim üzerinde etkilidir. Güç artışıyla tuz sıcaklığının yükselmesi, yakıt tuzunun genleşmesi, nötron kaçağının artmasına ve reaktivitenin azalmasına neden olur. Dolayısıyla, MSFR teknolojisinde negatif sıcaklık katsayısı reaktivite kontrolünü sağlayan pasif güvenlik sistemidir (IAEA, 2023a; Holcomb ve ark., 2018).

Uygunsuzluk: Katı yakıtlı sistemler kullanılan kontrol çubuklarına olan ihtiyacın azalması, reaktivite düzenlemeleri işletim karmaşasını azaltır. Ancak, yeni nümerik analiz metotları ve yazılımlarının geliştirilmesi sistem davranışlarının daha iyi anlaşılmasında kritik öneme sahiptir (Delpech ve ark., 2009d; Fang ve ark., 2024).

Uygunsuzluğu Giderecek Kriter Önerisi – Gelişmiş Sayısal Simülasyon ve Dinamik Reaktivite Modelleme Altyapısının Oluşturulması

Sıvı yakıtlı Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) sistemlerinde reaktivite kontrolü, klasik sabit yakıtlı reaktörlerde kullanılan kontrol çubuğu sistemlerinden yapısal olarak farklıdır. Bu fark, sıvı yakıtın sürekli çevrim hâlinde olması, fisyon ürünlerinin çevrim içi ayrıştırılması ve reaktivitenin zamanla değişen üç boyutlu bir alan içerisinde dinamik olarak kontrol edilmesini zorunlu kılması nedeniyle ortaya çıkmaktadır (Delpech ve ark., 2009). Bu nedenle, MSFR sistemlerinde geleneksel nötronik hesaplamalara dayalı sabit durum analiz yöntemlerinin kullanılması, sistem davranışını doğru bir şekilde tahmin etmekte yetersiz kalmaktadır.

Bu uygunsuzluğun giderilebilmesi için, *reaktivite kontrolüne yönelik gelişmiş sayısal analiz yöntemleri ve simülasyon altyapılarının geliştirilmesi* temel bir gereklilik olarak

belirlenmelidir. Bu kapsamda, aşağıdaki tasarım ve analiz kriterleri önerilmektedir:

- **Üç Boyutlu Zaman Bağımlı Nötronik ve Termohidrolik Kodların Geliştirilmesi:** MSFR gibi sıvı yakıtlı sistemlerin davranışını modelleyebilmek için, çekirdek boyunca zamanla değişen güç dağılımı, sıcaklık profili, tuz akışı ve fisyon ürünü yoğunluklarının etkileşimini çözen, entegre nötronik-termohidrolik kodlar geliştirilmelidir (Ignatiev ve ark., 2011).
- **Gerçek Zamanlı Reaktivite Geri Besleme Simülasyonu:** Negatif sıcaklık katsayısı gibi pasif güvenlik parametrelerinin dinamik olarak izlenebilmesi için, sıcaklığa bağlı olarak değişen tuz yoğunluğu ve nötron spektrumu etkilerinin anlık olarak modellenmesini sağlayacak reaktivite geri besleme modülleri oluşturulmalıdır (IAEA, 2023a).
- **Akış Kontrollü Reaktivite Yönetimi için Algoritmik Optimizasyon:** MSFR tasarımlarında sabit konumlu kontrol çubukları yerine reaktivite yönetimi, yakıt tuzunun akış hızı ve bileşimi üzerinden sağlanmaktadır. Bu yaklaşım, sıvı yakıtın sürekli dolaşım hâlinde olması nedeniyle reaktivite dağılımını doğrudan akış parametreleriyle ilişkilendirmeyi mümkün kılar (Serp ve ark., 2014; Allibert ve ark., 2016). Reaktivite kontrolünün bu yapısal özelliği, algoritmik optimizasyon yöntemlerinin kullanılmasını gerekli kılmaktadır. Bu kapsamda, akış kontrol stratejilerine entegre edilen Proportional-Integral-Derivative (PID) tabanlı yöntemler ve makine öğrenmesi (ML) destekli yaklaşımlar, dinamik reaktör davranışını daha doğru ve güvenilir bir şekilde yönetmek için öne çıkmaktadır (Allibert ve ark., 2016; Fang ve ark., 2024). Ayrıca, bu tür ileri kontrol sistemlerinin geliştirilmesi, yalnızca reaktör işletim güvenliği açısından değil, aynı zamanda lisanslanabilirlik açısından da kritik öneme sahiptir. Uluslararası standartlar, yeni nesil reaktör tasarımlarının doğrulama ve geçerleme (V&V) süreçleriyle desteklenmesini zorunlu kılmaktadır (IAEA, 2016a; IAEA, 2023a). OECD-NEA raporları ise termohidrolik pasif sistemlerin güvenilirlik analizlerinde V&V metodolojilerinin rolünü vurgulamaktadır (OECD-NEA, 2024). Bu nedenle, MSFR reaktivite yönetiminde kullanılacak algoritmik optimizasyon yöntemleri, CFD temelli akış analizleriyle desteklenmeli ve lisanslama otoritelerinin kabul edebileceği deneysel verilerle doğrulanmalıdır (Fang ve ark., 2024).

Lisanslama Süreciyle Uyumlu Doğrulama ve Geçerleme (V&V) Süreçleri:

Nükleer endüstride, özellikle yeni ve ileri reaktör tasarımları geliştirilirken, “Lisanslama Süreciyle Uyumlu Doğrulama ve Geçerleme (V&V) Süreçleri” mutlak bir zorunluluk olmaktadır. Bu süreçler, geliştirilen ileri reaktör tasarımlarının güvenli ve lisanslanabilir olmasının sağlanmasında temel parametrelerdir. Doğrulama ve Geçerleme (V&V); geliştirilen bir sistemin beklenildiği gibi çalıştığını ve amaca uygun olduğunu gösterir (IAEA, 2016a). Geliştirilen model ve yazılımların lisans otoriteleri tarafından kabul edilebilirliğini sağlamak amacıyla, deneysel verilerle desteklenen geçerleme ve doğrulama prosedürlerinin uygulanması zorunlu olmalıdır (IAEA, 2023a; OECD-NEA, 2024). Bu kriterler doğrultusunda geliştirilecek analiz yöntemleri, MSFR sistemlerinin güvenli işletimi ve düzenleyici otoriteler tarafından kabul edilebilir bir lisanslama süreci için vazgeçilmezdir. Reaktivite kontrolüne yönelik bu tür ileri modelleme altyapıları, yeni nesil sıvı yakıtlı reaktörlerin ticari ölçekli uygulanabilirliğinin önünü açacak teknolojik temel taşları arasında yer almaktadır (IAEA, 2023a).

Madde 13 – Reaktör Kor Bütünlüğü

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında geleneksel reaktörlerdeki gibi katı yakıttan oluşan sabit bir reaktör koru bulunmadığından, klasik anlamda yakıt çubuğu deformasyonu, lokalize sıcaklık artışı ya da yakıt kapsül hasarı gibi kor bütünlüğünü tehdit eden riskler büyük ölçüde ortadan kalkmaktadır. MSFR sistemlerinde, yakıt doğrudan eriyik haldeki tuz ortamında çözüldüğü ve bu eriyik ortam reaktör çevriminde sürekli olarak dolaştığı için fiziksel bir “kor” yerine, eriyik tuzun bulunduğu birincil tank (primary vessel) bütünlüğü güvenlik açısından esas unsur hâline gelmektedir. Bu yapı sayesinde lokalize sıcaklık birikimleri yerine daha homojen ısı dağılımı sağlanır ve bu da termomekanik stresleri azaltarak bütünlük risklerini düşürür (INL, 2020).

MSFR'nin yüksek sıcaklıkta ($\sim 700\text{--}750\text{ }^{\circ}\text{C}$) çalışan sıvı yakıt çevrimi, birincil tank ve iç yapı bileşenleri üzerinde önemli korozyon etkileri yaratmaktadır. Eriyik florür tuzları, özellikle yüksek sıcaklıklarda nikel bazlı alaşımlar üzerinde sürekli korozyon stres oluşturur. Bu nedenle sistemde genellikle Hastelloy-N gibi özel alaşımlar tercih edilmektedir. Ancak, bu nikel esaslı alaşımların uzun dönemli mekanik dayanımı, yüksek radyasyon ortamında mikro yapısal kararlılığı ve korozyon davranışı hâlâ deneysel araştırmalara konu olmaktadır. Özellikle nötron akısı, tuz bileşimi ve sıcaklık değişimleri gibi etkenlerin malzeme yaşlanması üzerindeki etkileri tam olarak anlaşılmamıştır. Bu durum MSFR teknolojisinin lisanslanma olasılığı önemli bir teknik sınırlılık olarak

değerlendirilmektedir (ORNL, 2006).

Uygunluk: MSFR’de sabit bir yakıt koru olmadığından klasik anlamda kor hasarı riski azalır. Bunun yerine, eriyik tuzun çevrim yaptığı tankın (primary vessel) bütünlüğü korunur (INL, 2020).

Uygunsuzluk: Eriyik tuzun yüksek sıcaklığı nedeniyle yapı malzemeleri (örneğin Hastelloy-N) sürekli olarak korozyon etkilere maruz kalır. Bu durum uzun vadeli mekanik dayanım açısından sınırlayıcıdır (ORNL, 2006).

Uygunsuzluk Giderici Kriter Önerisi: Malzeme Dayanımı ve Korozyon Davranışına Yönelik Gelişmiş Malzeme Kalifikasyon Programı

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) sistemlerinde, sabit bir yakıt koru yerine sıvı formda yakıt taşıyan birincil tankın (primary vessel) bütünlüğü esas güvenlik önceliği olarak kabul edilmektedir. Bu durum, eriyik florür tuzları ile uzun süreli temasta bulunan yapı malzemeleri, yüksek sıcaklık ve radyasyon ortamına karşı yüksek derecede dirençli olmalıdır (INL, 2020). Ancak mevcut uygulamalarda kullanılan nikel bazlı alaşımlar – özellikle Hastelloy-N– zamanla mikroyapısal bozulmalar, segregasyon, radyoaktif aktivasyon ve yüksek sıcaklıkta korozyon gibi fenomenlere maruz kalabilmektedir (ORNL, 2006). Bu nedenle söz konusu uygunsuzluk, sistemin lisanslanabilirliği önünde ciddi bir teknik sınır oluşturur. Bu durumu gidermek adına, sistematik bir **malzeme kalifikasyon kriteri** belirlenmelidir.

Önerilen Kriter – Yüksek Sıcaklıkta Korozyon Direnci ve Radyasyon Dayanımı İçin Malzeme Kalifikasyonu:

MSFR sisteminde kullanılan tüm birincil yapısal malzemeler (örneğin, tank gövdesi, iç duvar kaplamaları ve ısı değiştirici bileşenleri), 700–800 °C sıcaklık aralığında ve nötron akısı altında en az 60 yıl süreyle çalışabilecek şekilde *önceden belirlenmiş korozyon oranı limitlerini* sağlamalıdır. Bu kapsamda:

- Maksimum korozyon oranı yılda 20 mikrometreden fazla olmamalıdır (20 µm/yıl) (Olson ve ark., 2009).
- Radyasyon kaynaklı segregasyon, faz ayrışması veya kabarcık oluşumu gibi yapısal bozulmalar için 10^{21} n/cm² düzeyindeki nötron dozu altında yapısal bütünlük ve mekanik özellikler korunmalıdır.
- Malzeme, sıcaklık gradyanlarına karşı termomekanik dayanım göstermeli; ısı genleşmesi, sürünme (creep) ve yorulma (fatigue) davranışları için standart

ASTM E139, E21, E606 yönergelerine göre test edilmiş olmalıdır (Sham ve ark., 2022).

- Eriyik tuz ortamı ile kimyasal etkileşim sonucu oluşabilecek kararsız bileşikler veya ara fazların tespiti için kapsamlı post-irradiasyon analizleri (PIE) yapılmalı ve bu analizler, araştırma reaktörleri ile doğrulanmış olmalıdır (Delpech ve ark., 2009b).

Bu kriter, yeni kuşak yüksek entropili alaşımlar (HEA), SiC kaplamalar veya karbürleşmiş metal matris kompozitler gibi ileri düzey malzeme çözümlerinin entegrasyonunu da desteklemeli, böylece MSFR'nin ticari ölçekte lisanslanabilirliğini artıracak malzeme güvenilirliği sağlanmalıdır.

Madde 14 – Otomatik Durdurma

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında, otomatik durdurma işlevi geleneksel reaktörlerden farklı şekilde gerçekleştirilir. Katı yakıtlı reaktörlerde olduğu gibi kontrol çubuklarının çekilmesiyle ani reaktivite artışı söz konusu değildir. Bunun yerine, MSFR’de sıvı yakıtın fiziksel özellikleriyle entegre edilen pasif güvenlik sistemleri aracılığıyla reaktör kendi kendini güvenli duruma getirme kapasitesine sahiptir (Allibert ve ark., 2016; Delpech ve ark., 2009d). Özellikle, eriyik tuzun içinde bulunduğu reaktör tankı (primary vessel) altında yer alan ve yerçekimi ile çalışan acil durum tahliye tankları (drain tanks) kritik bir rol oynar. Herhangi bir acil durumda –örneğin elektrik kesintisi, aşırı sıcaklık artışı veya sistem arızası gibi durumlarda– ergimiş yakıt otomatik olarak bu alt tanklara boşaltılır (Rubiolo ve ark., 2013; Chisholm ve ark., 2020). Bu süreçte, yakıtın geometrisi reaktiviteyi sürdürecektir biçimde olmaktan çıkar ve reaktör kritik altı duruma geçerek fisyon reaksiyonu kendiliğinden sona erer (Beils ve ark., 2019). Bu pasif mekanizma, insan müdahalesine gerek kalmadan hızlı ve güvenli bir durdurma sağlar (Allibert ve ark., 2016).

Bu yaklaşım, geleneksel reaktör tasarımlarında yer alan aktif kontrol çubuğu sistemlerinin olmaması nedeniyle düzenleyici bakış açısıyla bazı zorluklar barındırmaktadır. Tarihsel olarak nükleer güvenlik standartları, LWR (Light Water Reactor) teknolojisine dayalı olarak şekillendiği için “otomatik durdurma” işlevi çoğunlukla kontrol çubuğu tabanlı sistemler üzerinden örneklenmiştir. Ancak IAEA SSR-2/1 (Rev.1) standardı, bir yöntemi zorunlu kılmaktan ziyade işlevsel olarak “reaktivitenin hızlı ve güvenilir biçimde bastırılması”nı şart koşturmaktadır (IAEA, 2016a). Bu nedenle MSFR’nin kontrol çubuğu içermeyen, pasif tahliye temelli otomatik durdurma yaklaşımı,

işlevsel eşdeğerlik kapsamında değerlendirilmeli ve güvenilirliği deneysel ve analitik kanıtlarla desteklenmelidir (Finan, 2016; IAEA, 2023). Ayrıca, MSFR'nin tasarımında bulunan alternatif güvenlik konsepti, sistemin pasifliğine ve yerçekimine dayalı çalışmasına rağmen, bu yeni durdurma mekanizmasının güvenilirliğini ve yeterliliğini gösterecek şekilde deneysel verilerle ve analizlerle desteklenmesi gereklidir (IAEA, 2016a; Beils ve ark., 2019).

Uygunluk: MSFR'de aktif veya pasif acil durum tahliye sistemleri (drain tanks) yerçekimi ile çalışır. Bir acil durumda eriyik yakıt tuzu otomatik olarak alt tahliye tankına akar ve reaktör kritik altı durumuna gelir (Delpech ve ark., 2009d; Allibert ve ark., 2016).

Uygunsuzluk: Geleneksel sistemlerdeki gibi kontrol çubuğu çekilmesi mekanizması yoktur; bu durum düzenleyici kurumların tanıdığı klasik otomatik durdurma mantığından sapma olarak değerlendirilebilir (Rubiolo ve ark., 2013).

Uygunsuzluğun Giderilmesi İçin Önerilen Kriter

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında otomatik durdurma işlevinin, klasik reaktörlerde olduğu gibi kontrol çubuğu enjeksiyonu yoluyla değil; sıvı yakıtın pasif olarak yerçekimi etkisiyle tahliye tanklarına aktarılmasıyla gerçekleştirilmesi, düzenleyici terminolojide yer alan "otomatik durdurma" tanımıyla doğrudan örtüşmemektedir (Finan, 2016). Bu durum, özellikle geleneksel reaktör güvenlik analiz metodolojileri ile uyumlu olmayan yeni nesil tasarımlar için düzenleyici belirsizlik yaratmaktadır. Bu belirsizliği gidermek ve MSFR'nin otomatik durdurma sisteminin güvenilirliğini mevzuat düzeyinde kabul edilebilir kılmak için, şu üç temel kriterin karşılanması önerilmektedir:

- **Fonksiyonel Eşdeğerlik İlkesi:** MSFR tasarımındaki pasif tahliye sistemlerinin, klasik kontrol çubuğu mekanizmalarının gerçekleştirdiği temel güvenlik işlevini (reaktiviteyi hızlı ve güvenilir şekilde durdurma) yerine getirdiğinin analitik ve deneysel olarak gösterilmesi gereklidir. Bu kapsamda, acil bir durumda sistemin ne kadar sürede kritik altı hâle geldiği, fisyon reaksiyonunun ne kadar sürede tamamen durdurulduğu gibi parametreler, sistem dinamiği ve ısı transferi analizleri ile sayısal olarak ortaya konmalıdır (Delpech ve ark., 2009d; INL, 2020).
- **Pasif Güvenlik Sistemlerinin Güvenilirlik Analizi:** Yerçekimi ile çalışan otomatik boşaltma sistemlerinin, elektrik kesintisi, mekanik arıza veya yazılım

hatası gibi koşullarda dış tetikleyici olmaksızın işlev görebileceği, sayısal güvenilirlik analizleri ve olasılıksal güvenlik değerlendirmeleri (Probabilistic Safety Assessment, PSA) ile desteklenmelidir (Beils ve ark., 2019; Chisholm ve ark., 2020). Özellikle drenaj tank valf mekanizmalarının termal sigortalarla pasif olarak tetiklenmesi, bu mekanizmanın aktif bileşen bağımlılığı olmadan çalıştığı belgelenmelidir.

- **Yasal Tanımın Genişletilmesi ve Teknik Belgelerle Desteklenmesi:** Mevzuatta yer alan “otomatik durdurma” tanımının sadece kontrol çubuğu enjeksiyonunu kapsayan dar bir çerçevede yorumlanması, yeni nesil reaktörlerin lisanslanmasında engel teşkil etmektedir. Bu nedenle, düzenleyici otoritelerin MSFR gibi alternatif sistemlerde otomatik durdurma işlevinin “*reaktivitenin dış müdahale olmaksızın, sistem içi fiziksel mekanizmalarla sürdürülemez hâle getirilmesi*” şeklinde yeniden tanımlanması önerilmektedir (IAEA, 2023; Finan, 2016). Bu tanım, hem pasiflik ilkesini hem de işlevsel karşılığı teknik ve düzenleyici dille örtüştürecektir.

Bu üç kriterin sağlanması durumunda, MSFR’nin kontrol çubuğu içermeyen pasif durdurma yaklaşımının geleneksel otomatik durdurma anlayışıyla teknik ve düzenleyici olarak eşdeğer olduğu kabul edilebilir. Böylece mevzuatla tasarım arasında oluşan uyumsuzluk, mühendislik analizleri ve normatif çerçevede giderilebilir. MSFR tasarımlarının normatif çerçevede – tasarımların teknik olarak mümkün olup olmadığını yanı sıra mevcut nükleer güvenlik standartlarını, uluslararası düzenlemeler ve halkın radyasyondan korunması – değerlendirilmesi demektir.

Madde 15 – Normal İşletin Koşullarında Isı Transferi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında, normal işletme koşullarında ısı çekme mekanizması, sistemin doğrudan çevrim yapan sıvı yakıtının yüksek sıcaklık ve düşük basınç altında çalışmasından kaynaklanan avantajlarla optimize edilmiştir. Bu reaktörlerde, reaktör çekirdeği çevresinde dolaşan eriyik tuz, fisyon reaksiyonları sonucu oluşan ısıyı etkin bir şekilde taşır ve bu ısı, doğal dolaşımli sistemler aracılığıyla ısı eşanjörlerine aktarılır. Doğal dolaşım mekanizması, yoğunluk farkına dayalı olarak eriyik tuzun sirkülasyonunu sağlar ve bu sayede sistem, herhangi bir mekanik pompa gerektirmeksizin pasif ısı tahliyesi gerçekleştirebilir. Bu özellik, hem güvenlik hem de enerji verimliliği açısından önemli kazanımlar sunmaktadır. MSFR tasarımların

termodinamik verimi basınçlı su reaktörlerine göre çok daha yüksek olduğu gösterilmiştir (LeBlanc, 2010b).

Bu avantajlara rağmen, sistemin termal güvenliğini sağlayacak donanımların yüksek sıcaklıklarda sürekli çalışabilirliğini garanti etmek oldukça kritiktir. Eriyik tuzlar genellikle 600–750 °C sıcaklık aralığında çalıştığından, ısı eşanjörleri ve sirkülasyon pompaları gibi bileşenlerin hem termal yorulmaya hem de korozyona dayanıklı malzemelerden üretilmesi gereklidir. Özellikle nikel bazlı alaşımlar (örneğin Hastelloy-N), yüksek sıcaklık ve koroziv tuz ortamlarında kullanılmak üzere tercih edilmektedir (Olson ve ark., 2009). Ancak uzun vadeli ve yüksek sıcaklıklarda malzeme davranışlarına dair deneysel verilerin sınırlı olması, tasarım açısından önemli bir belirsizliği teşkil etmektedir. (Delpech ve ark., 2009b). Dolayısıyla MSFR sistemlerinin güvenli ve sürekli ısı transferinin sağlanması malzeme geliştirme çalışmaları kadar yüksek sıcaklıklarda performans testlerinin geliştirilmesi tasarım sürecinin ayrılmaz bir parçasıdır (INL, 2020).

Uygunluk: MSFR'de ısı transferi, yüksek sıcaklık ve düşük basınç altında çalışan doğal çevrim sistemleri ile yüksek verimlerde gerçekleştirilmektedir. (LeBlanc, 2010-B).

Uygunsuzluk: Tasarımda ergimiş yakıt – tuz sisteminin kararlı çalışma sıcaklık aralığı ısı eşanjörleri ve pompalar gibi ekipmanlara bağlı olarak belirlenmelidir. Isı eşanjörleri ve pompaların maksimum çalışma sıcaklığı reaktör çalışma sıcaklığını sınırlamaktadır (Olson ve ark., 2009).

Uygunsuzluğu Giderecek Önerilen Kriteri – Termal Sistemlerin Malzeme Dayanımı ve Performans Doğrulaması

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) sistemlerinde, ergimiş yakıt/tuz sistemlerinin yüksek sıcaklıkta (~700–750 °C) ve düşük basınçta dolaşımda olması, doğal sirkülasyon prensibiyle çalışan termal sistemlerin hem verimliliğini artırmakta hem de pasif güvenlik mekanizmalarını desteklemektedir (LeBlanc, 2010b). Ancak bu avantajlara rağmen, termal tasarımda en kritik unsurlardan biri, yüksek sıcaklığa maruz kalan ısı eşanjörleri, borular ve pompalar gibi bileşenlerinin uzun vadeli termomekanik dayanımının sağlanmasıdır (Delpech ve ark., 2009b). Özellikle, eriyik florür tuzların aşındırıcı kimyasal özellikleri ve yüksek çalışma sıcaklığı, bu sistemlerin hizmet ömrü boyunca kararlı çalışmasını tehdit eden teknik belirsizlikler oluşturmaktadır (Olson ve ark., 2009). Bu nedenle, bu uygunsuzluğun giderilmesi amacıyla önerilecek kriter, şu şekilde

tanımlanabilir:

Önerilen Kriter:

MSFR sistemine entegre edilecek tüm ısı eşanjörleri, pompa ve taşıyıcı boru bileşenleri için, ≥ 750 °C sıcaklık ve eriyik florür ortamı altında en az 100.000 saatlik (yaklaşık 11,4 yıl) çalışmaya eşdeğer malzeme dayanım testleri yapılmalı; mekanik dayanıklılık, korozyon davranışı ve mikroyapı kararlılığı açısından bağımsız laboratuvarlarca doğrulanmış verilerle desteklenmiş güvenilirlik analizleri ortaya konulmalıdır (INL, 2020). Bu kriter, hem sistemin uzun süreli işletim ömrü boyunca maruz kalacağı termal-gerilme yüklerine karşı dayanımını garanti altına almayı hem de tasarım doğrulama sürecinde düzenleyici otoritelerin güvenlik değerlendirmelerini kolaylaştırmayı amaçlamaktadır. Ayrıca, bu çerçevede yapılacak testlerin, ASTM C871 ve C767 gibi eriyik tuz ortamlarında malzeme değerlendirmelerine ilişkin uluslararası standartlara uygun şekilde yürütülmesi önerilmektedir (Sham ve ark., 2022). Uzun süreli termal kararlılığın değerlendirilmesi amacıyla, prototip sistemlerin simülasyon ortamlarında kademeli sıcaklık profilleri altında yaşlandırma testlerine tabi tutulması, sistem güvenliğini ve tasarım bütünlüğünü destekleyecek bilimsel bir yaklaşım olacaktır.

Madde 16 – Acil Durum Isı Çekme Sistemleri

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında, acil durumlarda reaktör çekirdeğinde biriken artık ısıнын uzaklaştırılması için pasif çalışan ısı tahliye sistemleri entegre edilmiştir. Bu sistemler genellikle hava soğutmalı doğal konveksiyon yapıları şeklinde tasarlanmakta olup, elektrik enerjisine ihtiyaç duymadan hava akışıyla çevresel ısı transferi sağlayarak reaktör güvenliğini sürdürmektedir (IAEA, t.y.; WNA, 2023). Söz konusu yapı, yüksek sıcaklıkta çalışan eriyik tuz ortamının artık ısını iletken duvarlar aracılığıyla dış ortama aktarmasına olanak tanırken, sistemin pasif karakteri, istasyon kararması (station blackout) gibi senaryolarda dahi işlevini sürdürebilmesini mümkün kılmaktadır. Bu yönüyle, MSFR tasarımı ısı transferi açısından yönetmeliğin pasif güvenlik ilkeleriyle örtüşmektedir (Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019).

MSFR sistemlerinde öngörülen pasif acil durum ısı tahliye sistemlerinin doğrulanmasına yönelik deneysel veri tabanı oldukça sınırlıdır. Bu sistemlerin temel mühendislik prensipleri araştırma ölçekli deneylerde test edilmiş olsa da, ticari ölçekte uzun süreli güvenilir performansın sağlanabilmesi için çok sayıda termal-hidrolik analiz ve güvenlik değerlendirmesine gereksinim duyulmaktadır (Delpech ve ark., 2009a; Serp ve ark.,

2014). Ayrıca, doğal konveksiyon sistemlerinin ortam koşullarına bağımlılığı, performans tahminlerinde belirsizlik yaratmakta ve bu durum düzenleyici kurumlar açısından tasarım onayı sürecinde ilave mühendislik kanıtları gerektirmektedir (NEA, 2024; Clarno, 2024). Sonuç olarak, mevcut teknoloji seviyesi, MSFR'nin acil durum ısı transfer kabiliyeti kavramsal düzeyde doğrulamakla birlikte, kapsamlı sistem doğrulama ve ölçek büyütme çalışmalarına ihtiyaç duyulduğu açıktır.

Uygunluk: MSFR tasarımlarında pasif ısı transfer sistemleri kullanılır (IAEA, t.y.; WNA, 2023).

Uygunsuzluk: Sistem validasyonu için gerekli olan uzun süreli test verileri sınırlıdır. Prototip ölçekli sistemlerle gerçekleştirilen analizlerin ticari ölçeğe uyarlanması sürecinde yapılması gereken başka analizlere ihtiyaç duyulmaktadır (Delpech ve ark., 2009b; Greenwood ve ark., 2018).

Kriter Önerisi: Uzun Süreli ve Ölçeklenebilir Termal-Hidrolik Doğrulama Programı

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında kullanılan pasif acil durum ısı tahliye sistemlerinin (örn. hava soğutmalı doğal konveksiyon sistemleri) ticari ölçekte güvenli çalışmasını temin etmek amacıyla, çok kademeli bir *termal-hidrolik doğrulama ve ölçeklenebilirlik analiz programının* oluşturulması gereklidir. Bu program kapsamında:

- **Tam Ölçekli Simülasyon Tesisleri:** Öncelikle, sistemin gerçek boyutlarını ve işletim koşullarını temsil eden tam ölçekli deneysel prototiplerin kurulması önerilir. Bu tesislerde doğal konveksiyon akış yapıları, ortam sıcaklık değişkenleri, çevresel koşulları ve ısı iletim yüzeyleri gibi parametreler sistematik olarak test edilmelidir (Fang ve ark., 2024).
- **Uzun Süreli Termal-Hidrolik Performans Testleri:** Bu sistemlerde, farklı senaryolar altında (örneğin ani güç kesintisi, dış ortam sıcaklık dalgalanmaları vb.) *en az 1000 saatlik* uzun süreli sürekli işletim testlerinin gerçekleştirilmesi, sistemin dayanıklılığını ve kararlılığını göstermek açısından kritik öneme sahiptir (NEA, 2024).
- **Belirsizlik Analizi ve Doğrulama (Validation):** Test verileri kullanılarak, sistemin ısı transfer katsayıları, doğal konveksiyon oranları ve ortam etkileşimleri gibi kritik mühendislik parametrelerinin istatistiksel belirsizlik analizleri yapılmalı ve bu parametreler yüksek çözünürlüklü CFD (Computational Fluid

Dynamics) modelleri ile doğrulanmalıdır (Fang ve ark., 2024).

- **Tasarım Onayı İçin Kanıta Dayalı Teknik Dosya:** Elde edilen deneysel bulgular, düzenleyici kurumlara sunulmak üzere tasarım onay dosyasında "kanıta dayalı performans kanıtı" olarak yapılandırılmalı ve sistemin hem normal hem de acil durum koşullarında çalışma kabiliyetini sayısal olarak ortaya koymalıdır (IAEA, 2016a; Beils ve ark., 2019).

Bu kriterin uygulanması, MSFR'nin pasif acil durum ısı çekme kapasitesinin yalnızca kavramsal düzeyde değil, *mühendislik ve regülasyon düzeyinde* de geçerliliğini sağlayacak bir güvenlik temeli oluşturacaktır. Aynı zamanda, sistemin ulusal ve uluslararası güvenlik normlarına uygunluğunu gösteren bir doğrulama zemini sağlayarak, lisanslama sürecindeki belirsizlikleri azaltacaktır.

Madde 17 – Yol Verme (Startup) ve Düşük Güçte İşletim (Low Power Operation)

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında, yol verme ve düşük güçte işletim diğer reaktör tasarımlarından belirgin şekilde farklılık göstermektedir. MSFR'lerde yakıt sıvı formda olduğundan reaktivite kontrolü, yakıtın sıcaklığı, akış hızı ve bileşiminin çevrimiçi olarak izlenmesi ve ayarlanması yoluyla sağlanmaktadır (Allibert ve ark., 2016; Serp ve ark., 2014). Bu durum, düşük güç seviyelerinde bile sistemin kararlı ve esnek biçimde çalışmasına olanak tanır. Ayrıca çevrimiçi kimyasal analiz sistemleri, fisyon ürünlerinin ve yakıt bileşiminin gerçek zamanlı izlenmesini mümkün kılarak operatörlere anlık kontrol imkânı sunar (Holcomb ve ark., 2018; Greenwood ve ark., 2018). Böylece sistem, geçici güç rejimlerinde bile güvenli işletim sınırları içerisinde tutulabilir.

MSFR'lerin sıvı yakıtlı yapısı, sabit yakıt çubuklarına dayalı reaktörlerde uygulanan yol verme sekanslarının doğrudan uygulanmasına izin vermez. Örneğin, kontrol çubuğu çekilmesine dayalı reaktivite artışı yerine, sıvı yakıt bileşiminin veya çevrim parametrelerinin değiştirilmesi gereklidir (Delpech ve ark., 2009c; WNA, 2023). Bu durum, işletme prosedürlerinin ve operatör eğitimlerinin yeniden tanımlanmasını zorunlu kılmaktadır (IAEA, 2016a; Başoğlu, 2017). Ayrıca reaktörün yol verme aşamasındaki kinetik davranışı da farklılık gösterdiğinden, güvenli bir başlatma süreci için yeni analiz yöntemlerine ve özgün güvenlik değerlendirme modellerine ihtiyaç duyulmaktadır (Delpech ve ark., 2009d; Resmi Gazete, 2008).

Uygunluk: MSFR'lerde yol verme ve düşük güçte işletim, sıvı yakıt sisteminde reaktivite ayarıyla kolayca yönetilebilir. Yakıt bileşimindeki değişiklikler izleme sistemleri ile

çevrimiçi (online) olarak gerçekleştirilmektedir (Serp ve ark., 2014; Greenwood ve ark., 2018).

Uygunsuzluk: Yakıtın çevrim hâlinde olması, mevcut yolverme sekanslarının uygulanmasını engeller. Bu durum operatör eğitiminde farklı prosedürler gerektirir (Allibert ve ark., 2016; Holcomb ve ark., 2018).

Uygunsuzluğun Giderilmesine Yönelik Kriter Önerisi – MSFR'lerde Yolverme ve Düşük Güçte İşletim İçin İşletme Prosedürü ve Operatör Eğitimine Yönelik Uyarlanmış Güvenlik Kriteri

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında, sıvı yakıtın çevrim hâlinde olması nedeniyle geleneksel sabit yakıtlı reaktörlerde kullanılan yolverme sekansları –özellikle kontrol çubuğu hareketlerine dayalı reaktivite artırımı ve güçüm kademeli olarak yükseltilmesi gibi yöntemler– doğrudan uygulanamamaktadır (Delpech ve ark., 2009a; Yoshioka & Kinoshita, 2017). Bu farklılık, reaktörün işletmeye alınması sırasında güvenliğin sağlanabilmesi adına özgün prosedürlerin geliştirilmesini ve bu prosedürlere uygun operatör eğitimlerinin gerçekleştirilmesini zorunlu kılmaktadır (IAEA, 2016a; NEA, 2016). Bu nedenle, MSFR sistemleri için uygun bir kriter olarak, *yakıt bileşimi yönetimine, çevrim parametrelerinin kontrolüne ve çevrimiçi analiz sistemlerine dayalı “dinamik yolverme protokollerinin” geliştirilmesi* önerilmektedir. Bu kriter kapsamında aşağıdaki unsurlar dikkate alınmalıdır:

- **Yol verme sürecine özgü yakıt bileşimi kontrolü:** İşletmeye alma sırasında eriyik tuz içeriğindeki fisil ve fertil malzemelerin oranı kontrollü biçimde artırılmalı ve bu süreç çevrimiçi spektroskopik analiz sistemleriyle izlenmelidir (Delpech ve ark., 2009b; Serp ve ark., 2014). Bu uygulama, reaktivite artışının fiziksel olarak öngörülebilir ve sınırlı bir çerçevede gerçekleştirilmesine olanak tanır.
- **Sıcaklık ve akış parametrelerine bağlı yolverme algoritmaları:** Reaktör çevrimindeki sıcaklık, akış hızı ve ısı transfer yüzeylerinin durumu gibi termohidrolik parametreler esas alınarak sistemin kinetik yanıtı önceden modellenmeli ve yolverme süreci bu modellere entegre edilmelidir (Fang ve ark., 2024; Greenwood ve ark., 2018). Böylece güç artırımı sırasında sistem kararlılığı güvence altına alınabilir.
- **Operatör eğitiminde yeni senaryolar:** Geleneksel reaktör işletmeciliğinden

farklı olarak, MSFR'ler için *yakıt çevrimi mühendisliği, eriyik tuz karakterizasyonu ve kimyasal denge yönetimi* gibi yeni bilgi alanlarını kapsayan eğitim modülleri oluşturulmalıdır (IAEA, 2016a; Holcomb ve ark., 2018). Bu eğitim programları, simülasyon destekli platformlar üzerinden reaktör davranışına ilişkin gerçek zamanlı etkileşimleri içerecek şekilde tasarlanmalıdır.

- **Lisanslama süreçlerine özel başlatma analizleri:** MSFR için özel başlatma senaryoları, geleneksel nükleer başlatma analizlerinden ayrılarak dinamik sistem analizleri, çevrim içi yakıt değişimi senaryoları ve geçici güç dalgalanmalarının modellenmesiyle desteklenmelidir (Finan, 2016; OECD, 2019). Bu analizler, yol verme sürecinin lisanslanmasında kritik bir unsur olarak düzenleyici otoriteler tarafından da onaylanabilir formatta sunulmalıdır.

Sonuç olarak, MSFR'lerde yol verme ve düşük güçte işletimle ilgili uygunluk sağlanabilmesi için klasik yaklaşımlardan farklı olarak *reaktivite yönetimine dayalı, dinamik kontrollü ve kimyasal bileşim izleme temelli başlatma protokollerinin* oluşturulması ve bu süreçlerin operatör eğitimiyle desteklenmesi gerekmektedir (Allibert ve ark., 2016; WNA, 2023).

Madde 18 – Reaktör Soğutucu Sistem Bütünlüğü

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımı, soğutucu sistem bütünlüğü açısından basınçlı su reaktörlerinden (PWR) belirgin şekilde ayrılmaktadır. Bu reaktörlerde soğutucu ortam olarak kullanılan erimiş tuz, aynı zamanda fisil materyalin çözündüğü ortam olduğundan, sistemin yüksek basınç altında çalışmasına gerek duyulmaz. Bu durum, sistemdeki boru hattı, eşanjör ve bağlantı noktaları gibi bileşenlerde basınca bağlı sızıntı, çatlama veya patlama gibi arıza olasılıklarını büyük ölçüde ortadan kaldırır. Aynı zamanda düşük basınç koşulları, yapısal bileşenlerin daha hafif tasarlanmasına olanak tanıyarak hem maliyetleri azaltmakta hem de güvenlik marjlarını artırmaktadır (LeBlanc, 2010-A).

MSFR sisteminin bu avantajına karşın, erimiş tuzun oldukça yüksek çalışma sıcaklıkları (yaklaşık 700–800 °C) ve kimyasal olarak reaktif doğası, özellikle nikel bazlı alaşımlar gibi yapısal malzemelerin uzun süreli dayanımı açısından önemli sınırlamalar doğurmaktadır. Tuz içerisindeki halojen iyonlarının neden olduğu korozyon, reaktör kabı, ısı eşanjörleri ve devre elemanlarının mekanik bütünlüğünü zamanla zayıflatır. Bu nedenle, sistemin güvenli ömrünü garanti altına alacak şekilde malzeme seçimi, koruyucu kaplamalar ve çevrim içi izleme sistemleri geliştirilmelidir. Söz konusu zorluklar,

özellikle ticari ölçekli prototiplerin uzun vadeli performansını değerlendirmek için kapsamlı malzeme bilimi araştırmalarına ve korozyon testlerine olan ihtiyacı vurgulamaktadır (Delpech ve ark., 2009-A).

Uygunluk: MSFR'de soğutucu ve yakıt aynı ortamda bulunduğu için basınçlı sistemlere gerek yoktur; bu da sızıntı, boru patlaması gibi riskleri büyük ölçüde azaltır (LeBlanc, 2010-A).

Uygunsuzluk: Yüksek sıcaklıktaki ergimiş tuz sistemlerinin, metal bileşenlerle etkileşimlere girmesi nedeniyle, reaktör kabı ve eşanjör ömürleri açısından sınırlamalar getirmektedir (Delpech ve ark., 2009-A).

Uygunsuzluk Giderici Kriter Önerisi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında, soğutucu sistem bütünlüğü açısından düşük basınçlı çalışma koşullarının sağladığı avantajlara karşın, erimiş tuzun yüksek sıcaklık ve kimyasal reaktiviteye sahip olması, özellikle uzun vadeli malzeme bütünlüğü için ciddi mühendislik sorunları yaratmaktadır. Bu bağlamda, reaktör kabı ve ısı eşanjörleri gibi kritik bileşenlerin mekanik ve kimyasal dayanımını sürdürülebilir kılmak amacıyla aşağıda belirtilen önleyici kriterin geliştirilmesi önerilmektedir:

Uygunsuzluk Giderici Kriter: Gelişmiş Malzeme Nitelendirme, Koruyucu Kaplama Uygulamaları ve Çevrim İçi Korozyon İzleme Sistemlerinin Entegrasyonu

MSFR sistemlerinde, yüksek sıcaklıkta çalışan ve kimyasal olarak agresif ortama maruz kalan yapısal bileşenlerin bütünlüğünü sürdürebilmek için aşağıdaki teknik stratejilerin entegre edilmesi önerilir:

- **Malzeme Nitelendirme ve Seçimi:**
 - Nikel bazlı alaşımların (ör. Hastelloy-N) uzun vadeli performansı, belirli tuz bileşimleri ve sıcaklık aralıklarında laboratuvar ölçekli deneylerle kapsamlı şekilde test edilmelidir.
 - Ayrıca, tungsten, molibden veya karbon katkılı seramik-metal (cermet) hibrit alaşımlar gibi alternatif yüksek sıcaklık malzemelerinin MSFR koşulları altındaki korozyon direnci araştırılmalıdır (Ignatiev ve ark., 2007).
 - Malzeme seçimi sadece korozyona karşı dayanım değil, aynı zamanda mekanik yorulma, radyasyon hasarı ve termomekanik gerilmeler göz önünde bulundurularak yapılmalıdır.

- **Yüzey Kaplama ve Koruyucu Katmanlar:**

- Reaktör içi bileşenlere uygulanacak difüzyon bariyerleri veya kimyasal kaplamalar (örneğin, AlF_3 veya Y_2O_3 esaslı) ile tuz-metal etkileşimi azaltılabilir.
- Özellikle boru ve eşanjör yüzeylerinde uygulanan plazma sprej teknikleri veya sol-jel tabanlı kaplamalar, yüzeyin kimyasal reaktivitesini sınırlayarak metal kaybını azaltabilir (Olson ve ark., 2009).

- **Çevrim İçi İzleme ve Erken Uyarı Sistemleri:**

- Ergimiş tuz kimyasındaki değişikliklerin (örneğin oksijen, krom veya demir konsantrasyonları) çevrim içi analizlerle sürekli olarak izlenmesi, korozyon sürecinin erken safhalarda tespitine olanak tanır (Allibert ve ark., 2016; Delpech ve ark., 2009; Olson ve ark., 2009).
- Elektrokimyasal sensör sistemleri, özellikle Cr^{3+}/Cr^{2+} redoks çiftlerini izleyerek bileşenlerin iç yüzeyindeki oksidatif korozyon eğilimleri takip edebilir (Delpech ve ark., 2009; Holcomb ve ark., 2018).
- Bu sistemlerle elde edilen veriler, hem operatörlere önleyici bakım planlaması için bilgi sağlar hem de reaktör ömrü boyunca güvenli çalışmayı teminat altına alır (Holcomb ve ark., 2018; U.S.NRC, 2020).

Bu kriter, yalnızca pasif yapısal dayanıklılığa değil, aynı zamanda aktif izleme ve adaptif bakım stratejilerine dayalı bütüncül bir koruma yaklaşımını temel almaktadır. Böylece, yüksek sıcaklıklı erimiş tuz ortamının neden olabileceği uzun vadeli malzeme bozulmaları erken tespit edilerek önlenabilir ve reaktörün güvenli işletim ömrü boyunca soğutucu sistem bütünlüğü sürdürülebilir hâle getirilebilir (Allibert ve ark., 2016; Holcomb ve ark., 2018).

Madde 19 – Radyoaktif Maddelerin Hapsedilmesi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarında radyoaktif maddelerin hapsedilmesine yönelik yaklaşım, klasik basınçlı su reaktörlerinden önemli ölçüde farklıdır. MSFR'lerde fisyon ürünlerinin bir kısmı, özellikle gaz hâlindeki ksenon (Xe) ve kripton (Kr) gibi inert fisyon gazları, sıvı yakıt çevrimi sırasında reaktörden çevrim içi olarak sürekli ayrıştırılabilir (Allibert ve ark., 2016; Delpech ve ark., 2009a; Serp ve ark., 2014; WNA, 2023). Bu özellik, radyoaktif kaynakların birikimini ve basınç altında ani salınım riskini azaltarak radyoaktif maddenin daha kontrollü bir biçimde yönetilmesini sağlar. Aynı zamanda, sıvı yakıtlı sistemin çevrimsel doğası, uçucu radyoizotopların çevrim dışı

işlenmesine ve sistem dışına taşınmadan önce sabit ortamlarda tutulmasına olanak tanır. Bu durum, işletme sırasında radyoaktif envanterin izlenebilirliği ve geçici hapsedilmesi açısından önemlidir.

MSFR sistemlerinde geleneksel reaktörlerde bulunan yüksek basınçlı birincil basınçlı kap ve iç içe geçmiş sızdırmazlık katmanları ve iç içe geçmiş sızdırmazlık katmanları (örneğin PWR'de bulunan reaktör kabı, muhafaza binası ve iç koruma zarfı gibi) bulunmamaktadır. MSFR düşük basınç altında çalışsa da, bir basınçlı koruma kabı sistemi yerine, geniş hacimli inert atmosferli bölmeler veya çok katmanlı sızıntı kontrol yapıları gibi alternatif izolasyon stratejileri gereklidir (Beils ve ark., 2019; IAEA, 1996; IAEA, 2016a). Bu bağlamda, radyoaktif maddelerin hapsedilmesi açısından geleneksel reaktör güvenlik paradigmasından sapmalar içeren MSFR tasarımı, düzenleyici kurumlarca kabul görebilmesi için farklı bir mühendislik yaklaşımı ve detaylı güvenlik gerekçelendirmeleriyle desteklenmelidir (Başoğlu, 2017; IAEA, 2021-A). Özetle, MSFR sistemleri radyoaktif maddelerin çevrim içi yönetimi bakımından yenilikçi çözümler sunsa da, fiziksel izolasyon sistemlerinin tasarımı ve kabulü açısından mevzuata özel adaptasyonlar gerektirir.

Uygunluk: MSFR’lerde gaz fisyon ürünleri (örneğin ksenon, kripton) sürekli olarak çevrimde ayrıştırılabilir. Radyoaktif maddeler daha kontrollü bir biçimde yönetilir (Allibert ve ark., 2016; WNA, 2023).

Uygunsuzluk: Geleneksel reaktörlerde olduğu gibi bir basınçlı koruma kabı sistemi bulunmaz. Bu nedenle alternatif izolasyon konseptlerinin regülasyonca kabulü gerekir (Beils ve ark., 2019; IAEA, 2016a).

Uygunsuzluk Giderici Kriter Önerisi: Radyoaktif Maddelerin Hapsedilmesi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) sistemlerinde, basınçlı su reaktörlerinden (PWR) farklı olarak, radyoaktif maddelerin hapsedilmesi amacıyla fiziksel olarak yüksek dayanımlı birincil basınçlı kap ve çok katmanlı sızdırmazlık yapılarına yer verilmemektedir. Bunun yerine, sistemin düşük basınç altında çalışmasının sağladığı yapısal avantajlar ve sıvı yakıtın çevrimsel yapısından faydalanılarak radyoaktif maddelerin çevrim içi yönetimi ön planda tutulmaktadır (Delpech ve ark., 2009b; Greenwood ve ark., 2018). Bu nedenle, MSFR gibi yenilikçi reaktör tasarımlarında klasik “derin savunma” (defence-in-depth) ilkesi, radyoaktif salınımların engellenmesine yönelik olarak farklı bir mühendislik çözümleri uygulanmalıdır (IAEA, 2016a; NEA, 2016).

Uygunsuzluğu giderecek kriter olarak, MSFR sistemlerinde radyoaktif maddelerin hapsedilmesine ilişkin güvenlik işlevinin sağlanabilmesi için aşağıdaki mühendislik ve tasarım gerekliliklerinin karşılanması önerilmektedir:

- **İnert Gaz Kontrollü Çok Katmanlı Koruma Sistemi:** Geleneksel muhafaza binasına alternatif olarak, reaktör çevresinde yer alan tüm bölmelerin inert (argon veya azot) atmosferle basınçsız ancak kontrollü şekilde doldurulması ve bu bölmelere sızıntı algılayıcıları ile donatılmış çok katmanlı metal ve seramik bazlı bariyer sistemlerinin entegre edilmesi önerilmelidir. Bu yapı, reaktörden olası sızıntıları hem pasif olarak kontrol altına alacak hem de radyonüklit yayılımını çevresel koşullardan izole edecektir (IAEA, 2016a; Başoğlu, 2017).
- **Negatif Basıncılı İzolasyon Bölgeleri:** Reaktör bölgesinde lokalize edilmiş negatif basınç altında çalışan havalandırma sistemlerinin kullanımı, herhangi bir sızıntı durumunda radyoaktif buharların sistem dışına kaçmasını önleyerek bunların filtreli sistemlere yönlendirilmesini sağlar. Bu yaklaşım, geleneksel muhafaza yapısının basınç tutma görevini alternatif bir formda yerine getirir (IAEA, 2016a; IAEA, 2021a).
- **Gelişmiş Gaz Fisyon Ürünü Tutma Sistemleri:** Ksenon (Xe), kripton (Kr), iyot (I) gibi uçucu fisyon ürünlerinin çevrimden ayrıştırıldıktan sonra adsorban malzemeler (örneğin aktif karbon, zeolit veya metal-organik kafes yapılar) üzerinde tutulmasına imkân tanıyan gaz işlem istasyonları (off-gas treatment systems) MSFR tasarımına entegre edilmelidir. Bu sistemler, çevrim dışı izolasyon kapasitesini artırarak güvenli geçici depolamaya olanak tanır (Delpech ve ark., 2009d; INL, 2020).
- **Yüksek Sıcaklıkta Malzeme Kararlılığı ve Sızdırmazlık Testleri:** MSFR reaktör sisteminde kullanılan alaşım ve conta malzemelerinin (örneğin Hastelloy-N ve grafit bazlı yalıtım malzemeleri) yüksek sıcaklık ve radyasyon altında uzun süreli sızdırmazlık performansları, çok katmanlı test protokolleriyle doğrulanmalıdır. Bu aşamada, mevcut kaynakçada yer alan ASME QME-1 (2017) standardı (aktif mekanik ekipman yeterlilik onayı) doğrudan bu kapsama girmemektedir. Eğer amaç “yüksek sıcaklık tasarım kriterleri”ni belirtmekse, ASME Section III, Division 5 (eski NH) standardının ayrıca eklenmesi gerekmektedir (ASME, 2017; Olson ve ark., 2009; ORNL, 1978). Böylece yapısal izolasyon işlevinin güvenilirliği belgelenebilir hâle gelir.

Bu kriterlerin bir arada uygulanması, MSFR'nin klasik reaktörlerdeki fiziksel basınçlı kap eksikliğini telafi edecek alternatif izolasyon çözümleriyle güvenlik fonksiyonlarını eşdeğer düzeyde karşılamasını sağlayabilir. Regülasyon otoritelerince bu tür sistemlerin kabul edilebilmesi için yukarıda belirtilen teknolojik çözümlerin detaylı analizleri, performans doğrulamaları ve deneysel destekleyici verilerle gerekçelendirilmesi gerekir (Beils ve ark., 2019; IAEA, 2023a).

Madde 20 – Güvenliğin İzlenmesi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) teknolojisinde sıvı yakıt çevrimi, reaktörün güvenlik durumunun sürekli ve anlık olarak izlenmesine olanak tanıyan önemli bir avantaj sunmaktadır. Eriyik tuz ortamında gerçekleşen bu çevrim, reaktör içinde meydana gelen fiziksel ve kimyasal değişimlerin çevrimiçi sensörlerle gerçek zamanlı olarak gözlemlenmesini mümkün kılmaktadır (Allibert ve ark., 2016; Holcomb, Kisner & Cetiner, 2018). Bu durum, özellikle reaktivite, sıcaklık, radyonüklit birikimi gibi parametrelerin hassas bir şekilde kontrol edilmesini sağlayarak güvenli işletme koşullarının sürekliliğine katkı sunar (NEA, 2021).. Bununla birlikte, eriyik tuzun yüksek sıcaklık, kimyasal agresifliği ve radyasyon, geleneksel ölçüm sensörlerinin hem fiziksel bütünlüğünü hem de uzun vadeli performansını ciddi biçimde sınırlandırmaktadır (Holcomb ve ark., 2022; IAEA, 2002b; Sham, 2022). Klasik sensör sistemlerinin bu ortama dayanıklılığı yetersiz olduğundan, MSFR uygulamaları için radyasyona ve korozyona karşı dirençli özel sensör teknolojilerinin geliştirilmesi gereklidir. Bu sensörlerin, yüksek sıcaklıkta çalışan ve kimyasal olarak kararlı seramik, nikel bazlı süper alaşımlar veya fiber optik sistemler gibi gelişmiş malzemelerle üretilmesi, güvenlik izleme sistemlerinin güvenilirliğini artıracaktır (Olson ve ark., 2009; ORNL, 1978). Bu nedenle, MSFR'lerin güvenlik izleme altyapısı, hem malzeme bilimi hem de nükleer ölçüm teknolojileri açısından disiplinler arası bir mühendislik yaklaşımı gerektirmektedir (Clarno, 2024; IAEA, 2016e; Holcomb ve ark., 2011).

Uygunluk: Sıvı yakıt çevrimi ve tüm sistemin sürekli izlenebilir olması, çevrimiçi analizler sayesinde anlık durum kontrolünü kolaylaştırır (Greenwood ve ark., 2018).

Uygunsuzluk: Erimiş tuz içerisindeki yoğun radyasyon ve kimyasal bileşenler, klasik sensörlerin ömrünü azaltabilir. Bu nedenle özel sensör tasarımlarına ihtiyaç vardır (WNA, 2023).

Uygunsuzluk Giderici Kriter (Düzeltici Yaklaşım):

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) sistemlerinde güvenlik izleme süreçlerinin etkinliği, yüksek sıcaklıkta çalışan ve kimyasal olarak agresif olan eriyik tuz ortamının neden olduğu sensör dayanıklılığı sorunlarıyla sınırlanabilir. Bu sorunun giderilmesi amacıyla, sensör teknolojilerinin hem radyasyona hem de korozyif ortam koşullarına karşı özel olarak tasarlanmış, uzun ömürlü ve güvenilir sistemlerle güncellenmesi gerekmektedir. Dolayısıyla, geliştirilecek sensörlerin *yüksek sıcaklıklarda ($>700\text{ }^{\circ}\text{C}$)* çalışabilme, *nötron ve gama radyasyonuna karşı dayanıklılık ve kimyasal kararlılık* gibi özelliklere sahip olması zorunludur. İlk olarak, *fiber optik sensör teknolojileri*, yüksek sıcaklık ve radyasyon ortamlarında hassasiyetlerini kaybetmeden çalışabilmeleri nedeniyle ön plana çıkmaktadır (Holcomb ve ark., 2018). Bu sensörler, özellikle sıcaklık, akış hızı ve radyonüklit konsantrasyonu gibi parametrelerin ölçülmesinde doğrusal tepkiler verebilme avantajına sahiptir. İkinci olarak, *korozyif ortamlara dayanıklı malzeme seçimi* büyük önem taşır. Bu kapsamda *Hastelloy-N, Inconel 617, SiC/SiC kompozitler ve seramik bazlı koruyucu kaplamalar*, sensör muhafazası için önerilmektedir (ORNL, 2018; Sham, 2022). Ayrıca, izleme sistemlerinin güvenilirliği, sadece sensörlerin fiziksel dayanımıyla değil, aynı zamanda veri işleme ve hata tespiti algoritmalarının performansı ile de doğrudan ilişkilidir (U.S. NRC, 2020). Bu nedenle, *gelişmiş sinyal işleme ve kendini teşhis edebilen (self-diagnostic) yazılım sistemleri* ile desteklenen *çoklu sensör (sensor fusion)* mimarileri tercih edilmelidir. Bu sayede, herhangi bir sensör arızası durumunda sistemin otomatik olarak devre dışı bırakılması veya alternatif ölçüm kaynaklarına yönelmesi sağlanarak işletim güvenliği sağlanabilir. Sonuç olarak, MSFR güvenlik izleme sistemlerinin yeterli performansı sergileyebilmesi için, *yüksek radyasyon ve sıcaklık koşullarına dayanıklı sensör tasarımı, korozyif ortamlara uygun malzeme seçimi ve gelişmiş veri analiz sistemleriyle bütünleştirilmiş izleme altyapısı* temel kriterler olarak benimsenmelidir (IAEA, 2016e; NEA, 2024).

Madde 21 – Kontrolün Sürdürülmesi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımı, kontrolün sürekliliğini sağlamak amacıyla yalnızca ana kontrol odasına bağlı kalmaksızın, uzaktan izleme olanakları ve otomatik acil durum tahliye sistemleriyle desteklenmiştir. Bu sistemler, reaktörün sıvı yakıt yapısına entegre şekilde, kritik durumlarda reaktiviteyi pasif yollarla düşürerek güvenli duruma geçişini sağlamaktadır (Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019). Eriyik tuzun acil durumlarda yerçekimi etkisiyle alt tahliye tanklarına boşalması, operatör müdahalesi

olmadan reaktörü kritik altı hâle getirebilir ve bu durum kontrol kaybı senaryolarında yüksek güvenlik katkısı sunar (Delpech ve ark., 2009a; Serp ve ark., 2014). Ayrıca, reaktör işletmesinde ana parametrelerin çevrimiçi izlenmesi, karar destek sistemlerinin erken uyarı mekanizmalarıyla birlikte çalışmasını mümkün kılarak kontrol sisteminin sürekliliğini pekiştirir (Holcomb, Kisner & Cetiner, 2018; Greenwood ve ark., 2018).

MSFR sisteminin kontrol fonksiyonlarında bazı sınırlılıklar bulunmaktadır. Öncelikle, sistemin modüler yapısı ve sıvı yakıtın sürekli çevrimi, geleneksel kontrol mantıklarından farklı mühendislik çözümleri gerektirir (Delpech ve ark., 2009c; Rubiolo ve ark., 2013). Bu bağlamda, hem donanım hem de yazılım temelli kontrol ve otomasyon sistemlerinin yeterli düzeyde yedekli tasarlanması ve insan-makine ara yüzlerinin operatör müdahalesini kolaylaştıracak biçimde uyarlanması önemlidir (IAEA, 2002b; IEEE, 2003). Yetersiz yedekleme ve sınırlı müdahale olanakları, özellikle olağandışı durumlarda sistem kontrolünün kaybı riskini artırabilir (IAEA, 2016a; U.S. NRC, 2004b). Bu nedenle, MSFR gibi gelişmiş reaktörlerde, pasif güvenlik sistemlerinin yanı sıra operatör etkileşimini destekleyen aktif kontrol modüllerinin de regülasyonlara uygun olarak detaylandırılması gerekmektedir (IAEA, 2023; OECD-NEA, 2024).

Uygunluk: Ana kontrol odasına ek olarak uzaktan izleme ve otomatik acil tahliye sistemleri, MSFR’de pasif güvenlik işlevlerini tamamlar (Allibert ve ark., 2016; WNA, 2023).

Uygunsuzluk: Geleneksel kontrol yaklaşımları MSFR için yeterli değildir. Özellikle sıvı yakıtın davranışını etkileyen sıcaklık, yoğunluk, akış hızı gibi değişkenler ani dalgalanmalara yol açabilir. Ayrıca, dijital sistemlerdeki yazılım kaynaklı hatalar ve veri iletim gecikmeleri kontrolün sürekliliğini olumsuz etkileyebilir (Clarno, 2024; U.S. NRC, 2020).

Sistem modüler olsa da, kontrol sistemlerinin yeterince yedekli ve insan müdahalesine olanak sağlayacak şekilde uyarlanması önemlidir (IAEA, 2016e; ASME, 2017).

Düzeltilici Kriter Önerisi

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında kontrolün sürekliliğini güvence altına almak amacıyla, modüler yapıdaki sistemlerde kontrol fonksiyonlarının *yedeklilik (redundant) prensibine ve insan-makine etkileşimini kolaylaştıracak biçimde yapılandırılması* gereklidir. Bu bağlamda, kontrol ve izleme sistemleri, *çeşitlendirilmiş (diverse) ve fiziksel olarak ayrılmış (physically separated)* kanallar aracılığıyla

tasarlanmalıdır (IAEA, 2016a; NEA, 2016). Özellikle acil durum senaryolarında sistem kontrolünün kaybedilmesini önlemek adına, *bağımsız güç kaynakları* ile çalışan ikincil kontrol terminalleri ve uzaktan izleme altyapıları oluşturulmalı; bu altyapılar, *ana kontrol sisteminin başarısız olması durumunda dahi reaktörün güvenli duruma geçişini desteklemelidir* (U.S. NRC, 2004a; Kadamabi, 2002). Ayrıca, insan-makine ara yüzlerinin tasarımında *durumsal farkındalığı artıracak ergonomik prensipler* gözetilmeli, operatörlerin sistem yanıtlarını anlık olarak izleyebileceği *görselleştirilmiş karar destek sistemleri* (decision support systems with real-time visualization) entegre edilmelidir (IAEA, 1996; Finan, 2016). Bu sistemler, olağan dışı durumlarda operatör müdahalesini kolaylaştıracak şekilde yapılandırılmalı ve *önceden tanımlanmış senaryolar için otomatik müdahale seçenekleri* sunulmalıdır (IAEA, 2016e; U.S. NRC, 2007). Son olarak, MSFR kontrol sistemlerinde yazılım temelli arızaların etkisini azaltmak amacıyla *yazılım çeşitlendirmesi* (software diversity) ve *deterministik yanıt süreleri* sağlayan güvenli kodlama teknikleri kullanılmalıdır (White, 2019; IAEA, 2022). Kontrol sistemlerinin donanım ve yazılım bileşenlerinde *periyodik güvenlik testlerinin* yapılması ve bu sistemlerin *nükleer güvenlik regülasyonlarına* (örneğin IEC 61513 ve IEEE 7-4.3.2 (Nükleer güç santrallerinde (NPS) güvenlik açısından önemli olan Enstrümantasyon ve Kontrol (I&C) sistemlerinin tasarımı, geliştirilmesi ve lisanslanması için kullanılan uluslararası standartlardır Bu standartlar, özellikle dijital I&C sistemlerinin güvenilirliğini ve güvenliğini sağlamaya odaklanır) tam uyumlu olacak biçimde belgelendirilmesi, kontrolün sürekliliği açısından temel gereklilik olarak benimsenmelidir (IAEA, 2016e; IEEE, 2003).

Madde 22 – Santral Kararması

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında santral kararması gibi tüm elektriksel güç kaybı senaryolarına karşı geliştirilen pasif güvenlik sistemleri, reaktör güvenliğinin temel taşlarından birini oluşturur (Allibert ve ark., 2016; IAEA, 2016a; NEA, 2024). MSFR'de sıvı yakıt ortamı olan eriyik tuz, acil bir durumda yerçekimi etkisiyle otomatik olarak alt tahliye tanklarına akacak şekilde tasarlanmıştır. Bu özellik, dış güç kaynağına ihtiyaç duymadan çalışan pasif bir güvenlik önlemi olarak değerlendirilir ve santral kararması durumunda reaktörün kritik altı olmasını garanti altına almaktadır (LeBlanc, 2010b; WNA, 2023). Dolayısıyla, eriyik tuzun boşaltılmasıyla fisyon reaksiyonunun durdurulması ve artık ısının güvenli bir şekilde dağıtılması sağlanarak sistemin kararlı ve güvenli bir moda geçişi mümkün olur (Delpach ve ark., 2009a).

Bu tür pasif tahliye mekanizmalarının otomatik tetiklenmesi sırasında operatör müdahalesinin sınırlandırılması, özellikle olay esnasında manuel kontrol seçeneklerinin kısıtlanmasına yol açabilir (IAEA, 2011; U.S.NRC, 2004-B). Bu durum, sistemin güvenilirliği açısından, olay anı kontrol algoritmalarının ve tetikleyici koşullarının çok dikkatli bir şekilde modellenmesini gerektirir (Clarno, 2024). Otomatik tahliye komutlarının yanlış pozitiflerle tetiklenmesi durumunda gereksiz sistem kapanmaları ya da kontrol kayıpları yaşanabilir. Bu nedenle, olay sekanslarının tanımlanması, olay türüne göre ayarlanabilir tetikleyici eşiklerin belirlenmesi ve operatör etkileşim senaryolarının ayrıntılı olarak değerlendirilmesi önemlidir (Beils ve ark., 2019; Greenwood ve ark., 2018). Sonuç olarak, santral kararması gibi ciddi senaryolarda MSFR'nin pasif güvenlik özellikleri önemli bir avantaj sunarken, bu sistemlerin yüksek doğrulukla çalışan otomasyon ve izleme yapıları ile desteklenmesi gereklidir (Holcomb ve ark., 2022; NEA, 2025).

Uygunluk: Elektrik kesintisi durumunda tuzun yerçekimiyle alt tanklara boşalması, pasif bir güvenlik önlemidir. Bu özellik, santral kararmasına karşı yüksek direnç sağlar (IAEA, 2016a; WNA, 2023).

Uygunsuzluk: MSFR'de kullanılan ısıtmalı donma tapaları, AC güç kaybı durumunda işlevini yitirerek erimiş tuzun reaktör kabında donmasına ve sistemin durmasına yol açabilir (ORNL, 2018). Ayrıca, çevrim izleme sistemleri ve havalandırma üniteleri elektrik kesintisi durumunda devre dışı kalabilir (IAEA, 2010a). Geleneksel jeneratör tabanlı çözümler yüksek sıcaklık radyasyonlu ortamda sınırlı performans gösterir (NEA, 2012b).

Otomatik boşaltma sistemlerinin tetiklenmesi hâlinde manuel kontrol zorlaşabilir. Bu nedenle olay anı algoritmalarının çok iyi tasarlanması gerekir (LeBlanc, 2010b; Holcomb ve ark., 2018).

Uygunsuzluğun Giderilmesine Yönelik Düzeltici Kriter

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) teknolojisinde santral kararması gibi tüm elektriksel güç kesintisi senaryolarına karşı geliştirilen yerçekimi temelli pasif yakıt tahliye sistemleri, reaktörün hızlı ve güvenli biçimde kritik altı hâle getirilmesini sağlayan temel bir güvenlik mekanizmasıdır (Allibert ve ark., 2016; Delpech ve ark., 2009a). Ancak bu sistemlerin otomatik olarak tetiklenmesi durumunda, özellikle yanlış pozitif alarmlar veya dış etkenler nedeniyle kontrolsüz devreye girmesi, işletme kararlılığı ve güvenliği

açısından potansiyel riskler barındırmaktadır (Greenwood ve ark., 2018; Holcomb ve ark., 2018). Ayrıca, tahliye işleminin gerçekleşmesiyle sistemin yeniden başlatılması süreci karmaşık hâle gelebileceğinden, gereksiz tahliyelerin önlenmesi büyük önem taşır (LeBlanc, 2010b). Bu bağlamda, söz konusu uygunsuzluğu gidermek için önerilecek *düzeltilici kriter*, otomatik tahliye sistemlerinin devreye girmesini yöneten algoritmaların çok parametrelili ve olay türüne duyarlı karar destek sistemleriyle entegre edilmesi yönünde olmalıdır (Clarno, 2024; Beils ve ark., 2019). Bu sistemlerde, sıcaklık, akış hızı, nötron akısı ve sistem basıncı gibi temel fiziksel parametrelerin eş zamanlı izlenmesiyle *çok değişkenli eşik değerlendirmesi (multi-variable threshold logic)* yapılmalıdır. Böylece tek bir parametrenin anlık sapması sistemin otomatik tahliyesini tetiklemek yerine, birden fazla bağımsız göstergenin belirli eşikleri aşması koşuluna bağlı olarak tahliye komutu verilmelidir (IAEA, 2016a; NEA, 2024). Bu yaklaşım, *yanlış pozitif tetikleme olasılığını azaltırken, sistemin gerçek risk durumlarında hızlı yanıt verebilme kapasitesini de korur* (U.S. NRC, 2004b). Ek olarak, bu pasif sistemlerin tetikleyici mekanizmaları, operatör ara yüzleriyle birlikte tasarlanarak, belirli bir gecikme süresi içerisinde *manuel müdahale olanağı* sağlanmalıdır (IAEA, 2011; Holcomb ve ark., 2022). Bu sayede, sistemin otomatik devreye girmesi öncesinde operatör, izleme paneli üzerinden gerçek zamanlı verileri değerlendirerek kararı onaylayabilir veya süreci askıya alabilir. Bu tip *yarı-otomatik kontrol mekanizmaları*, insan-faktörü açısından esneklik ve güvenilirlik sunar (Başoğlu, 2017; Finan, 2016). Son olarak, her tahliye tetikleme olayı için *senaryo bazlı olay ağacı analizleri (event tree analysis)* uygulanmalıdır (IAEA, 2010a; Serp ve ark., 2014). Sonuç olarak, MSFR tasarımında santral kararına karşı kullanılan pasif tahliye sistemlerinin güvenilirliğini artırmak için önerilen kriter; çok değişkenli izleme, olay duyarlı eşikleme, operatör etkileşimli yarı-otomatik kontrol ve senaryo tabanlı doğrulama modelleri ile sistem algoritmalarının desteklenmesi yönündedir. Bu kriterler, sistemin yalnızca gerçek tehlike anlarında devreye girmesini sağlayarak gereksiz boşaltmaları önlerken, kararlar durumlarında hızlı ve güvenli bir reaktör durdurma sürecini güvence altına alır (WNA, 2023; NEA, 2025).

Madde 23 – Kazaların Tasarım Esasında Tutulması

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımında kazaların reaktörün tasarım sınırları içerisinde kontrol altında tutulması amacıyla bir dizi pasif güvenlik özelliği entegre edilmiştir. Özellikle negatif sıcaklık katsayısına sahip olması, sistemin içsel bir kararlılık mekanizması geliştirmesini sağlar. Reaktör gücündeki ani bir artış, erimiş tuzun

sıcaklığını yükseltir; bu da tuz yoğunluğunu azaltarak termal spektrumda nötron yavaşlatma etkinliğini düşürür (hızlı spektrumda nötron kaçağını artırır) ve böylece reaktivite otomatik olarak azalır (Allibert ve ark., 2016; Delpech ve ark., 2009c; Serp ve ark., 2014). Bu tür sıcaklık geri besleme mekanizmaları, olayların büyümesini sınırlayan temel fiziksel süreçlerdir. Ayrıca, acil bir durumda yakıt-tuz karışımının pasif yerçekimi ile tahliye tanklarına boşaltılması, zincirleme reaksiyonun anında durdurulmasını mümkün kılar (LeBlanc, 2010b; Rosenthal ve ark., 1970). Böylece reaktör kritik altı olur ve olay ilerlemesi engellenir. Böylelikle, reaktör aktif soğutma veya dış müdahaleye gerek kalmaksızın güvenli hâle gelir (IAEA, 2016a; WNA, 2023).

MSFR'nin henüz ticari olarak işletilmemiş olması, bu güvenlik özelliklerinin gerçek kazalar karşısındaki davranışlarının yalnızca laboratuvar düzeyinde veya prototip testleriyle sınırlı şekilde incelenebilmesine yol açmaktadır (Beils ve ark., 2019; Greenwood ve ark., 2018). Gerçek olay senaryoları altında sistemin performansını gösteren yeterli miktarda operasyonel veri bulunmamaktadır (Holcomb ve ark., 2018; ORNL, 2018). Bu durum, düzenleyici otoritelerin sistemin lisanslanabilirliğini değerlendirirken belirsizlik yaşamasına neden olmakta ve kapsamlı deneysel validasyon, modelleme ve simulasyon çalışmalarını zorunlu kılmaktadır (IAEA, 2019b; NEA, 2023). Sonuç olarak, MSFR'nin kazaları tasarım sınırları içinde tutma potansiyeli teorik olarak güçlü olmakla birlikte, bu potansiyelin pratikte de doğrulanabilmesi için geniş çaplı pilot uygulamalar ve düzenleyici uyumlaştırma çalışmaları gereklidir (INL, 2020; WNA, 2025).

Uygunluk: MSFR'de negatif sıcaklık katsayısı ve pasif tahliye sistemi, olayların büyümesini engeller. Olay başlar başlamaz sistem kendi kendine kritik altı olur.

Uygunsuzluk: MSFR sistemlerinin tasarım bazlı kaza (Design Basis Accident – DBA) analizlerinde yeterli sayıda deneysel ve analitik veri bulunmamaktadır. Özellikle sıvı yakıtın ani sızması, ısı eşanjörü arızaları veya donma tapası sisteminin çökmesi gibi senaryoların fiziksel testleri sınırlıdır. Ayrıca, klasik reaktörlerde kullanılan ECCS (Emergency Core Cooling System) gibi aktif sistemler MSFR'de doğrudan uygulanamaz (IAEA, 2022; NRC, 2004a). Ayrıca, ticari olarak işletilmediği için gerçek kazalara karşı performansı deneysel verilerle sınırlıdır. Bu durum düzenleyici açısından belirsizlik yaratır (NEA, 2016).

Düzeltilici Kriter: Deneysel Doğrulama ve Lisanslama Odaklı Performans Nitelendirme Programı

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) tasarımlarının henüz ticari ölçekte işletilmemiş olması, reaktörün kazaları tasarım sınırları içerisinde tutma kapasitesinin deneysel ve operasyonel düzeyde doğrulanamamasına neden olmaktadır. Bu durum, düzenleyici otoriteler açısından güvenlik performansına dair belirsizlik yaratmakta ve lisanslanmasını zorlaştırmaktadır. Bu eksikliğin giderilebilmesi için aşağıda sunulan *Deneysel Doğrulama ve Lisanslama Odaklı Performans Nitelendirme Programı* (DLP-NP) önerilmektedir.

- **Entegre Deneysel Emülasyon Testleri (IDET)**

Bu program kapsamında, MSFR sistemlerinin pasif güvenlik mekanizmalarının (negatif sıcaklık katsayısı, yerçekimiyle çalışan tahliye sistemleri, doğal dolaşımli artık ısı tahliyesi vb.) prototip düzeyinde test edilmesi hedeflenmelidir. Testler, kazaya yol açabilecek termohidrolik dengesizlik, reaktivitede ani artış veya güç kesintisi senaryoları altında gerçekleştirilmelidir (Delpech ve ark., 2009d; Serp ve ark., 2014). Analiz sonuçları, güvenlik analizleri ve lisans başvurularına temel oluşturacak nitelikte olmalıdır (IAEA, 2010a; NEA, 2021a).

- **Kritiklik ve Transient Simülasyonları ile Model Kalibrasyonu**

Nükleer güvenlik analizlerinde kullanılan sayısal modelleme araçları, deneysel verilerle kalibre edilerek MSFR'nin geçici durumlardaki (transient) davranışlarının simüle edilebilir hâle getirilmesi gerekir (Fang ve ark., 2024; Dion ve ark., 2020). Özellikle *Computational Fluid Dynamics (CFD)* ve *neutronik-kinetik eşlenik modeller*, pasif güvenlik sistemlerinin olay başlangıcı anında ve takip eden süreçteki performansını yüksek çözünürlükte analiz edebilmelidir (IAEA, 2019a; NRC, 2020).

- **Pilot Ölçekli MSFR Prototipiyle Gerçek Zamanlı Sistem Testi**

Geniş ölçekli ticari MSFR kurulumu öncesinde, düşük güç seviyesinde çalışan bir *pilot MSFR prototipi* oluşturulmalıdır (Rubiolo ve ark., 2013; Şahin ve ark., 2023). Bu prototip, gerçek ortam koşullarına yakın şekilde çalıştırılarak radyonüklit birikimi, reaktivite tepkileri ve pasif güvenlik sistemlerinin işlevselliği gibi kritik parametrelerde uzun dönemli veri sağlayacaktır. Prototip, lisanslama süreci öncesi "teknolojik gösterim" (technology demonstration) işlevi görecektir (Petti ve ark., 2017; ORNL, 2018).

- **Düzenleyici Rehberlerle Uyumlu Güvenlik Dökümantasyonu**

Elde edilen deneysel ve simülasyon tabanlı sonuçlar, düzenleyici otoritelerin beklentileri doğrultusunda IAEA Safety Standards Series ve WENRA RHWG raporları gibi uluslararası güvenlik çerçeveleriyle uyumlu biçimde belgelenmelidir (IAEA, 2016a; IAEA, 2023). Ayrıca *Design Basis Accident (DBA)* ve *Beyond Design Basis Accident (BDBA)* analizleri MSFR'ye özgü olay senaryolarıyla yeniden tanımlanmalıdır (NEA, 2024; NRC, 2007).

Bu önerilen kriter seti, MSFR'nin henüz ticari olarak işletilmemesinden kaynaklı deneysel veri eksikliğini sistematik şekilde gidermeyi hedeflemektedir. Böylece reaktörün kazaları tasarım sınırları içinde tutma kapasitesi hem teorik hem de uygulamalı olarak doğrulanabilir hâle gelecek, düzenleyici belirsizlikler minimize edilerek lisanslama süreci desteklenecektir (WNA, 2025; White, 2019).

Madde 24 – Saha İçi Yakıt Depolama

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) sistemlerinde yakıt, geleneksel reaktörlerdeki gibi katı formda yakıt çubukları halinde değil, erimiş tuz formunda reaktör çevriminde dolaşır. Bu benzersiz tasarım özelliği, taze ve kullanılmış yakıt arasında klasik anlamda bir ayırım yapılmasını gereksiz kılar. Çünkü yakıt sürekli çevrim hâlinde olduğundan, fisyon ürünlerinin uzaklaştırılması ve izotopik kompozisyonun izlenmesi çevrim içi (online) işlemlerle gerçekleştirilir (Allibert ve ark., 2016; Serp ve ark., 2014). Bu durum, sahada depolanması gereken fiziksel yakıt hacmini büyük oranda azaltarak, geleneksel nükleer santrallerde karşılaşılan taze yakıt ve kullanılmış yakıt stoklama ihtiyacını ortadan kaldırır (LeBlanc, 2010b; Rosenthal ve ark., 1970). Böylece saha içi yakıt depolama kaynaklı radyolojik riskler önemli ölçüde düşürülür (IAEA, 2020a; WNA, 2023). Bununla birlikte, bu avantajlı durum MSFR özelinde bazı düzenleyici zorlukları da beraberinde getirir. Özellikle yakıtın erimiş tuz hâlinde olması, olası bir sistem arızası ya da kontaminasyon durumunda "hasarlı yakıt" yerine "kontamine tuz" kavramını gündeme getirir (Greenwood ve ark., 2018; Holcomb ve ark., 2018). Bu da klasik yakıt depolama analizlerinin ötesine geçen, kimyasal, termal ve radyolojik özellikleri birlikte değerlendiren yeni yöntemlerin geliştirilmesini gerektirir. Kontamine tuzun yönetimi için hem geçici depolama hem de nihai bertaraf stratejilerinin yeniden tanımlanması ve bu süreçlerin güvenlik analizlerinin düzenleyici kurumlarca kabul edilebilir düzeyde doğrulanması şarttır (IAEA, 2018b; NEA, 2016).

Uygunluk: Ergimiş yakıt tuzunu çevrimde olması, taze ve kullanılmış yakıt ayrımını ortadan kaldırır. Bu da depolama risklerini düşürür.

Uygunsuzluk: Hasarlı yakıt yerine "kontamine tuz" kavramı geçerlidir. Bu nedenle klasik yakıt depolama analizlerinden farklı prosedürler geliştirilmelidir. Sürekli çevrim hâlinde çalışan sıvı yakıt sistemleri, kullanılan fisil malzemenin çevrim dışı edilmeden önce belirli bir süre reaktör sisteminde tutulmasına neden olur. Bu da sistemdeki radyoaktivite miktarının artmasına ve potansiyel arıza durumlarında sahaya yayılan toplam radyoaktif madde miktarının artmasına yol açabilir (IAEA, 2019b; Beils ve ark., 2019). Ayrıca, çevrim dışı edilen erimiş tuzun geçici olarak depolanacağı yapıların radyasyon dayanımı ve ısı yönetimi kritik öneme sahiptir (Ignatiev ve ark., 2014; ORNL, 1978).

Düzeltilici Kriter – Kontamine Tuzun Güvenli Depolanması ve Bertarafına Yönelik Uyarlanmış Depolama Protokolleri

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) teknolojisinde, erimiş tuz ortamında çözünen yakıtın çevrim içi işlenmesi ve sürekli kullanımı, klasik reaktörlerdeki “kullanılmış yakıt çubuğu” kavramını geçersiz kılar. Bu nedenle, saha içi yakıt depolama stratejilerinin yeniden tanımlanması gereklidir. MSFR’de olası bir sistem arızası, malzeme bozulması veya işlem dışı kalma durumunda oluşabilecek *kontamine erimiş tuz*, özgün bir radyoaktif atık formu olarak değerlendirilmelidir (IAEA, 2020a; NEA, 2024). Bu bağlamda aşağıdaki kriter, söz konusu özgünlüğü dikkate alarak güvenli saha içi depolamayı sağlayacak biçimde önerilmektedir:

Kriter -Kontamine Tuzun Geçici Depolanabilirlik ve Bertaraf Edilebilirlik Özelliklerine Göre Sınıflandırılması ve Sertifikalandırılması

MSFR sistemlerinde kontamine olmuş erimiş tuzların depolanmasına yönelik olarak, bu maddelerin *kimyasal bileşimi, radyonüklit içeriği, termal enerjisi ve yapısal kararlılığı* esas alınarak sınıflandırılacağı çok parametrelili bir sistem geliştirilmelidir (IAEA, 2018b). Söz konusu sınıflandırma, kontamine tuzun geçici depolama tanklarına kabul edilebilirliğini ve ileri bertaraf süreçlerine uygunluğunu belirleyen bir *sertifikaasyon protokolü* ile desteklenmelidir.

Teknik Gerekçe:

Kontamine tuz, içinde çözünen yüksek sıcaklıklı aktinitler ve uçucu fisyon ürünleri nedeniyle hem *kimyasal tepkime potansiyeli* hem de *radyolojik aktivite* bakımından

yüksek risk teşkil eder (Olson ve ark., 2009; ORNL, 2006). Bu nedenle, sadece fiziksel muhafaza değil; aynı zamanda ısı transferi yönetimi, korozyon kontrolü, gaz salınımı izleme ve çevresel etkileşim risk analizi gibi parametreler üzerinden bütüncül bir değerlendirme yapılması gerekir.

Uygulama Adımları:

- **Analitik Karakterizasyon:** Kontamine tuz örneklerinden alınan numunelerle yapılacak gama spektroskopisi, ICP-MS ve termogravimetrik analizler yoluyla radyonüklid dağılımı, termal yayım özellikleri ve tuz bileşimi belirlenmelidir (IAEA, 2020a; Sham & Bass, 2022).
- **Depolama Uygunluk Etiket (DUE):** Bu analiz sonuçlarına göre, her bir kontamine tuz tankına, içerdiği risk türlerini göre bir *Depolama Uygunluk Etiket* atanmalıdır (IAEA, 2023a). Bu etiket, malzemenin geçici depolama süresi, güvenlik önlemleri ve maksimum izleme sıklığını belirler.
- **Saha İçi Geçici Tuz Depolama Üniteleri (SGTUDU):** Bu tuzlar, özel tasarlanmış, yüksek sıcaklık dayanımlı, ikincil muhafaza sistemi içeren, radyoaktif gaz salınımına karşı filtreli geçici tanklarda muhafaza edilmelidir (IAEA, 2016a).
- **Bertaraf Entegrasyonu:** Uzun vadeli bertaraf için kontamine tuz, uygun sabitleyicilerle (ör. borosilikat camlaştırma veya seramik türevleri) inert matrislere bağlanarak katı radyoaktif atık formuna dönüştürülmelidir. (Koroleva, Nevolina, & Korobatova, 2023; Pilania, 2023).

Bu kriterin uygulanması, klasik “kapsüllenmiş kullanılmış yakıt” temelli analizlerin yerine geçecek şekilde, MSFR’ye özgü saha içi yakıt depolama prosedürlerinin geliştirilmesini ve lisanslanmasını mümkün kılar. Ayrıca, Türkiye Nükleer Düzenleme Kurumu (NDK) ve uluslararası düzeyde IAEA tarafından benimsenen atık sınıflandırma ve izleme prensipleriyle de uyumludur (Başoğlu, 2017; Resmi Gazete, 2008).

Madde 25 – Santralin Fiziksel Korunması

Molten Salt Fast Reaktörler (MSFR), modüler yapıları ve yer altı yerleşim olanakları sayesinde fiziksel güvenlik açısından önemli avantajlar sunmaktadır (Allibert ve ark., 2016; Serp ve ark., 2014). Reaktörün yer altına entegre edilebilmesi, hem doğal afetlere hem de izinsiz erişim girişimlerine karşı dayanıklılığı artırmaktadır. Bu yerleşim biçimi, sabotaj riskini azaltırken, çevresel etkilere karşı da daha dirençli bir tasarım sağlar (IAEA, 2011; IAEA, 2018b). Ayrıca, sistemin modülerliği sayesinde fiziksel erişim alanları sınırlanabilir ve çok katmanlı güvenlik zonları tanımlanabilir. Bu özellikler, santralin

bütüncül güvenlik planlamasında esneklik ve güçlendirilmiş koruma sağlar (WNA, 2023). Bununla birlikte, MSFR teknolojisinin yenilikçi mimarisi ve klasik reaktörlerden farklı sistem bileşenlerine sahip olması, mevcut fiziksel koruma planlarının doğrudan uygulanabilirliğini sınırlayabilir (Beils ve ark., 2019; Clarno, 2024). Konvansiyonel reaktörlerde kullanılan fiziksel güvenlik sistemleri; kontrol odaları, kor zırhları, erişim kontrol noktaları gibi belirli sabit yapılar üzerine kuruludur (IAEA, 2016a; OECD, 2010). Ancak MSFR’de, eriyik yakıt çevrimi ve modüler tasarım nedeniyle bu sabit yapılar farklılık gösterebilir. Bu durum, özellikle kritik alanların tanımlanması, güvenlik izleme sistemlerinin konumlandırılması ve müdahale protokollerinin belirlenmesi konularında yeni stratejilerin geliştirilmesini zorunlu kılar (IAEA, 2019a; NEA, 2012b). Sonuç olarak, MSFR gibi gelişmiş reaktör tasarımları için özel olarak uyarlanmış, yerel risk senaryolarına göre esnek ve entegre fiziksel koruma sistemlerinin planlanması gereklidir.

Uygunluk: MSFR modülerdir ve yer altına inşa edilebilir. Bu durum izinsiz giriş ve sabotaja karşı fiziksel koruma avantajı sağlar (IAEA, 2011; WNA, 2025).

Uygunsuzluk: Yeni ve farklı sistem mimarisi, mevcut fiziksel koruma planlarıyla doğrudan örtüşmeyebilir. Bu nedenle özgün güvenlik planları gereklidir (OECD, 2019; NEA, 2016).

Düzeltilici Kriter Önerisi – Madde 25: Santralin Fiziksel Korunması

Molten Salt Fast Reaktör (MSFR) sistemlerinin fiziksel korunmasına yönelik mevcut güvenlik planlarının yetersiz kalabileceği riskine karşılık, bu reaktör türüne özgü yeni nesil koruma stratejilerinin geliştirilmesi gerekmektedir (IAEA, 2018d; IAEA, 2020). Konvansiyonel reaktörlerde uygulanan fiziksel güvenlik önlemleri, sabit kor yapıları, merkezi kontrol odaları ve sınırlandırılmış giriş-çıkış noktaları üzerine inşa edilmiştir (IAEA, 2016a; U.S.NRC, 2004b). Ancak MSFR'nin sıvı yakıtlı yapısı, dairesel olmayan güç dağılımı, modüler sistem bileşenleri ve yer altı inşaat potansiyeli, güvenlik stratejisinde farklı öncelik ve yapılandırmalar gerektirmektedir (Rubiolo ve ark., 2013; Holcomb ve ark., 2022). Bu bağlamda aşağıdaki kriter, fiziksel korunma sistemlerinde ortaya çıkan uyumsuzlukların giderilmesi için önerilmektedir:

Düzeltilici Kriter: Fonksiyon Odaklı Katmanlı Güvenlik Mimarisi (FOKGM)

MSFR reaktörleri için fiziksel güvenlik stratejisi, sistem bileşenlerinin işlevsel risk profillerine göre sınıflandırılması esasına dayalı “Fonksiyon Odaklı Katmanlı Güvenlik Mimarisi (FOKGM)” yaklaşımıyla yeniden tanımlanmalıdır (Allibert ve ark., 2016;

IAEA, 2016c; Beils ve ark., 2019). Bu yaklaşım kapsamında aşağıdaki unsurlar tesis edilmelidir:

- **Fonksiyon Bazlı Kritik Alan Haritalaması (FBKAH):**

Reaktör sistemi içerisinde fiziksel olarak sabit olmayan veya modüler yapılar içeren bileşenlerin (örneğin çevrim içi işleme birimi, sıvı yakıt tankları, ısı eşanjörleri) güvenlik açısından kritikliği, işlevsel önemleri ve nükleer madde envanteri temel alınarak belirlenmelidir. Bu alanlar, fiziksel koruma açısından birincil öncelikli bölgeler (Kategori I) olarak tanımlanmalı ve çevreleri çok katmanlı fiziki engeller, erişim kontrolleri ve izleme sistemleri ile donatılmalıdır (IAEA, 2011).

- **Çok Katmanlı Uyarlanabilir Erişim Denetimi (ÇKUED):**

Sabit bina temelli erişim sistemleri yerine, modüler ve geçici yapılarla entegre edilebilen mobil erişim denetim altyapıları (örneğin sensör entegreli hareketli bariyerler, taşınabilir biyometrik doğrulama noktaları) kullanılmalıdır. Bu sistemler, reaktör bileşenlerinin yer altına inşa edilme durumunda da fonksiyonlarını sürdürecektir şekilde tasarlanmalıdır (IAEA, 2011; OECD, 2010).

- **Dinamik Müdahale Protokolleri (DMP):**

Fiziksel saldırı, sabotaj veya izinsiz erişim durumlarında, MSFR sisteminin modülerliğine ve yerleşim şekline uygun şekilde hızlı tepki verebilecek dinamik müdahale prosedürleri geliştirilmelidir. Bu prosedürler, insansız hava araçları (İHA), robotik gözetim sistemleri ve yer altı acil durum çıkış yolları ile entegre edilmelidir (Clarno, 2024; IAEA, 2020; Holcomb ve ark., 2022).

- **Entegre İzleme ve Olay Tanıma Sistemleri (EİOTS):**

Reaktörün bütüncül güvenlik profilinin çevrim içi izlenmesini sağlayan, beklenmeyen radyasyon seviyeleri, yetkisiz hareketlilik, sıcaklık değişimi ve erişim ihlalleri gibi olaylara karşı uyarı üreten çoklu sensör tabanlı izleme sistemleri kurulmalıdır. Bu sistemler, yapay zekâ destekli karar destek sistemleriyle eşgüdüm içerisinde çalışmalıdır (Holcomb ve ark., 2018; Greenwood ve ark., 2018; IAEA, 2022-A).

Bu önerilen yaklaşım, yalnızca MSFR sisteminin fiziksel farklılıklarına uyum sağlamakla kalmaz, aynı zamanda gelecekteki ileri reaktör teknolojileri için de uygulanabilir bir fiziksel güvenlik paradigması oluşturur. Fiziksel koruma, yalnızca yapısal önlemlerle

sınırlı kalmayıp, işlevsel, teknolojik ve dinamik boyutlarıyla birlikte ele alınmalıdır (Finan, 2016; NEA, 2024; Serp ve ark., 2014).

Tablo 4.3. MSFR Tasarımı “Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği” Değerlendirme

Yönetmelik Maddesi	Madde Başlığı	Uygunluk	Uygunsuzluk
5	Proses Kontrol	Sıcaklık, güç ve akış parametreleri sürekli çevrim yapan eriyik tuzdan doğrudan ölçülebilir; bu da hızlı ve hassas kontrol sağlar.	Klasik sabit yakıt sistemlerinden farklı olarak trip sistemleri yeniden tasarlanmalıdır.
6	Güvenlik Sistemleri	Doğal sirkülasyon ve negatif reaktivite geri beslemesi gibi pasif güvenlik özellikleri içerir.	ECCS yerine sıvı yakıt tahliyesi esas alındığından düzenleyici açıdan farklı yaklaşım gerekir.
7	Güvenilirlik Hedefleri	Pasif sistemler ve düşük hareketli parça sayısı güvenilirliği artırır.	Ticari deneyim eksikliği bazı hedeflerin doğrulanmasını sınırlar.
8	Ortak Nedenli Arızalar	Modüler yapı fiziksel ayrımı kolaylaştırır.	Kimyasal kontaminasyon, sıvı yakıt sistemlerinde daha büyük sorunlara yol açabilir.
9	Ekipman Vasıflandırması	Yüksek sıcaklığa uygun alaşımlar (Hastelloy-N) seçilmiştir.	Korozyon ve malzeme dayanımı verileri sınırlıdır.
10	Güvenlik Ekipmanlarının Denetlenebilirliği	Basıncsız sistem ve açık çevrim sayesinde sürekli izleme mümkündür.	Erimiş tuzdaki radyoaktif türler, klasik sensör sistemlerini zorlaştırabilir.
11	Radyasyondan Korunma	Yakıt çevrimi kaynakları merkezileştirir, buharlaşma riski düşüktür.	Uçucu fisyon ürünleri için özel gaz işleme sistemlerine ihtiyaç vardır.
12	Reaktivite Kontrolü	Homojen sıvı yakıt reaktivite kontrolünü hızlı ve etkili kılar.	Akış kontrolüne dayalı düzenlemeler yeni yazılım ve analiz gerektirir.
13	Reaktör Kor Bütünlüğü	Sabit yakıt koru olmaması kor hasar riskini azaltır.	Eriyik tuzun yüksek sıcaklığı yapı malzemeleri için korozyon riski oluşturur.
14	Otomatik Durdurma	Pasif tahliye sistemleri ile eriyik tuz kritikaltı duruma geçer.	Klasik kontrol çubuğu mekanizması yoktur.
15	Normal Durum Isı Çekme	Doğal dolaşımli sistemlerle yüksek verimli ısı çekimi mümkündür.	Eşanjör ve pompalar yüksek sıcaklıklara dayanıklı olmalıdır.
16	Acil Durum Isı Çekme	Pasif, elektrik bağımsız soğutma sistemleri mevcuttur.	Uzun vadeli doğrulama testleri sınırlıdır.
17	Yol Verme ve Düşük Güçte İşletim	Reaktivite ayarı ile güç kontrolü kolaydır, çevrimiçi izleme yapılabilir.	Klasik yol verme sekansları uygulanamaz; farklı prosedürler gerekir.
18	Reaktör Soğutucu Sistem Bütünlüğü	Basıncsız sistemler sızıntı ve patlama riskini azaltır.	Yüksek sıcaklık, metal bileşenlerde ömür sınırlamalarına neden olur.
19	Radyoaktif Maddelerin Hapsedilmesi	Gaz fisyon ürünleri çevrimde ayrıştırılabilir.	Basıncılı koruma kabı yoktur, alternatif izolasyon sistemleri gerekir.

20	Güvenliğin İzlenmesi	Çevrimiçi analiz ile sürekli sistem kontrolü sağlanabilir.	Radyasyon, klasik sensörlerin ömrünü azaltır.
21	Kontrolün Sürdürülmesi	Uzaktan izleme ve otomatik tahliye sistemleri ile kontrol desteklenir.	Yedeklilik ve insan müdahalesi olanaklarının artırılması gerekir.
22	Santral Kararması	Tuzun pasif olarak alt tanklara boşalması ile koruma sağlanır.	Manuel müdahale algoritmalarının iyi tasarlanması gerekir.
23	Kazaların Tasarım Esasında Tutulması	Negatif sıcaklık katsayısı ve pasif tahliye sistemi ile büyüme engellenir.	Ticari işletim olmaması deneysel sınırlılık yaratır.
24	Saha İçi Yakıt Depolama	Taze ve kullanılmış yakıt ayrımı ortadan kalkar, risk azalır.	Kontamine tuz için farklı prosedürler gereklidir. (ORNL,
25	Santralin Fiziksel Korunması	Modüler ve yer altına inşa edilebilir yapı sabotaj riskini azaltır.	Mevcut planlarla örtüşmeyen sistem mimarisi özgün güvenlik planı gerektirir.

4.4. MSFR Tasarımında Dünyadaki Gelişmeler

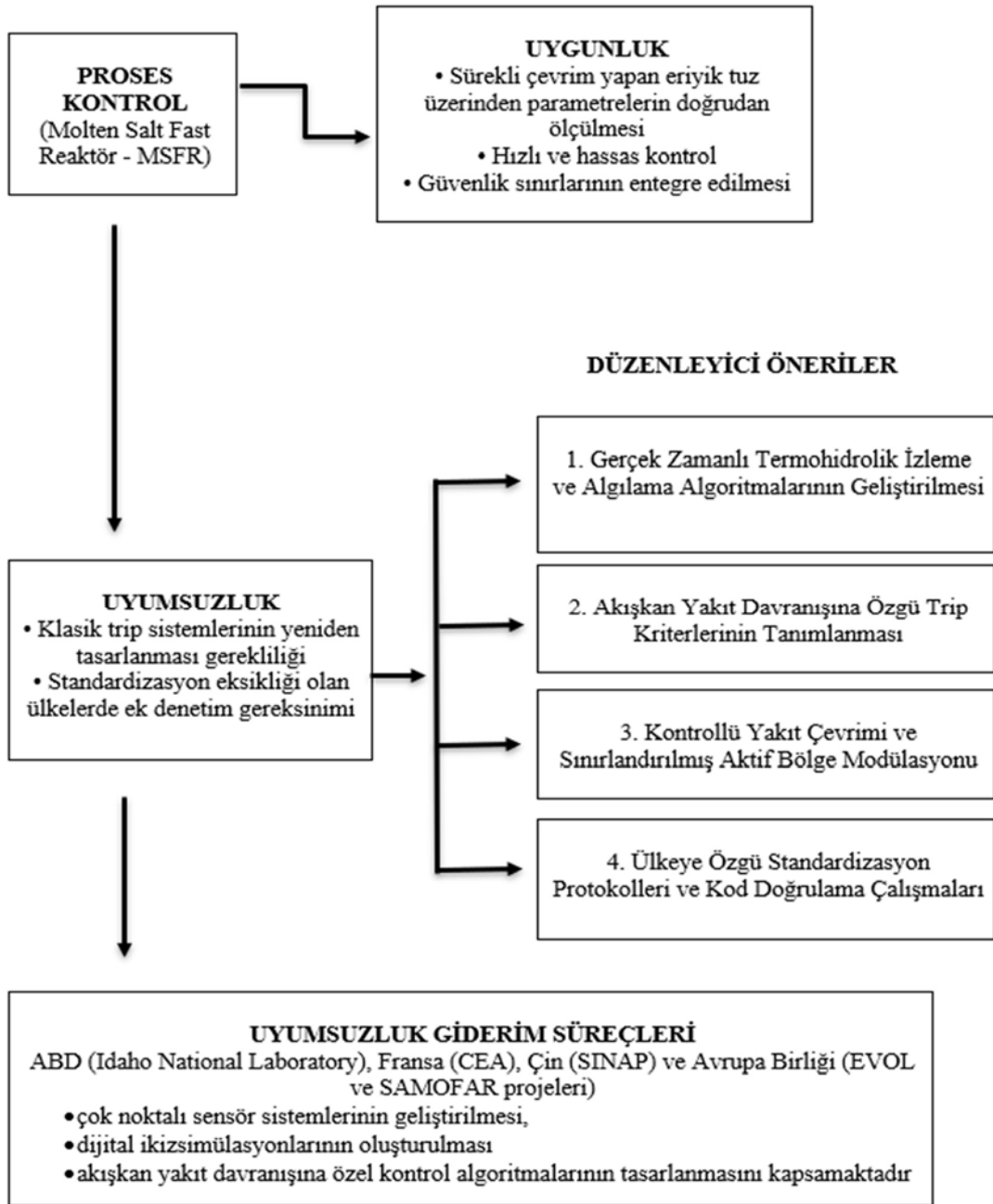
MSFR tasarımlarının lisanslanması nükleer enerji teknolojilerin yaygınlaşması açısından kritik öneme sahiptir. Dolayısıyla, dünya genelinde MSFR tasarımlarının lisanslama süreci için gerekli güvenlik ve düzenleyici kriterlerin belirlenmesine yönelik kapsamlı araştırmalar yürütülmektedir. Bu bölümde tez kapsamında MSFR tasarımları için incelenen lisanslama kriterlerine yönelik dünya genelinde yapılan çalışmalar ve kriter özelinde tasarımlarda araştırılması ve geliştirilmesi gereken konular ortaya konulmuştur.

Madde 5 – Proses Kontrol

***Kriter:** Gerçek zamanlı termohidrolik izleme sistemleri, sıvı yakıtın davranışına özgü trip algoritmaları ve ülkeye özgü proses kontrol standardizasyon protokolleri oluşturulmalıdır.*

ABD (Idaho National Laboratory), Fransa (CEA), Çin (SINAP) ve Avrupa Birliği (EVOL ve SAMOFAR projeleri) kapsamında, MSFR sistemlerinin proses kontrol altyapısına yönelik hem deneysel hem de sayısal çalışmalar aktif olarak yürütülmektedir. Bu çalışmalar, çok noktalı sensör sistemlerinin geliştirilmesi, dijital ikiz simülasyonlarının oluşturulması ve akışkan yakıt davranışına özel kontrol algoritmalarının tasarlanmasını kapsamaktadır (Al Rashdan, 2022; Liu ve ark., 2022; Fiorina ve ark., 2014; Ezell ve ark., 2019). Proses kontrolü kapsamında incelenmesi gereken temel çalışmalar;

- I) Gerçek zamanlı termohidrolik sensör sistemlerinin entegrasyonu (Ezell ve ark., 2019)
- II) Dinamik akış davranışına özgü trip eşiğinin tanımlanması (Fiorina ve ark., 2014)
- III) Akış hızına dayalı aktif bölge modülasyonunun uygulanması (Kloosterman, 2013)
- IV) Ülke bazlı proses kontrol standartlarının dijital ikiz destekli doğrulama yöntemleriyle güçlendirilmesi (U.S. NRC, 2021; Al Rashdan, 2022; Farber ve ark., 2024)



Şekil 4.11 Proses Kontrol Kriteri Akış Diyagramı

Madde 6 – Güvenlik Sistemleri

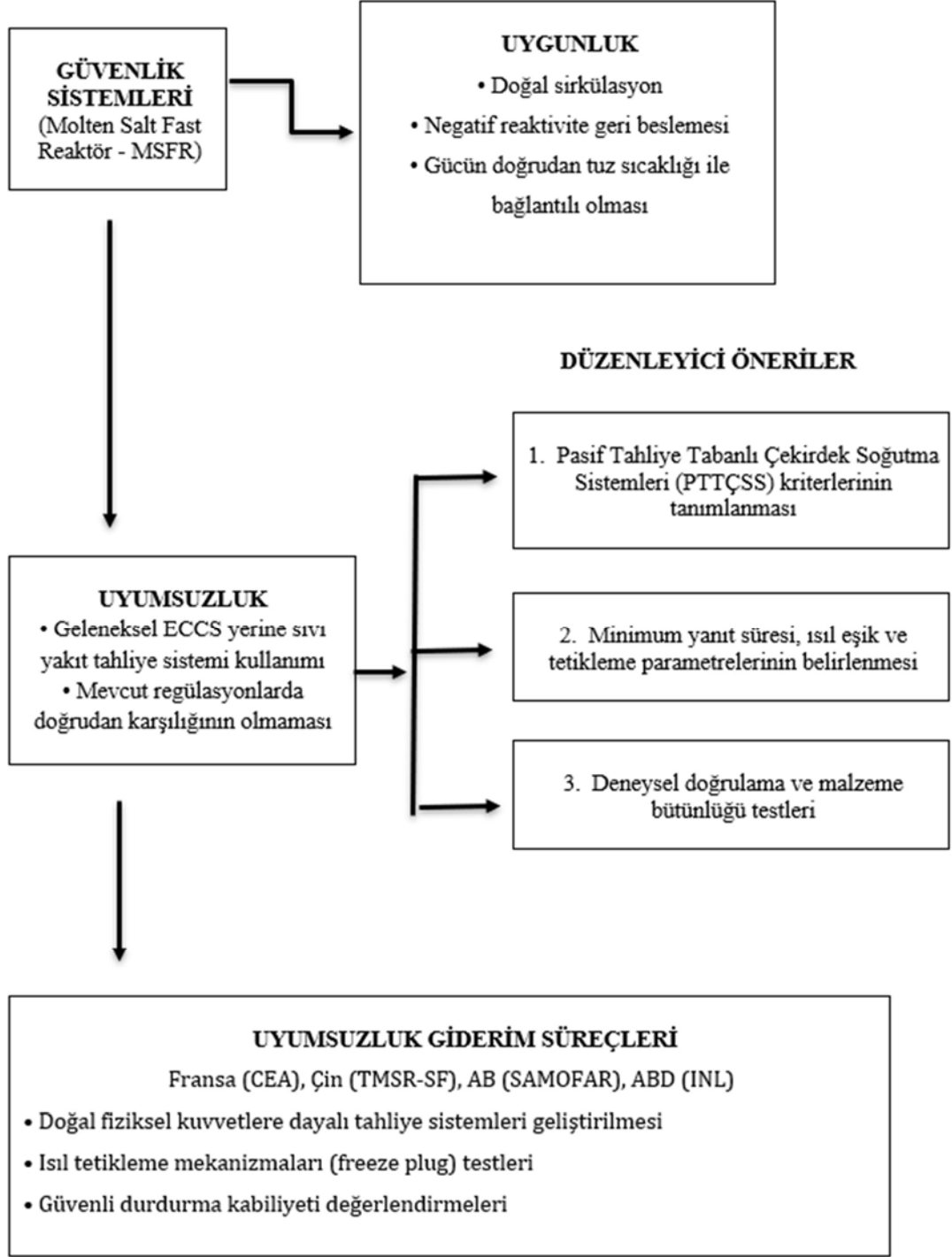
Kriter: Pasif tahliye tabanlı çekirdek soğutma sistemleri (PTTÇSS) için ısı eşik, tetikleyici parametreler ve minimum yanıt süresi gibi doğrulanabilir güvenlik performans kriterleri tanımlanmalı ve deneysel olarak belgelenmelidir.

Fransa (CEA), Çin (TMSR-SF), Avrupa Birliği (SAMOFAR) ve Amerika Birleşik Devletleri (INL), pasif güvenlik sistemlerine dayalı MSFR prototipleri üzerinde ArGe çalışmaları yürütülmektedir. Bu kapsamda, deneysel reaktörlerde yerçekimi gibi doğal fiziksel kuvvetlere dayalı geliştirilen tahliye sistemleri, ısı tetikleme mekanizmaları (freeze plug) ve kontrolsüz güç artışlarında güvenli durdurma kabiliyetleri test edilmektedir (Chisholm ve ark., 2020; Tiberge ve ark., 2019; IAEA, 2023a). Yürütülmekte olan bu çalışmaların geliştirilmesine yönelik yapılması önerilen sistem, Pasif Tahliye Tabanlı Çekirdek Soğutma Sistemleridir (PTTÇSS).

Pasif Tahliye Tabanlı Çekirdek Soğutma Sistemleri (PTTÇSS) için güvenlik kriterleri arasında;

- I) Tahliye sistemlerinin minimum tepki süresi ile maksimum sıcaklık eşiğinin doğrulanması,
- II) Tetikleyici parametrelerin (örn. sıcaklık, basınç) limit değerlerinin belirlenmesi
- III) Tahliye sonrasında reaktivitenin kritikaltı olduğunu gösteren fiziksel doğrulama sistemlerinin geliştirilmesi,
- IV) Donma tapaları ve pasif valflerin işlevselliğini ispatlayan test yöntemlerinin geliştirilmesi,
- V) ECCS ile eşdeğer işlev gören bu sistem davranışlarının, mevcut düzenlemelerle uyumlu şekilde ilişkilendirilerek yeni tanımların geliştirilmesi,

maddeleri yer almaktadır.



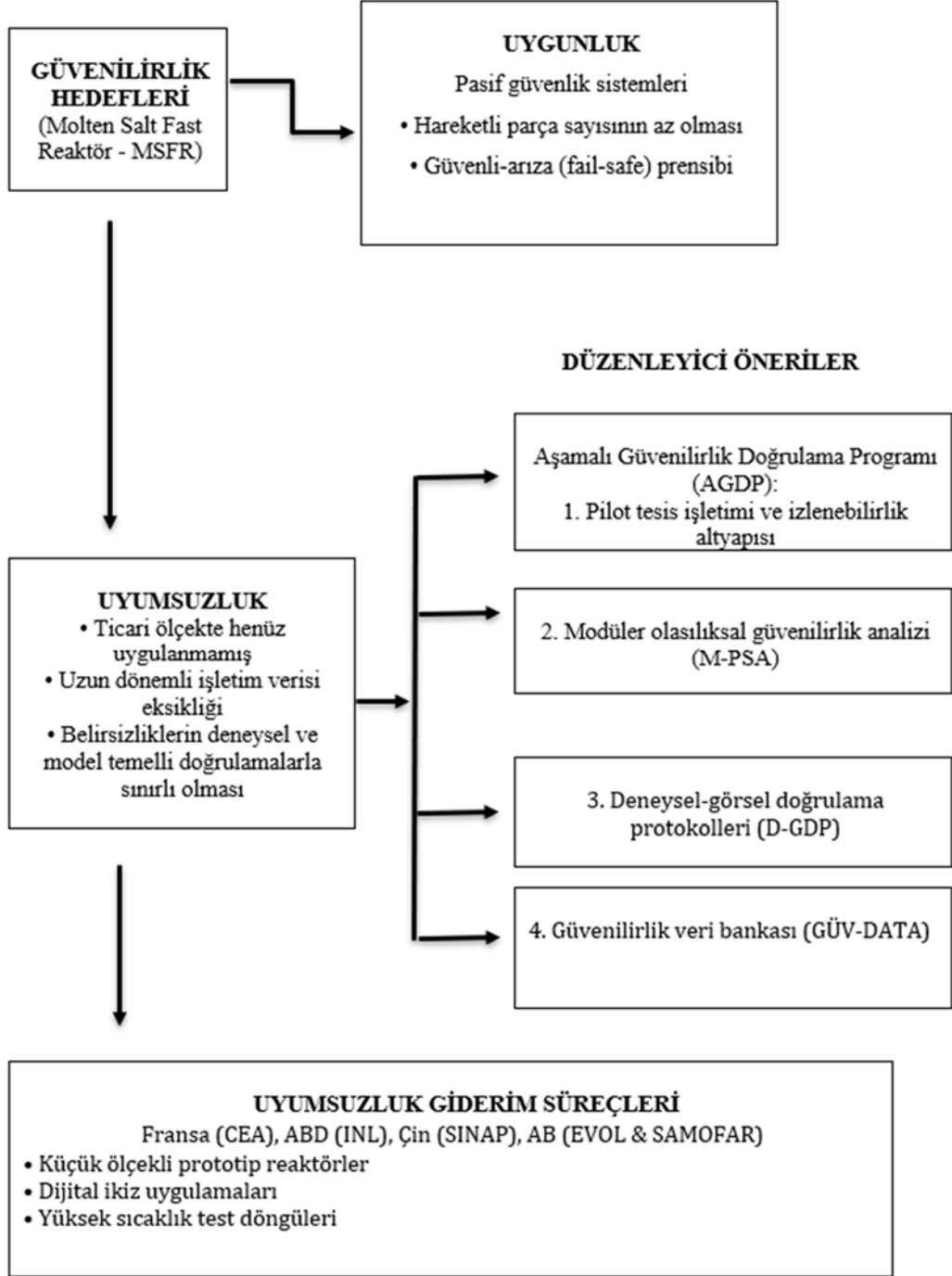
Şekil 4.12 Güvenlik Sistemleri Kriteri Akış Diyagramı

Madde 7 – Güvenilirlik Hedefleri

Kriter: Aşamalı Güvenilirlik Doğrulama Programı (AGDP) çerçevesinde pilot tesis işletimi, modüler PSA analizi, deneysel doğrulama ve merkezi veri bankası sistemi oluşturulmalıdır.

Son yıllarda, Fransa – CEA, ABD – INL, Çin - SINAP ve Avrupa Birliği tarafından yürütülen – EVOL ile – SAMOFAR projeleri kapsamında, MSFR teknolojisinin tasarım güvenilirliğine yönelik ArGe çalışmaları için küçük ölçekli prototip reaktörler ve geliştirilen sistemlerin uzun süreli güvenlik performan testler ve deneysel prosedürler geliştirilmektedir. Özellikle INL’nin yürüttüğü sistem seviyesi dijital ikiz uygulamaları ve SINAP’ın deneysel döngü testleri, pasif güvenlik sistemlerinin davranış mekanizmalarının geliştirilmesi, sayısal ve görsel doğrulanmış güvenilirlik modellerinin olgunlaşmasına önemli katkılar sağlamaktadır (NEA, 2023; Riva ve ark., 2025).). Bu deneysel ve model tabanlı çalışmalar, MSFR’nin henüz ticari ölçekte kullanılmaması nedeniyle ortaya çıkan uzun dönemli işletim verisi eksikliğini kısmen gidermekle birlikte, daha kapsamlı ve sistematik bir doğrulama sürecine ihtiyaç duyulduğunu göstermektedir (NEA, 2023). Bu bağlamda, literatürdeki boşluklara dayanarak bu çalışma kapsamında özgün bir öneri olarak Aşamalı Güvenilirlik Doğrulama Programı (AGDP) önerilmektedir. Önerilecek AGDP Programı;

- I) En az 5 yıl süreyle işletilecek küçük ölçekli bir prototip tesisin olay sekanslarının izlenmesini,
- II) MSFR’ye özgü modüler olasılıksal güvenlik analizi (M-PSA) altyapısının geliştirilmesini,
- III) Yüksek sıcaklık termohidrolik analiz yöntemleri ve pasif sistem davranışının çok yönlü olarak doğrulanması,
- IV) Tüm verilerin merkezi bir “Güvenilirlik Veri Bankası” (GÜV-DATA) altında toplanarak gelecekteki analiz ve tasarım optimizasyon çalışmalarında kullanılmasını hedeflemektedir.



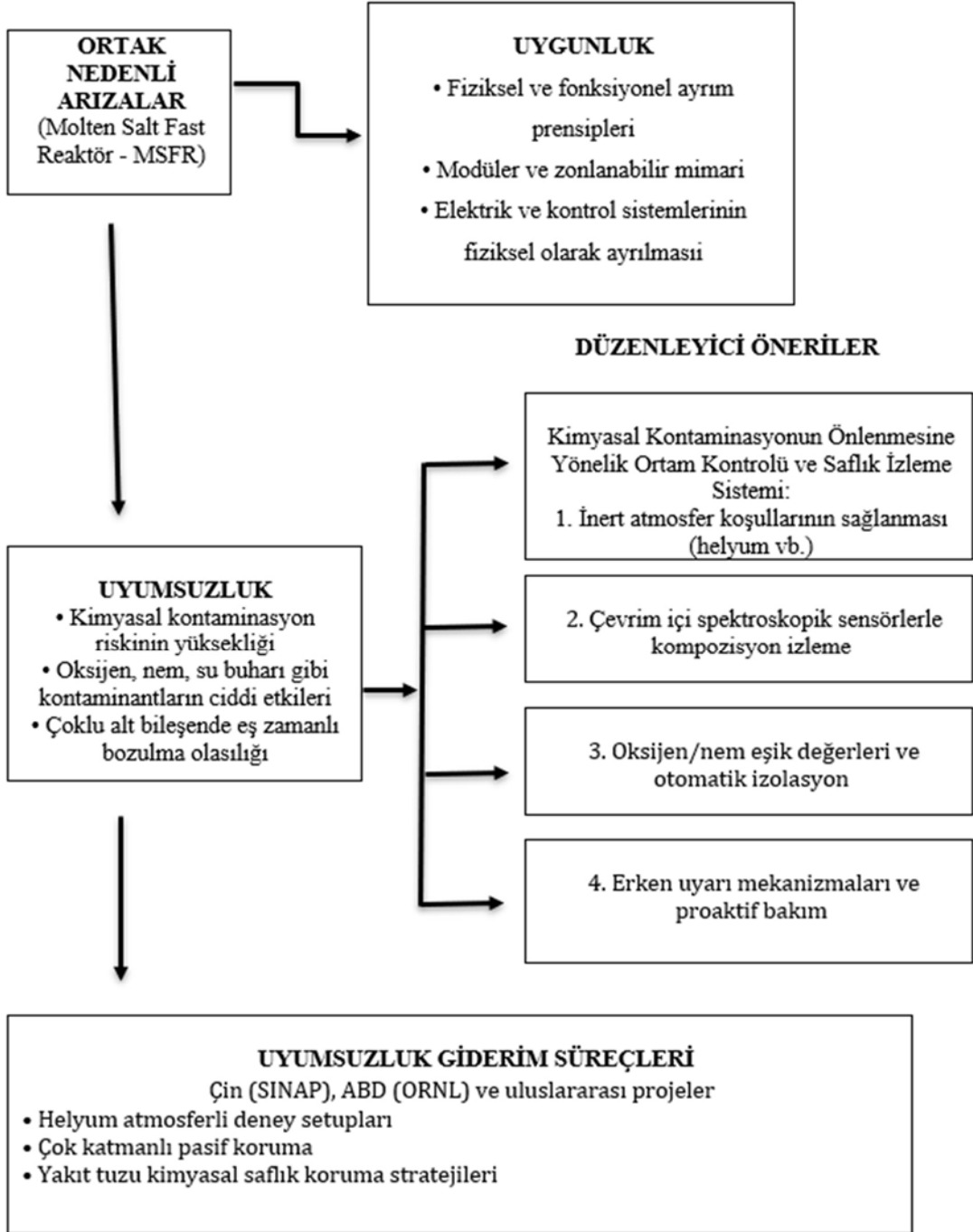
Şekil 4.13 Güvenilirlik Hedefleri Kriteri Akış Diyagramı

Madde 8 – Ortak Nedenli Arızalar

Kriter: Reaktör sisteminde kullanılan erimiş tuz ortamının kimyasal saflığı, inert atmosfer koşulları altında sürekli izlenmeli; oksijen, nem, su buharı ve benzeri kontaminantların izinsiz girişi, çok katmanlı pasif izolasyon yapıları ve aktif saf gaz sirkülasyon sistemleri ile engellenmelidir. Aynı zamanda, sistem genelinde yerleştirilmiş çevrim içi spektroskopik sensörlerle (örneğin lazer absorpsiyon spektroskopisi veya optik emisyon spektroskopisi gibi) eriyik tuz kompozisyonu gerçek zamanlı izlenerek, kontaminasyonun erken tespiti ve bertarafı sağlanmalıdır.

Çin'in SINAP projesi kapsamında yürütülen TMSR programı ile ABD'deki ORNL çalışmaları, MSFR sistemlerinde inert atmosfer altında çalışan çevrim içi kompozisyon izleme teknolojilerinin geliştirilmesinde öncü bir rol üstlenmektedir (Serp ve ark., 2014; Ignatiev ve ark., 2012; Holcomb, Kisner & Cetiner, 2018). Bu kapsamda, özellikle helyum ortamında işletilen MSR deney setupları, oksijen sızmasına karşı çok katmanlı pasif koruma stratejilerini içerecek şekilde tasarlanmakta ve böylece yakıt tuzunun kimyasal saflığının korunması hedeflenmektedir. Söz konusu uluslararası çalışmalar, MSFR'nin güvenilir işletimi için ortam kontrolü ve kimyasal saflık izleme süreçlerinin kritik önemini ortaya koymakta ve bu alanda uygulanabilecek çözüm kriterlerine temel teşkil etmektedir (Andrews ve ark., 2024). Bu doğrultuda gelecek çalışmalara önerilen Ortam Kontrolü ve Kimyasal Saflık İzleme Sistemi;

- I) Reaktör ortamının helyum gibi inert gazlarla basınçlandırılmasını ve pasif koruma sistemleriyle sızdırmazlığın sağlanmasını [**özgün öneri**],
- II) Ergimiş tuz kompozisyonunun lazer absorpsiyon spektroskopisi veya optik emisyon spektroskopisi yöntemleriyle çevrim içi izlenebilirliğin sağlanması (Andrews ve ark., 2024),
- III) Oksijen ve nem seviyelerinin izlenmesi için eşik değerlerinin belirlenmesi ve aşılması durumunda otomatik uyarı ile izolasyon prosedürleri ve sistemlerinin geliştirilmesi [**özgün öneri**],
- IV) Erken uyarı mekanizmalarının belirlenmesi (erken uyarı mekanizmaları kontaminasyon risklerinin önceden tespit edilmesi ve proaktif bakım stratejilerinin uygulanmasını mümkün hale getirmektedir) [**özgün öneri**].

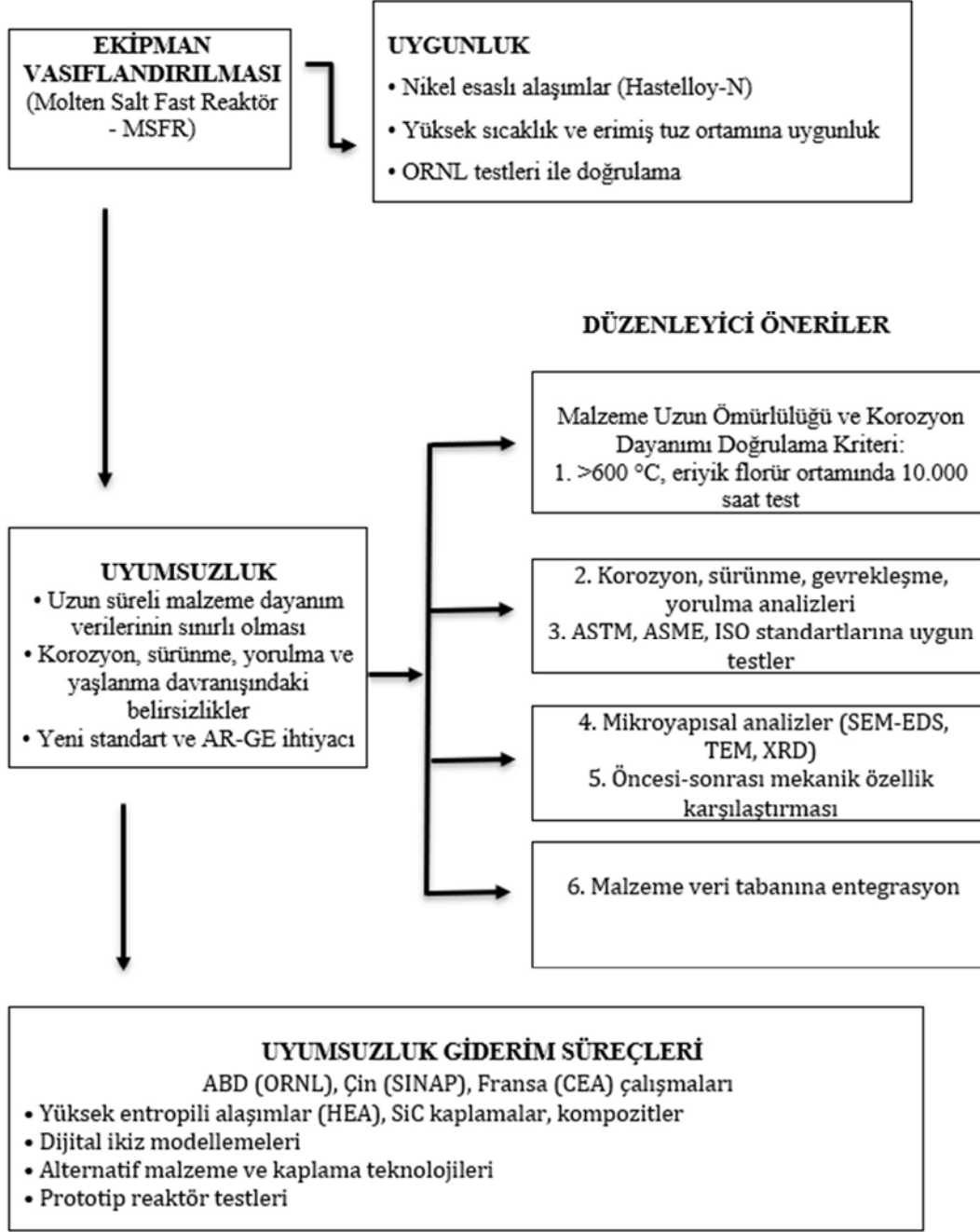


Şekil 4.14 Ortak Nedenli Arızalar Kriteri Akış Diyagramı

Madde 9 – Ekipman Vasıflandırması

Kriter: Yüksek sıcaklık ($>600\text{ }^{\circ}\text{C}$) altında en az 10.000 saatlik malzeme testleri, ASTM/ASME standartlarına uygunluk, mikroyapı analizleri ve kalifikasyon veri tabanı oluşturulmalıdır.

ABD’de ORNL, Çin’de SINAP ve Fransa’da CEA tarafından yürütülen deneysel çalışmalar, MSFR teknolojisinin uzun vadeli güvenilirliği açısından kritik olan malzeme davranışını kapsamlı bir şekilde incelemektedir. Bu testlerde özellikle malzeme yaşlanması, sürünme (creep), radyasyon kaynaklı mikroyapısal bozulmalar gibi etkiler değerlendirilmektedir (Zinkle & Was, 2013). Bu çalışmalarda, yeni nesil yüksek entropili alaşımlar (HEA), SiC kaplamalar ve kompozit malzemeler MSFR’lerin agrasif çalışma koşullarına uyumu ve kararlılığı üzerine çalışmalar yürütülmektedir Ignatiev, V., ve ark. (2012). Bu çalışmalarda, yüksek sıcaklık ($>600\text{ }^{\circ}\text{C}$) ve florür esaslı eriyik tuz ortamında malzemelerin en az 10.000 saatlik uzun süreli testlere tabi tutulması gerektiğini göstermektedir (Zinkle & Was, 2013). Bu çerçevede önerilen Genişletilmiş Malzeme Kalifikasyon Programları; korozyon, sürünme, radyasyonla gevrekleşme ve yorulma davranışlarının mikroyapısal düzeyde analizini, ASTM, ASME ve ISO standartlarına uygun karakterizasyon testlerinin geliştirilmesi, incelemeler sonucunda elde edilen verilerin kullanıldığı “Malzeme Güvenlik Veritabanı” oluşturulmalıdır. Ayrıca, alternatif malzemelerin lisanslanabilirliği yalnızca deneysel verilerle değil, aynı zamanda dijital ikiz simülasyonları ve prototip reaktör testleriyle de desteklenerek doğrulanmalıdır (NEA, 2023).



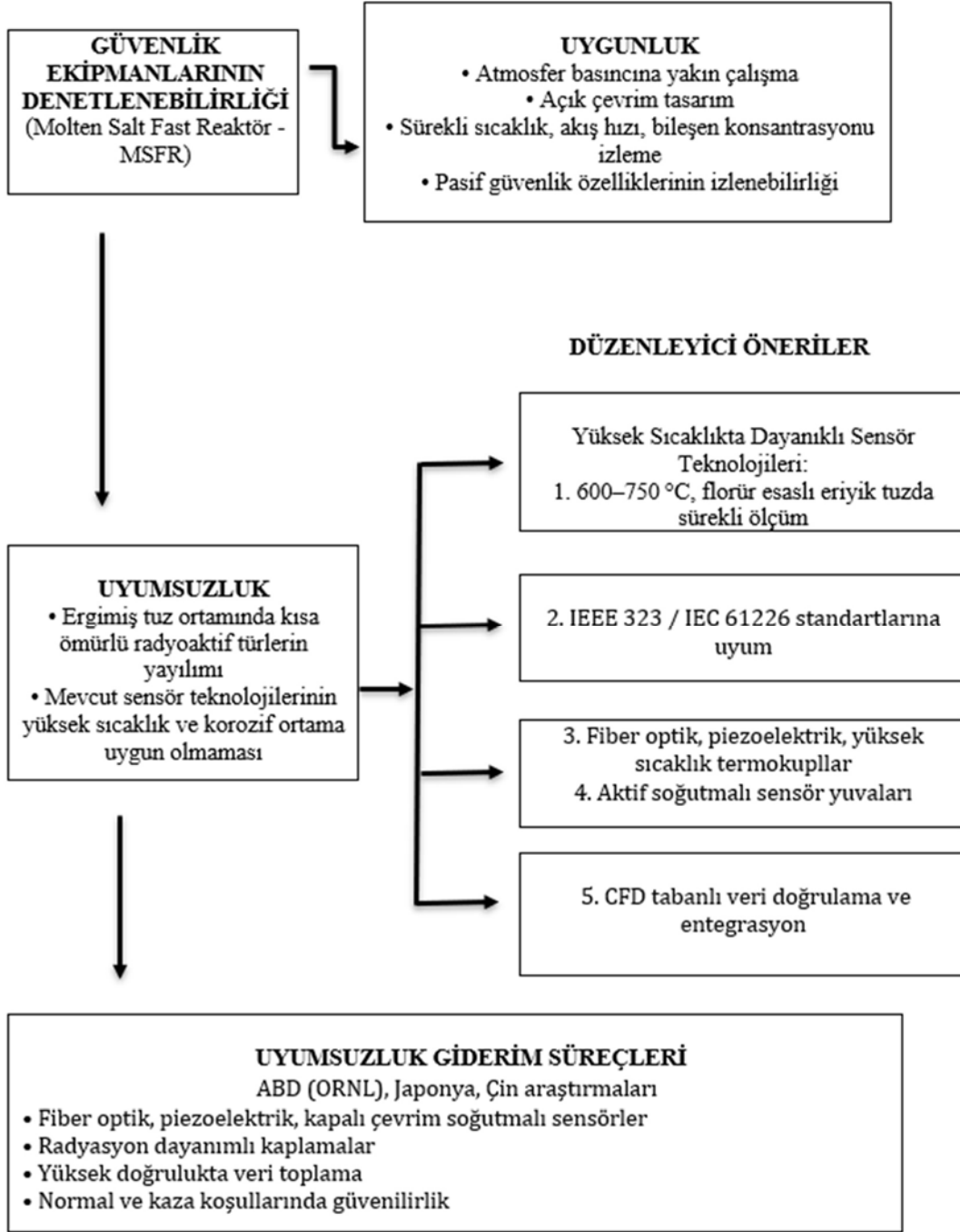
Şekil 4.15 Ekipman Vasıflandırılması Kriteri Akış Diyagramı

Madde 10 – Güvenlik Ekipmanlarının Denetlenebilirliği

Kriter: 600–750 °C'de çalışan, radyasyona ve kimyasal ortama dayanıklı sensör sistemleri (ör. fiber optik, piezoelektrik) tasarlanmalı ve IEC 61226 gibi standartlara uygunluğu belgelendirilmelidir.

ABD’de ORNL, Japonya ve Çin tarafından yürütülen araştırmalar, MSFR gibi yüksek sıcaklık ve kimyasal olarak agresif ortamlarda güvenilir ölçüm yapabilecek sensör teknolojilerinin geliştirilmesine odaklanmaktadır. Bu kapsamda, fiber optik, piezoelektrik ve özel alaşımlı termokupl sensörler üzerinde önemli ilerlemeler kaydedilmiştir. Bununla birlikte aktif soğutmalı sensör yuvaları ve radyasyon dayanımlı sensör kaplamaları gibi yenilikçi çözümler geliştirilmiştir (Sabharwall ve ark., 2011; Ezell, N. D. B., ve ark., 2019). Uluslararası çalışmalar, 600 – 750 °C aralığında ve florür bazlı eriyik tuz ortamında uzun süreli çalışabilecek, güvenilir ve kalifiye sensörlerin MSFR’nin güvenli işletimi için kritik olduğunu göstermektedir (Ezell ve ark., 2019).

Bu doğrultuda önerilen Yüksek Sıcaklıkta Dayanıklı Sensör Teknolojileri geliştirme programı; IEEE 323 ve IEC 61226 gibi güvenlik sınıfı standartlarına uygun olarak kalifiye edilmiş, fiber optik, piezoelektrik ve kapalı çevrim soğutmalı sensörlerin öncelikli olarak denenmesini; bu sensörlerin olay sonrası analiz ve sistem teşhisi için yüksek doğrulukta veri sağlaması hedeflemektedir. Böylelikle, normal işletim koşullarında ve olası kaza senaryolarında güvenilir veri toplama kapasitesi artırılarak reaktör güvenliğinin artırılması hedeflenmektedir.

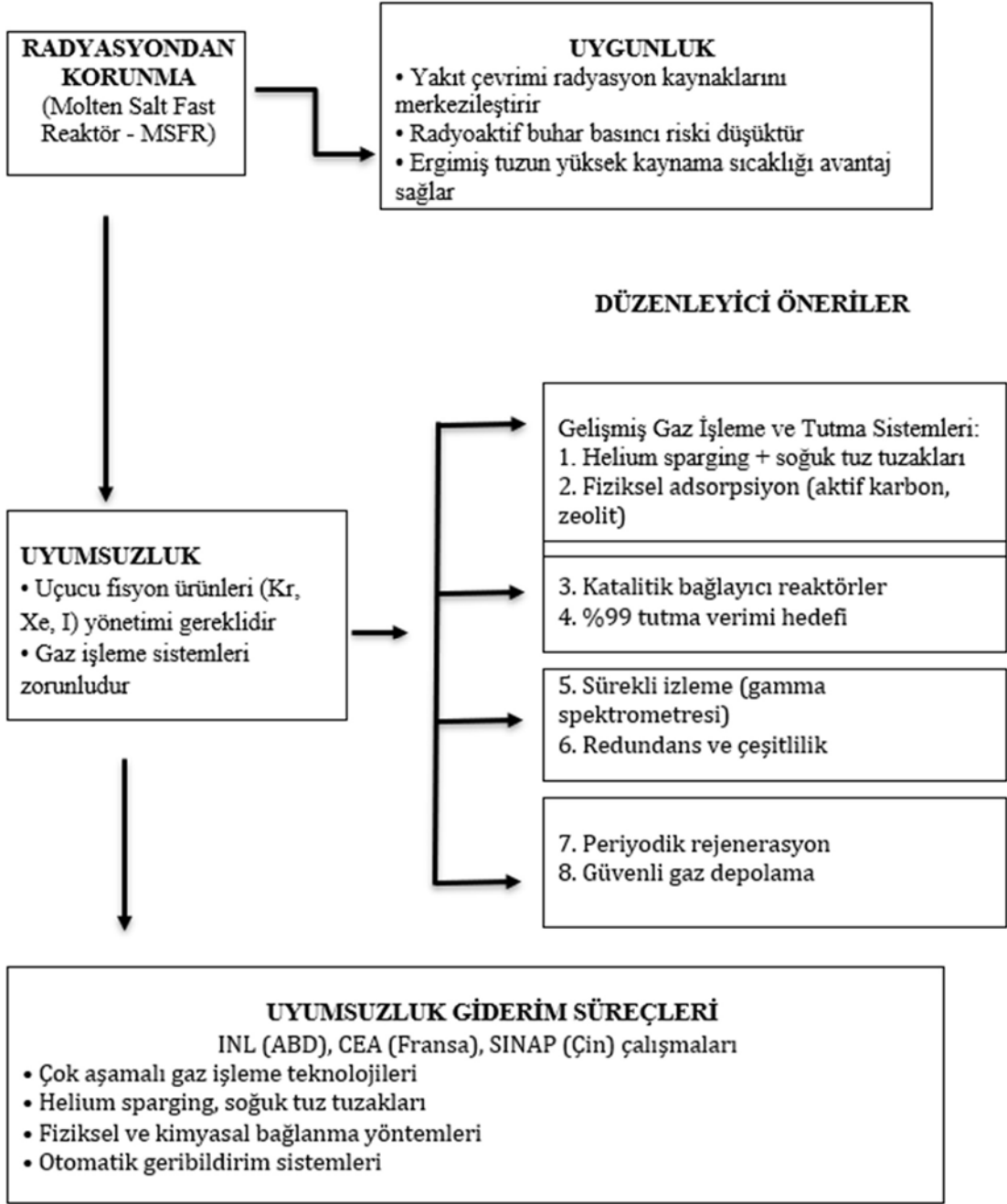


Şekil 4.16 Güvenlik Ekipmanlarının Denetlenebilirliği Kriteri Akış Diyagramı

Madde 11 – Radyasyondan Korunma

Kriter: Uçucu fisyon ürünleri için çok aşamalı gaz işleme ve tutma sistemi tasarlanmalı; %99 tutma verimi, sürekli izleme, yedeklilik, rejenerasyon ve güvenli gaz depolaması sağlanmalıdır.

INL (ABD), CEA (Fransa) ve SINAP (Çin) tarafından yürütülen MSR araştırmaları, fisyon gazlarının etkin bir şekilde uzaklaştırılması ve yönetilmesi amacıyla çok aşamalı gaz işleme teknolojilerinin geliştirilmesine odaklanılmaktadır (Delpech ve ark., 2009; McFarlane ve ark., 2020). Bu kapsamda helium sparging, aktif karbon ve zeolit filtreler ile soğuk tuz tuzakları gibi yöntemler entegre şekilde kullanılarak, fisyon gazlarının reaktör ortamından güvenli bir şekilde uzaklaştırılması hedeflenmektedir (McFarlane ve ark., 2020; Serp ve ark., 2014). Uluslararası çalışmalar, SSR-2/1 (Rev. 1) regülasyonlarının gereklilikleri gereği sistemlerin yalnızca yüksek tutma verimine değil, aynı zamanda sürekli izleme ve otomatik geribildirim mekanizmalarına da sahip olması gerektiğini ortaya koymaktadır (IAEA, 2016a). Bu doğrultuda önerilen Gelişmiş Gaz Tutma ve İşleme Sistemi, helium gazı ile sparging uygulamasının soğuk tuz tuzaklarıyla entegre edilmesini, aktif karbon ve zeolit gibi fiziksel adsorbanlarla çok aşamalı tutma sağlanmasını ve gamma spektrometrisi ile çevrim içi sürekli izleme yapılmasını içermektedir. Ayrıca, eşik değerlerin aşılması durumunda otomatik önlemlerin devreye girmesi, toplanan gazlar yarı ömürlerine göre sınıflandırılarak sızdırmaz tanklarda saklanması ve kontrollü biçimde bertaraf edilmesi gibi sistemler geliştirilmelidir. Sistem tasarımında %99 tutma verimi hedeflenmesinin yanı sıra redundans (yedeklilik) ve çeşitlilik esasları gözetilerek güvenilirlik en üst düzeye çıkarılmalıdır.

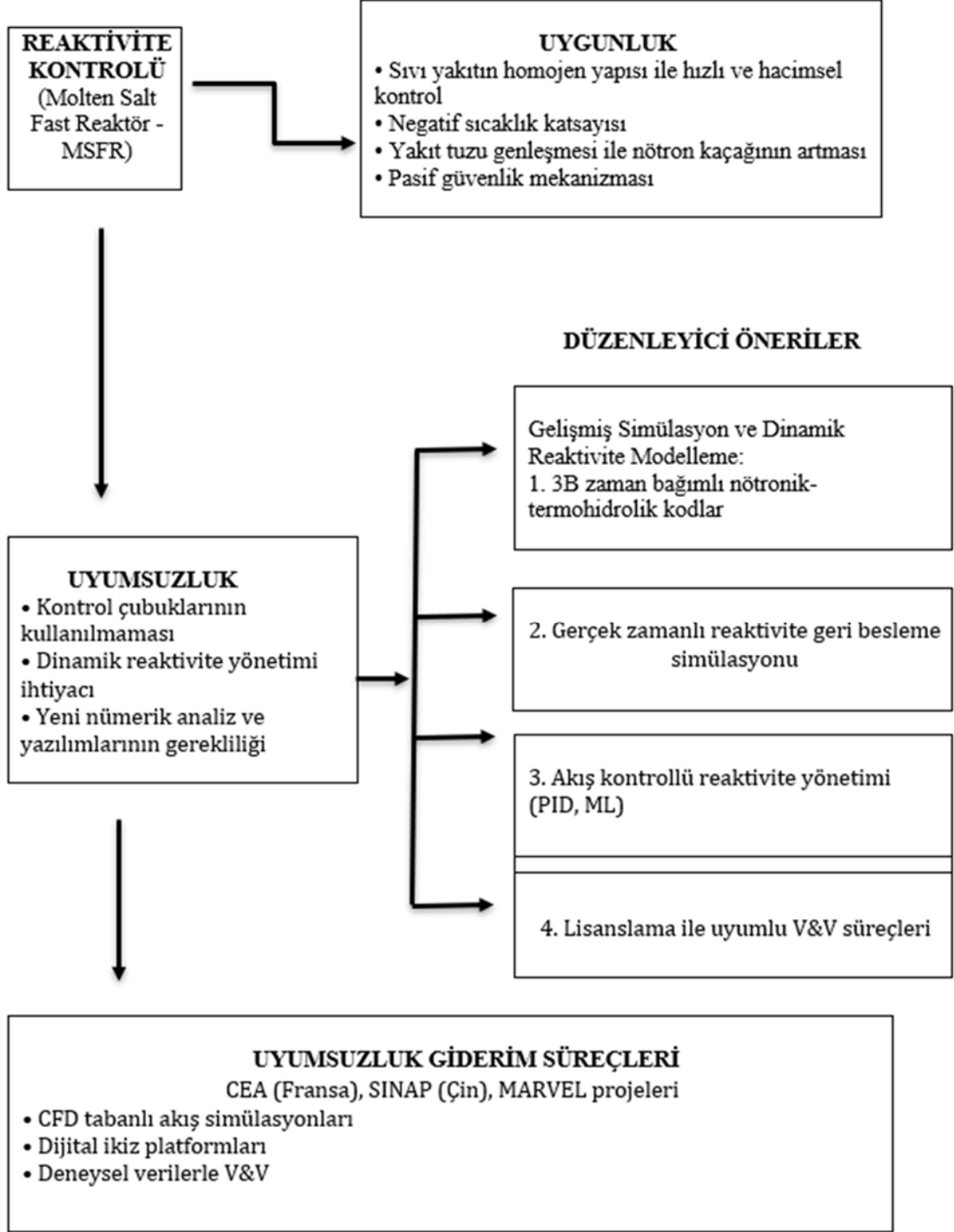


Şekil 4.17 Radyasyondan Korunma Kriteri Akış Diyagramı

Madde 12 – Reaktivite Kontrolü

Kriter: 3D transient nötronik-termohidrolik kodlar, dinamik reaktivite modelleme yazılımları ve akış kontrol algoritmaları geliştirilerek doğrulama ve geçerleme süreçleriyle desteklenmelidir.

CEA (Fransa), SINAP (Çin) ve Polonya'daki MARVEL benzeri projelerde, MSFR tasarımlarının güvenli ve kararlı çalışmasını sağlamak amacıyla üç boyutlu geçici durum nötronik analizler ile CFD tabanlı yakıt akışı simülasyonları üzerinde yoğun araştırmalar yürütülmektedir (Delpech ve ark., 2009; Wu, J., Deng, S., & Guo, Z., 2022) . Bu çalışmalar, reaktörün değişen işletme koşullarına verdiği tepkilerin daha hassas şekilde modellenmesini ve özellikle reaktivite geri besleme mekanizmalarının anlaşılmasını mümkün kılmaktadır. Ayrıca, INL tarafından geliştirilen dijital ikiz platformları, reaktivite geri beslemesini gerçek zamanlı olarak izleyerek operasyonel karar süreçlerine doğrudan girdi sağlamaktadır (Sabharwall ve ark., 2013; NEA, 2021). Bu kapsamda önerilen Dinamik Reaktivite Modelleme ve Algoritmik Yönetim yaklaşımı; üç boyutlu, zamana bağlı nötronik ve termohidrolik entegre kodların (örneğin Serpent + OpenFOAM) geliştirilmesini, negatif sıcaklık katsayısı gibi kritik geri besleme parametrelerini içeren gerçek zamanlı reaktivite algoritmalarının modellenmesini ve reaktivite yönetiminde akış hızı temelli kontrol yöntemlerinin (ör. PID, makine öğrenmesi) uygulanmasını öngörmektedir. Geliştirilen tüm modellerin lisanslama sürecinde kabul edilebilirliğinin sağlanabilmesi için, deneysel verilerle desteklenerek doğrulama ve geçerleme (V&V) süreçlerinden geçirilmesi zorunludur.

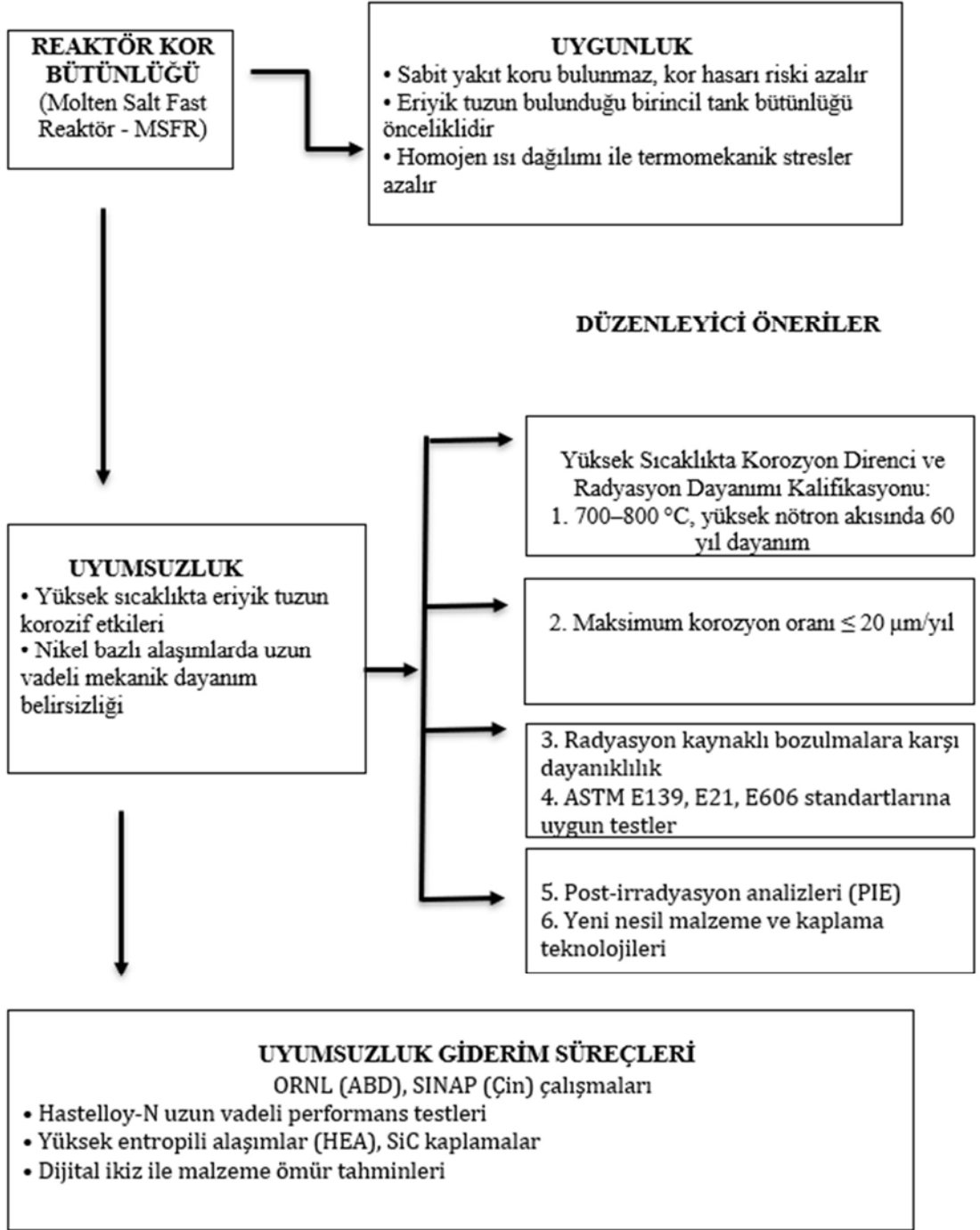


Şekil 4.18 Reaktivite Kontrolü Kriteri Akış Diyagramı

Madde 13 – Reaktör Kor Bütünlüğü

Kriter: Yıllık maksimum 20 µm korozyon oranı, 10^{21} n/cm² nötron dozunda yapı kararlılığı, ASTM E139/E606 testleri ve PIE analizleriyle malzeme kalifikasyonu sağlanmalıdır.

ABD’de ORNL ve Çin’de SINAP tarafından yürütülen araştırmalar, MSFR sistemlerinde kullanılan Hastelloy-N ve benzeri nikel bazlı alaşımların uzun süreli radyasyon ve korozyon koşullarındaki davranışlarını kapsamlı şekilde incelemektedir (ORNL, 1978; Olson ve ark., 2009; Zinkle & Was, 2013). Bu çalışmalar, reaktörün yüksek sıcaklık (700–800 °C) ve yüksek nötron akısı altında uzun vadeli yapısal bütünlüğünü koruyabilmesi için kritik veriler sağlamaktadır. Ayrıca, yeni nesil metal matris kompozitler, yüksek entropili alaşımlar (HEA) ve SiC bazlı kaplama teknolojileri, koruyasının korozyon etkilerine direnci ve mekanik dayanımını artırma potansiyelleri değerlendirilmektedir (Ignatiev ve ark., 2012; Ignatiev ve ark., 2014). Bu doğrultuda önerilen Malzeme Dayanımı ve Korozyon Direnci Kalifikasyonu; birincil tank bileşenlerinin 60 yıl boyunca güvenilir çalışmasını sağlayacak şekilde tasarlanmasını, maksimum korozyon oranının 20 µm/yıl sınırını aşmamasını, ASTM E139, E21 ve E606 standartlarına uygun sürünme, yorulma ve gevrekleşme testlerinin uygulanmasını içermektedir (ASME, 2017; Sham & Bass, 2022). Reaktör kor bütünlüğü kriterinin sağlanması amacıyla yönelik olarak ışınlama sonrası inceleme (PIE) analizleriyle geliştirilen malzemelerin mikroyapısal kararlılıklarının doğrulanması ve gelişmiş alaşım ile kaplama teknolojileri dijital ikiz simülasyonlarına entegre edilerek malzeme ömürlerinin tahmin edilmesi çalışmalarının geliştirilmesi gerekmektedir (Al Rashdan, 2022; Liu ve ark., 2022). Bu bütünlük yaklaşım, MSFR’nin uzun vadeli yapısal güvenilirliğini lisanslama ve işletme sürecinde güvence altına almayı amaçlamaktadır.

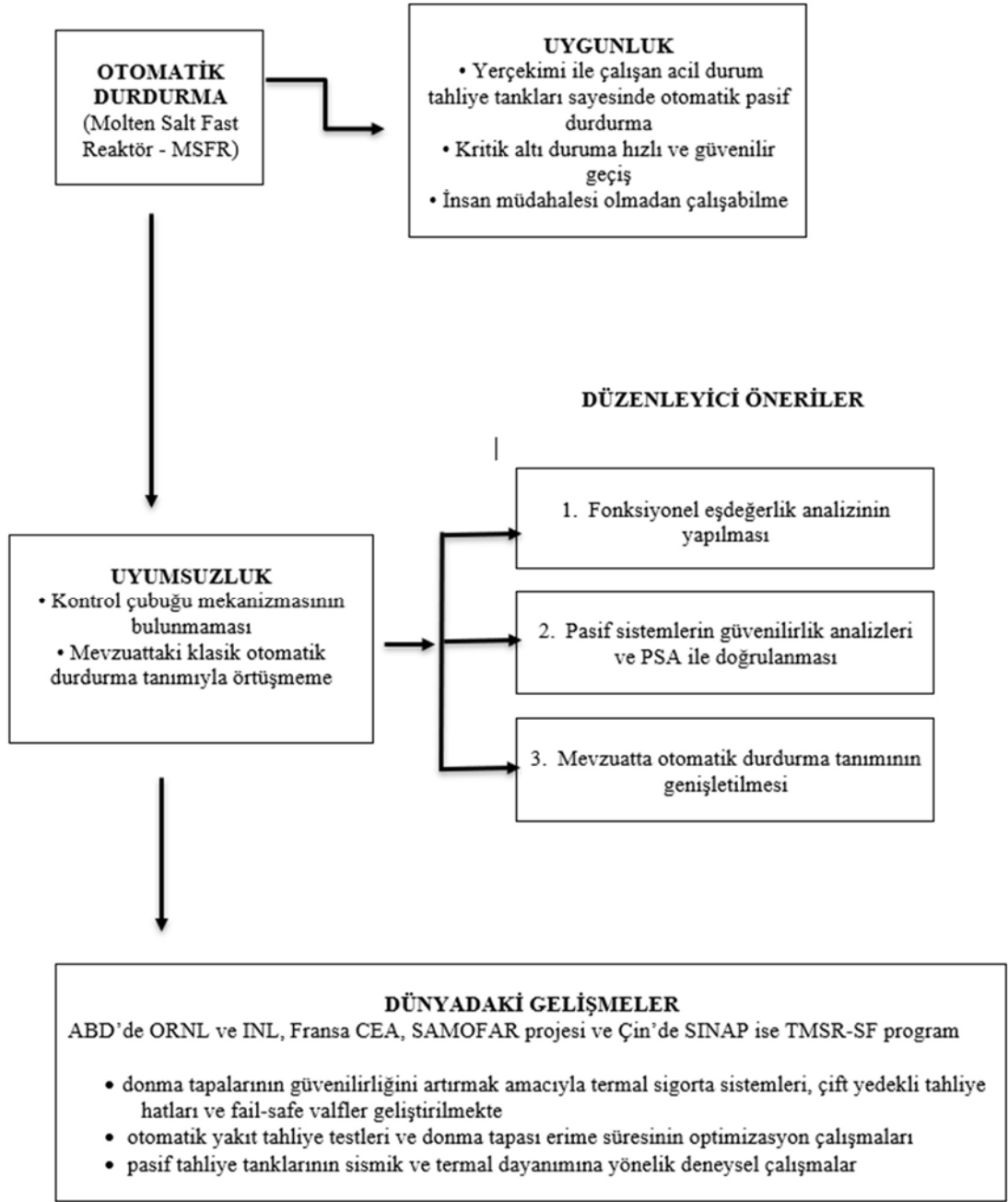


Şekil 4.19 Reaktör Kor Bütünlüğü Kriteri Akış Diyagramı

Madde 14 – Otomatik Durdurma

Kriter: Fonksiyonel eşdeğerlik (reaktivite bastırımı), pasif sistem güvenilirlik analizi (PSA) ve otomatik durdurma tanımının sistem içi fiziksel mekanizmaları kapsayacak şekilde genişletilmesi gereklidir.

ABD’de ORNL ve INL, donma tapası (freeze plug) güvenilirliğini artırmak amacıyla termal sigorta sistemleri, çift yedekli tahliye hatları ve fail-safe valfler geliştirmektedir (Chisholm, Krahn, & Sowder, 2020; Tiberge, Shafer, Lathouwers, & Kloosterman, 2019). Fransa’da CEA, SAMOFAR projesi kapsamında otomatik yakıt tahliye testleri ve donma tapası erime süresinin optimizasyon çalışmaları gerçekleştirmiştir (Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019). Çin’de SINAP ise TMSR-SF programında pasif tahliye tanklarının sismik ve termal dayanımına yönelik deneysel çalışmalar yürütmektedir (IAEA, 2023a). Avrupa Birliği bünyesindeki SAMOFAR ve SAMOSAFER projeleri, MSFR acil durdurma senaryoları için sayısal simülasyon ve deneysel doğrulama çalışmalarıyla önemli teknik veriler elde etmiştir (Fiorina ve ark., 2014; Serp ve ark., 2014). Bu uluslararası deneyimler, pasif tahliye sistemlerinin güvenilirliğinin lisanslama sürecinde güçlü teknik kanıtlarla desteklenmesi gerektiğini ortaya koymaktadır (NEA, 2024; IAEA, 2016a). Bu doğrultuda önerilen yaklaşım; fonksiyonel eşdeğerlik analizi ile pasif tahliye sistemlerinin kontrol çubuklarının sağladığı hızlı reaktivite bastırma işlevini eşdeğer hız ve güvenilirlikle yerine getirdiğinin gösterilmesini, donma tapalarının farklı tuz bileşimlerinde en az 500 çevrim boyunca test edilmesini, ana tahliye hattına yedek donma tapaları ve fail-safe valflerin entegre edilmesini kapsamaktadır. Ayrıca, düzenleyici çerçevede “otomatik durdurma” tanımının, pasif fiziksel mekanizmalarla reaktivitenin sürdürülemez hale getirilmesini kapsayacak şekilde genişletilmesi, MSFR acil durdurma konseptinin lisanslama açısından net bir şekilde tanımlanmasına katkı sağlayacaktır.

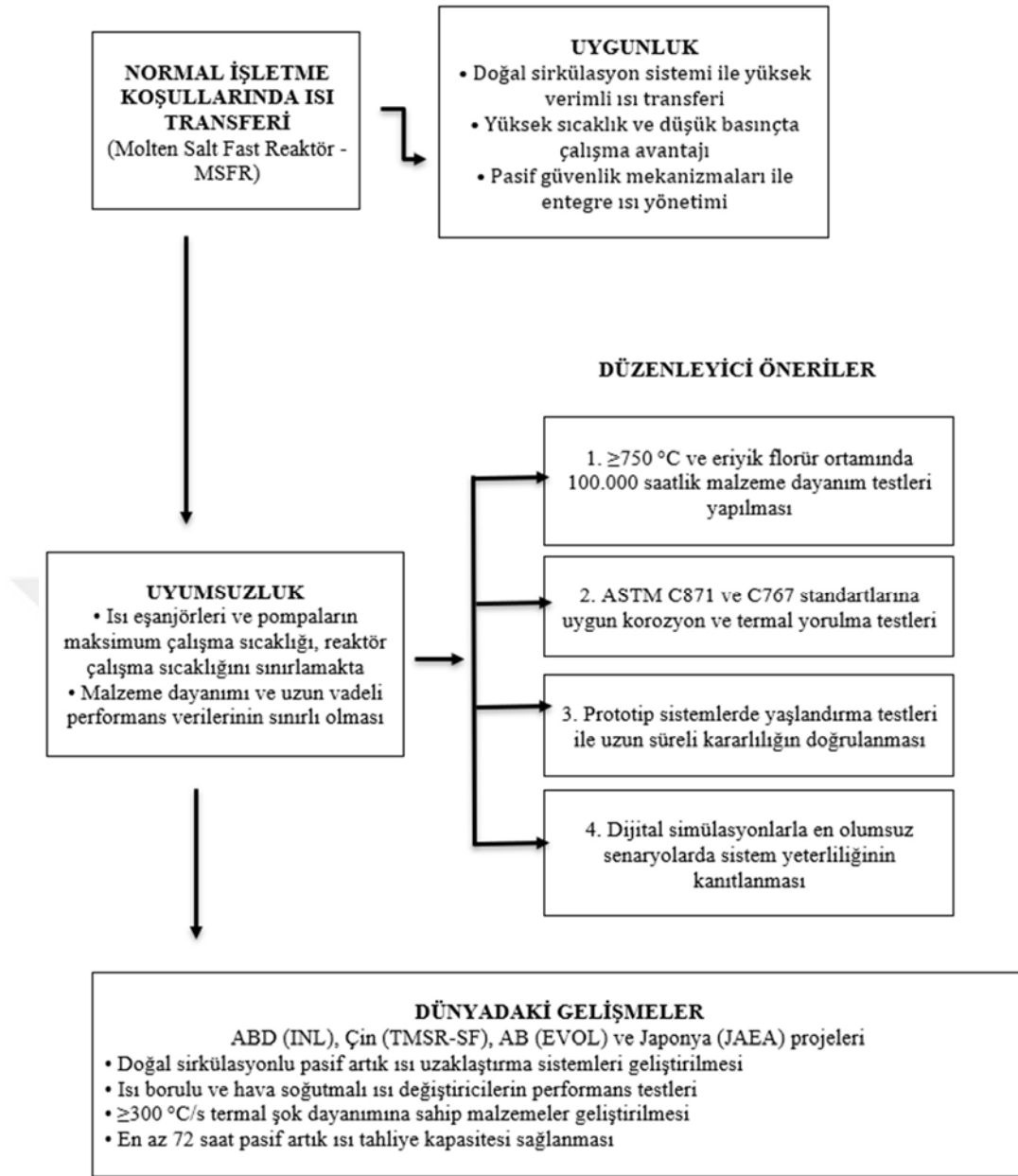


Şekil 4.20 Otomatik Durdurma Kriteri Akış Diyagramı

Madde 15 – Normal İşletim Koşullarında Isı Transferi

Kriter: ≥ 750 °C’de 100.000 saatlik yüksek sıcaklık testleri, ASTM C871/C767 standartlarına uygunluk, simülasyon ortamlarında yaşlandırma testleriyle termal sistemlerin uzun süreli dayanımı belgelendirilmelidir.

ABD’de INL, Çin’de TMSR-SF programı ve Avrupa Birliği’nin EVOL projesi kapsamında, MSFR’lere özel doğal sirkülasyonla çalışan pasif artık ısı uzaklaştırma sistemleri (Decay Heat Removal – DHR) geliştirilmektedir (Allibert ve ark., 2016; IAEA, 2023a; INL, 2020). Bu çalışmalar kapsamında özellikle ısı borulu (heat pipe) ve hava ile soğutmalı ısı değiştirici sistemleri geliştirilmiştir (Sabharwall ve ark., 2011; NEA, 2021). Japonya JAEA tarafından yapılan çalışmalarda ise kompakt DHR sistemlerinin performansını test edilmektedir (Yoshioka & Kinoshita, 2017). Uluslararası araştırmalar, bu sistemlerin aktif enerji kaynağına ihtiyaç duymadan güvenilir biçimde çalışabilmesi için, yerçekimi kuvvetinin esas alındığı doğal sirkülasyon eşanjörleri, reaktör-tuz-metal arayüzlerinde ≥ 300 °C/s termal şok dayanımına sahip malzemeler ve en az 72 saat süreyle artık ısı uzaklaştırma kapasitesine sahip sistemlerin geliştirilmesi gerekmektedir (IAEA, t.y.; NEA, 2024). Bu amaca yönelik olarak Gelişmiş Pasif Isı Atım ve Soğutma Sistemleri yaklaşımı; sıcaklık eşiklerini algılayarak kendiliğinden devreye giren pasif valf mekanizmalarının belirlenmesi, hava ile soğutmalı sistemlerin yüksek güvenilirlikte tasarlanması ve en olumsuz senaryolarda bile sistem yeterliliğinin dijital simülasyonlarla doğrulanması çalışmalarını içermektedir. Bu çalışmalar, MSFR’nin artık ısının güvenli yönetimi konusunda lisanslama ve güvenlik hedefleriyle uyumlu, yüksek dayanımlı çözüm sistemlerinin geliştirilmesi açısından önemli olmaktadır.

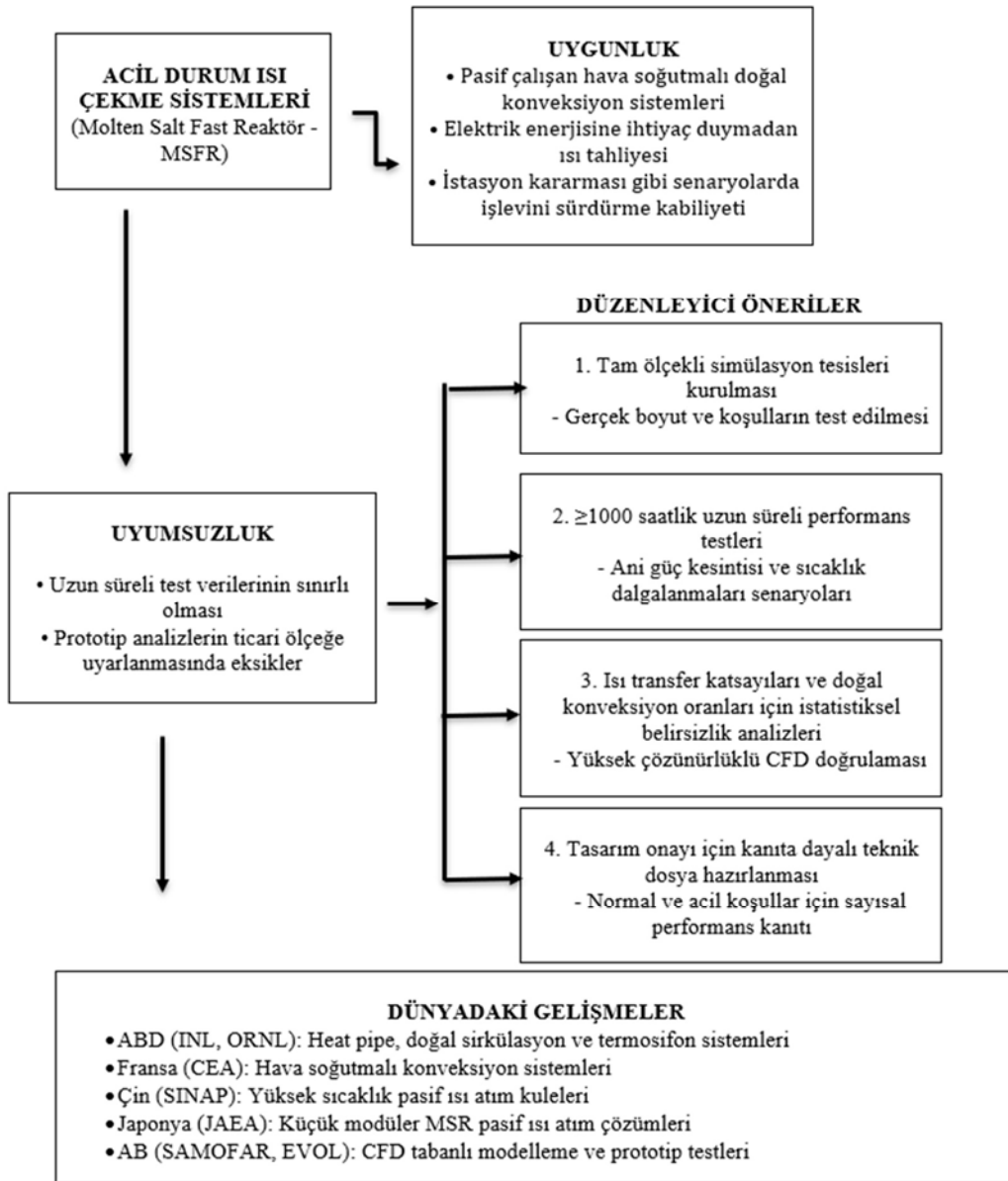


Şekil 4.21 Normal İşletim Koşullarında Isı Transferi Kriteri Akış Diyagramı

Madde 16 – Acil Durum Isı Çekme Sistemleri

Kriter: Tam ölçekli prototiplerde 1000 saatlik sürekli performans testi, CFD ile model doğrulama ve kanıta dayalı teknik dosyalarla pasif sistemlerin ölçeklenebilirliği belgelenmelidir.

ABD’de INL ve ORNL, pasif artık ısı atım sistemleri için heat pipe, doğal sirkülasyon hava soğutma ve termosifon tabanlı çözümler üzerinde uzun süreli testler yürütürken (Sabharwall ve ark., 2011; INL, 2020), Fransa’daki CEA, MSFR prototiplerinde hava ile soğutmalı doğal konveksiyon ısı değiştiricileri için mühendislik analizleri ve model doğrulama çalışmalarına odaklanmaktadır (Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019). Çin’de SINAP, TMSR-SF projesi kapsamında yüksek sıcaklık pasif ısı atım kuleleri ve kompakt DHR sistemleri geliştirerek prototip ölçekli testler gerçekleştirmektedir (IAEA, 2018a). Japonya JAEA tarafından ise küçük modüler MSR tasarımları için kompakt pasif artık ısı atım çözümleri üzerinde araştırmalar yapılmaktadır (Yoshioka & Kinoshita, 2017). Avrupa Birliği’nde ise SAMOFAR ve EVOL projeleri kapsamında MSFR’lerde acil durum ısı yönetimine yönelik CFD tabanlı modelleme ve simülasyon analizleri ve prototip test platformları geliştirilmiştir (Fiorina ve ark., 2014; Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019). Bu küresel araştırma faaliyetleri, MSFR’lerde pasif ısı atım sistemlerinin güvenilirliğini kanıtlamak için kapsamlı ve uzun süreli bir doğrulama sürecinin gerekliliğini ortaya koymaktadır. Bu doğrultuda önerilen Uzun Süreli ve Ölçeklenebilir Termal-Hidrolik Doğrulama Programı; gerçek boyut ve işletim koşullarını temsil eden tam ölçekli simülasyon tesislerinin kurulmasını, ani güç kesintisi ve dış ortam sıcaklık değişimleri gibi senaryolarda en az 1000 saatlik kesintisiz performans testleri, ısı transfer katsayıları ve doğal konveksiyon oranları gibi kritik parametreler için istatistiksel belirsizlik analizlerinin yüksek çözünürlüklü CFD modelleri ile doğrulanması ve deneysel yöntemlerin geliştirilmesi çalışmaları gerçekleştirilmelidir (NEA, 2024; IAEA, t.y.).

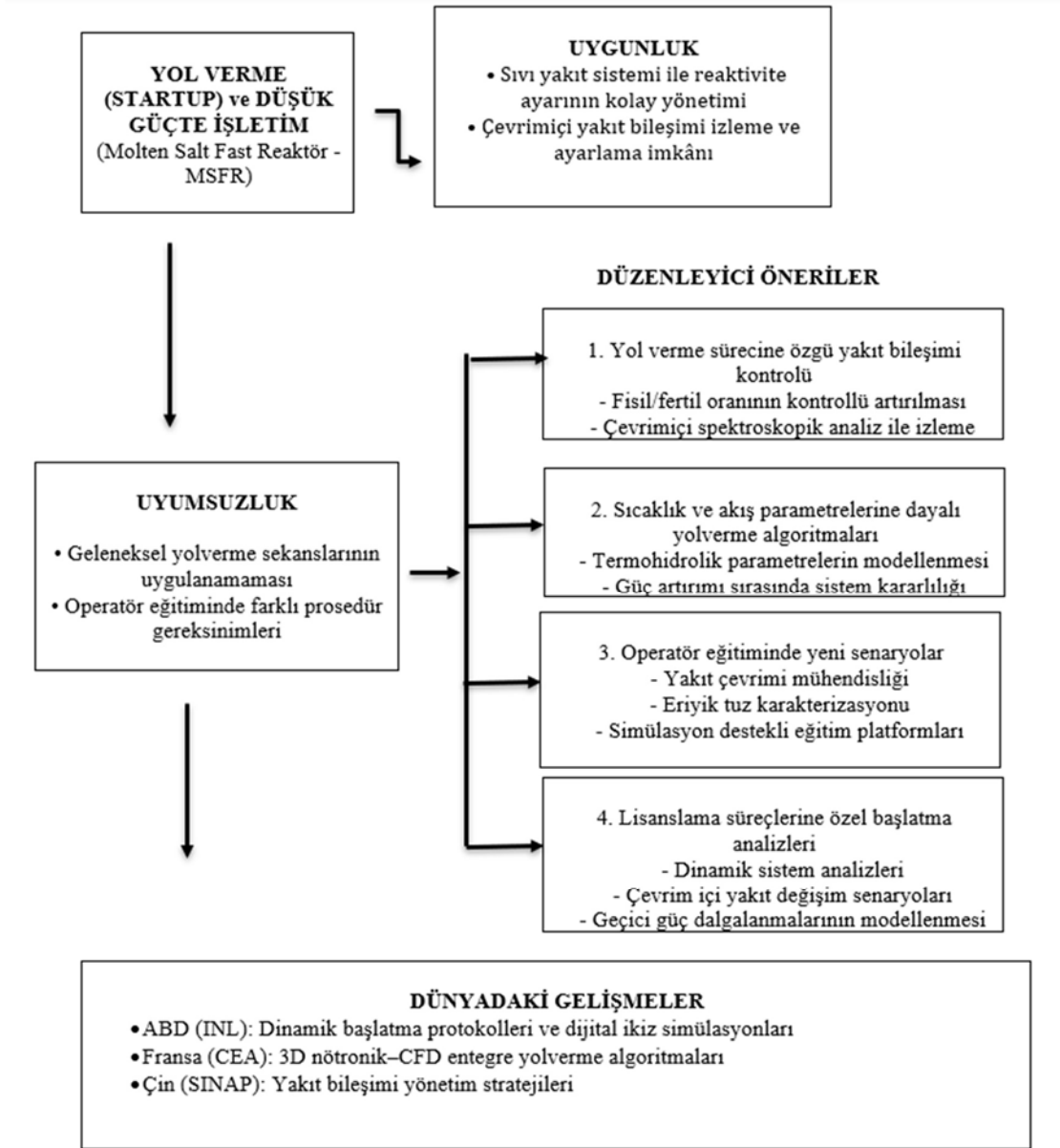


Şekil 4.22 Acil Durum Isı Çekme Sistemleri Kriteri Akış Diyagramı

Madde 17 – Yol Verme ve Düşük Güçte İşletim

Kriter: Dinamik yol verme??? protokolleri; yakıt bileşimi kontrolü, çevrim parametrelerine dayalı algoritmalar, yeni operatör eğitim senaryoları ve lisanslamaya uygun başlatma analizleriyle desteklenmelidir.

ABD’de Idaho National Laboratory (INL), sıvı yakıt reaktörleri için dinamik başlatma protokolleri geliştirerek gerçek zamanlı reaktivite izleme sistemleri ve dijital ikiz platformları aracılığıyla düşük güç işletim senaryoları için simülasyon çalışmaları yürütmektedir (INL, 2020; Al Rashdan, 2022). Fransa’daki Commissariat à l’énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), SAMOFAR projesi kapsamında MSFR’lere özel 3D nötronik–CFD entegre yol verme algoritmaları geliştirmiştir (Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019). Çin’de Shanghai Institute of Applied Physics (SINAP) tarafından yürütülen araştırmalarda ise TMSR-SF programında çevrim içi kimyasal analiz sistemleriyle düşük güçte işletim stabilite analizleri ve yakıt bileşimi yönetim stratejileri geliştirilmektedir (Andrews ve ark., 2024). Geleneksel reaktörlerdeki başlatma prosedürlerinin MSFR’lere doğrudan uygulanamaması nedeniyle tasarıma özgü prosedürlerin, gelişmiş analiz tekniklerinin ve yeni eğitim yaklaşımlarının geliştirilmesi gerekmektedir (WNA, 2023). Bu kapsamda önerilen çözüm yaklaşımlarında; yakıt bileşiminin kontrollü yönetilmesi, sıcaklık ve akış parametrelerine dayalı yol verme algoritmalarının uygulanması, operatörlerin eriyik tuz kimyası ve yakıt çevrimi mühendisliği konularında simülasyon destekli eğitim alması ve lisanslama sürecinde dinamik reaktivite kontrolü ile çevrim içi yakıt değişim senaryolarını içeren özgün başlatma analizleri belirlenmelidir.

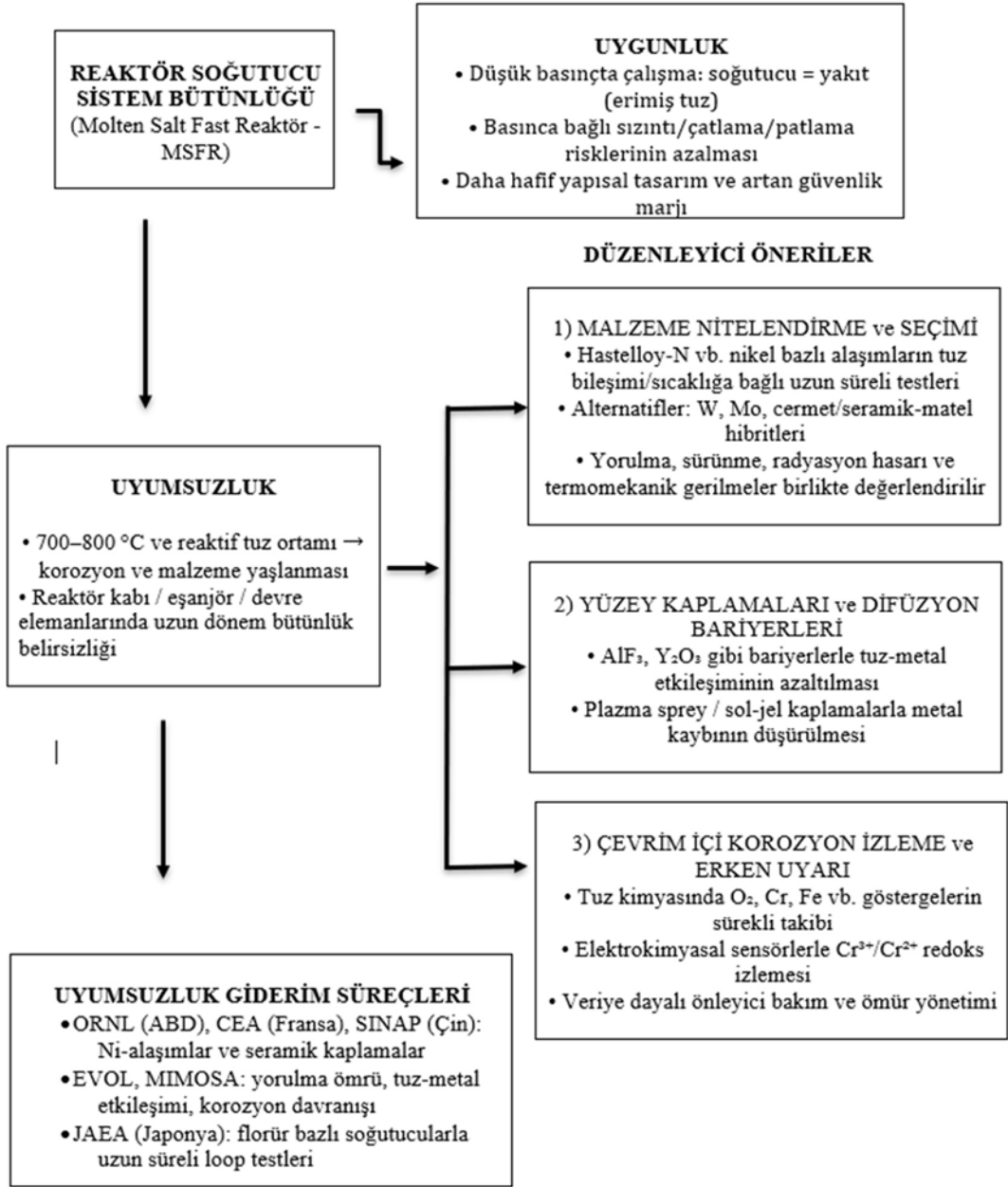


Şekil 4.23 Yol Verme Ve Düşük Güçte İşletim Kriteri Akış Diyagramı

Madde 18 – Reaktör Soğutucu Sistem Bütünlüğü

Kriter: Gelişmiş malzeme testleri, seramik – metal kaplama teknikleri ve çevrim içi elektrokimyasal korozyon izleme sistemlerinin entegre edilmesiyle uzun ömürlü sistem güvenliği sağlanmalıdır.

ORNL (ABD), CEA (Fransa) ve SINAP (Çin) gibi önde gelen araştırma kuruluşları, MSFR soğutucu sistemlerinin yüksek sıcaklıkta güvenilir çalışabilmesi için nikel bazlı alaşımlar (Hastelloy N, Alloy N, Ni-Mo-Cr alaşımları) ve seramik kaplamalar üzerine kapsamlı malzeme geliştirme çalışmaları yürütmektedir (Ignatiev ve ark., 2012; Olson ve ark., 2009; Sabharwall ve ark., 2011; Zinkle & Was, 2013). Avrupa'daki EVOL ve MIMOSA projelerinde, yüksek sıcaklık koşullarında soğutucu sistem bileşenlerinin yorulma ömürleri, tuz-metal etkileşimleri ve korozyon davranışları ayrıntılı olarak incelenmektedir (Allibert ve ark., 2016; Serp ve ark., 2014; Rubiolo ve ark., 2013). Japonya JAEA ise sodyum yerine florit bazlı soğutucularla çalışan deneysel loop test sistemleri kurarak malzeme performansını uzun süreli işletim koşullarında incelemektedir (Wu ve ark., 2022; Yoshioka & Kinoshita, 2017). Bu uluslararası çalışmalar, soğutucu sistemlerin malzeme bütünlüğünün sağlanması için yüksek sıcaklık (>700 °C) tuz korozyon testlerinin yapılmasını, sistem yüzeylerinin difüzyon bariyeri işlevi gören seramik veya karbür kaplamalarla güçlendirilmesini ve borulama ile pompa bileşenlerinin FEM tabanlı yorulma analizlerine yönelik araştırmaların gerekli olduğunu vurgulamaktadır (Ignatiev ve ark., 2014; Zinkle & Was, 2013). Ayrıca, malzeme karakterizasyonunun ASTM G61, G28 ve E139 gibi uluslararası standartlara uygun şekilde yapılması ve tüm bileşenlerin beklenen ömrünün en az 40 yıl olacak şekilde kalifikasyon sürecinin tamamlanması çalışmaları, MSFR soğutucu sistemlerinin uzun süreli güvenilirliği için kritik öneme sahiptir (ORNL, 2018; Sham & Bass, 2022; NEA, 2023).

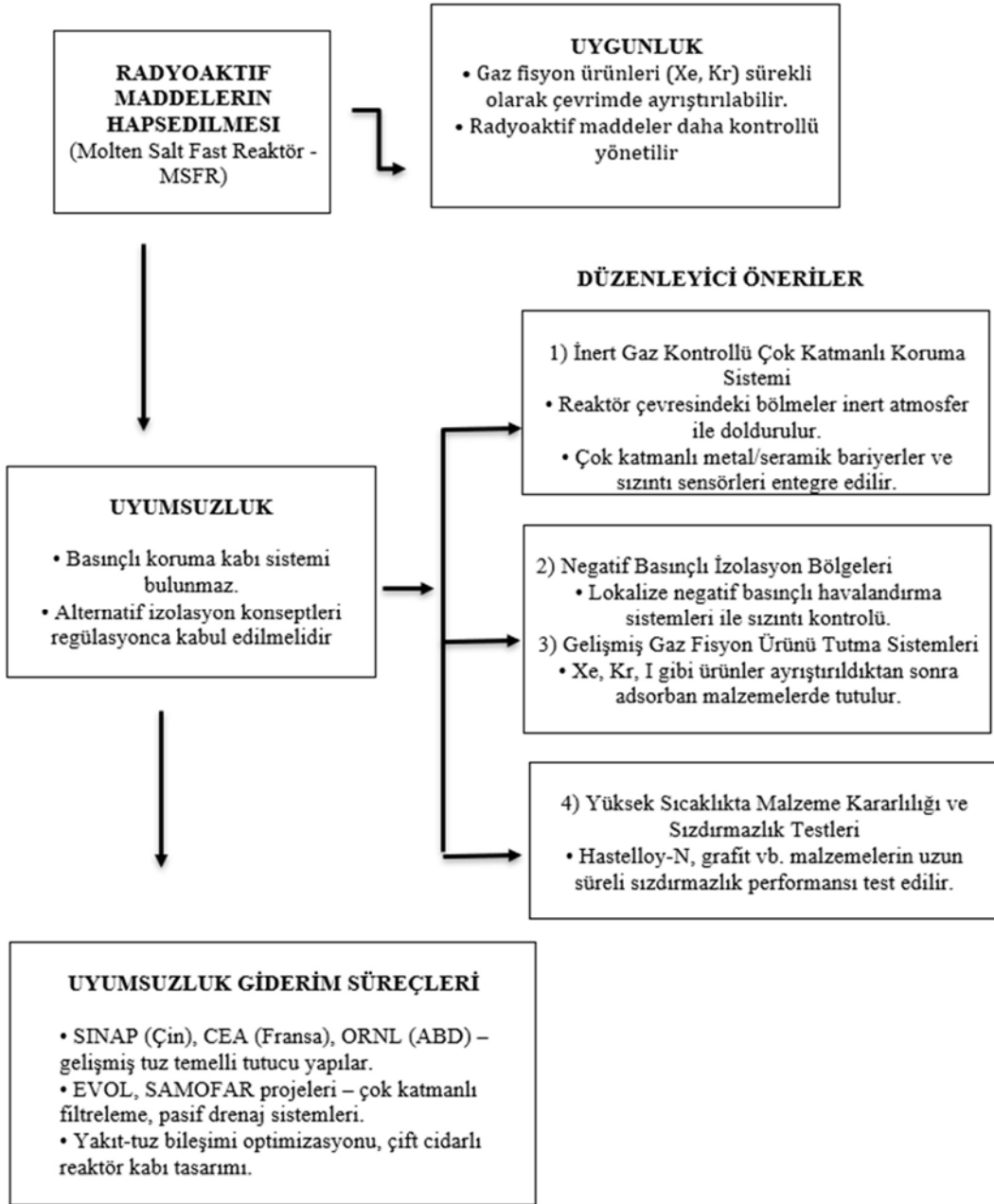


Şekil 4.24 Reaktör Soğutucu Sistem Bütünlüğü Kriteri Akış Diyagramı

Madde 19 – Radyoaktif Maddelerin Hapsedilmesi

Kriter: Negatif basınçlı bölgeler, inert atmosferli çok katmanlı metal – seramik bariyerler, gelişmiş gaz fisyon ürünü tutma sistemleri ve yüksek sıcaklıkta sızdırmazlık testleriyle fiziksel izolasyon sistemi kurulmalıdır.

SINAP (Çin), CEA (Fransa) ve ORNL (ABD) tarafından yürütülen araştırmalarda, MSFR sistemlerinde radyoaktif maddelerin güvenli şekilde hapsedilmesi amacıyla gelişmiş tuz temelli tutucu yapılar ve yüksek verimli filtre sistemleri geliştirilmesine odaklanmaktadır (Ignatiev ve ark., 2012; Serp ve ark., 2014; NEA, 2023a). Avrupa'daki EVOL ve SAMOFAR projelerinde ise gaz çıkış sistemlerinin çok katmanlı filtreleme teknolojileri ile entegre edilmesi ve olası sızıntı durumlarında radyoaktif tuzları güvenli şekilde toplanması için pasif drenaj kanalları ile çukur bölgelerin tasarlanması üzerine çalışmalar yapılmaktadır (Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019; Chisholm ve ark., 2020). Bu araştırmalar, MSFR'de radyoaktif madde hapsi için erimiş tuz matrisinin uçucu fisyon ürünlerini absorbe edebilecek katkı maddeleri (örneğin berilyum florür) ile güçlendirilmesini (Delpech ve ark., 2009a; Ignatiev ve ark., 2012), gaz fazındaki ürünlerin çok kademeli tutucu filtre sistemleri (aktif karbon, zeolit, metal sünger) ile ayrılmasını (Beils ve ark., 2019; NEA, 2023a) ve tuz kaçaklarına karşı pasif toplayıcı drenaj yapılarının oluşturulması gerektiğini göstermektedir (Chisholm ve ark., 2020). Ayrıca yakıt-tuz bileşiminin düşük uçuculuk ve düşük difüzyon katsayısına sahip olacak şekilde optimize edilmesi (Delpech ve ark., 2009c; Serp ve ark., 2014), reaktör kabının çift cidarlı ve negatif basınçlı alanlarla çevrelenerek barajlama yapılması (IAEA, 2016a; Beils ve ark., 2019), işletme güvenliği ve lisanslama açısından kabul edilebilir güvenlik seviyesinin sağlanmasında kritik öneme sahiptir (NEA, 2023).

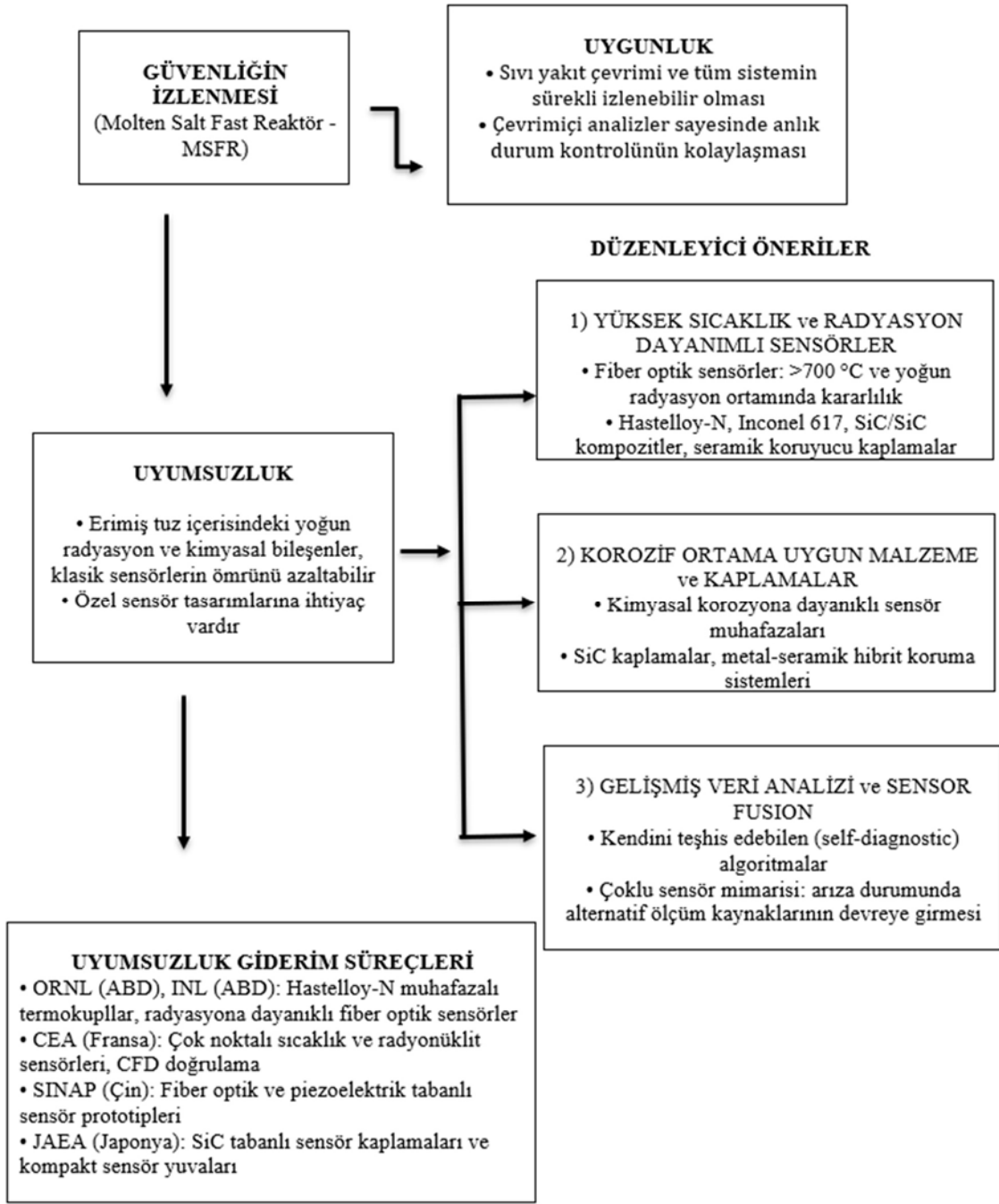


Şekil 4.25 Radyoaktif maddelerin hapsedilmesi kriteri akış diyagramı

Madde 20 – Güvenliğin İzlenmesi

Kriter: Yüksek sıcaklık ve radyasyona dayanıklı sensörler (ör. fiber optik, SiC/SiC kompozit), self-diagnostic yazılımlar ve sensör fusion mimarileriyle izleme altyapısı güçlendirilmelidir.

ABD’de ORNL ve INL tarafından yapılan araştırmalarda, MSFR güvenlik izleme altyapısının geliştirilmesi amacıyla Hastelloy N muhafazalı termokupllar, radyasyona dayanıklı fiber optik sensörler ve piezoelektrik algılama sistemleri üzerinde uzun süreli testler gerçekleştirilmektedir (Holcomb, Kisner, & Cetiner, 2018; Ezell ve ark., 2019). Fransa’daki CEA, SAMOFAR projesi kapsamında, erimiş tuz reaktörleri için çok noktalı sıcaklık ve radyonüklit konsantrasyon sensörleri geliştirmiş ve bu sistemler CFD ve nötronik simülasyonlarla doğrulamıştır (Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019). Çin-SINAP, TMSR-SF programında yüksek sıcaklık ve florür tuz ortamına dayanıklı fiber optik ve piezoelektrik tabanlı sensör prototipleri geliştirilmiştir (NEA, 2023a). Japonya JAEA tarafından, kimyasal korozyona dayanıklı SiC tabanlı sensör koruma kaplamaları ve kompakt sensör yuvaları üzerine çalışmalar yapmaktadır (Yoshioka & Kinoshita, 2017). Bu çalışmalar, MSFR güvenlik izleme altyapısının yalnızca dayanıklı sensör tasarımıyla değil, aynı zamanda yüksek sıcaklık (>700–750 °C) ve yoğun radyasyon altında uzun süreli çalışabilecek, kimyasal korozyona karşı korumalı ve çoklu ölçüm teknolojilerini entegre eden sensör sistemleriyle güçlendirilmesi gerektiğini ortaya koymaktadır (Holcomb ve ark., 2018; Greenwood, Betzler, & Qualls, 2018). Ayrıca fiber optik tabanlı sensörlerin radyasyon etkisine karşı daha az hassasiyet göstermesi, bu teknolojiyi öncelikli bir seçenek haline getirmektedir (Ezell ve ark., 2019). Bununla birlikte, çoklu sensör (sensor fusion) sistemlerinin kullanılması, tek bir sensörün arızalanması durumunda alternatif ölçüm yollarının devreye girmesi ve sensörlerden elde edilen verilerin gelişmiş sinyal işleme teknolojileri ile kendini teşhis edebilen (self-diagnostic) algoritmalar tarafından analiz edilmesi, güvenlik izleme sistemlerinin güvenilirliğini ve sürekliliğini artıran kritik unsurlar olarak öne çıkmaktadır (Liu, Han, & Huang, 2022; Andrews ve ark., 2024; Al Rashdan, 2022).

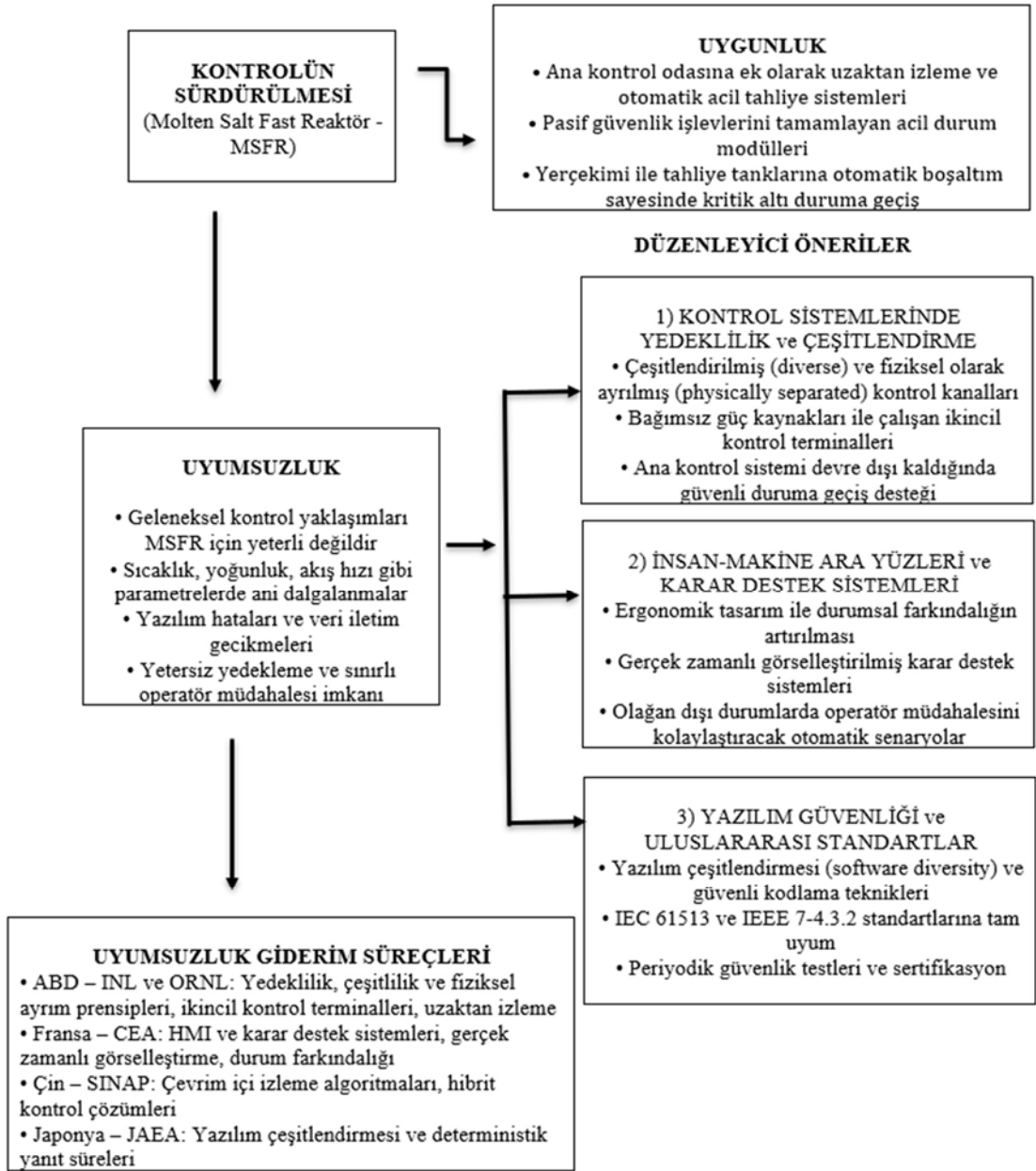


Şekil 4.26 Güvenliğin İzlenmesi Kriteri Akış Diyagramı

Madde 21 – Kontrolün Sürdürülmesi

Kriter: Fiziksel ayrılmış, çeşitlendirilmiş kontrol sistemleri; bağımsız güç kaynaklı uzaktan kontrol terminalleri ve IEC 61513 uyumlu karar destek sistemleri oluşturulmalıdır.

ABD’de Idaho National Laboratory (INL) ve Oak Ridge National Laboratory (ORNL), gelişmiş reaktör kontrol sistemlerinde yedeklilik (redundancy), çeşitlilik (diversity) ve fiziksel ayırım (physical separation) prensiplerine dayalı kontrol sistemleri geliştirme çalışmalarında; bağımsız güç kaynaklarıyla çalışan ikincil kontrol terminalleri ve uzaktan izleme altyapılarının entegrasyonu üzerine yoğunlaşmaktadır (Holcomb, Kisner, & Cetiner, 2018; Greenwood, Betzler, & Qualls, 2018; Al Rashdan, 2022). Fransa’daki CEA, SAMOFAR projesi kapsamında MSFR’lere özgü insan-makine ara yüzleri (HMI) ve karar destek sistemleri geliştirerek, gerçek zamanlı görselleştirme ve durum farkındalığını artıran yazılım modülleriyle kontrol güvenilirliğini güçlendirmiştir (Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019). Çin’de SINAP, TMSR-SF programında sıvı yakıt davranışına yönelik çevrim içi izleme algoritmaları ile pasif kontrol modüllerini entegre eden hibrit kontrol çözümleri geliştirmektedir (IAEA, 2016a). Japonya’daki JAEA ise küçük modüler reaktörler için yazılım çeşitlendirmesi (software diversity) ve deterministik yanıt sürelerine sahip güvenli kodlama teknikleri üzerine Ar-Ge çalışmaları yürütmektedir (Yoshioka & Kinoshita, 2017; IAEA, 2002b). MSFR’lerde kontrolün sürekliliğini sağlamak için yalnızca pasif güvenlik önlemlerinin değil, aynı zamanda ergonomik ve operatör dostu insan-makine ara yüzleri, gelişmiş karar destek sistemleri, yazılım güvenliği ve yüksek yedeklilik sağlayan donanım sistemlerinin geliştirilmesi de kritik öneme sahiptir (IAEA, 2016a; NEA, 2023). Dolayısıyla, kontrol sistemlerinin çeşitlendirilmiş ve fiziksel olarak ayrılmış kanallarla tasarlanması, ana kontrol odasının devre dışı kalması durumunda bağımsız güç kaynaklarıyla çalışan ikincil terminallerin devreye girmesi, acil durumlarda yerçekimi kuvvetine dayalı pasif tahliye sistemlerinin aktif modüllerle birlikte çalışması gerekmektedir (IAEA, 2016a; NEA, 2024). Bununla birlikte, yazılım çeşitlendirmesi ve güvenli kodlama tekniklerinin uygulanması ile birlikte IEC 61513 ve IEEE 323 gibi uluslararası standartlara uyumun sağlanması, MSFR’lerde kontrol sürekliliğinin güvence altına alınması açısından temel gerekliliklerdir (IEEE, 2003; ASME, 2017).

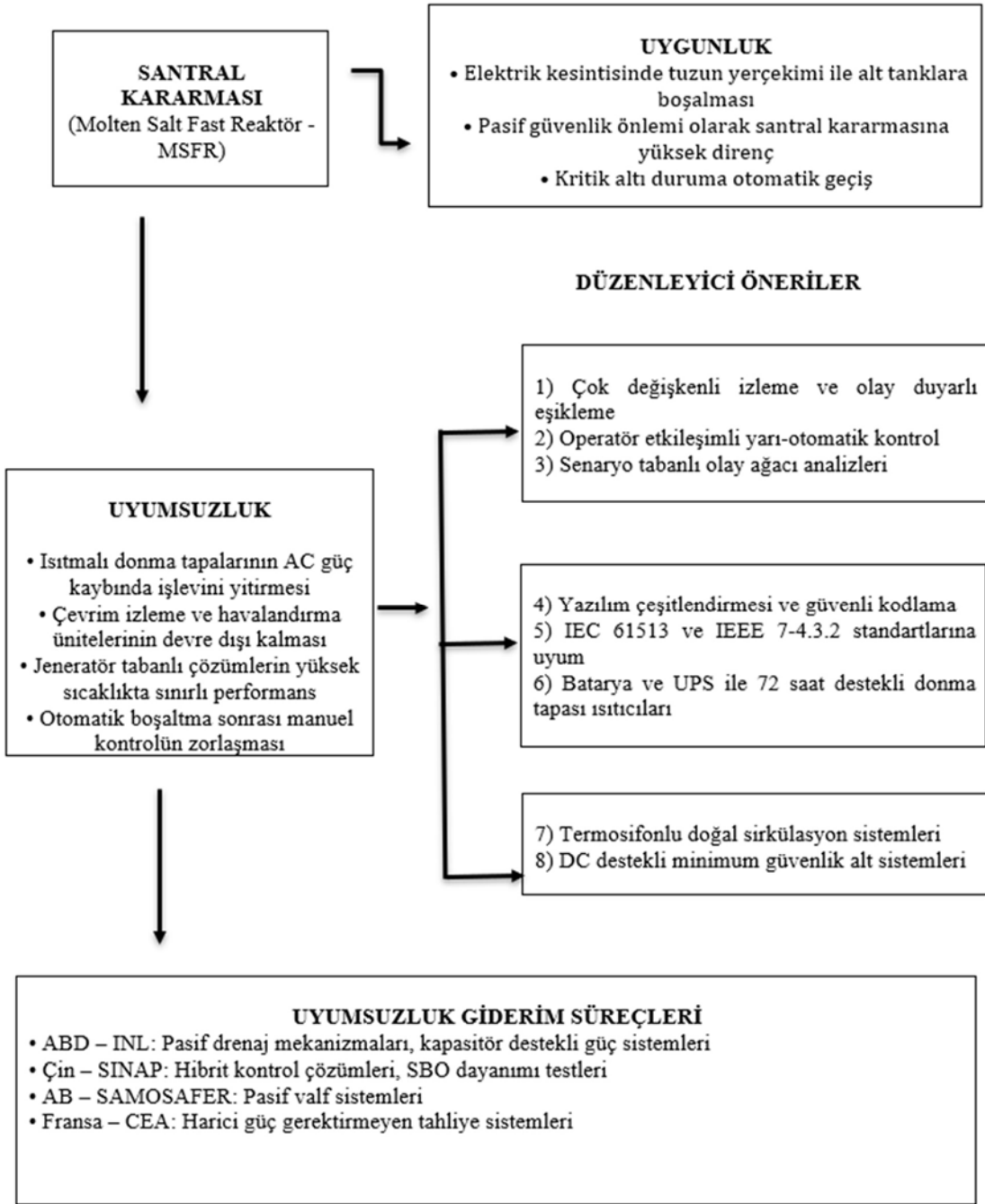


Şekil 4.27 Kontrolün Sürdürülmesi Kriteri Akış Diyagramı

Madde 22 – Santral Kararması

Kriter: Çok değişkenli eşik değerlendirmesiyle tahliye sistemleri tetiklenmeli; yarı – otomatik kontrol, operatör onayı ve olay ağacı analizi ile sistem yanlış pozitiflerinden arındırılmalıdır.

ABD’de INL ve Çin’de SINAP, santral kararması (SBO) senaryolarında MSFR sistemlerinin güvenli şekilde durdurulabilmesi için pasif drenaj mekanizmaları, termosifonlu soğutma çözümleri ve kapasitör destekli güç sistemleri üzerine çalışmalar yürütmektedir (INL, 2020; Sabharwall ve ark., 2011). Avrupa Birliği’nin SAMOSAFAER projesinde, SBO koşullarında yakıt tuzunun otomatik olarak tahliyesini sağlayan pasif valf sistemleri test edilmekte (Allibert ve ark., 2016; Tiberga, Shafer, Lathouwers, & Kloosterman, 2019); Fransa’daki CEA ise yüksek sıcaklıkta çalışabilen, harici güç kaynağı gerektirmeyen tahliye sistemleri geliştirmektedir (Allibert ve ark., 2016; Beils ve ark., 2019). Bu uluslararası araştırmalar, MSFR’lerde kararma dayanımını artırmak için güvenlik tasarımının pasif güvenlik prensipleri üzerine kurulması gerektiğini göstermektedir (IAEA, 2016a; NEA, 2024). Bu kapsamda önerilen tasarım kriterleri; donma tapası ısıtıcılarının batarya ve kapasitör destekli UPS sistemleri ile en az 72 saat beslenmesi (Chisholm, Krahn, & Sowder, 2020), termosifon etkili doğal sirkülasyon ısı transfer sistemlerinin kurulması (NEA, 2024), tuz boşaltım sistemlerinin aktif değil tamamen pasif olarak çalışan valflerle tetiklenmesi (Tiberga ve ark., 2019) ve havalandırma ile izleme sistemleri için DC destekli minimum güvenlik alt sistemlerinin tasarlanmasını içermektedir (IAEA, 2016a; NEA, 2023). Bu yaklaşımlar, MSFR’lerin santral kararması durumlarında dahi güvenli duruma geçişi sağlanarak sistem bütünlüğü korunabilir.



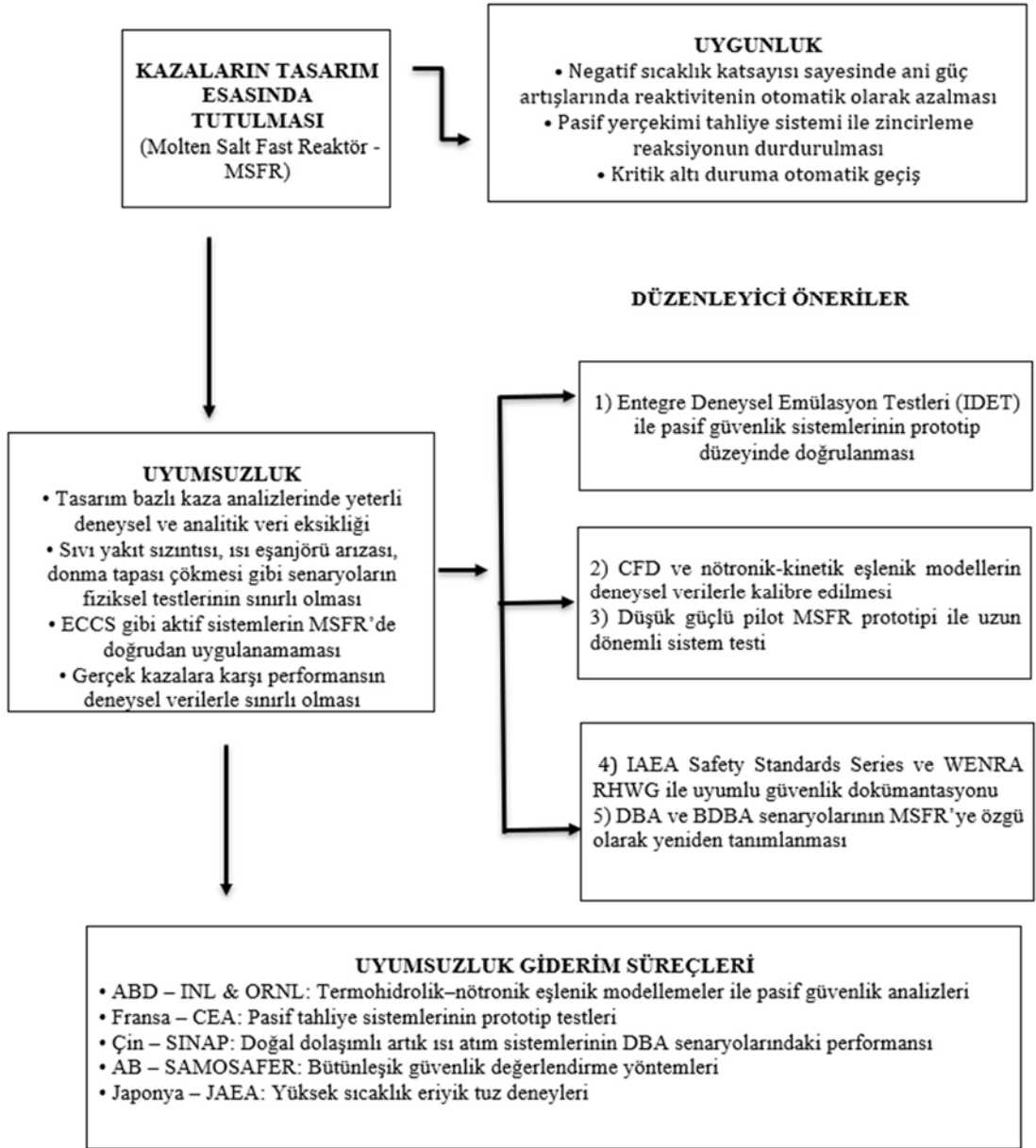
Şekil 4.28 Santral Kararması Kriteri Akış Diyagramı

Madde 23 – Kazaların Tasarım Esasında Tutulması

Kriter: MSFR sistemlerinin pasif güvenlik mekanizmalarının (negatif sıcaklık katsayısı, yerçekimiyle çalışan tahliye sistemleri, doğal dolaşimli artık ısı tahliyesi vb.) prototip düzeyinde test edilmesi hedeflenmelidir.

ABD’de INL ve ORNL, MSFR’lerde negatif sıcaklık katsayısının geçici durum (transient) senaryolarındaki etkilerini doğrulamak amacıyla termohidrolik–nötronik eşlenik modellemeler (coupled TH NK simulations) geliştirmekte ve bu sayede pasif güvenlik mekanizmalarının olay anındaki tepkilerini yüksek doğrulukla analiz edebilmektedir (Fiorina ve ark., 2014; Greenwood, Betzler, & Qualls, 2018). Fransa’daki CEA, SAMOFAR projesi kapsamında pasif tahliye sistemlerinin (freeze plug + yerçekimi tahliyesi) kazalar sırasında zincirleme reaksiyonu sonlandırma etkinliğini deneysel prototip testleri ile doğrulamıştır (Chisholm, Krahn, & Sowder, 2020; Tiberge, Shafer, Lathouwers, & Kloosterman, 2019). Çin’deki SINAP ise TMSR SF programında doğal dolaşimli artık ısı atım sistemlerinin Design Basis Accident (DBA) senaryolarındaki soğutma performansını incelemiştir (Deng, & Guo, 2022). Avrupa Birliği’nde SAMOSAFER projesi, kazaların tasarım sınırları içinde tutulmasına yönelik bütünlük güvenlik değerlendirme yöntemleri ve çoklu–fiziksel parametreler için simülasyon araçlarını geliştirmiştir (Beils ve ark., 2019; NEA, 2021). Japonya’daki JAEA ise yüksek sıcaklıkta eriyik tuz döngülerine yönelik çalışmalar ile pasif güvenlik sistemlerinin kaza esnasındaki davranışları incelemiştir (Yoshioka & Kinoshita, 2017). Bu araştırmalardan elde edilen sonuçlar, MSFR’nin teorik olarak güçlü pasif güvenlik avantajlarına sahip olduğunu ancak ticari işletme tecrübesi bulunmadığından, bu avantajların gerçek kazalar karşısındaki performansının deneysel ve prototip düzeyinde doğrulanması gerektiğini ortaya koymaktadır (Allibert ve ark., 2016; Delpech ve ark., 2009a). Bu doğrultuda, Deneysel Doğrulama ve Lisanslama Odaklı Performans Nitelendirme Programı (DLP NP) kapsamında; negatif sıcaklık katsayısı, pasif yerçekimi tahliyesi ve doğal dolaşimli artık ısı atımı gibi pasif güvenlik mekanizmalarının prototip düzeyinde Entegre Deneysel Emülasyon Testleri (IDET) ile doğrulanması; CFD ve nötronik kinetik eşlenik modellerin deneysel verilerle kalibre edilerek RELAP5 ve MELCOR gibi yazılımlara MSR modüllerinin entegre edilmesi; düşük güçlü pilot MSFR prototipleri ile uzun dönemli gerçek zamanlı sistem testlerinin yapılması ve deneysel–sayısal sonuçların IAEA Safety Standards Series ile WENRA RHWG standartlarına uyumlu güvenlik dokümantasyonu hâlinde hazırlanması önerilmektedir (IAEA, 2016a; NEA, 2024). Bu yaklaşımlarla, DBA

ve BDBA senaryolarının MSFR'ye özgü koşullarda yeniden tanımlanması sağlanarak lisanslama sürecindeki belirsizlikleri önemli ölçüde azaltacaktır.



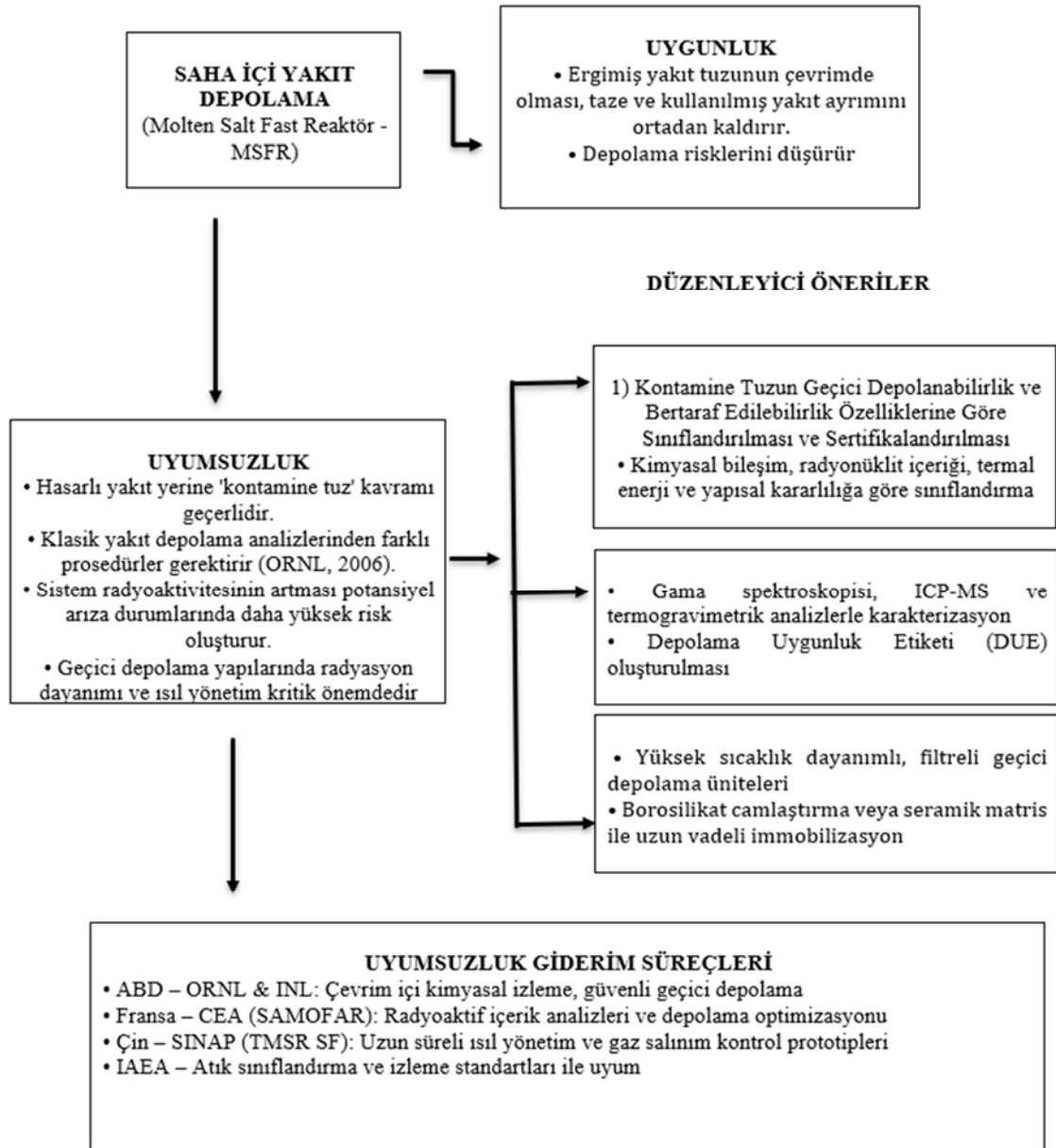
Şekil 4.29 Kazaların Tasarım Esasında Tutulması Kriteri Akış Diyagramı

Madde 24 – Saha İçi Yakıt Depolama

Kriter: MSFR sistemlerinde kontamine olmuş erimiş tuzların depolanmasına yönelik olarak, bu maddelerin kimyasal bileşimi, radyonüklit içeriği, termal enerjisi ve yapısal kararlılığı esas alınarak sınıflandırılacağı çok parametrelili bir sistem geliştirilmelidir.

ABD’de Oak Ridge National Laboratory (ORNL) ve Idaho National Laboratory (INL), ergimiş yakıt tuzunun özelliklerini çevrim içi kimyasal izleme teknikleriyle belirlemek ve kontamine tuzların güvenli geçici depolanmasını sağlamak amacıyla araştırmalar yürütmektedir (ORNL, 2006; Greenwood, Betzler, & Qualls, 2018). Fransa’daki Commissariat à l’énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), SAMOFAR projesi kapsamında ergimiş tuzun radyoaktif içeriğinin analitik yöntemlerle belirlenmesine ve olası arıza senaryolarında depolama yöntemlerinin optimize edilmesine yönelik çalışmalar yaparken (Allibert ve ark., 2016; NEA, 2021), Çin’deki Shanghai Institute of Applied Physics (SINAP), TMSR SF programında kontamine tuzların geçici depolama tanklarında uzun süreli ısı yönetimi ve gaz salınım kontrolüne yönelik prototip sistemler geliştirilmiştir. MSFR yakıt döngüsünde klasik reaktör tasarımlarındaki “kullanılmış yakıt” kavramının yerini “kontamine tuz” kavramı ortaya konulmuştur (Hong ve ark., 2015; Williams ve ark., 2006). Ayrıca, bu malzemelerin kimyasal, termal ve radyolojik özelliklerini dikkate alan özel depolama prosedürlerinin geliştirilmesi gerekmektedir (IAEA, 2018a; Pilania, 2023). Önerilen Kontamine Tuzun Güvenli Depolanması ve Bertarafına Yönelik Uyarlanmış Depolama Protokolleri, öncelikle kontamine tuzun kimyasal bileşimi, radyonüklit içeriği, termal enerjisi ve yapısal kararlılığına göre sınıflandırılması ve sertifikalandırılmasını içermektedir (IAEA, 2018a). Bu sınıflandırma sürecinde gama spektroskopisi, ICP MS ve termogravimetrik analiz gibi yöntemlerle yapılacak analitik karakterizasyon kritik öneme sahiptir (Hong ve ark., 2015). Elde edilen verilere göre her depolama tankına, malzemenin güvenli saklama süresi, gerekli güvenlik önlemleri ve izleme sıklığını belirten Depolama Uygunluk Etiket (DUE) atanmalı; kontamine tuzlar yüksek sıcaklık dayanımlı, ikincil muhafaza sistemli ve radyoaktif gaz salınımına karşı filtreli Saha İçi Geçici Tuz Depolama Üniteleri (SGTUDU) içerisinde muhafaza edilmelidir (ORNL, 2006). Uzun süreli bertaraf aşamasında ise bu tuzların borosilikat camlaştırma veya seramik matris içine immobilize edilerek katı radyoaktif atık formuna dönüştürülmesi önerilmektedir (Koroleva, Nevolina, & Korobatova, 2023; Pilania, 2023). Bu yaklaşımlar, MSFR’ye özgü yakıt depolama stratejilerinin düzenleyici kriterlere uyumu ve uzun süreli güvenliğin

sağlanması açısından önemli olmaktadır (IAEA, 2018a; NEA, 2021).



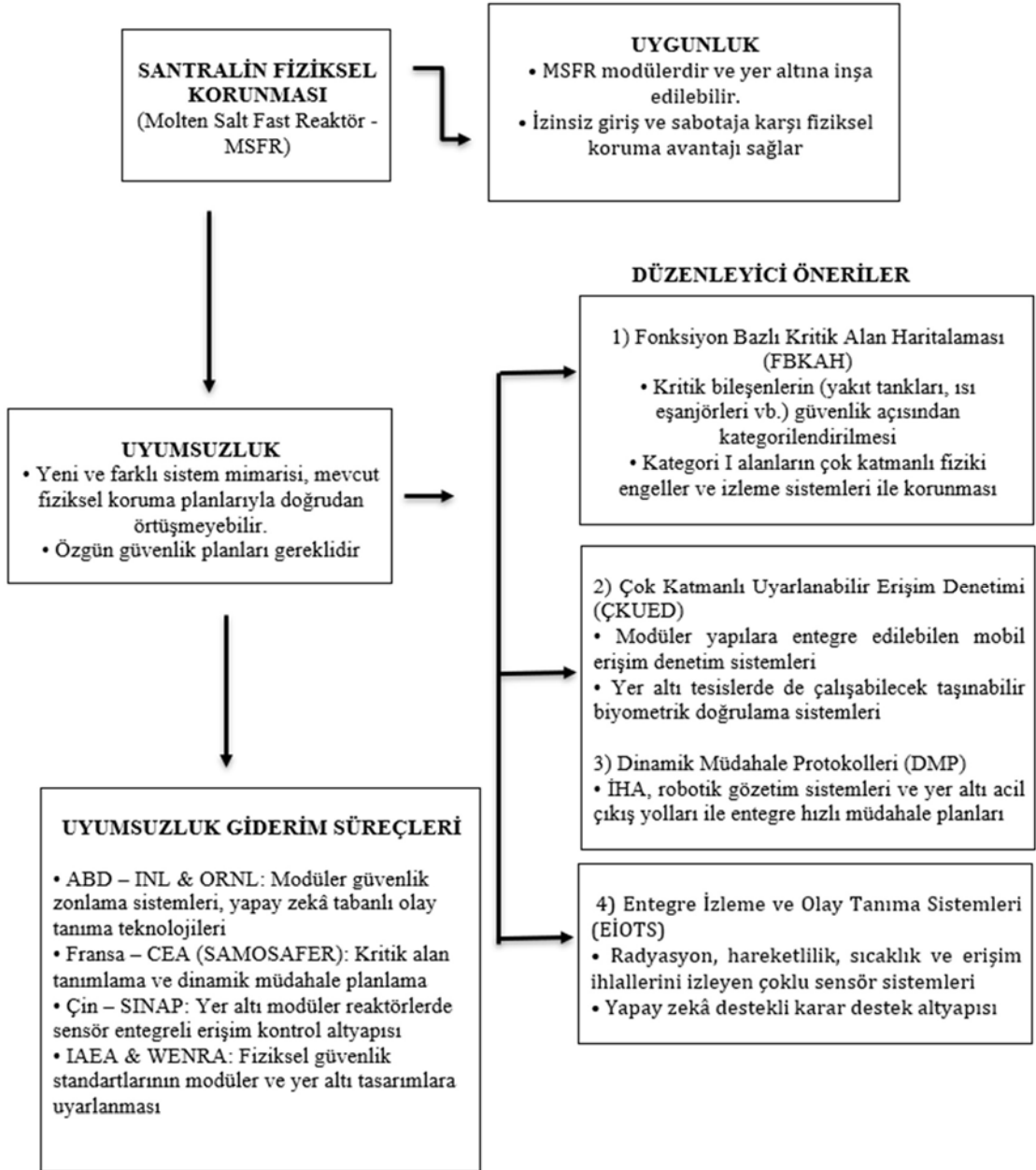
Şekil 4.30 Saha İçi Yakıt Depolama Kriteri Akış Diyagramı

Madde 25 – Santralin Fiziksel Korunması

Kriter: MSFR reaktörleri için fiziksel güvenlik stratejisi, sistem bileşenlerinin işlevsel risk profillerine göre sınıflandırılması esasına dayalı “Fonksiyon Odaklı Katmanlı Güvenlik Mimarisi (FOKGM)” yaklaşımıyla yeniden tanımlanmalıdır.

ABD’de Idaho National Laboratory (INL), ileri reaktörler için modüler güvenlik zonlama sistemleri ve yer altı reaktör tesis tasarımlarına yönelik çalışmalar yürütürken (Al Rashdan, 2022; Farber ve ark., 2024), Oak Ridge National Laboratory (ORNL) ise fiziksel koruma sistemlerinde yapay zekâ tabanlı olay tanıma ve çok katmanlı erişim kontrol teknolojilerinin uygulanabilirliğini test etmektedir (Ezell ve ark., 2019; U.S. NRC, 2020). Fransa’daki CEA, SAMOSAfer projesi kapsamında MSFR’ler için kritik alan tanımlama metodolojileri ve dinamik müdahale planlaması geliştirerek bu alandaki güvenlik stratejilerini güçlendirmiştir (Beils ve ark., 2019). Çin’deki SINAP ise yer altına yerleştirilmiş modüler reaktör tasarımlarında sensör entegreli erişim kontrol altyapılarının optimizasyonu üzerine çalışmalar yürütmektedir (Wu, Deng, & Guo, 2022). Uluslararası düzeyde ise IAEA ve WENRA raporlarında, mevcut fiziksel güvenlik standartlarının (örn. NSS 13, INFCIRC/225/Rev.5) modüler ve yer altı tasarımlarına uyarlanması zorunlu olduğu vurgulanmaktadır (IAEA, 2011; IAEA, 2018b).

Bu kapsamda önerilen Fonksiyon Odaklı Katmanlı Güvenlik Mimarisi (FOKGM) yaklaşım; MSFR’lerde fiziksel koruma stratejisinde fonksiyon esaslı kritik alan haritalamasıyla (FBKAH) başlanmaktadır. Haritalandırma yöntemi, en yüksek güvenlik hassasiyetine sahip bölgelerin (Kategori I) çok katmanlı fiziki engeller, erişim kontrolleri ve izleme sistemleri ile korunmasını öngörmektedir. Ayrıca, sabit bina temelli sistemler yerine modüler ve taşınabilir biyometrik doğrulama noktaları ile sensör entegreli hareketli bariyerlerden oluşan Çok Katmanlı Uyarlanabilir Erişim Denetimi (ÇKUED), hem yer üstü hem yer altı tesislerde kesintisiz güvenlik sağlaması açısından önemlidir. Olası tehdit durumlarında, İHA’lar, robotik gözetim sistemleri ve yer altı acil çıkış yollarıyla desteklenen Dinamik Müdahale Protokolleri (DMP) devreye girerek hızlı ve hedefe yönelik tepki imkânı sunması hedeflenmektedir. Bu sistemlerin temelinde radyasyon seviyesi, yetkisiz hareketlilik, sıcaklık değişimleri ve erişim ihlallerini tespit eden çoklu sensör tabanlı Entegre İzleme ve Olay Tanıma Sistemleri (EİOTS) oluşturulmalıdır. Geliştirilen sistemler, yapay zekâ tabanlı karar destek altyapısıyla entegre çalışarak potansiyel tehditlerin otomatik değerlendirilmesini ve önleyici güvenlik tedbirlerinin hızla uygulanması açısından önemli olmaktadır.



Şekil 4.31 Santralin Fiziksel Korunması Kriteri Akış Diyagramı

5. SONUÇ VE ÖNERİLER

Bu çalışma, ergimiş tuz hızlı reaktör (MSFR) tasarımının Türkiye’de yürürlükte bulunan “Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği”ne (RG No: 29951, 2016) uygunluğunu değerlendirmeyi ve bu değerlendirme doğrultusunda gerekli düzeltici kriterleri belirlemeyi amaçlamıştır. Çalışma kapsamında, MSFR'nin teknik karakteristik özellikleri detaylı biçimde analiz edilmiş; ardından yönetmelikte belirtilen 1 ila 25. maddeler bağlamında sistematik bir uygunluk incelemesi gerçekleştirilmiştir. Bu bağlamda hem reaktörün yenilikçi doğası hem de mevcut düzenleyici altyapı dikkate alınarak bir karşılaştırmalı değerlendirme ortaya konmuştur.

Çalışma sonucunda elde edilen temel bulgular şunlardır:

- MSFR tasarımı, pasif güvenlik sistemleri, negatif sıcaklık katsayısı ve online yakıt çevrimi gibi ileri güvenlik özellikleri sayesinde birçok yönetmelik maddesine doğrudan veya uyarlanabilir şekilde uygundur.
- Bununla birlikte, MSFR'nin sıvı yakıtlı yapısı, çevrim içi fisyon ürünleri ayrıştırma kapasitesi, yerçekimiyle çalışan pasif tahliye sistemleri ve modüler tasarımı gibi unsurlar, mevcut yönetmelikteki bazı kavramların yeniden yorumlanmasını gerekli kılmaktadır. Özellikle Madde 11 (Güvenlik sınıflandırması), Madde 21 (İşletme tecrübelerinden yararlanma) ve Madde 24 (Saha içi yakıt depolama) gibi başlıklarda, MSFR'nin konvansiyonel reaktörlerden belirgin biçimde ayrıldığı tespit edilmiştir.
- Ayrıca MSFR’nin henüz ticari olarak işletmeye geçmiş bir örneğinin bulunmaması, “işletme tecrübeleri” temelli düzenleyici yaklaşımlarda uyarlama ihtiyacını doğurmakta ve bu yönüyle ek doğrulama ve pilot uygulama gerekliliğini ortaya koymaktadır.

Bu bulgular ışığında aşağıdaki öneriler geliştirilmiştir:

Düzenleyici Çerçevenin Genişletilmesi: MSFR gibi yenilikçi tasarımlar için mevcut yönetmelikteki sabit yakıtlı reaktör merkezli tanım ve sınıflamaların yeniden ele alınması, özellikle “yakıt”, “reaktivite kontrolü” ve “atık yönetimi” gibi kavramların sıvı yakıtlı sistemlere uygun şekilde genişletilmesi önerilmektedir.

Lisanslama Süreçlerinde Esneklik: MSFR için özgün güvenlik mekanizmaları içeren bir tasarım değerlendirme metodolojisinin geliştirilmesi ve lisanslama prosedürlerinde teknolojiye özel esneklik alanlarının tanımlanması gerekmektedir. Bu bağlamda, risk bilgiye dayalı bir düzenleyici yaklaşım benimsenmelidir.

Pilot Tesis ve Deneysel Veriler: Türkiye'nin nükleer enerji yol haritasında, MSFR gibi IV. nesil reaktörlere yönelik deneysel ve pilot tesis kurulumları teşvik edilmeli; bu tesisler aracılığıyla yerel işletme tecrübesi ve regülasyon uyumuna yönelik veri seti oluşturulmalıdır.

Uluslararası İşbirlikleri: MSFR tasarımı konusunda lider konumda olan Fransa, Çin ve Avrupa'daki GIF (Generation IV International Forum) üye ülkeleriyle teknik ve düzenleyici işbirlikleri artırılmalı; ortak araştırma programları aracılığıyla hem bilgi birikimi hem de teknolojik adaptasyon süreçleri desteklenmelidir.

Yerli Yetkinliklerin Geliştirilmesi: MSFR sistemine özgü fizik, malzeme bilimi, aktinid kimyası ve sistem mühendisliği alanlarında insan kaynağı yetiştirilmesine yönelik lisansüstü eğitim programları ve araştırma merkezleri desteklenmelidir.

Sonuç olarak, ergimiş tuz hızlı reaktör tasarımı, mevcut düzenleyici çerçevenin sınırlarını test eden ancak doğru şekilde entegre edildiğinde Türkiye'nin enerji güvenliği, atık yönetimi ve ileri nükleer teknolojilere erişimi açısından stratejik fayda sağlayabilecek bir sistem olarak değerlendirilmektedir. Bu bağlamda, hem teknik hem de mevzuatsal düzeyde atılacak adımlar, MSFR'nin güvenli ve sürdürülebilir bir seçenek olarak enerji sistemine entegre edilmesinin önünü açacaktır.

KAYNAKLAR

- Allibert, M., Aufiero, M., Brovchenko, M., Delpech, S., Ghetta, V., Heuer, D., Laureau, A., ve Merle-Lucotte, E. (2016). Molten salt fast reactors. G. Locatelli (Ed.), *Handbook of Generation IV Nuclear Reactors* içinde (s. 157–183). Elsevier. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-100149-3.00007-0>
- Al Rashdan, A. Y. (2022). Integration of control methods and digital twins for advanced reactor systems. Idaho National Laboratory. <https://www.osti.gov/biblio/1924292>
- Andrews, H. B., Kitzhaber, Z. B., Orea, D., & McFarlane, J. (2024). Real-Time Elemental and Isotopic Measurements of Molten Salt Systems through Laser-Induced Breakdown Spectroscopy. *Nature Communications*, 147(1), Article 910. DOI: [10.1021/jacs.4c13684](https://doi.org/10.1021/jacs.4c13684)
- ASME (2017). American Society of Mechanical Engineers. (2017). *ASME QME-1: Qualification of active mechanical equipment used in nuclear facilities*. ASME. <https://webstore.ansi.org/standards/asme/asmeqme2017>
- Başoğlu, (2017). Nükleer Enerji Dünyası, *Nükleer Santrallerin Lisanslanması*, Erişim: Şubat 2025, https://www.nukleer.web.tr/nukleer_guvenlik/lisanslama01.html#1
- Beils, S., Brovchenko, M., Conti, A., Fiorina, C., Guerrieri, C., Lathouwers, D., ... & Poncet, S. (2019). Application of the lines of defence method to the molten salt fast reactor (MSFR). *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*. <https://doi.org/10.1051/epjn/2019031>
- Chisholm, B. M., Krahn, S., & Sowder, A. (2020). A unique molten salt reactor feature – The freeze valve system: Design, operating experience, and reliability. *Nuclear Engineering and Design*. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110803>
- Clarno, K. (2024, January 26). Digital Twins for Molten Salt and Nuclear Systems. Oden Institute, University of Texas at Austin. <https://oden.utexas.edu/news-and-events/events/1882---Kevin%20Clarno/>
- Delpech, S., Heuer, D., Blender, F., Merle-Lucotte, E., Rubiolo, P., & Ghetta, V. (2009a). The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives. *Progress in Nuclear Energy*, 51(5), 500–519. https://www.researchgate.net/publication/281915971_The_molten_salt_reactor_MSR_in_Generation_IV_overview_and_perspectives
- Delpech, S., Merle-Lucotte, E., Heuer, D., Allibert, M., Ghetta, V., & Rubiolo, P. (2009b). Reactor physics and reprocessing scheme for innovative molten salt reactor system. *Journal of Fluorine Chemistry*, 130(1), 11–17. <https://doi.org/10.1016/j.jfluchem.2008.07.009>
- Delpech, M., Heuer, D., Merle-Lucotte, E., Allibert, M., Ghetta, V., & Le Brun, C. (2009c). *Reactor physics and feasibility of the molten salt fast reactor concept*. *Nuclear Science and Engineering*, 160(2), 206–218. <https://doi.org/10.1016/j.jfluchem.2008.07.009>
- Delpech, M., Merle-Lucotte, E., Heuer, D., Allibert, M., Ghetta, V., & Picard, G. (2009d). Reactor physics and reactivity control of the Molten Salt Fast Reactor. *Journal of Fluorine Chemistry*, 130(11), 861–867.

- Dion, M. P., Louise G. Worrall, Stephen Croft, Logan M. Scott (2020). *Molten salt reactor signatures and modeling study*. INL. Eriřim: Mayıs 2025. https://gain.inl.gov/content/uploads/4/2022/09/MoltenSaltReactorSignaturesAndModelingStudy_ORNL.pdf
- Elsheikh, B. M. (2013). Safety assessment of molten salt reactors in comparison with light water reactors. *Journal of Radiation Research and Applied Sciences*, 6(2), 63–70.
- Ezell, N. D. B., ve ark. (2019). Development of a corrosion monitoring system for molten salt systems. Oak Ridge National Laboratory. <https://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub129867.pdf>
- Fang ve ark. (2024). Jun Fang a, Mauricio Tano b, Nadish Saini a, Ananias Tomboulides c, Victor Coppo-Leite d, Elia Merzari d, Bo Feng a, Dillon Shaver. *CFD simulations of Molten Salt Fast Reactor core cavity flows*, Nuclear Engineering and Design Volume 424, 1 August 2024, 113294
- Farber, J., Oncken, J., Coelho, M., Lange, T., & Al Rashdan, A. (2024). Enabling a physical twin for control methods evaluation (INL/RPT-24-77114). Idaho National Laboratory. https://inldigitallibrary.inl.gov/sites/sti/sti/Sort_98490.pdf
- Fil, N. S., Allen, P. J., Kirmse, R. E., Kurihara, M., Oh, S. J., & Sinha, R. K. (t.y.). Balancing passive and active systems for evolutionary water-cooled reactors. *IAEA-SM-353/I8*. International Atomic Energy Agency.
- Finan, A. E. (2016). Enabling Nuclear Innovation: Strategies for Advanced Reactor Licensing. A Report by Nuclear Innovation Alliance, April 2016. <https://www.nuclearinnovationalliance.org/strategies-advanced-reactor-licensing-0>
- Fiorina, C., Lathouwers, D., Aufiero, M., Cammi, A., Guerrieri, C., Kloosterman, J. L., Luzzi, L., & Ricotti, M. E. (2014). Modelling and analysis of the MSFR transient behaviour. *Annals of Nuclear Energy*, 64, 485–498. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.08.003>
- Generation IV International Forum. (2002). *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*. <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/genivroadmap2002.pdf>
- Generation IV International Forum. (January 2014). *Technology roadmap update for Generation IV nuclear energy systems*. Eriřim: řubat 2025, <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2014-03/gif-tru2014.pdf>
- Greenwood, M. S., Betzler, B. R., & Qualls, A. L. (2018). Dynamic System Models for Informing Licensing and Safeguards Investigations of Molten Salt Reactors. ORNL. <https://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub111804.pdf>
- Holcomb, D. E., Kisner, R. A., & Cetiner, S. M. (2018). *Instrumentation framework for molten salt reactors*. ORNL. Eriřim: Mayıs 2025. <https://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub111607.pdf>
- Holcomb, D. E., Willis P. Poore, III George F. Flanagan (2022). Molten Salt Reactor Technical and Safety Considerations Outside of Guidance Documents. Eriřim: Mayıs 2025, <https://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub181692.pdf>
- IAEA (1991). International Atomic Energy Agency. (1991). *Safety Culture: A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG-4)*. IAEA, Eriřim: Mart 2025, https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub882_web.pdf

- IAEA. (1996). *Defence in Depth in Nuclear Safety*, INSAG-10. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency Vienna, Eriřim: Mart 2025, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1013e_web.pdf
- IAEA (2002a). International Atomic Energy Agency. (2002). *Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture (TECDOC-1329)*. IAEA, Eriřim: Mart 2025, https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1329_web.pdf
- IAEA (2002b). International Atomic Energy Agency. (2002). *Instrumentation and control systems important to safety in nuclear power plants* (No. NS-G-1.3). IAEA. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1116_scr.pdf
- IAEA (2006a). International Atomic Energy Agency. (2006). *Application of the Management System for Facilities and Activities (GS-G-3.1)*. IAEA, Eriřim: Mart 2025, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1253_web.pdf
- IAEA (2006b). International Atomic Energy Agency. (2006). *Fundamental Safety Principles* (No. SF-1). IAEA. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1273_web.pdf
- IAEA (2007). International Atomic Energy Agency. (2007). *Fundamental safety principles* (No. SF-1). IAEA. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1273_web.pdf
- IAEA (2010a). International Atomic Energy Agency. (2010). *Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants* (IAEA Safety Standards Series No. SSG-3). IAEA. <https://www.iaea.org/publications/8235/development-and-application-of-level-1-probabilistic-safety-assessment-for-nuclear-power-plants>
- IAEA (2010b). International Atomic Energy Agency. (2010). *Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants* (IAEA Safety Standards Series No. SSG-4). https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1443_web.pdf
- IAEA (2011). International Atomic Energy Agency. (2011). *Nuclear security recommendations on physical protection of nuclear material and nuclear facilities* (INFCIRC/225/Revision 5, Nuclear Security Series No. 13). Vienna: IAEA. Eriřim: Mayıs 2025. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1481_web.pdf
- IAEA. (t.y). *Passive safety features*. International Atomic Energy Agency. Eriřim tarihi: 23 Haziran, 2025, <https://www.iaea.org/topics/design-safety-nuclear-power-plants/passive-safety-features>
- IAEA (2016a). *Safety of Nuclear Power Plants: Design* (IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1, Rev. 1), Vienna, 2016. <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1715web-46541668.pdf>
- IAEA (2016b). International Atomic Energy Agency. (2016). *Leadership and Management for Safety: General Safety Requirements No. GSR Part 2*. IAEA, Eriřim: Mart 2025, https://regelwerk.grs.de/sites/default/files/cc/dokumente/dokumente/DS456_Step12.pdf
- IAEA (2016c). International Atomic Energy Agency. (2016). *Attributes of full scope level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for applications in nuclear power plants* (IAEA-TECDOC 1804). Vienna: Author. <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE1804web.pdf>
- IAEA (2016d). International Atomic Energy Agency. (2016). *Pressurized water reactor simulator*. Eriřim: Mayıs 2025, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TCS-22_2nd_web.pdf

- IAEA (2016e). International Atomic Energy Agency. (2013). *Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants* (IAEA Safety Standards Series No. SSG-39). IAEA. Erişim Haziran 2025, [Design of Instrumentation and control systems for nuclear power plants](#)
- IAEA (2017a). *IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-4.1, Opportunities For Cogeneration With Nuclear Energy*, Vienna, 2017, Erişim: Nisan 2025, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1749_web.pdf
- IAEA (2017b). International Atomic Energy Agency. (2017). *Safety of nuclear fuel cycle facilities* (IAEA Safety Standards Series No. SSG-4). IAEA. Erişim: Mayıs 2025. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1791_web.pdf
- IAEA (2018a). *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments*. International Atomic Energy Agency. https://aris.iaea.org/publications/smr-book_2018.pdf
- IAEA (2018b). *Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Rev.5)*. International Atomic Energy Agency. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1760_web.pdf
- IAEA (2019a) *Design of The Reactor Core for Nuclear Power Plants*. International Atomic Energy Agency, VIENNA. Specific Safety Guide, No. SSG-52, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1859_web.pdf
- IAEA (2019b). International Atomic Energy Agency. (2019). *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants* (IAEA Safety Standards Series No. SSG-2, Rev. 1). IAEA. <https://www.iaea.org/publications/12335/deterministic-safety-analysis-for-nuclear-power-plants>
- IAEA. (2020). *Use of nuclear material accountancy and control for nuclear security purposes at facilities* (IAEA Nuclear Security Series No. 25-G). International Atomic Energy Agency. <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1685web-43244937.pdf>
- IAEA (2020a). International Atomic Energy Agency. (2012). *Storage of Spent Nuclear Fuel* (IAEA Safety Standards Series No. SSG-15). Vienna: IAEA. Erişim : Mayıs 2025, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1882_web.pdf
- IAEA (2021). International Atomic Energy Agency. (2021). *Protection against internal hazards in the design of nuclear power plants* (Safety Standards Series No. SSG-64). IAEA. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1947_web.pdf
- IAEA (2022). International Atomic Energy Agency. (2022). *Accident analysis for nuclear power plants with pressurized water reactors* (Safety Reports Series No. 113). Vienna: IAEA. Erişim: Mayıs 2025, <https://www.iaea.org/publications/6714/accident-analysis-for-nuclear-power-plants-with-pressurized-water-reactors>
- IAEA (2022a). *IAEA nuclear safety and security glossary: Terminology used in nuclear safety, nuclear security, radiation protection and emergency preparedness and response (2022 Interim Edition)*. Vienna: IAEA. <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/IAEA-NSS-GLOweb.pdf>
- IAEA (2022b). International Atomic Energy Agency. (2022). *Radiation protection aspects of design for nuclear power plants* (DS524, Draft Safety Guide). IAEA. https://www.iaea.org/sites/default/files/22/06/draft_ds524.pdf

- IAEA (2023). Applicability of IAEA Safety Standards to Non-Water Cooled Reactors and Small Modular Reactors. Safety Reports Series No. 123. Vienna. Eriřim: Nisan 2025, <https://www.iaea.org/publications/15228/applicability-of-iaea-safety-standards-to-non-water-cooled-reactors-and-small-modular-reactors>
- IAEA (2023a). *Status of Molten Salt Reactor Technology* (Technical Reports Series No. 489), Vienna, 2023 Eriřim: Nisan 2025, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/STI-DOC-010-489_web.pdf
- IEEE (2003). Institute of Electrical and Electronics Engineers. (2003). *IEEE Std 323-2003: Standard for qualifying Class 1E equipment for nuclear power generating stations*. IEEE. <https://standards.ieee.org/ieee/323/523/>
- Ignatiev, V., ve ark. (2012). V. V. Ignatiev, O. S. Feynberg, A. V. Zagnitko, A. V. Merzlyakov, A. I. Surenkov, A. V. Panov, V. G. Subbotin, V. K. Afonichkin, V. A. Khokhlov & M. V. Kormilitsyn (2012). Molten-Salt Reactors: New Possibilities, Problems And Solutions. DOI:10.1007/s10512-012-9537-2
- Ignatiev, V., ve ark. (2014). V. V. Ignatiev , O. Feynberg , I. Gnidoi, A. Merzlyakov, A. Surenkov, V. Uglov, A. Zagnitko , V. Subbotin , I. Sannikov, A. Toropov, V. Afonichkin, A. Bovet, V. Khokhlov , V. Shishkin, M. Kormilitsyn, A. Lizin, A. Osipenko. *Molten salt actinide recycler and transformer system without uranium support. Journal of Nuclear Materials*, 447(1–3), 228–240. Eriřim: Mart 2025, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.09.004>
- INL (2020). *Advanced Reactor Technologies: Molten Salt Reactor Program Overview*. Idaho National Laboratory. <https://inl.gov/nuclear-energy/molten-salt-research/>
- İklim Deęiřiklięi Azaltım Stratejisi ve Eylem Planı (2024-2030). T.C. Çevre, řehircilik ve İklim Deęiřiklięi Bakanlığı İklim Deęiřiklięi Başkanlıęı ve Birleřmiř Milletler Kalkınma Programı (UNDP), “Türkiye’nin Sera Gazı Azaltım Hedefinin Revizyonu ve Uzun Vadeli İklim Deęiřiklięi Stratejisinin Geliřtirilmesi Projesi”
- Kadamabi, N. P. (2002). *Guidance for performance based regulation*. Nuclear Regulatory Commission. Technical Report NUREG/BR-0303. Eriřim: Mart 2025, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0303/br0303.pdf>
- Koizumi, Y, Okawa, T, Mori, S.(2021). Fundamentals of Thermal and Nuclear Power Generation. JSME Series in Thermal and Nuclear Power Generation. Elsevier, İndia, 320s.
- Koroleva, O. N., Nevolina, L. A., & Korobatova, N. M. (2023). Glass-Containing Matrices Based on Borosilicate Glasses for the Immobilization of Radioactive Wastes. *Journal of Composites Science*, 7(12), 505. <https://doi.org/10.3390/jcs7120505>
- Lamarsh, J R. ve Baratta.JA. (2001) Introduction to Nuclear Engineering. Prentice-Hall, Inc. Upper Daddle River, New Jersey 07458. (KİTAP)
- LeBlanc, D. (2010a). Denatured molten salt reactors (DMSR): An idea whose time has finally come? *Canadian Nuclear Society Conference*. https://twugbcn.wordpress.com/wp-content/uploads/2011/03/1-d_leblanc_ovrvw_denmsr.pdf
- LeBlanc, D. (2010b). *Molten salt reactors: A new beginning for an old idea*. Nuclear Engineering and Design, 240(6), 1644–1656. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.12.033>
- Liu, Z., & Fan, J. (2014). Thermal performance evaluation of PWR steam generators. *Annals of Nuclear Energy*, 70, 365–372

- Liu, W., Han, L., & Huang, L. (2022). Design and optimization of molten salt reactor monitoring system based on digital twin technology. *Kerntechnik*, 87(6), 651–660. <https://doi.org/10.1515/kern-2022-0055>
- NEA, (2001). *Nuclear Regulatory Challenges Arising from Competition in Electricity Markets*, OECD Publishing, Paris, Eriřim: řubat 2025, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_13452
- NEA (2012a), *Nuclear Energy Today: Second Edition*, OECD Publishing, Paris, Eriřim: řubat 2025, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14560/nuclear-energy-today-second-edition?details=true
- NEA (2012b). Nuclear Energy Agency. (2012). *The Fukushima Daiichi nuclear power plant accident: OECD/NEA nuclear safety response and lessons learnt*. OECD Publishing. https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14866/the-fukushima-daiichi-nuclear-power-plant-accident-oecd/nea-nuclear-safety-response-and-lessons-learnt
- NEA, (2016). Nuclear Energy Agency Organisation For Economic Co-Operation And Development, *The Safety of the Nuclear Fuel Cycle 2016 Paris*, Eriřim: řubat 2025, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_13186
- NEA (2021). *Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems*. OECD Nuclear Energy Agency, Eriřim: Nisan 2025, <https://inis.iaea.org/records/g5ca7-d7a18>
- NEA (2023). *Research recommendations to support the safe deployment of small modular reactors*. OECD Nuclear Energy Agency. https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2025-06/7660_egsmr_-_csni_top_21.pdf
- NEA (2024). OECD Nuclear Energy Agency. (2024). *Status report on reliability of thermal-hydraulic passive systems* (NEA/CSNI/R(2021)2). OECD. Eriřim: Mayıs: 2025, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_97015/status-report-on-reliability-of-thermal-hydraulic-passive-systems?details=true
- NEA (2025). OECD Nuclear Energy Agency. (2025). *BWR severe accident mitigation guidelines (SAMG): Information compilation and reactor water level measurement* (NEA/CNRA/R(2022)2). OECD. Eriřim: Haziran 2025, https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2025-04/nea_cnra_2022_2.pdf
- Nikolay Belyakov (2019). Sustainable Power Generation: Current Status, Future Challenges, and Perspectives Bölüm12 Modern Nuclear Power Plant)
- OECD (2010). OECD Nuclear Energy Agency. (2010). Occupational radiological protection principles and criteria for designing new nuclear power plants. OECD https://www.oecd.org/content/dam/oecd/en/publications/reports/2010/10/occupational-radiological-protection-principles-and-criteria-for-designing-new-nuclear-power-plants_g1g128c7/9789264098046-en.pdf
- OECD (2019). Legal Frameworks for Long-Term Operation of Nuclear Power Reactors, Nea No. 7504 Nuclear Energy Agency Organisation For Economic Co-Operation And Development, https://www.oecd.org/content/dam/oecd/en/publications/reports/2019/11/legal-frameworks-for-long-term-operation-of-nuclear-power-reactors_8a214a4f/c7b6dbb2-en.pdf

- OECD-NEA (2024). OECD Nuclear Energy Agency. (2024). Status report on reliability of thermal-hydraulic passive systems (NEA/CSNI/R(2021)2). OECD-NEA. https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_97015/status-report-on-reliability-of-thermal-hydraulic-passive-systems?details=true
- Olson, L. C., Ambrosek, J. W., Sridharan, K., Anderson, M. H., & Allen, T. R. (2009). Materials corrosion in molten LiF–NaF–KF salt. *Journal of Fluorine Chemistry*, 130(1), 67–73. <https://doi.org/10.1016/j.jfluchem.2008.05.008>
- ORNL (1978). *Status of Materials Development for Molten Salt Reactors*. Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-5920. <https://inis.iaea.org/records/erkxq-2y373>
- ORNL (2006). *Assessment of Candidate Molten Salt Coolants for the Advanced High-Temperature Reactor* (ORNL/TM-2006/12). Oak Ridge National Laboratory. <https://moltenalt.org/references/static/downloads/pdf/ORNL-TM-2006-12.pdf>
- ORNL (2018). Oak Ridge National Laboratory. (2018). *A Safety and Licensing Roadmap to Identify the Research and Development Gaps of Commercial Molten Salt Reactors*, ORNL/TM-2018/944. <https://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub114937.pdf>
- Özkan (2018). *Çevresel Güvenlikte Sınırşan Bir Tehdit Algısı: Nükleer Zarar* (sayfa 157&173), Erişim: Mart 2025, <https://nek.istanbul.edu.tr/ekos/TEZ/58105.pdf>
- Petti, D., Hill, R., Gehin, J., Gougar, H., Strydom, G., O'Connor, T., ve ark. (2017). *A Summary of the Department of Energy's Advanced Demonstration and Test Reactor Options Study*. *Nuclear Technology*, 199 (2), 111-128. <https://doi.org/10.1080/00295450.2017.1336029>
- Pilania, R. K. (2023). Matrices for radioactive waste immobilization: A review. *Materials*, 16(20), 7123. <https://doi.org/10.3389/fmats.2023.1236470>
- Resmî Gazete (1983). *Nükleer Tesislere Lisans Verilmesine İlişkin Tüzük*, Erişim: Haziran 2025, <https://www.resmigazete.gov.tr/arsiv/18256.pdf>
- Resmî Gazete (2008). *Nükleer Güç Santrallerinin Güvenliği İçin Tasarım İlkeleri Yönetmeliği*, 2008. Resmî Gazete Tarihi: 17.10.2008 Resmî Gazete Sayısı: 27027
- Riva, S., Introini, C., Kutz, J. N., & Cammi, A. (2025). Toward efficient parametric state estimation in circulating fuel reactors with shallow recurrent decoder networks: Test case on MSFR. arXiv. <https://doi.org/10.48550/arXiv.2503.08904>
- Rosenthal, M. W., Kasten, P. R., & Briggs, R. B. (1970). Molten-salt reactors—History, status, and potential. *Nuclear Applications and Technology*, 8(2), 107–117. <https://doi.org/10.13182/NT70-A28619>
- Rubiolo, P. (pablo.rubiolo@lpse.in2p3.fr), D. Heuer, E. Merle-Lucotte, M. Brovchenko, V. Ghetta, M. Allibert, H. , A. Laureau, (2013). *Overview And Perspectives Of The Molten Salt Fast Reactor (Msfr) Concept*, LPSC-IN2P3-CNRS / UJF / Grenoble INP, 53 rue des Martyrs, F-38026 Grenoble Cedex, France. Erişim: Mayıs 2025, https://www.researchgate.net/publication/279511944_OVERVIEW_AND_PERSPECTIVES_OF_THE_MOLTEN_SALT_FAST_REACTOR_MSFR_CONCEPT
- Sabharwall, P., ve ark. (2011). Small Modular Molten Salt Reactor (SM-MSR). Idaho National Laboratory. Erişim: Nisan 2025, <https://inl.elsevierpure.com/en/publications/small-modular-molten-salt-reactor-sm-msr>

- Seferinoğlu, M. Karagülle, E. C. (2022) Nükleer Güç Santrallerinin Güvenlik İlkeleri: Tasarım, Devreye Alma, İşletim ve İşletmeden Çıkarma. Nobel Bilimsel Eserler, ISBN:978-625-433-749-9, Eylül, 2022.
- Serp, J., Allibert, M., Beneš, O., Delpech, S., Feynberg, O., Ghetta, V., Heuer, D., Holcomb, D., Ignatiev, V., Kloosterman, J. L., Luzzi, L., Merle-Lucotte, E., Uhlir, J., Yoshioka, R., & Zhimin, D. (2014). *The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives. Progress in Nuclear Energy*, 77, 308–319. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2014.02.014>
- Sham, T.-L. ve Bass, R. E. (2022). Interim creep, fatigue and creep-fatigue data from FY2022. Idaho National Laboratory. <https://www.osti.gov/biblio/1906448>
- Şahin, S., Şahin, H. M., Tunç, G., & Şahiner, H. (2023). Design studies for a 50 MWth molten salt fast reactor. *Progress in Nuclear Energy*, 166, 104964. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104964>
- TAEK (2008). Ülkemizin Nükleer Hammadde Rezervleri, Halkı Bilgilendirme Broşürleri 001-2008. Erişim: Şubat 2025, <https://kurumsalarsiv.tenmak.gov.tr/server/api/core/bitstreams/5d935f75-2234-4693-8880-13f6ca2bc9b4/content>
- TAEK (2008a). Nükleer Reaktörler, Halkı Bilgilendirme Broşürleri 001-2008. Erişim: Şubat 2025, <https://kurumsalarsiv.tenmak.gov.tr/server/api/core/bitstreams/0a4530da-d7f3-4535-907c-e1b53c8910de/content>
- TAEK (Nisan 2011). *Günümüzde Nükleer Enerji*. Erişim: Ocak 2025, <http://kurumsalarsiv.tenmak.gov.tr/handle/20.500.12878/201>
- The UK's Forgotten Molten Salt Reactor Programme, 2023, By Mark. <https://www.the-weinberg-foundation.org/the-uks-forgotten-molten-salt-reactor-programme/>
- Tiberga, M., Shafer, D., Lathouwers, D., & Kloosterman, J. L. (2019). Preliminary investigation on the melting behavior of a freeze-valve for the Molten Salt Fast Reactor. *Annals of Nuclear Energy*, 132, 544–554. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.06.039>
- T.C. Çevre, Şehircilik ve İklim Değişikliği Bakanlığı, *İklim Değişikliği Azaltım Stratejisi Ve Eylem Planı (2024-2030)* Erişim: Mart 2025
- T.C. Dışişleri Bakanlığı (2022). *Paris Anlaşması*, Erişim: Mart 2025, <https://www.mfa.gov.tr/paris-anlasmasi.tr.mfa>
- Todreas, N. E., & Kazimi, M. S. (2012). *Nuclear Systems Volume I: Thermal Hydraulic Fundamentals* (2nd ed.). CRC Press.
- U.S.NRC (1990). U.S. Nuclear Regulatory Commission. (1990). *Overview and Comparison of U.S. Commercial Nuclear Power Plants* (NUREG/CR-5640 SAIC-89/1541). Washington. Erişim Mayıs 2025, <https://www.nrc.gov/docs/ML2006/ML20064B075.pdf>
- U.S.NRC (2004a). U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2004-A). *Guidelines for the preparation of emergency operating procedures* (NUREG-0899). NRC. <https://www.nrc.gov/docs/ml1025/ml102560007.pdf>
- U.S.NRC (2004b). U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2004b). Standard review plan for the review of safety analysis reports for nuclear power plants: Human factors engineering (NUREG-0800, Chapter 18). NRC. <https://www.nrc.gov/docs/ML1612/ML16125A114.pdf>

- U.S.NRC (2005). U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2005). *EPRI/NRC-RES fire PRA methodology for nuclear power facilities* (NUREG/CR-6850). NRC.
- U.S. NRC (2007). U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2007). *Standard review plan for the review of safety analysis reports for nuclear power plants: Containment systems* (NUREG-0800, Chapter 6.2.1). NRC. <https://www.nrc.gov/docs/ML0702/ML070220505.pdf>
- U.S. NRC (2007a).U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2014). Standard review plan for the review of safety analysis reports for nuclear power plants: Spent fuel pool cooling and cleanup system (NUREG-0800, Chapter 9.1.3). NRC. Erişim: Mart 2025. <https://www.nrc.gov/docs/ML0631/ML063190013.pdf>
- U.S.NRC (2020). U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2020). *Online monitoring technology to extend the life of safety-significant instrumentation in nuclear power plants* (Topical Report). NRC <https://www.nrc.gov/docs/ML2031/ML20317A102.pdf>
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2021). The state of technology of application of digital twins in the nuclear industry (ML21160A074). <https://www.nrc.gov/docs/ML2116/ML21160A074.pdf>
- U.S.NRC (2023). U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Typical Pressurized-Water Reactor Şubat 2023*, Erişim: Haziran 2025, <https://www.nrc.gov/reactors/pwrs.pdf>
- Vietti-Cook (1999). White Paper On Risk-Informed and Performance-Based Regulation. US Nuclear Regulatory Commission. (SECY-98-144). February 24, 1999. <https://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003753601.pdf>
- White, R. P. (2019) Pathways and Frameworks for the Licensing and Regulation of Advanced Nuclear Reactors in the United States. Submitted to the Department of Nuclear Science and Engineering on January 25, 2019, in partial fulfillment of the requirements for the degree of Masters of Science in Nuclear Science and Engineering
- WNA (2023). World Nuclear Association, *Molten Salt Reactors*, Erişim: Mayıs 2025. <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>
- WNA (2025). World Nuclear Associaton, Nuclear Power Reactors 6 Haziran 2025, Erişim: Haziran 2025, [Nuclear Power Reactors - World Nuclear Association](https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx)
- Wu, J., Deng, S., & Guo, Z. (2022). *Review of molten salt reactor multi-physics coupling models: State of the art and future trends*. *Energies*, 15(21), 8296. <https://doi.org/10.3390/en15218296>
- Yoshioka, R., & Kinoshita, M. (2017). Liquid fuel, thermal neutron spectrum reactors. T. Sugiyama & H. Yamano (Ed.), *Molten salt reactors and thorium energy* içinde (s. 281– 369). Elsevier. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-101126-3.00011-7>
- Zhixing (2018). Zhixing Gu, *History review of nuclear reactor safety*, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.06.023>
- Zinkle, S. J., & Was, G. S. (2013). Materials challenges in nuclear energy. *Acta Materialia*, 61(3), 735–758. <https://doi.org/10.1016/j.actamat.2012.11.004>

ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Ezgi ÖZYÜRÜK

Yabancı Dili : İngilizce

Eğitim Durumu

Lise : Sinop Anadolu Lisesi, 2007

Lisans : Anadolu Üniversitesi, Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi,
Malzeme Bilimi ve Mühendisliği, 2016

Yüksek Lisans :

Mesleki Deneyim

İş Yeri : Sinop Üniversitesi

Yayın Listesi :