

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



ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNDE (MSR) RİSK ANALİZLERİ

ÜMMÜHAN BARLAK

YÜKSEK LİSANS TEZİ

DANIŞMAN
DR. ÖĞR. ÜYESİ HÜSEYİN ŞAHİNER

SİNOP - 2024

TEZ KABUL

Ümmühan BARLAK tarafından hazırlanan “**ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNDE (MSR) RİSK ANALİZLERİ**” başlıklı bu çalışma, 24.10.2024 tarihinde yapılan savunma sınavı sonucunda başarılı bulunarak, jürimiz tarafından **YÜKSEK LİSANS tezi** olarak kabul edilmiştir.

Başkan

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

İmza

**Üye
(Danışman)**

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

İmza

Üye

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

İmza

Enstitü Müdürü

Doç. Dr. Hüseyin Turan ARAT

.....

ETİK BEYANI

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

Ümmühan BARLAK

ÖZET

YÜKSEK LİSANS TEZİ

ERGİMİŞ TUZ REAKTÖRLERİNDE (MSR) RİSK ANALİZLERİ

ÜMMÜHAN BARLAK

SİNOP ÜNİVERSİTESİ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ

NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

DANIŞMAN: DR. ÖĞR. ÜYESİ HÜSEYİN ŞAHİNER

Bu çalışmada ergimiş tuz reaktörleri için olasılığa dayalı risk analizi yöntemi kullanılarak güvenilirlik değerlendirmesi yapılmıştır. Yakıt tuzu tahliye sistemi, atık ısı uzaklaştırma sistemi ve off-gaz sistemleri şematik olarak gösterilerek güvenilirlik değerleri hesaplanmıştır. Hesaplamalarda kullanılan bileşen güvenilirlikleri ticari olarak kullanılan reaktör türlerindeki benzer yapı ve göreve sahip bileşenlerden elde edilmiştir. Her bir sistem için hata ağacı analizi yapılarak güvenilirlikler hesaplanmıştır. Yakıt tuzu tahliye sistemi için güvenilirlik değeri 0,9487 olarak bulunmuştur. Atık ısı giderme sistemi için güvenilirlik 0,8731 olarak bulunmuştur. Off-gaz sistemi için güvenilirlik 0,7833 olarak elde edilmiştir. Reaktörün muhafaza sistemleri için güvenilirlikler literatürdeki benzer zırhlama bariyerlerinden elde edilmiş ve sırasıyla birincil muhafaza bariyeri için 0,9999, ikincil muhafaza bariyeri için 0,9999 ve reaktör binası için 0,999999 olarak bulunmuştur. Tüm sistemler için elde edilen güvenilirlik değerleri kaynar su reaktörlerinde bulunan güvenlik sistemlerinin güvenilirlik değerleri ile karşılaştırıldığında yakıt tuzu tahliye sistemi, birincil muhafaza bariyeri, ikincil muhafaza bariyeri ve reaktör binası için hesaplanan güvenilirlik değerlerinin kaynar su reaktörü güvenlik sistemi değerlerine yakın ve makul değerlerde olduğu görülmüştür. Atık ısı giderme sistemi ve off-gaz sistemi için hesaplanan güvenilirlik değerlerinin kaynar su reaktörlerinin güvenlik sistemi değerlerine göre düşük olduğu görülmüştür. Pompa kazası ve fisyon ürünü salınımı başlangıç olayları için olay ağacı analizi yapılmıştır. Pompa kazasına karşı başarı oranı 0,9999 olarak bulunmuştur. Fisyon ürünü salınımına karşı başarı oranı 0,9999 olarak elde edilmiştir. Ergimiş tuz reaktörleri için güvenlik sistemi tasarımlarının geliştirilmesi gerektiği görülmüştür. Kaza durumunda reaktörün korunmasının derinliğine savunma prensibine uygun olarak art arda eklenen sistemler ile sağlandığı görülmektedir.

ANAHTAR KELİMELER: Ergimiş tuz reaktörleri; olasılıksal risk analizi; hata ağacı; olay ağacı

Ekim 2024, 87 Sayfa

ABSTRACT

MSC THESIS

RISK ANALYSIS IN MOLTEN SALT REACTORS (MSR)

UMMUHAN BARLAK

SINOP UNIVERSITY INSTITUTE OF GRADUATE PROGRAMS

DEPARTMENT OF NUCLEAR ENERGY ENGINEERING

SUPERVISOR:ASST. PROF. DR. HUSEYIN SAHINER

In this study, reliability assessment was performed for molten salt reactors using probabilistic risk analysis method. Fuel salt drain system, heat removal system and off-gas systems were shown schematically and reliability values were calculated. Component reliabilities used in calculations were obtained from components with similar structures and functions in commercially used reactor types. Reliabilities were calculated by performing fault tree analysis for each system. Reliability value for fuel salt drain system was found as 0.9487. Reliability for heat removal system was found as 0.8731. Reliability for off-gas system was obtained as 0.7833. Reliabilities for containment systems of reactor were obtained from similar armor barriers in literature and were found as 0.9999 for primary containment barrier, 0.9999 for secondary containment barrier and 0.999999 for reactor building, respectively. When the reliability values obtained for all systems are compared with the reliability values of the safety systems in boiling water reactors, it is seen that the reliability values calculated for the fuel salt drain system, primary containment barrier, secondary containment barrier and reactor building are close to the boiling water reactor safety system values and at reasonable values. It is seen that the reliability values calculated for the heat removal system and off-gas system are lower than the safety system values of boiling water reactors. An event tree analysis was performed for the pump accident and fission product release initial events. The success rate against pump accident was found to be 0.9999. The success rate against fission product release was obtained as 0.9999. It was seen that the safety system designs for molten salt reactors should be improved. It is seen that the protection of the reactor in case of an accident is provided by successively added systems in accordance with the defense in depth principle.

KEYWORDS: Molten salt reactor; probabilistic risk assessment; fault tree; event tree

October 2024, 87 Page

TEŞEKKÜR

Tez çalışmam süresince değerli bilgi, deneyim ve yol göstericiliği ile beni her anlamda destekleyen kıymetli danışman hocam Dr. Öğr. Üyesi Hüseyin Şahiner’e teşekkür ederim. Değerli jüri üyelerine teşekkür ederim.

Hayatımın bütün süreçlerinde olduğu gibi yüksek lisans dönemim boyunca da bana sevgi ve destek veren aileme teşekkür ederim.

Ümmühan BARLAK

İÇİNDEKİLER

Sayfa

TEZ KABUL	ii
ETİK BEYANI.....	iii
ÖZET	iv
ABSTRACT.....	v
TEŞEKKÜR	vi
TABLolar DİZİNİ.....	ix
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	x
SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ.....	xii
1. GİRİŞ	1
2. GENEL BİLGİLER.....	2
2.1. Nükleer Güvenlik.....	2
2.2. Derinlemesine Savunma (Defense in Depth, DiD).....	3
2.3. Nükleer Reaktörlerde Temel Güvenlik Fonksiyonları.....	5
2.3.1. Reaktivite kontrolü	5
2.3.2. Atık ısı uzaklaştırma	5
2.3.3. Radyoaktif maddelerin hapsedilmesi	6
2.4. Nükleer Reaktörlerde Aktif ve Pasif Güvenlik Sistemleri.....	7
2.5. Nükleer Kaza	9
2.6. IV. Nesil Nükleer Reaktörler	11
2.7. Ergimiş Tuz Reaktörleri (Molten Salt Reactors, MSR).....	12
2.7.1. MSR tasarımları.....	15
3. MATERYAL VE YÖNTEM.....	20
3.1. Olasılıksal Risk Analizi (Probabilistic Risk Assessment, PRA)	20
3.2. Sistem Analizi.....	22
3.3. PRA Analizi Elemanları	23
3.3.1. Başlangıç olayı.....	23
3.3.2. Olay ağacı	25
3.3.3. Hata ağacı:	26
3.4. PRA Seviyeleri	28
3.4.1. Seviye 1 PRA.....	28
3.4.2. Seviye 2 PRA.....	29

3.4.3. Seviye 3 PRA.....	29
3.5. Ergimiş Tuz Reaktörü Güvenlik Fonksiyonları.....	29
3.5.1. Yakıt tuzu tahliye Sistemi.....	29
3.5.2. Atık ısı uzaklaştırma sistemi.....	32
3.5.3. Off-gaz sistemi.....	33
3.5.4. Muhafaza sistemleri.....	36
3.6. Ergimiş Tuz Reaktörleri Başlangıç Olayları.....	37
4. BULGULAR.....	42
4.1. MSR Güvenlik Sistemleri Güvenilirlik Analizi.....	42
4.1.1. Yakıt tuzu tahliye sistemi analizi.....	42
4.1.2. Atık ısı giderme sistemi analizi	44
4.1.3. Off-gaz sistemi analizi	46
4.1.4. Muhafaza sistemleri analizi	65
4.2. MSR Başlangıç Olayları İçin Olay Ağaçları	66
4.2.1. Pompa arızası kazası başlangıç olayı.....	66
4.2.2. Fisyon ürünü salınımı başlangıç olayı	67
5. SONUÇ VE ÖNERİLER.....	69
KAYNAKLAR	71
ÖZGEÇMİŞ	75

TABLÖLAR DİZİNİ

	Sayfa
Tablo 2.1 Derinliğine savunma seviyeleri (IAEA, 2005)	4
Tablo 2.2 Pasif ve aktif derecelendirmesi (Fil vd., 2000)	8
Tablo 3.1 LWR'ler için bazı başlangıç olayları ve frekansları (Li. 2020).....	24
Tablo 3.2 Hata ağacında kullanılan kapılar (IAEA. 2010)	27
Tablo 3.3 MSR içerisinde dikkate alınması gereken bazı radyonüklidler (Yoshioka, 2017)	34
Tablo 4.1 Yakıt tuzu tahliye sistemi bileşenleri ve güvenilirlik değerleri	43
Tablo 4.2 Atık ısı giderme sistemi bileşenleri ve güvenilirlik değerleri.....	45
Tablo 4.3 Off-gaz sistemi bileşenleri ve güvenilirlik değerleri	60
Tablo 4.4 MSR sistem güvenilirlikleri.....	65
Tablo 4.5 BWR sistem güvenilirlikleri (Li, 2020)	66

ŞEKİLLER DİZİNİ

Sayfa

Şekil 2.1 Bozunma ısısı grafiği (Zweibaum, 2015).....	6
Şekil 2.2 Savunmada Fiziksel Bariyerler ve Derinlemesine Savunma (IAEA, 2005)	7
Şekil 2.3 INES Ölçeği (NRC, 2017).....	10
Şekil 2.4 Reaktör Jenerasyonları (Gen IV, t.y.).....	11
Şekil 2.5 MSR Şematik Görünümü (Gen IV, t.y.)	13
Şekil 2.6 MSRE (Serp vd., 2014).	15
Şekil 2.7 MSR-FUJI Görünümü	16
Şekil 2.8 MSFR Şematik Görünümü (IAEA, t.y.).....	17
Şekil 2.9 FHR konsepti kesit görünümü (Serp vd., 2014).....	18
Şekil 2.10 MSFR yakıt devresi (Allibert vd., 2016).....	19
Şekil 3.1 Bathtub eğrisi	21
Şekil 3.2 Seri bağlı sistem gösterimi	22
Şekil 3.3 Paralel bağlı sistem gösterimi.....	23
Şekil 3.4 Basit olay ağacı örneği (U.S. NRC & EPRI, 2010)	25
Şekil 3.5 Hata ağacı örneği (U.S. NRC & EPRI, 2010).....	26
Şekil 3.6 PRA seviyeleri (NRC, 2020).....	28
Şekil 3.7 Yakıt tuzu tahliye sistemi	30
Şekil 3.8 Donma vanası şematik görünümü (Chisholm, 2020).....	31
Şekil 3.9 FUJI-233 atık ısı giderme sistemi (Ishiguro vd., 2014)	33
Şekil 3.10 Off-gaz sistemi şeması (Pyron, 2016)	35
Şekil 3.11 MSFR bileşenleri ve bariyerleri (Allibert vd., 2016)	37
Şekil 4.1 Yakıt tuzu tahliye sistemi şematik çizimi.....	42
Şekil 4.2 Yakıt tuzu tahliye sistemi hata ağacı	43
Şekil 4.3 Yakıt tuzu tahliye sistemi şeması ve güvenilirlik değerleri	44
Şekil 4.4 Atık ısı giderme sistemi şematik çizimi	44
Şekil 4.5 Atık ısı giderme sistemi hata ağacı.....	45
Şekil 4.6 Atık ısı giderme sistemi şeması ve güvenilirlik değerleri	46
Şekil 4.7 Birincil gaz sistemi şematik çizimi	46
Şekil 4.8 Birincil gaz sistemi hata ağacı.....	46
Şekil 4.9 Dörtlü vana sistemi şematik çizimi	47

Şekil 4.10 Dörtlü vana sistemi hata ağacı.....	47
Şekil 4.11 Kömür yatağı sistemi şematik çizimi	48
Şekil 4.12 Kömür yatağı sistemi hata ağacı	49
Şekil 4.13 Bozunma gazları sistemi şematik çizimi	50
Şekil 4.14 Bozunma gazları sistemi hata ağacı	50
Şekil 4.15 Üçlü vana sistemi şematik çizimi	51
Şekil 4.16 Üçlü vana sistemi hata ağacı	51
Şekil 4.17 Kr-85 ve T tutma sistemi hata ağacı.....	51
Şekil 4.18 Kr-85 ve T tutma sistemi hata ağacı.....	52
Şekil 4.19 Uzun bozunma gazları sistemi şematik çizimi	52
Şekil 4.20 Uzun bozunma gazları sistemi hata ağacı	53
Şekil 4.21 Depolama sistemi şematik çizimi.....	54
Şekil 4.22 Depolama sistemi hata ağacı	54
Şekil 4.23 Hava filtre sistemi şematik çizimi	54
Şekil 4.24 Hava filtre sistemi hata ağacı	56
Şekil 4.25 Tuz dolaşımı sistemi şematik gösterimi	57
Şekil 4.26 Tuz dolaşımı sistemi hata ağacı.....	57
Şekil 4.27 Off-gaz alt sistemleri şematik gösterimi	62
Şekil 4.28 Pompa kazası olay ağacı ve güvenilirlik değerleri	67
Şekil 4.29 Fisyon ürünü salınımı olay ağacı ve güvenilirlik değerleri	68

SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ

Kısaltmalar

IAEA	: Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu
LWR	: Hafif Su Reaktörü
PRA	: Olasılığa Dayalı Risk Analizi
GFR	: Gaz Soğutmalı Reaktör
LFR	: Kurşun Soğutmalı Reaktör
SCWR	: Süperkritik Su Soğutmalı Reaktör
SFR	: Sodyum Soğutmalı Hızlı Reaktör
MSR	: Ergimiş Tuz Reaktörü
ORNL	: Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı
ARE	: Uçak Reaktörü Deneyi (Amerika Birleşik Devletleri)
MSRE	: Ergimiş Tuz Reaktörü Deneyi
DMSR	: Denatüre Ergimiş Tuz Reaktörü
MSBR	: Ergimiş Tuz Üretken Reaktörü
MSFR	: Ergimiş Tuz Hızlı Reaktörü
FHR	: Florür Tuzu Soğutmalı Yüksek Sıcaklık Reaktörü
TMSR	: Toryum Ergimiş Tuz Reaktörü

1. GİRİŞ

Nükleer enerji santralleri verimli ve temiz enerji üretiminden dolayı dünyada tercih edilen bir enerji üretim yöntemidir. Nükleer reaktörler güvenlik gereksinimini karşılamak için birçok aktif ve pasif güvenlik sistemleriyle donatılmıştır. Nükleer santrallerin güvenlik, sürdürülebilirlik, ekonomik olma ve nükleer silahlanmaya karşı direnç özelliklerinin artırılması amacıyla IV. Nesil Uluslararası Forumu tarafından yeni tasarımlar incelenmiştir. Birçok uzmanın çalıştığı ve reaktör konseptlerinin değerlendirildiği forum sonucunda altı adet tasarım, geleceğin nükleer reaktörleri olarak belirlenmiştir. Ergimiş Tuz Reaktörleri (MSR), sahip olduğu güvenlik özellikleri, yakıt özellikleri ve sürdürülebilir olma özelliği ile altı tasarımdan biri olarak seçilmiştir. MSR'lar yüksek sıcaklıklarda çalışan sıvı yakıtlı reaktörlerdir. Yakıtın sıvı olması MSR'lara bazı pasif güvenlik özellikleri kazandırır. Bunlar arasında reaktörün doğal olarak kontrolünü sağlayan negatif reaktivite, pasif güvenliği uygulayarak ciddi kaza durumlarını önleyen yakıt tuzu tahliye sistemi, bozunma ısısının uzaklaştırılmasını sağlayan atık ısı giderme sistemi ve fisyon ürünlerinin düzenli olarak uzaklaştırılmasını sağlayarak radyoaktivite salınımının önüne geçen off-gaz sistemi bulunmaktadır.

Günümüzde MSR'lar ile ilgili çeşitli araştırmalar yapılmakta ve birçok proje yürütülmektedir. Ancak MSR'lar için kapsamlı bir risk analizi çalışması bulunmamaktadır. Bu çalışmanın konusu dünya genelinde bu alandaki eksiği gidermek ve literatürdeki açığı kapatmak amacıyla seçilmiştir. MSR'ların sahip olduğu bu güvenlik sistemlerinin güvenilirlik değerlendirmesi Olasılığa Dayalı Risk Analizi (PRA) yöntemiyle yapılmıştır. PRA bir nükleer santralde gerçekleşebilecek kaza durumlarının önceden tahmini ve risk olasılığının hesaplanması için kullanılan bir analiz yöntemidir. Çalışmada MSR'ın güvenlik fonksiyonlarından olan yakıt tuzu tahliye sistemi, atık ısı giderme sistemi, off-gaz sistemi ve reaktörün muhafaza bariyeri sistemleri için olasılığa dayalı risk analizi yapılmıştır. Sistem bileşenlerinin güvenilirlik değerleri elde edilerek tüm sistem güvenilirlikleri hesaplanmıştır. MSR'larda gerçekleşebilecek kaza durumları arasında olan pompa kazası ve fisyon ürünü salınımı başlangıç olayları için olay ağacı analizi yapılarak toplam hata oranı ile güvenilirlik değerleri hesaplanmıştır. MSR'ların güvenlik sistemleri BWR'lar ile karşılaştırılarak değerlendirilmiş ve gelecekte bu reaktörün kullanımına dair tahminlerde bulunulmuştur.

2. GENEL BİLGİLER

2.1. Nükleer Güvenlik

Nükleer güvenlik, IAEA (Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu) Nükleer Güvenlik ve Güvence Sözlüğü'nde "Çalışanların, halkın ve çevrenin aşırı radyasyon risklerinden korunması ile sonuçlanacak; uygun çalışma koşullarının sağlanması, kazaların önlenmesi ve kaza sonuçlarının hafifletilmesi" olarak tanımlanmaktadır (IAEA, 2022). Dolayısıyla nükleer güvenliğin temel hedefi enerji üretirken insanları ve çevreyi iyonlaştırıcı radyasyonun zararlı etkilerinden korumaktır. Bu hedef yerine getirilirken aynı zamanda nükleer tesislerin işleyişi ve faaliyetlerinin fazla kısıtlanmamasına da dikkat edilmelidir. Güvenlik standartlarının en yüksek seviyeye ulaşabilmesini sağlamak için dikkat edilmesi gereken bazı önlemler bulunmaktadır. Bu önlemler başlıca reaktör koru, zincir reaksiyonu, radyoaktif salınım veya herhangi bir radyasyon kaynağının kontrolünün kaybedilebileceği durumların olasılığını ve şiddetini azaltmaya yarar. Ayrıca bu tür olayların gerçekleşmesi durumunda da sonuçların hafifletilmesini sağlar. Temel güvenlik hedefi radyoaktif maddelerin taşınması ve atık yönetimi de dahil olmak üzere planlama aşamasından hizmetten çıkarılma aşamasına kadar tesislerin tüm ömrü boyunca geçerlidir (IAEA, 2015).

Nükleer reaktörler için güvenlik stratejisi, Enrico Fermi ve çalışma arkadaşları tarafından geliştirilen Chicago Pile-1 (Fermi pile, CP-1) isimli dünyanın ilk reaktöründen itibaren oluşturulmaya başlanmıştır (Allardice & Trapnell, 1949). CP-1 reaktörü temel güvenlik sistemlerinin ilk hallerini bulundurmaktaydı. Örneğin hızlı kapatma için kullanılan insan kontrollü kontrol çubukları ve kadmiyum çözeltisi içeren kovalardan yapılmış ikincil bir kapatma sistemi mevcuttu. Kontrol çubukları için insan kontrolü, Norman isimli bir çalışanın elinde tuttuğu bir baltayla acil bir kapatma durumuna karşı hazır beklemesi ile sağlanıyordu. Kaza durumunda, reaktörün üstünde tutulan kontrol çubuklarının ipi kesilerek yer çekimi ile kontrol çubuklarının reaktör korunun içine daldırılması sağlanmaktaydı. Bu şekilde sağlanan güvenlik kontrolü işlemine SCRAM (Güvenlik Kontrol Çubuğu Baltalı Adamı, Safety Control Rod Axed Man) ismi verilmiştir. SCRAM, bir reaktörün acil olarak kapatılmasını belirtmek için nükleer mühendislikte klasik bir terminoloji haline gelmiştir ve günümüzde de kullanılmaktadır (Zhixing, 2018).

2.2. Derinlemesine Savunma (Defense in Depth, DiD)

Nükleer reaktör güvenliği, derinliğine savunma felsefesine dayanılarak oluşturulmaktadır. Derinliğine savunma, nükleer santrallerde ardışık ve birbirini kapsayıcı, bağımsız güvenlik sistemlerini ifade etmektedir. Bu yaklaşım, etkin yönetim sistemini, güçlü güvenlik kültürünü ve kaza yönetim prosedürlerini içermektedir (IAEA 2015). Nükleer reaktörlerde güvenlik işlevlerinin sağlanabilmesi için hassas mühendislik yöntemler kullanılmalı ve tasarım mümkün olan en güvenilir seviyeye ulaştırılmalıdır. Aksi durumda gerçekleşebilecek nükleer kazalar geniş alanları uzun süre etkileyebilen çok tehlikeli durumlar oluşturabilmektedir (Elsheikh, 2013). Günümüzde nükleer reaktörler güçlü güvenlik sistemleri ile donatılmıştır (Barlak ve Oğul, 2022). Radyoaktivitenin sınırlandırılması için tüm nükleer reaktörlerin üç temel güvenlik işlevine sahip olması gerekmektedir. Bunlar reaktörü kapatma işlevi, reaktörü soğutma işlevi ve radyoaktif maddeleri hapsetme işlevidir. Reaktör tasarımlarında en ideal ve gerçekleştirilmesi istenen güvenlik, olası bir kaza durumuna insan faktörü olmaksızın müdahale edilebilmesidir (Elsheikh, 2013).

Derinlemesine savunma, nükleer tesislerde gerçekleşebilecek ekipman arızaları, insan hataları veya tesis dışından kaynaklanan anormal durum ve kazalara karşı kademeli bir koruma sağlamak amacıyla uygulanan güvenlik planıdır (IAEA, 1996). Enrico Fermi ve grubu tarafından gerçekleştirilen kontrollü zincirleme reaksiyonunun yürütüldüğü ilk testten bu yana nükleer santrallerde uygulanan güvenlik stratejisinde öncelikli yaklaşım deterministik yaklaşım olmuştur (Zhixing, 2018). Derinlemesine savunma kavramı hem çeşitli olay ve kazaların önlenmesini hem de bunların sonuçların hafifletilmesini içine alarak yavaş yavaş geliştirilmiş ve iyileştirilmiştir. Böylece zamanla giderek daha da etkili bir yaklaşım haline gelmiştir (IAEA, 2015).

Derinlemesine savunma stratejisi iki yönlüdür. Birincisi kazaları önlemektir. İkincisi ise önlemenin başarısız olduğu durumlarda olası kaza sonuçlarını sınırlandırmaktır. Kazaları önlemek her zaman birinci önceliktir. Bunun sebebi kaza durumunu önlemenin, kaza sonuçlarının hafifletilmesinden daha kolay, öngörülebilir ve etkili olmasıdır. Genel olarak tesis normal koşulların dışına çıktığında performansı da kötüleşmektedir. Ancak önleyici tedbirlerin başarısız olduğu durumlarda özellikle iyi tasarlanmış hafifletici uygulamalar halkın ve çevrenin gerekli ek korumasını sağlayabilmektedir (IAEA, 1996).

Derinlemesine savunma beş seviyeden oluşmaktadır. Birinci seviye anormal çalışma ve sistem arızalarının önlenmesidir. Birinci seviyede anormal çalışma durumları önlenir. İkinci koruma seviyesinde sistemdeki arızalar tespit edilerek kontrol altına alınır. İkinci seviyenin başarısız olduğu durumda ise üçüncü seviye koruma devreye girer ve belirli güvenlik sistemlerini etkinleştirerek bu güvenlik fonksiyonlarının yerine getirilmesini sağlar. Üçüncü seviye korumanın başarısız olduğu durumda dördüncü seviye ile kaza yönetimi sağlanmaktadır. Bu sayede radyoaktif madde salınımindan kaynaklanabilecek ciddi kazaların önlenmesi, kontrol altına alınması veya hafifletilmesi ile kazanın ilerlemesi sınırlandırılmış olur. Beşinci koruma seviyesinde ise önemli dış salınımların radyolojik sonuçlarının hafifletilmesi amacıyla saha dışı müdahale gerçekleştirilmektedir (IAEA, 1996). Tablo 2.1’de derinliğine savunma seviyeleri amaçları ile özetlenmiştir (IAEA, 2005).

Tablo 2.1 Derinliğine savunma seviyeleri (IAEA, 2005)

Derinliğine savunma seviyeleri	Amaç	Hedefe ulaşmak için gerekli araçlar
Seviye 1	Anormal çalışma ve arızaların önlenmesi	İnşaat ve işletmede korunumlu tasarım ve yüksek kalite
Seviye 2	Anormal çalışmanın kontrolü ve arızaların tespiti	Kontrol, sınırlama ve koruma sistemleri ve diğer gözetim özellikleri
Seviye 3	Kazaların tasarım temelinde kontrolü	Tasarlanmış güvenlik özellikleri ve kaza prosedürleri
Seviye 4	Kaza ilerlemesinin önlenmesi ve ciddi kazaların sonuçlarının hafifletilmesi de dahil olmak üzere ciddi tesis koşullarının kontrolü	Tamamlayıcı önlemler ve kaza yönetimi
Seviye 5	Önemli miktarda radyoaktif madde salınıminin radyolojik sonuçlarının azaltılması	Saha dışı acil müdahale

Derinliğine savunmada bir seviyenin başarısız olması durumunda bir sonraki seviye devreye girer. Seviyelerin birbirinden mümkün olduğunca bağımsız olması gerekmektedir. Derinlemesine savunmanın genel hedefi, seviyelerden birinde veya

birkaçında oluşabilecek aksamaların savunmayı tehlikeye atacak şekilde yayılmasını önlemektir. Farklı savunma seviyelerinin birbirinden bağımsız olabilmesi için bu hedefe ulaşmak çok önemlidir (IAEA, 2005).

2.3. Nükleer Reaktörlerde Temel Güvenlik Fonksiyonları

Tüm endüstriyel tesisler arasında radyoaktif madde salınımı açısından en büyük potansiyeli nükleer reaktörler barındırmaktadır. Bu sebeple nükleer santrallerin yönetimindeki herhangi bir kayıtsızlığın çok büyük tehlikelere yol açabileceği unutulmamalıdır. Nükleer reaktörleri diğer enerji üretim tesislerinden ayıran üç spesifik özellik bulunmaktadır. Birincisi nükleer reaktörlerin normal koşullar altında doğal veya içsel belli bir güç seviyesi yoktur. Dolayısıyla güç kontrolü için reaktivite yakından takip edilmelidir. İkincisi kordaki fisyon ürünlerinin reaktör kapatıldıktan sonra da bozunmaya devam ederek uzun süre enerji salınımı yapmasıdır. Üçüncüsü ise nükleer reaktörlerin içerisinde çevreye yayılması halinde büyük bir kaza oluşturabilecek oranda radyoaktif ürün birikmesidir (IAEA, 2015)

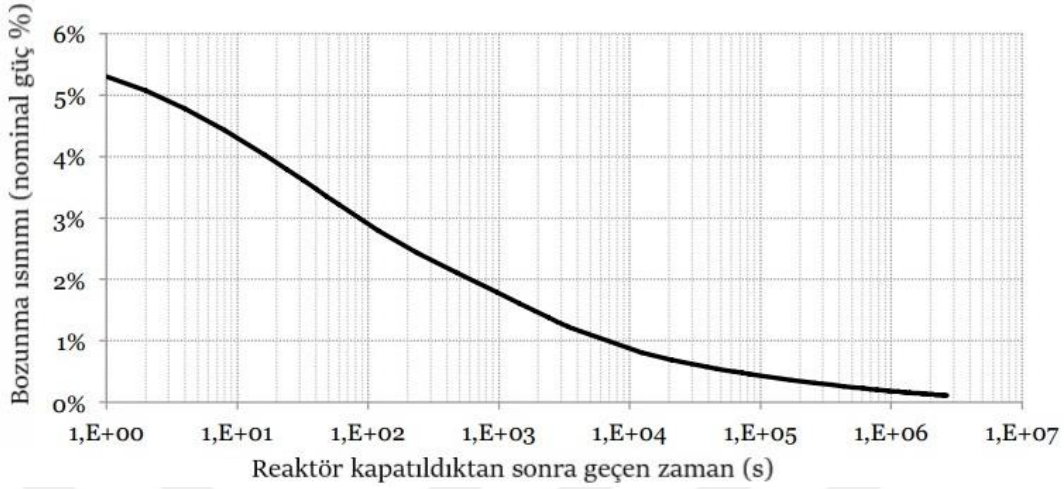
2.3.1. Reaktivite kontrolü

Reaktivite kontrol sistemi reaktörün operasyon sırasında güç seviyesini kontrol ederek normal dışı koşullarda kapanmasını sağlamaktadır. Gerekğinde kontrol çubukları veya soğutucuya katılan borik asit enjeksiyonu ile kaza koşulları da dahil olmak üzere her türlü durumda reaktörü kritik altı seviyede tutar. Reaktivite kontrol sistemi reaktör gücünü sınırlandırdığından güvenlik için çok önemli negatif reaktivite geri besleme özelliklerine sahiptir. Bunlar: negatif moderatör sıcaklık etkisi, negatif yakıt sıcaklığı etkisi, negatif soğutucu boşluk etkisi ve negatif güç etkisidir (IAEA, 2015).

2.3.2. Atık ısı uzaklaştırma

Fisyon ürünlerinin bozunumu reaktör kapatıldıktan sonra da önemli ölçüde devam etmekte ve enerji açığa çıkarmaktadır. Ortaya çıkan bu bozunma ısısı yakıt sıcaklığının tehlikeli seviyelere yükselmesi, yakıt bütünlüğünün bozulması ve fisyon ürünlerinin açığa çıkması gibi tehlikeli durumlar oluşturabilmektedir. Bu nedenle reaktör kapatıldıktan sonra soğutma için güvenlik önlemlerinin alınması gerekmektedir (Murray & Holbert, 2015). Bozunma ısısı radyoaktif salınım riskinde önemli bir faktör olduğu için özellikle LWR'lerde güvenlik endişesinin temel kaynaklarından (IAEA, 2015). Atık

ısı uzaklaştırma sistemi ile bu riskin önüne geçilmektedir (Elsheikh, 2013). Şekil 2.1’de kapanmadan sonra reaktördeki bozunma ısısını gösteren grafik verilmiştir.



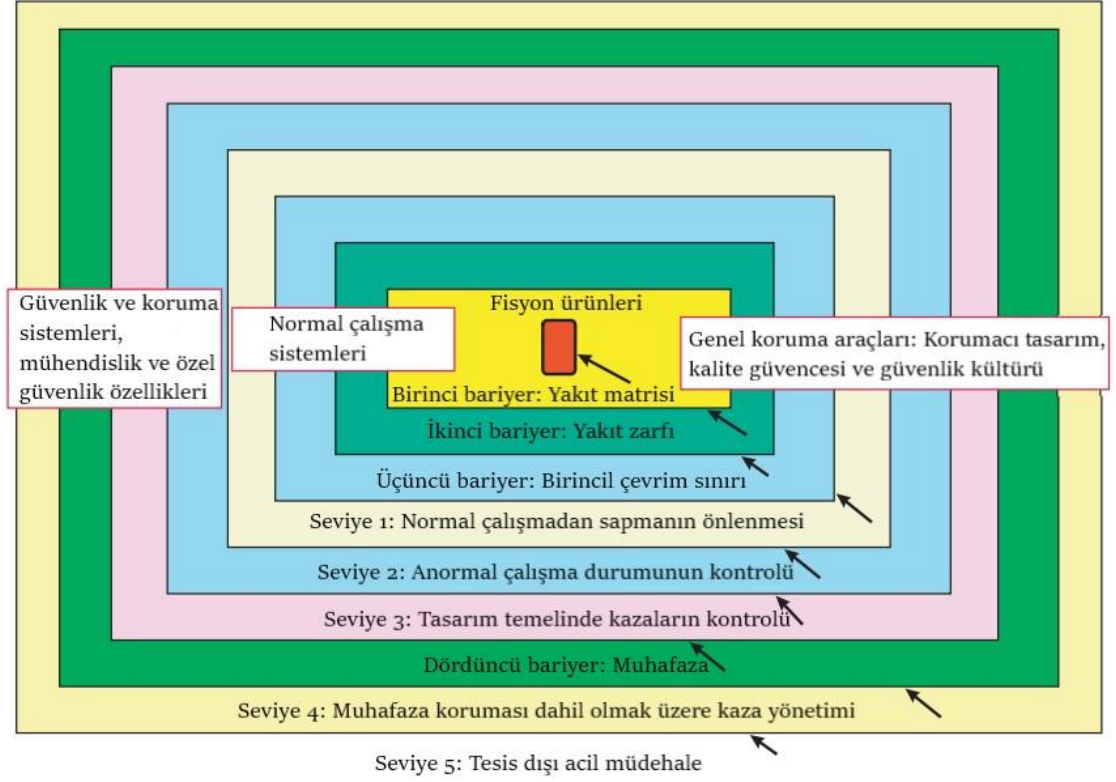
Şekil 2.1 Bozunma ısısı grafiği (Zweibaum, 2015)

2.3.3. Radyoaktif maddelerin hapsedilmesi

Nükleer reaktörler çalışma süresi boyunca korda radyoaktif madde biriktirmektedir. Biriken bu radyoaktif çekirdeklerin bir kısmı kimyasal olarak uçucu olabildiğinden kaza anında salınma sebebiyet verebilmektedir. Salınan radyoaktif çekirdekler canlı vücudu tarafından kolayca alınma ve vücutta kalma tehlikesi mevcuttur. Reaktörde biriken önemli fisyon ürünlerinden bazıları stronsiyum-90, iyot-131 ve sezyum-137'dir (IAEA, 2015).

Radyoaktif maddelerin kontrolsüz salınabileceği kaza durumlarında bu maddeler yayıldığı noktaya mümkün olduğu kadar yakın bir mesafede hapsedilmeli veya azaltılmalıdır. Tipik bir LWR'de radyoaktif maddelerin hapsedilmesi için gerekli olan fiziksel bariyerlerden ilki, katı fisyon ürünlerini tutabilen yakıt matrisidir. Yakıt bütünlüğünün bozulduğu durumlarda ikinci bariyer olan yakıt zarfı sayesinde fisyon gazları ve uçucu fisyon ürünleri tutulabilmektedir. Yakıt zarfından sızabilecek fisyon ürünleri reaktör basınç kabı, birincil borular, buhar jeneratörü tüpleri, basınç dengeleyici ve reaktör soğutucu pompalarını içeren reaktör soğutucu basınç sınırı tarafından tutulmaktadır. Bu bariyerlerin de etkisiz kaldığı kaza durumlarında reaktör bütünlüğünü korumak için muhafaza binası bir dış bariyer olarak işlev görür (IAEA, 2015). Fiziksel bariyerlerin tasarımı dışarı çıkabilecek radyoaktif maddelerin aktivitesine ve bir bariyerin arızalanması durumunda oluşabilecek normal çalışmadan sapma olaylarına göre

değişiklik gösterebilmektedir (IAEA, 1996). Savunmada fiziksel bariyerler ve derinlemesine savunma seviyeleri arasındaki ilişki Şekil 2.2’de gösterilmiştir (IAEA, 2005). Güvenlik amaçlarına hizmet eden fiziksel bariyerler sayesinde halk ve çevre korunabilmektedir (IAEA, 1996).



Şekil 2.2 Savunmada Fiziksel Bariyerler ve Derinlemesine Savunma (IAEA, 2005)

2.4. Nükleer Reaktörlerde Aktif ve Pasif Güvenlik Sistemleri

Pasif güvenlik sistemleri yerçekimi, basınç farkı, doğal ısı taşınımı gibi doğal kuvvetlerden faydalanarak geliştirilen güvenlik sistemleridir. Aktif bir güç kaynağı gerektirmeden güvenlik işlevlerini yerine getirebilmek amacıyla yıllardır nükleer santrallerde kullanılmaktadır (IAEA, t.y.). İşletmedeki santraller dikkate alındığında pasif ve aktif güvenlik özelliklerinin sıklıkla birlikte kullanıldığı görülmektedir. Bu nedenle pasif güvenlik sistemleri IAEA tarafından yalnızca pasif bileşenlerden ve yapılardan oluşan, bir sonraki pasif operasyonu başlatmak için aktif bileşenleri çok sınırlı bir şekilde kullanan sistemler olarak kabul edilmiştir. Güvenlik işlevlerini yerine getirebilmek için harici bir başlatma ve yürütme mekanizmasına ihtiyaç duyulan sistemler ise aktif sistemler olarak adlandırılmıştır. Pasif ve aktif sistemlerin sınıflandırılması için IAEA tarafından yedi kategoride değerlendirilen bir sınıflandırma sistemi önerilmiştir. Bu pasif

ve aktif sınıflandırma dereceleri örnekleri ile beraber Tablo 2.2’de verilmektedir (Fil vd., 2000).

Tablo 2.2 Pasif ve aktif derecelendirmesi (Fil vd., 2000)

Kriterler							
Kategori	Hareketli sıvı	Hareketli parçalar	Sinyal girdileri	Dış güç	İnsan başlatım	İnsan etki	Örnekler
1	Hayır	Hayır	Hayır	Hayır	Hayır	Hayır	Radyatif soğutma
2	Evet	Hayır	Hayır	Hayır	Hayır	Hayır	Serbest konveksiyon ile soğutma
3	Evet	Evet	Hayır	Hayır	Hayır	Hayır	Kontrol valfleri, akümülatör
4	Evet	Evet	Evet	Hayır	Hayır	Hayır	Pasif ısı uzaklaştırma sistemi
5	Evet	Evet	Evet	Evet	Hayır	Hayır	PWR’ların güncel acil durum kor soğutma sistemleri
6	Evet	Evet	Evet	Evet	Evet	Hayır	Boron enjeksiyonu
7	Evet	Evet	Evet	Evet	Evet	Evet	Yangın algılama ve mücadele etme

Aktif öğelerin hiçbirini içermeyen sistemler Kategori 1 olarak değerlendirilmektedir. Kategori 1 sistemler maksimum güvenlik özelliklerine sahiptir ve tamamen pasif olarak adlandırılabilir. Kategori 2 ve 4 için verilen örneklerde akışkan, termal hidrolik koşullar ile harici bir enerji olmadan hareket ederken 5-7 arası kategorilerde mekanik enerji veya harici bir enerjiyle desteklenmektedir. Kategori 7 tamamen aktif bir güvenlik sisteminin özelliklerini göstermektedir. Yangın algılama ve söndürme sistemi bu tarz bir sisteme örnek olarak gösterilir. Dolayısıyla 1’den 4’e kadar olan sistemlere pasif güvenlik sistemleri, 5’ten 7’ye kadar olan sistemlere aktif güvenlik sistemleri denilmektedir (Fil vd., 2000).

Pasif ve aktif güvenlik sistemlerinin her birinin kendine göre avantajları ve dezavantajları bulunmaktadır. Nükleer santrallerde belirli bir güvenlik fonksiyonunu garanti altına almak için aktif ve pasif özellikler makul bir kombinasyon ile kullanılmaktadır. 1991

yılında IAEA “Nükleer Enerjinin Güvenliği: Gelecek İçin Stratejiler” konferansında pasif güvenlik özelliklerinin, sistemlerin güvenilirliğini arttırmak için arzu edilen bir yöntem olduğu belirtilmiştir. Çünkü pasif güvenlik sistemleri insan hatası faktörünü azaltmaktadır ve insan müdahalesinin azalması sistemleri daha güvenli yapan bir faktördür. Ayrıca pasif özelliklerin uygulanması bileşen sayısını ve karışıklığını azaltarak daha basit bir tasarım sağlamaktadır (Fil vd., 2000). Bu sayede birden fazla ekipman dizisi gerektiren sistemlerin kurulum ve bakım maliyetlerini azaltmaktadır. Günümüzde yeni reaktör tasarımlarında tasarım temelli kaza, ciddi kaza yönetimi ve muhafaza soğutması için pasif güvenlik özelliklerinden daha kapsamlı bir şekilde faydalanılmaktadır (IAEA, t.y.).

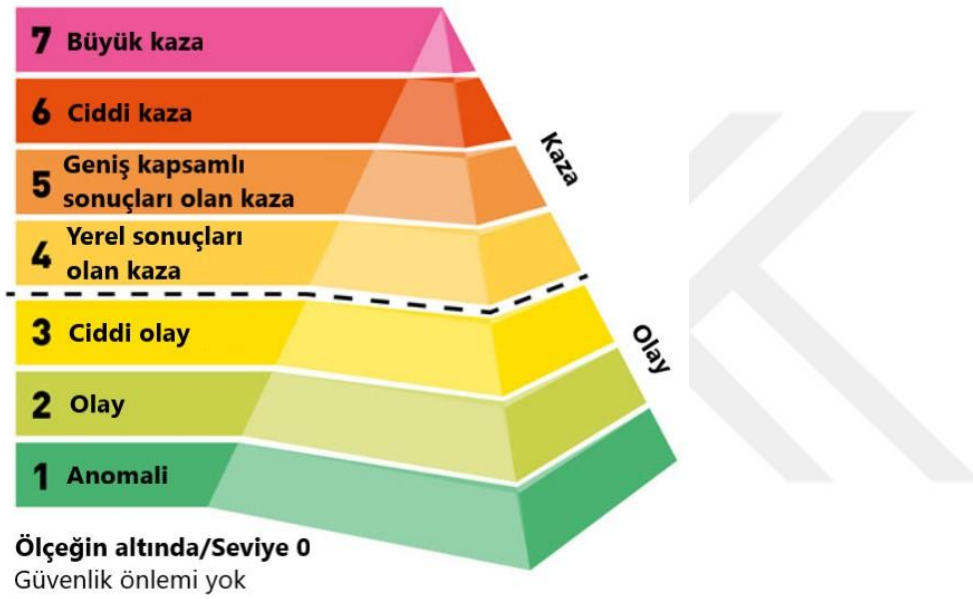
2.5. Nükleer Kaza

Nükleer reaktörlerde normal olmayan şartlarda mümkün olan en kötü olaylar Tasarım Temelli Kaza (Design Based Accident, DBA) olarak adlandırılır (Murray & Holbert, 2015). DBA’lar kamu sağlığı ve güvenliğini sağlamak için gerekli sistemlerin, yapıların ve bileşenlerin kaybı olmadan dayanabilmesi gereken veya varsayılan kaza olarak tanımlanmaktadır (NRC, 2003).

Ticari olarak kullanılan hafif su reaktörlerinde en çok görülen kazalardan biri LOCA’dır (NRC, 2003). Bir reaktörde LOCA oluşması durumunda ana soğutma suyu boruları hasar görmüş ve pompalar suyu kor içerisinde dolaştıramıyor demektir. Bu durumda kontrol çubukları kullanılarak reaktör gücü hızlıca azaltılabilmektedir. Ancak bozunma ısının varlığı yakıt ve yakıt zarfının zarar görmesini tetiklemeye devam eder. Bu nedenle kaza durumunda reaktörlerde yardımcı pompaları içeren Acil Durum Kor Soğutma Sistemleri (Emergency Core Cooling Systems, ECCS) kullanılmaktadır. Basıncılı Su Reaktörleri (Pressurized Water Reactors, PWR) yaklaşık 155 bar basınç altında çalışan reaktörlerdir. Bu nedenle içerisinde basıncın normal değer altına düşmesi durumunda kullanılması için yüksek basınç enjeksiyon sistemi bulundurur. Yüksek basınç enjeksiyon sistemi basınç yaklaşık olarak 100 bar’a düştüğünde devreye girmektedir. Diğer bir güvenlik sistemi olan sprej sistemi ise bina basıncının normalden yüksek olduğu durumda kullanılır. Genellikle su depolama tankından su alan sprej sistemi reaktör üzerine yerleşmiş ağızların bir setine bu suyu boşaltmaktadır. Muhafaza sistemleri de benzer şekilde nükleer reaktörler için oldukça önemlidir. Çelikte güçlendirilmiş beton reaktör

binası kaza durumunda çevreye salınabilecek fisyon ürünlerinin tutulmasını sağlamaktadır (Murray & Holbert, 2015).

Uluslararası Nükleer ve Radyolojik Olay Ölçeği (International Nuclear and Radiological Event Scale, INES), nükleer ve radyolojik olayların veya kazaların güvenlik önemi derecesinin halka iletilmesini sağlamak için kullanılan bir ölçektir (IAEA, t.y.). Ölçek, nükleer tesislerle ilişkili olan radyasyon kaynaklarının kullanımı, taşınması ve depolanması ile ilgili olaylarda kullanılabilmektedir (NRC, 2017). INES ölçeğinde olaylar Şekil 2.3'te gösterildiği gibi 7 seviyede derecelendirilmektedir (IAEA, t.y.).



Şekil 2.3 INES Ölçeği (NRC, 2017)

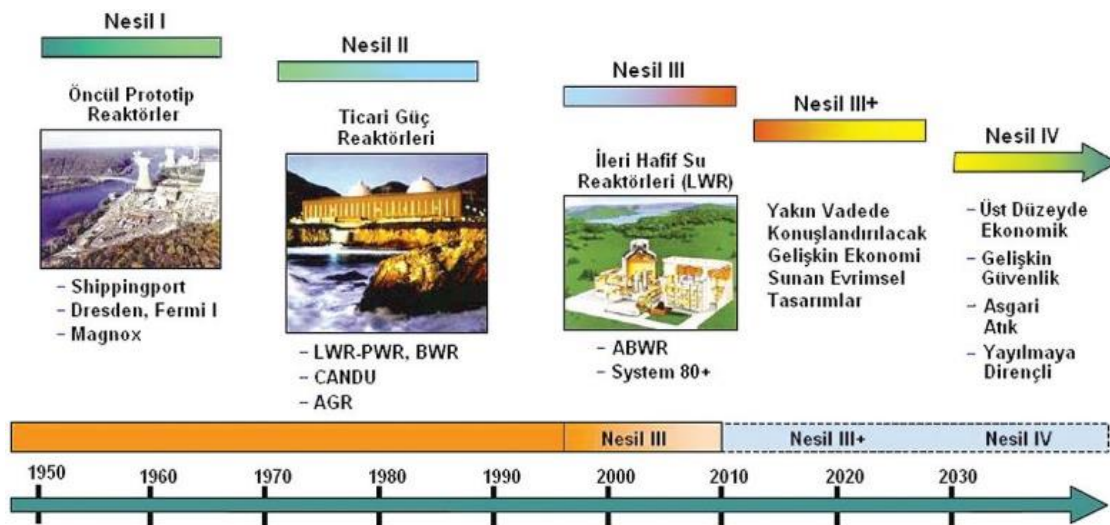
1-3 arası seviyeler olay, 4-7 arası seviyeler kaza olarak adlandırılır. Seviye 0 ölçek dışı olarak tanımlanır ve güvenlik önemi olmayan olayları gösterir. Seviye 1 anomali olarak adlandırılmaktadır ve yalnızca olayları önlemek için tasarlanmış güvenlik sistemlerinin bozulması anlamına gelmektedir. Seviye 2 ve 3 daha ciddi güvenlik sistemi bozulmalarını veya insanlar ve çevre için ciddi olmayan bazı sonuçları içerir. Seviye 4-7 arası ise en az bir radyasyon kaynaklı ölüm veya ciddi önlem gerektirebilecek kadar radyoaktif madde salımı olduğu anlamına gelmektedir. 1986 yılında gerçekleşen Çernobil Nükleer Kazası ve 2011 yılında gerçekleşen Fukushima Nükleer Kazası INES ölçeğinde Seviye 7 yani Büyük Kaza olarak derecelendirilen kazalardır (IAEA, t.y.).

Nükleer tesislerin karşıt eylemlere karşı korunması gerekliliği sonucunda 1979 yılında NRC tarafından Tasarım Temelli Tehdit (DBT) tanımlanmıştır. DBT planı saldırırganları,

silah kapasitelerini ve toplanan istihbarat temelli olası eylem modlarını içermektedir. Reaktörün dış tehditlere karşı korunması için fiziksel bariyerler oluşturulmuştur. Bu bariyerler kendiliğinden kontrollü, korumalı ve hayati olarak adlandırılır ve üç bölge arasına yerleştirilir. Santralin site sınırında bulunan birinci bariyer bir dış çit ile sınırlandırılır ve bu bölge kendiliğinden kontrollü alan olarak adlandırılır. Santralin kendi civarındaki alan korumalı alandır ve girişi daha fazla çift çit ile sınırlandırılmıştır. En içteki bölge olan hayati alan reaktörün kontrol odasını ve yakıt havuzunu içermektedir. Bu bölgenin korunması büyük önem taşımaktadır (Murray & Holbert, 2015).

2.6. IV. Nesil Nükleer Reaktörler

Nükleer enerji güvenliğinin bir sonraki seviyeye taşınması ve mevcut reaktörlerdeki eksiklerin tamamlanarak üretim kalitesinin artırılması amacıyla 2001 yılında IV. Uluslararası Forumu tarafından yenilikçi nükleer enerji sistemleri araştırması başlatılmıştır. 100'ün üzerinde uzman tarafından değerlendirilen reaktör konseptleri arasından 6 tanesi geleceğin yeni nesil reaktörleri olarak seçilmiştir. Bunlar: Gaz soğutmalı hızlı reaktör (GFR), kurşun soğutmalı hızlı reaktör (LFR), Süperkritik su soğutmalı reaktör (SCWR), sodyum soğutmalı hızlı reaktör (SFR), Çok yüksek sıcaklık reaktörü (VTHR) ve Ergimiş tuz reaktörleridir (MSR). Bu seçimlerin temel kriterleri olan dört hedef güvenlik ve güvenilirlik, sürdürülebilirlik, ekonomik olma ve silahlanmaya karşı dirençli yapıdır (Gen IV, t.y.). Reaktör jenerasyonları ve hedefleri Şekil 2.4'te gösterilmiştir.



Şekil 2.4 Reaktör Jenerasyonları (Gen IV, t.y.)

Bu hedefler sayesinde nükleer santrallerin temiz hava hedefini karşılaması, etkin yakıt kullanımına sahip olması ve uzun vadede kullanılabilir olması öngörülmektedir. Ayrıca diğer enerji kaynaklarına göre daha net bir yaşam döngüsü ve maliyet avantajına sahip olması beklenmektedir. Güvenlik açısından öne çıkması ve reaktör koruma zarar verme olasılığının çok düşük olması gerekmektedir. Son olarak silahlarda kullanılabilecek malzemelerin çalınması açısından en az tercih edilen yol olduklarına dahil güvencenin artırılması ve terör eylemlerine karşı ciddi bir fiziksel koruma sağlaması istenmiştir (Gen IV, t.y.).

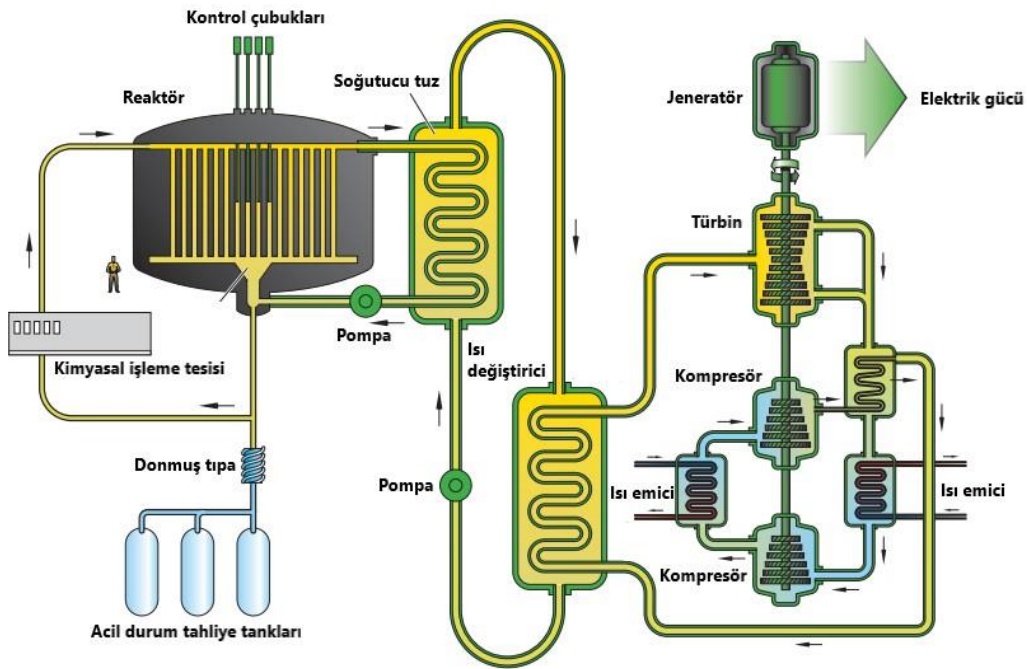
2.7. Ergimiş Tuz Reaktörleri (Molten Salt Reactors, MSR)

Ergimiş Tuz Reaktörleri IV. Nesil Uluslararası Forumu tarafından seçilen ve geleceğin nükleer reaktörleri arasında görülen yeni nesil reaktör konseptlerinden biridir (Şahin vd., 2023). MSR'ları özel kılan yapısında çok yüksek kaynama sıcaklıklarına (1400 °C civarında) sahip ergimiş tuz ile çözünmüş sıvı yakıt kullanılmasıdır. Ergimiş tuz reaktörde hem reaktör yakıtı hem de soğutucu olarak işlev görmektedir. Sıvı yakıt sayesinde LWR'lerdeki en büyük endişe olan yakıt erimesi ile fisyon ürünlerinin açığa çıkması riskinin ortadan kalkmasını sağlar (Elsheikh, 2013). Ayrıca yakıt bileşiminin ayarlanabilmesi, yeniden işlenebilmesi ve yüksek yanma oranlarına ulaşma potansiyeli de sıvı yakıtın sunduğu avantajlar arasındadır (Allibert vd., 2016). MSR'ların moderatör olarak grafitin kullanıldığı, çevrimiçi veya çevrimdışı yakıt işleminin uygulandığı ve tek veya iki akışkanlı sistemle çalışma türleri gibi geniş tasarım seçenekleri mevcuttur (LeBlanc, 2010).

MSR'ları kendiliğinden güvenli bir reaktör yapan en önemli pasif güvenlik özelliği sistemde kullanılan yakıt tuzunun sahip olduğu negatif reaktivite katsayısı ile sağlanan reaktivite kontrolüdür. Anormal durumlarda reaktör korunun kontrolsüz bir şekilde ısınması halinde yakıt genişleyerek aktif kor bölgesinden uzaklaşmaktadır. Böylece kordaki reaktivitenin otomatik olarak yavaşlaması sağlanmaktadır. MSR'lar yaklaşık olarak 5 bar'ın altında olan düşük basınçlarda çalışmaktadır. Sistemde su kullanılmadığından buhar ve hidrojen patlaması riskleri ortadan kalkar. 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'ların bir diğer pasif güvenlik özelliği sıvı yakıtın sağladığı bir avantaj olan drenaj sistemidir. Sıcaklığın normal seviyelerin üzerine çıkması durumunda korun alt kısmında bulunan ve bir fan

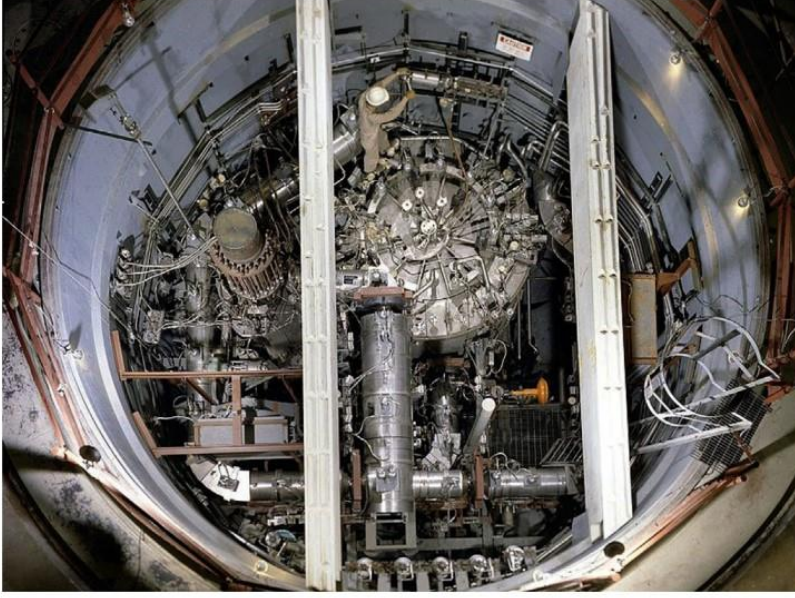
tarafından soğutulan tıpa erimektedir ve sıvı yakıt yerçekiminin etkisi ile drenaj tankına kendiliğinden boşaltılarak kritik altı geometriye sahip bir toplama havuzuna dökülmektedir. Drenaj sistemi yalnızca yakıtın sıvı olması durumunda geçerli olan bir güvenlik sistemi olduğundan MSR'ları özel kılmaktadır (Elsheikh, 2013).

MSR'larda bulunan aktif güvenlik sistemlerinden biri ciddi kaza durumlarında kullanılan bozunma ısısı 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'larda 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'lar için gerekli değildir. Kolay kontrol edilebilir yapısı ve gelişmiş bir sürdürülebilirlik ile MSR'lar nükleer enerjinin gelecek hedeflerinin çoğunu karşılamaktadır (Elsheikh, 2013). Şekil 2.5'te MSR'ın IV. Nesil Uluslararası Forumu tarafından yayınlanan şematik görünümü verilmiştir.



Şekil 2.5 MSR Şematik Görünümü (Gen IV, t.y.)

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 çıkabilen güçlerde toplam 100 saat boyunca çalıştırılabilmektedir. Reaktör, sıvı yakıtın sahip olduğu güçlü negatif sıcaklık katsayısı sayesinde kontrol çubukları olmadan da rahatça kontrol edilebiliyordu. ORNL 1960’lı yıllar boyunca da çeşitli MSR tasarımları üzerine çalışmıştır (Serp vd., 2014). Grafitin tuzlarla birlikte mükemmel bir davranışa sahip olduğu fark edilince grafit moderatörlü tasarımlara odaklanılmıştır (LeBlanc, 2010). Bu aşamada uranyum yakıtı taşıyan yakıt tuzu ile toryum için ayrı bir örtü tuzu kullanılan iki akışkanlı sistem geliştirilmiştir. Toryum örtüsü kordan sızan nötronları etkili bir şekilde yakalayıp nötron ekonomisine katkıda bulunmaktaydı (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 yapılmıştır. 8 MW’lık güce sahip olan reaktör yaklaşık 5 yıl boyunca başarılı bir şekilde çalışmıştır. Bir süre sonra reaktör kabı ve ısı eşanjörlerinde kullanılan alaşımda korozyon ve ısıma hasarı oluşunca alaşım yapısının değiştirilmesi gibi müdahalelerle sorunlar ele alınmıştır (LeBlanc, 2010). Sonuçları yine de umut verici olmasına karşın MSRE programı 1976’da sonlandırılmıştır (Elskeikh, 2013). MSRE reaktöründen bir fotoğraf Şekil 2.6’da gösterilmiştir.



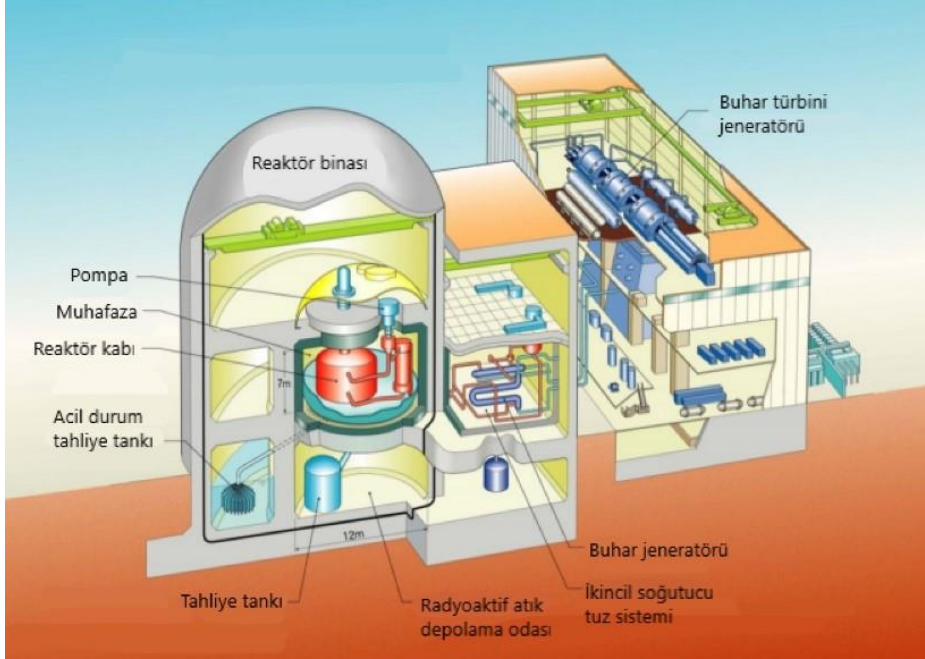
Şekil 2.6 MSRE (Serp vd., 2014).

1980’lerin başına kadar tasarım, malzeme ve yakıt geliştirme konusunda mütevazı bir program sürdüren Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı, nükleer silahların yayılmasına karşı direnç gösterme hassasiyeti ile Denatüre Ergimiş Tuz Reaktörü (DMSR) isimli farklı bir MSR tasarımı önermiştir (Serp vd., 2014). Tüm uranyumun %12 U-233 ve %20 U-235 ağırlıklı ortalamanın altında kaldığı iki farklı denatüre döngü üzerinde çalışılmış ve ikisinde de başarı elde edilmiştir. Birincisi Ergimiş Tuz Üretken Reaktörü (Molten Salt Breeder Reacor, MSBR) ile benzer fisyon ürünü işlemesine sahip verimli bir tasarım olarak geliştirilmişti (Elsheikh, 2013). Her ikisi de grafit için 30 yıllık bir kullanım ömrü vadeden reaktörlerin ikincisi olan dönüştürücü DMSR tasarımına “30 Yıllık Tasarım” adı verilmiştir (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 (WNA, t.y.).

2.7.1. MSR tasarımları

1980’li yılların sonunda ORNL çalışmalarına dayanılarak Japonya’da MSR-FUJI kavramsal tasarımı başlatılmıştır. Gücü 100 MWe’den 1000 MWe’ye kadar değişebilmektedir ancak yeni tasarımlarda 200 MWe gücünde küçük modüler yapıda bir konsept üzerine çalışılmaktadır. Basit kor yapısı ve yüksek yakıt verimliliği ile iyi bir ekonomik performansı vardır. Ergimiş yakıt tuzu içerisinde toryum ve U-233 içerebilmektedir ve bu sayede kendi kendini idame ettiren bir yakıt döngüsüne sahiptir.

Reaktörün ana binaları Şekil 2.7’de gösterildiği gibi reaktör binası, ana kontrol odasına sahip buhar jeneratörü binası ve türbin-jeneratör binasıdır (Serp vd., 2014).

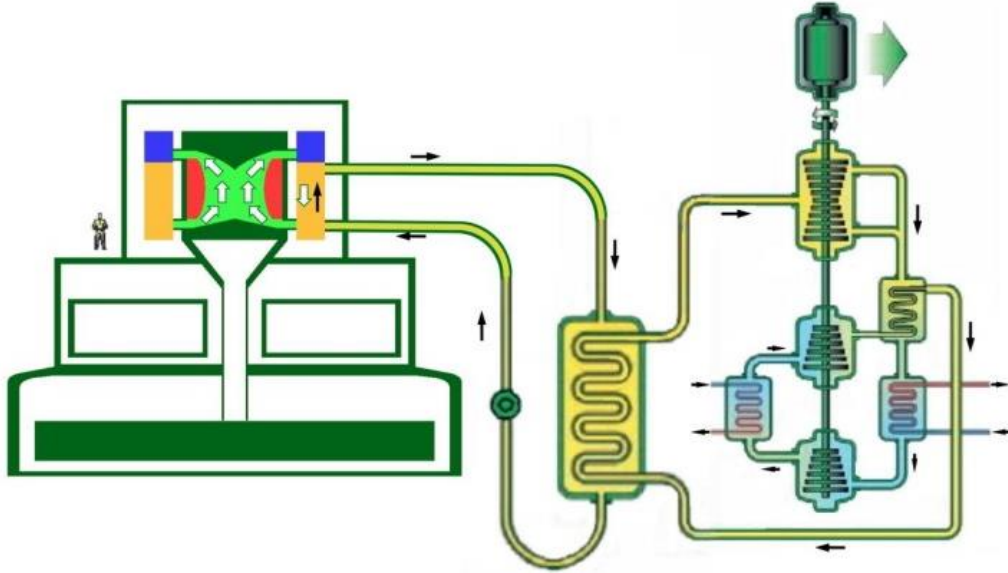


Şekil 2.7 MSR-FUJI Görünümü

MSR-FUJI'nin tasarım felsefesi güvenliği en yüksek seviyede tutmak, iyi ekonomik performans, yakıt döngüsü esnekliğini sağlayabilmek ve nükleer silahların yayılmasının önlenmesine katkıda bulunmaktadır. Güvenliğin yüksek tutulmasıyla MSR-FUJI'nin Fukushima Kazası gibi kazalara karşı güvenli olduğu doğrulanmıştır. Japonya'da MSR ile ilgili çalışmalar günümüzde de devam etmektedir. 2013 yılında Tokyo Üniversitesi ve Fukui Üniversitesi'nde bir elektrik enerjisi şirketinin desteği ile florür tuzlu yakıtın kaza performansına ilişkin bir çalışma başlatılmıştır. Uluslararası Toryum Erimiş Tuz Forumu, 2008 yılından bu yana 13 ülkede araştırmacılar, mühendisler ve vatandaşlar tarafından MSR ve toryum döngüsü ile ilgili faaliyetleri desteklemektedir (Serp, vd. 2014).

Günümüzde değişen teknoloji ve hedeflerin bir sonucu olarak MSR'lara yönelik yeni bir ilgi oluşmuştur. Çeşitli ulusal ve uluslararası araştırma programlarıyla yeni MSR konseptleri tasarlanmıştır. Avrupa'da EURATOM adı altında MOST, ALISIA ve EVOL projeleri Rusya Federasyonu'ndaki Uluslararası Bilim ve Teknoloji Merkezi projeleri ile bağlantılı bir şekilde yürütülmüştür. MOSART ve MSFR tasarımları iki hızlı spektrum reaktör konsepti olarak oluşturulmuştur. MOSART tasarımının herhangi bir uranyum ve toryum desteği olmadan kullanılmış LWR yakıtından elde edilen yakıtların verimli bir yakıcısı olarak kullanılması amaçlanmaktadır. Ayrıca tek akışkanlı MOSART

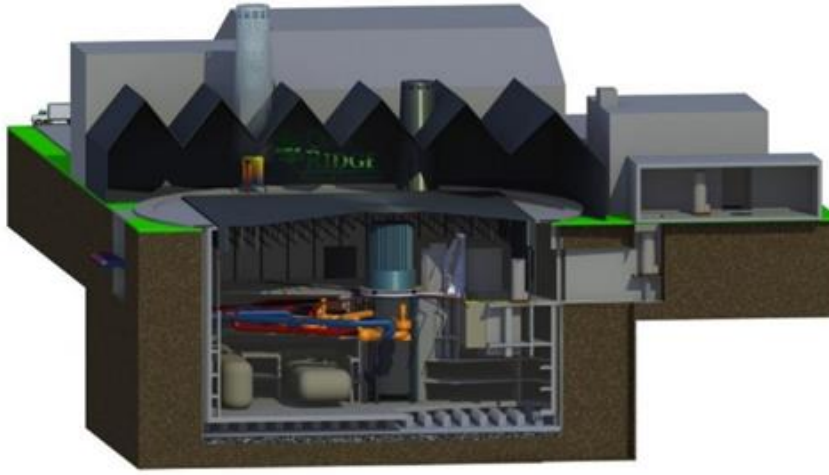
konseptinin kendi kendine sürdürülebilir modda çalışma ihtimali araştırmalar için diğer bir dikkat çekici noktadır. Kavramsal tasarım faaliyetlerinin, hızlı spektrumlu MSR sistemlerinin sürdürülebilirlik, nükleer silahların yayılmasını önleme ve kaynak açısından IV. Nesil reaktörlerin hedeflerini karşılayabileceğine dair güveni artırması amaçlanmaktadır. Toryum yakıt döngüsünde çalıştırılabilen homojen ve hızlı spektrumlu bir reaktör tasarımı olan MSFR, 2008 yılında GIF Forumu tarafından GEN IV referans reaktörü olarak seçilmiştir. Bu referans reaktör maksimum 750°C yakıt tuzu sıcaklığında çalıştırılabilen 3.000 MWth'lik bir reaktördür. Üç farklı devresi olan konseptin ana devresi 18 m³ yakıt tuzu hacmine sahiptir. Yakıt tuzunun %77,5'i lityum florür içeren ergimiş ikili florür tuzundan oluşmaktadır. Diğer %22,5'lik kısım ise ağır çekirdek florürlerin bir karışımıdır. Yakıt tuzu kor boşluğunun alt kısmından üst kısmına doğru akmaktadır (IAEA, t.y.). MSFR'ın şematik görünümü Şekil 2.8'de verilmiştir.



Şekil 2.8 MSFR Şematik Görünümü (IAEA, t.y.).

Katı yakıtlı FHR'ler daha yakın vadeli bir erimiş tuz reaktörü seçeneğidir. FHR'ler, tam pasif güvenliği korurken ekonomik ve güvenilir bir şekilde büyük miktarlarda elektrik ve yüksek sıcaklıkta proses ısısı üretme potansiyeline sahiptir. Reaktör sınıfının doğasında olan özelliklerden yararlanmak, pahalı, yedekli güvenlik yapılarına ve sistemlerine olan ihtiyacı ortadan kaldırır ve FHR'ler için ekonomik durum oluşturma'nın merkezinde yer alır. Ek olarak, bir HTR sınıfı olarak FHR'ler verimli bir şekilde elektrik üretebilir ve yüksek sıcaklıktaki endüstriyel prosesler için enerji sağlayabilir. ABD, nükleer enerjinin karşılanabilirliğini artırmak için geniş çapta ileri teknolojiler üretmeye çalışmaktadır. Bu

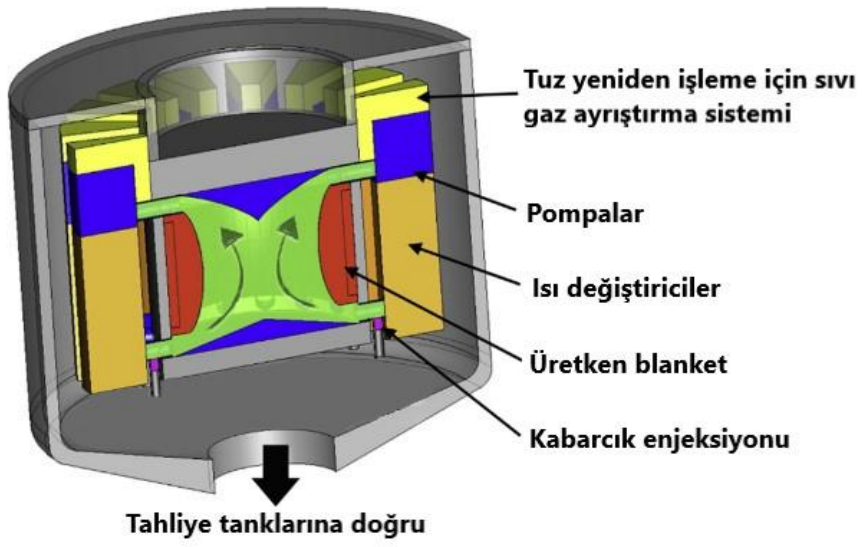
teknoloji gelişmelerinin birçoğu FHR'leri desteklemektedir. FHR konseptinin kesit görünümü Şekil 2.9'da verilmiştir (Serp vd., 2014).



Şekil 2.9 FHR konsepti kesit görünümü (Serp vd., 2014).

ABD'li araştırmacılar ayrıca yakın zamanda merkezi istasyon tipi FHR'nin hem ön mekanik, yapısal hem de nötronik değerlendirmesini tamamlamışlardır ve FHR'ler için bir başlangıç teknoloji geliştirme yol haritası oluşturulmuştur. ABD ayrıca üniversite araştırmaları yoluyla FHR gelişimini desteklemektedir. Ocak 2011'de Çin Bilim Akademisi, nükleer enerji yoluyla toryum enerjisinin etkili kullanımını ve hidrojen üretimini gerçekleştirmeye çalışan katı ve sıvı yakıtlı MSR'yi geliştirmeyi amaçlayan “Toryum Ergimiş Tuz Reaktörü Nükleer Enerji Sistemi” projesini başlatmıştır. 20-30 yıl içinde. Ağustos 2013'te TMSR projesi, Çin Ulusal Enerji İdaresi'nin ulusal enerji ana uygulama-teknoloji araştırma ve gösterim projelerinin adaylarından biri olmuştur (Serp vd., 2014)

Şekil 2.10'da MSFR için yakıt devresinin şematik bir görünümü verilmiştir. Sistemde bulunan pompalar yakıt tuzunun reaktör korunun içerisinde dolaşmasını sağlamaktadır. Her iki tarafta bulunan ısı değiştiriciler yakıt tuzunun sıcaklığının ayarlanmasını sağlar. Tuzun yeniden işlenmesi için reaktörde Gaz ve Sıvı Ayırma Sistemi (Liquid-gas Separation and Sampling System) bulunmaktadır. Köpük enjeksiyonu (Bubble Injection) bölümü ile yakıt tuzuna gaz enjeksiyonu yapılmaktadır. Verimli tuzu içeren ve reaktörün üretkenlik oranını yükseltmek için kullanılan katman Fertile Blanket olarak adlandırılır. Acil durum tahliye tanklarına giden yol reaktör kabının altında gösterilmiştir (Allibert vd., 2016).



Şekil 2.10 MSFR yakıt devresi (Allibert vd., 2016)

3. MATERYAL VE YÖNTEM

3.1. Olasılıksal Risk Analizi (Probabilistic Risk Assessment, PRA)

Olasılıksal Risk Değerlendirmesi (PRA), bir sistemde nelerin yanlış gidebileceğini, böyle bir durumun gerçekleşme ihtimalini ve sonuçlarının neler olabileceğini belirlemek amacıyla gerçek sayılarla hesap yapılarak gerçekleştirilen risk tahminidir (NRC, 2020). Bir güvenlik analizinin amacı öncelikle sistem bileşenlerinin istenmeyen olayların meydana gelmeyeceği şekilde tasarlanmasına olanak sağlamaktır. İstenmeyen olayların meydana gelmesi durumunda ise tasarlanan güvenlik sistemlerinin ilerlemeye müdahale ederek kötü sonuçları önlemesi veya hafifletmesi beklenmektedir (Lee & McCormick, 2011). PRA analizlerinde değerlendirme, istenmeyen olaylarla ilişkilendirilerek yapılmaktadır. İstenmeyen olayın gerçekleşme olasılığı, şiddeti ve sonucu değerlendirmeye dahil edilir. İstenmeyen olayların olma olasılığını ifade eden risk faktörü, belirli bir sonucun ortaya çıkma sıklığı olarak belirlenir (U.S. NRC & EPRI, 2010). Bu ifade denklem (3.1.)’de verilmiştir.

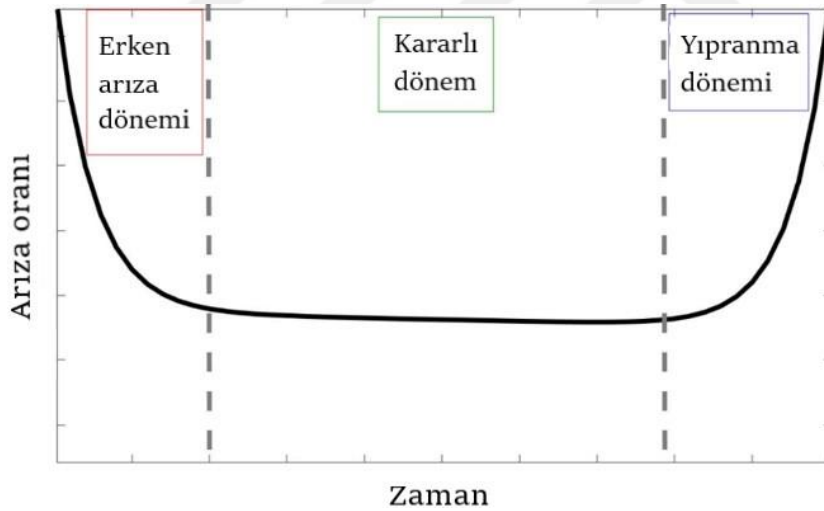
$$\text{Risk} \left(\frac{\text{Sonuç büyüklüğü}}{\text{Zaman birimi}} \right) = \text{Sıklık} \left(\frac{\text{Olaylar}}{\text{Zaman birimi}} \right) \times \text{Sonuçlar} \left(\frac{\text{Büyüklük}}{\text{Olay}} \right) \quad (3.1.)$$

PRA analizinin katkıları arasında titiz ve sistematik bir araç olması, karmaşık etkileşimlerin anlaşılmasını kolaylaştırması, karar verme mekanizması için niceliksel önlemler geliştirmesi ve belirsiz durumların kaynaklarını açıkça vurgulaması bulunur. PRA analizini sınırlayan durumlardan bazıları ise modellemede kaynak ve veri sınırlılığı, sistemde sonradan yapılan değişiklikler, sonuçların varsayımlara karşı duyarlılığı ve insan hatası gibi bazı durumlardır (U.S. NRC & EPRI, 2010).

Nükleer enerji santrallerinde PRA analizleri, reaktörün tasarlanması ve işletilmesi sırasında sistemlerin güçlü ve zayıf yönleri hakkında bilgi sağlamak amacıyla sıklıkla kullanılmaktadır (NRC, 2020). Bir nükleer santralin güvenlik ile ilgili problemleri ilk olarak tasarımı ve inşasına bağlıdır. Sonrasında ise bakım prosedürlerine ve operatör eylemlerine bağlı olarak değişmektedir (Lee & McCormick, 2011). Santrallerdeki güvenlik sistemlerinin kullanılabilirliği, güvenilirlik mühendisliği kavramlarıyla analiz edilmektedir. Bu analizler yapılırken donanım ve yazılım arızaları, insan hataları ve işletim prosedürleri gibi performansla ilgili hususlar göz önünde bulundurulmaktadır. Ancak bir sistemin kullanılabilirliği (availability, A) ile güvenilirliği (reliability, R) farklı olarak tanımlanmaktadır. Güvenilirlik, bir sistemin belirli koşullar altında belirli bir süre

boyunca bir işlevi yerine getirme olasılığıdır. Kullanılabilirlikte ise sistemin bu işlevi yerine getirirken arızalanması durumunda onarılabilme olasılığı da hesaba katılmaktadır. Dolayısıyla sistemden yararlanılabilme kapasitesini ifade etmektedir. Nükleer santral güvenliği için önemli olan bir diğer tanım bakım yapılabilirlik (maintainability, M)'tir. Bir sistem bileşeninin kullanımı sırasında bakımı yapıldığında işlevini yapabileceği duruma geri gelebilmesi yeteneğine bakım yapılabilirlik denilmektedir. Bakım, bileşen üreticisi tarafından belirlenen prosedürlere göre gerçekleştirilir ve çalışma ortamı, sıcaklığı ve basıncı gibi faktörlere bağlıdır. Güvenilirlik, kullanılabilirlik ve bakım yapılabilirlik RAM olarak kısaltılır ve nükleer santrallerin işletiminin iyileştirilmesine katkıda bulunan faktörler olarak kabul edilir. İyi RAM prosedürleriyle işletilen bir santral ölüm, yaralanma, mesleki hastalık ve ekipman hasarı veya kaybı gibi problemleri kabul edilebilir risk düzeylerine indirebilen bir güvenlik sağlar (Lee & McCormick, 2011).

Güvenilirliğin hesaplanabilmesi için en önemli göstergelerden biri sistem veya cihazların arıza oranıdır. Tipik bir ekipman için arıza oranının en yaygın grafiksel tanımı Şekil 3.1'de verilen Bathtub Eğrisi ile gösterilir (Zuo vd., 2021).



Şekil 3.1 Bathtub eğrisi

Bathtub Eğrisi, erken dönem yanma aşaması, kararlı durum aşaması ve yıpranma aşaması olarak üçe ayrılmaktadır. Erken dönem yanma aşamasında yeni ekipmanlar ve üretim kusurları nedeniyle arıza oranı yüksek olmaktadır. Ekipmanların hatalarının düzeltilmesi ve çalışma süresinin uzamasından sonra operasyon normal hale gelir ve arıza oranı düşer. Kararlı durum aşamasında bu nedenle arıza oranı sabit ve düşük olmaktadır. Yıpranma aşamasında ise zamanla ekipmanların aşınması ve yorgunluğun artması sonucu arıza oranı tekrar artmaktadır (Zuo vd., 2021).

Kararlı dönemde bir sistemin güvenilirliği denklem (3.2.)’de verilmiştir.

$$R = e^{-\lambda t} \quad (3.2.)$$

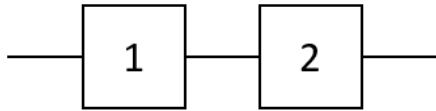
ile ifade gösterilir. Burada λ sistemin arıza oranını, t ise geçen süreyi ifade eder. Ayrıca güvenilirlik, hatanın (fault, F) tamamlayıcı olasılığıdır. Dolayısıyla denklem (3.3.)’deki gibi gösterilmektedir (Lee & McCormick, 2011).

$$R(t) = 1 - F(t) \quad (3.3.)$$

3.2. Sistem Analizi

Nükleer reaktör bileşenlerinin doğru bir şekilde güvenilirlik değerlendirmesinin yapılabilmesi için öncelikle sistem analizi gereklidir. Sistem, ayrı öğelerin etkileşimli bir koleksiyonu olarak tanımlanır ve her sistemin bir amacının olması gerekmektedir. Sistemler karmaşık yapıda olabilmektedir. Ayrıca herhangi bir parçanın fiziksel yapısının arıza gibi nedenlerle değişmesi durumunda sistemin kendisi de değişmektedir. Bu durumda tasarım değişikliği sonucu oluşan yeni sistemin de analizinin yapılması gerekmektedir. Sistemler tanımlanırken uygun sistem sınırlarının seçimi çok önemlidir. Çünkü dış sınırların seçimi analizin kapsamını ve ayrıntılarını belirlemektedir. Ayrıca bir sistem için zamana bağlı sınır oluşturmak da mümkündür ve birçok durumda gereklidir. Sistemlerin fiziksel sınırları her tasarım değişikliğinden sonra gözden geçirilmeli ve gerekli olan değişiklikler yapılmalıdır (Vesely et al., 1981).

Sistem analizinde bileşenlerin birbiri ile ilişkisi doğru bir şekilde modellenmelidir. Birbirinden bağımsız iki birimden oluşan basit bir sistem Şekil 3.2’deki gibi gösterilir ve seri bağlı sistem olarak adlandırılır (Lee & McCormick, 2011).



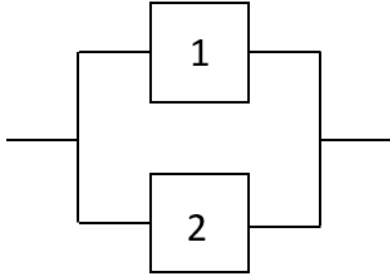
Şekil 3.2 Seri bağlı sistem gösterimi

Seri bağlı sistemlerin çalışabilmesi için her iki bileşenin de çalışması gerekmektedir.

$R_1(t)$ birinci sistemin güvenilirliği ve $R_2(t)$ ikinci sistemin güvenilirliği olarak gösterilirse tüm sistemin güvenilirliği $R_{\text{sistem}}(t)$ iki bileşen güvenilirliğinin çarpımı olarak verilir:

$$R_{\text{sistem}}(t) = R_1(t) \times R_2(t) \quad (3.4.)$$

Sistem bileşenleri birbiri ile Şekil 3.3'te gösterildiği gibi paralel olarak bağlandığında sistemin çalışabilmesi için bileşenlerden en az birinin çalışması yeterlidir.



Şekil 3.3 Paralel bağlı sistem gösterimi

Paralel bağlı sistemlerin güvenilirliği (R_{sistem}), $R_1(t)$ birinci sistemin güvenilirliği ve $R_2(t)$ ikinci sistemin güvenilirliği olarak verilirse:

$$R_{\text{sistem}} = 1 - (1 - R_1) \times (1 - R_2) \quad (3.5.)$$

şeklinde hesaplanmaktadır (Lee & McCormick, 2011).

3.3. PRA Analizi Elemanları

3.3.1. Başlangıç olayı

Nükleer tesislerin işleyişini zorlaştıran olaylara başlangıç olayı (Initiating events, IE) adı verilir. Tesislerin başlangıç olayına verdiği tepki yollarına ise kaza dizileri denilmektedir. Belirli bir başlangıç olayı için birçok kaza dizisi bulunmaktadır. Bu kaza dizilerinin çokluğunun nedeni, tesis sistemlerinin düzgün çalışıp çalışmadığı, operatör önlemlerinin ne derece alındığı gibi durumların bilinmezliğidir. Bazı kaza dizileri güvenli bir şekilde iyileşerek sonuçlanırken, bazıları ile kor hasarıyla sonuçlanmaktadır (NRC, 2020).

Başlangıç olayları tesis içerisinde bir aksama oluşturabilmektedir ve kor hasarına yol açma potansiyeli buldurmaktadır. Bir başlangıç olayından sonra tesisin tekrar güvenli ve kararlı bir duruma gelebilmesi için otomatik bir müdahale veya operatör eylemi gerekir (IAEA, 1993). Nükleer kazalara sebep olan başlangıç olayları gerçekleşme frekansları ile belirlenmektedir. Başlangıç olayları reaktör tam güçteyken, düşük güçteyken veya kapalıyken meydana gelebilir ancak PRA tipik olarak sadece tam güç durumunu incelemektedir (NRC, 2003). Başlangıç olayları iç olaylar ve dış olaylar olarak ikiye ayrılmaktadır (IAEA, 1993).

İç olaylar santral içerisinde meydana gelen doğrudan veya dolaylı olarak reaktörün çalışmasını etkileyen olaylardır. Bu olayların kaynağı donanım arızaları veya insan hataları olabilmektedir. İç olaylar üç ayrı kategoride incelenmektedir. Bunlar Soğutucu Kaybı Kazaları (Loss of Coolant Accidents, LOCA), Geçici Durumlar (Transiyentler) ve Özel Ortak Nedenli Başlangıç Olayları (Common Cause Initiating Events, CCI)'dır (IAEA, 1993). LOCA'ya neden olan sebepler birincil boru sisteminde meydana gelen kırılma ve sızıntılar, boru kırılmaları veya vanaların yanlış açılıp kapanması gibi durumlardır. Transiyentler, besleme suyu akışındaki bozulmalar, türbin veya kondansatör sorunları, reaktivite kontrolü sorunları, reaktör dolaşımı sorunları ve destek sistemindeki bozulmaları kapsamaktadır. CCI'lar ise reaktörün kapanmasını geciktiren ve sistemleri devre dışı bırakan olaylardır. Ayrıca şebeke gücü kaybı, yanlış muhafaza izolasyonu, enstürmasyon hava kaybı ve bileşen soğutma kaybı gibi durumları da içermektedir (IAEA, 1993).

Dış olaylar nükleer santralin dışında meydana gelen ve santralin güvenilirliğini tehlikeye atan olaylardır. Dış kaynaklar doğal afetler veya insanlardan kaynaklanan dış tehlikeler olabilmektedir. Dış tehlikeler doğal tehlikeler ve insan kaynaklı tehlikeler olarak ikiye ayrılmaktadır. Doğal tehlikeler deprem, sel, fırtına ve kasırga gibi olaylardır. İnsan kaynaklı tehlikeler ise yangın, patlama ve dış saldırı gibi olaylardır.

Bu olayların tümü nükleer santralin güvenlik sistemlerini ve işleyişini ciddi şekilde etkileyebildiğinden PRA analizinde dikkate alınması gerekmektedir (IAEA, 1993). Hafif Su Reaktörlerinde gerçekleşebilecek başlangıç olayları ve yıllık frekansları Tablo 3.1'de verilmiştir (IAEA, 1993).

Tablo 3.1 LWR'ler için bazı başlangıç olayları ve frekansları (Li. 2020)

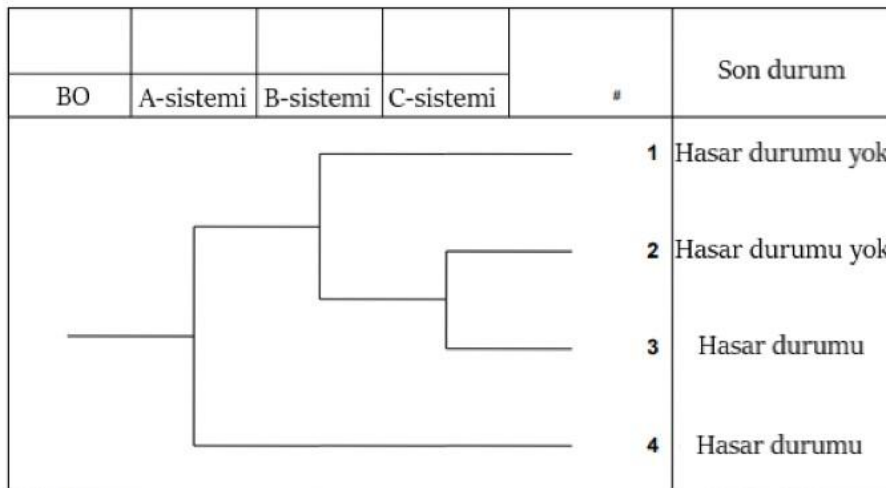
Hata olayları	Frekansları
Sürekli çubuk çekme kazası	0,05
İki ana türbin kazası	0,002
Her iki kondansatör arızası	0,0005
Her iki su pompasının arızası	0,002
Reaktör kabı kırılması	0.00000001
Genel LOCA	0,000287
Buhar hattı kırılması	0,000596

Tablo 3.1'in devamı

Hata olayları	Frekansları
Ana besleme suyu kaybı	0,0605
Doğrudan kaba enjeksiyon hattı kırılması	0,000132
Buhar hattı kırılması	0,000372
Yavaş scram arızası	0,000697
Elektrik gücü yok	0,00000279
İnsan hatası	0,01
Su vanasının sıkışması	0,0000036
Tankta su olmaması	0,00012

3.3.2. Olay ağacı

Kaza dizilerini temsil etmesi için olay ağaçları kullanılır. Olay ağacındaki her olay üst olay olarak adlandırılmaktadır. Bu üst olaylar başlangıç olayına yanıt vermesi için gerekli olan sistemleri göstermektedir (NRC, 2020). Üst olayların altındaki dallanma noktaları ilgili sistemin başarı durumunu göstermektedir. Yukarı yöndeki dallanma sistemin başarılı olduğu anlamına gelirken aşağı yöndeki dallanma ise başarısız olduğu anlamına gelir (U.S. NRC & EPRI, 2010). Şekil 3.4'te basit bir olay ağacı örneği gösterilmiştir.

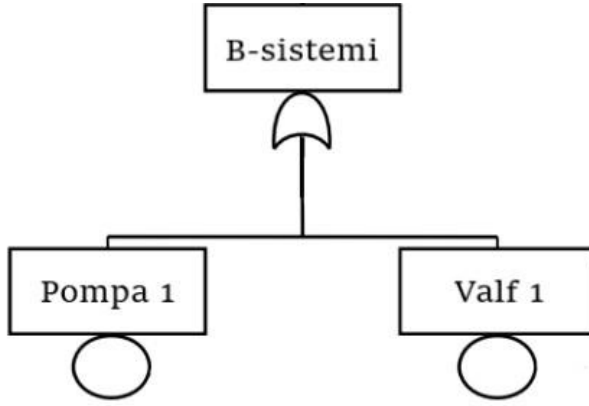


Şekil 3.4 Basit olay ağacı örneği (U.S. NRC & EPRI, 2010)

Olay ağaçları kötü sonuçlara yol açabilecek kaza dizilerinin uçta uca izlenebilirliğini sağlar. Olay ağacı yapabilmek için kaza başlatıcıları, sistemlerin işleyişi, sistemler

arasındaki bağılılıklar ve sınırlamalar ile prosedür bilgisi gerekmektedir. Daha ayrıntılı sistemler için fonksiyonel olay ağaçları yapılabilir. Fonksiyonel olay ağaçlarının her sistem için oluşturulması gerekli değildir ancak gelişmiş reaktör PRA'leri için faydalı olmaktadır (U.S. NRC & EPRI, 2010).

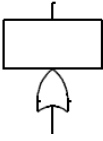
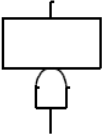
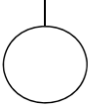
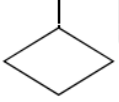
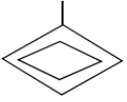
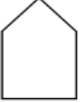
3.3.3. Hata ağacı:



Şekil 3.5 Hata ağacı örneği (U.S. NRC & EPRI, 2010)

Olay ağacındaki önemli olayların analiz edilebilmesi için hata ağaçları kullanılmaktadır (NRC, 2020). Hata ağaçları sistemlerin arıza olasılığının belirlenmesi için kullanılır. Sistemde oluşabilecek çeşitli arıza yollarını göstererek istenmeyen bir olayın nasıl meydana gelebileceğini modeller. Şekil 3.5'te basit hata ağacı örneği verilmiştir. Hata ağaçlarında bileşenler birbirlerine mantık kapıları ile bağlanır. Tablo 3.2'de hata ağaçlarında kullanılan bazı kapılar sembolleri ve açıklamaları ile birlikte verilmiştir (U.S. NRC & EPRI, 2010).

Tablo 3.2 Hata ağacında kullanılan kapılar (IAEA. 2010)

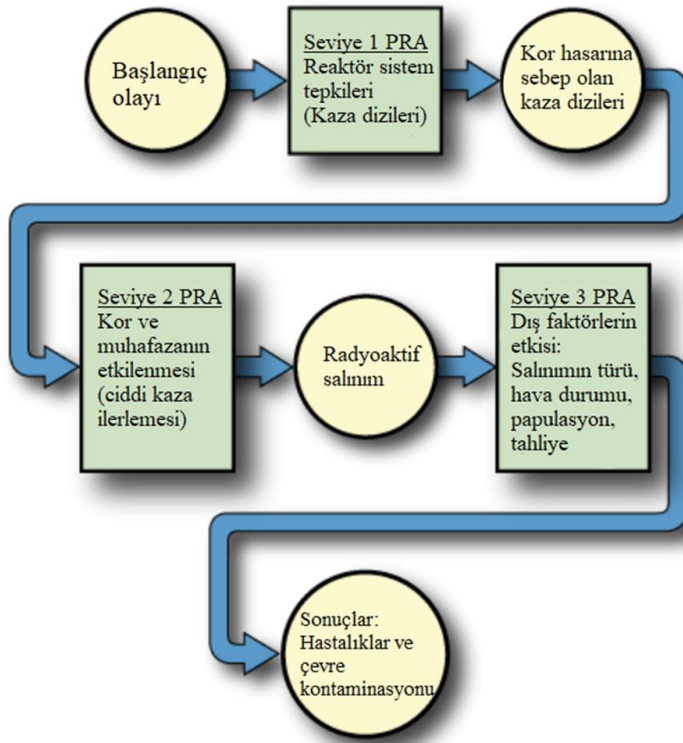
Sembol	İsim	Tanım
	Veya kapısı	Giriş olaylarından en az birinin gerçekleşmesi durumunda çıkış olayının gerçekleşeceğini gösterir
	Ve kapısı	Giriş olaylarının tümünün gerçekleştiği durumda çıkış olayının gerçekleşeceğini gösterir
	Temel olay	Daha fazla geliştirme gerekmeyen temel bileşen hatası gösterimidir
	Gelişmemiş olay	Yetersiz bilgiden dolayı gelişimi sınırlı bir hata olayını ifade eder
	Transfer kapısı	Hata ağacının çeşitli bölümlerini birbirine bağlayan transfer sembolüdür
	Geliştirilmemiş transfer olayı	Daha detaylı gelişim için ayrı bir hata ağacının sağlandığı ve sayısal bir değerin türetildiği hata olayıdır
	House olayı	Hata ağacındaki mantıksal yapı değişikliklerini gösteren olay sembolüdür

Hata ağacındaki en üst olayın meydana gelmesine yetecek grup olay hatalarına hata kümesi (cutset) denilir. Hata kümeleri bileşen veya insan hatalarını içerebilmektedir (U.S. NRC & EPRI, 2010). Sistemlerde genel olarak bir hata (fault) durumu olması ile bütün bir başarısızlık olan arıza (failure) durumu olması birbirinden farklı ifade edilir. Bir hata meydana gelmesi her zaman tümüyle bir başarısızlık meydana getirmeyebilir. Dolayısıyla tüm başarısızlıklar hatadır ancak tüm hatalar başarısızlık değildir. Bu nedenle istenmeyen

durum ile birlikte bunun ne zaman yaşandığı bilgisi de gereklidir. Bu bilgiler hata ağacına girilen olay açıklamalarının bir parçası olarak belirtilir (Vesely et al., 1981).

3.4. PRA Seviyeleri

PRA analizi 3 aşamada gerçekleştirilir. Seviye 1 PRA, nükleer reaktör koruna zarar verebilecek kazaların sıklığını belirten kor hasar sıklığını (core damage frequency, CDF) tahmin etmekte kullanılmaktadır. Seviye 2 PRA ile nükleer santralden radyoaktivite açığa çıkarabilecek kazaların sıklığı tahmin edilir. Seviye 3 PRA ile ise radyoaktivite salınımı kazası gerçekleşmesi durumunda halk sağlığı ve çevreye verilen zarar durumu açısından oluşabilecek sonuçlar tahmin edilmektedir (NRC, 2020). PRA seviyelerinin şematize edilmiş hali Şekil 3.6’da verilmiştir.



Şekil 3.6 PRA seviyeleri (NRC, 2020)

3.4.1. Seviye 1 PRA

Seviye 1 PRA ile tesis çalışmasını zorlayan kaza dizileri modellenmektedir. Kaza dizileri modellenirken olay ağaçları ve hata ağaçları kullanılır. Kor hasarı dizileri için frekanslar tahmin edilir ve toplam kor hasarı frekansını belirlemek için toplanır. Bu sayede Seviye 2 PRA için girdi niteliği taşıyan ilk risk ölçüsü yani kor hasar frekansı belirlenmiş olur (NRC, 2020).

3.4.2. Seviye 2 PRA

Seviye 2 PRA, reaktörde kor hasarı olması durumunda muhafaza yapılarının ve sistemlerin kaza dizilerine tepkilerini analiz etmek ve modellemek için kullanılır. Kor hasarıyla sonuçlanan kazalar ciddi kaza olarak adlandırılmaktadır. Bu kazalar sonucundaki tepkiler sistemin başlangıç durumuna ve zorlu kaza ortamlarına dayanma yeteneğine göre değişmektedir. Muhafaza tepkisinin analiziyle salınan radyoaktivitenin miktarı ve türü belirlenebilir (NRC, 2020). Salınımın içerisindeki fisyon ürünlerinin çevreye hızlı ve temizlenmeden salınması büyük salınım olarak nitelendirilir. Ayrıca saha dışı acil durum müdahalesinin ve koruyucu eylemlerin uygulanmasından önce meydana geldiyse erken salınım olarak nitelendirilir (U.S. NRC & EPRI, 2010). Seviye 2 PRA önemli ölçüde hassasiyet, belirsizlik ve nicelik belirlemede subjektif yargılar içerdiğinden Seviye 1 PRA'ın ürettiğinden daha fazla bilgi gerektirmektedir (NRC, 2020).

3.4.3. Seviye 3 PRA

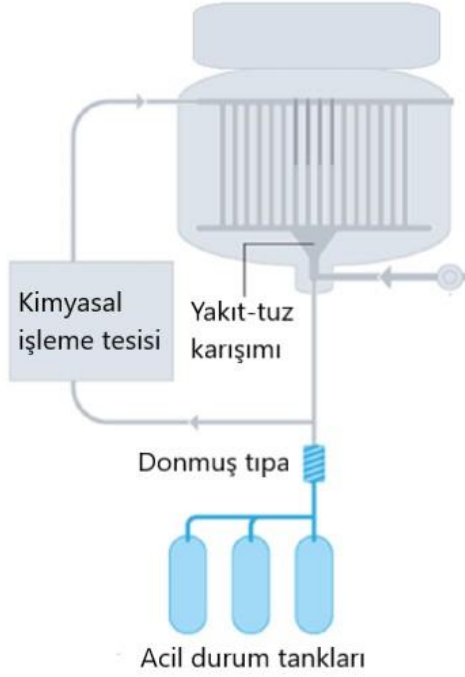
Seviye 3 PRA ciddi bir kaza sonucunda açığa çıkan radyoaktif materyallerin etkilerini analiz ettiği için sonuç analizi olarak da adlandırılmaktadır. Dışarı salınan radyoaktivitenin özelliklerine göre çevredeki popülasyon üzerinde oluşturabileceği sağlık etkileri tahmin edilir. Aynı zamanda radyoaktif materyallerden kaynaklanan toprak kirliliği de belirlenir. Sağlık etkileri tesis çevresindeki nüfusun yoğunluğuna, tahliye koşullarına ve radyoaktif dumanın izlediği yola bağlıdır. Radyoaktif dumanın yolu rüzgâr hızı, rüzgâr yönü ve yağış durumuna bağlıdır. Arazinin kirliliği ise salınan radyoaktivitenin özelliklerine ve arazinin kullanımına bağlıdır. Belirlenen sonuçlar gerçekleşebileceği sıklıklarla birleştirilerek nihai risk ölçüsü tahmin edilir (NRC, 2020).

3.5. Ergimiş Tuz Reaktörü Güvenlik Fonksiyonları

3.5.1. Yakıt tuzu tahliye Sistemi

Ergimiş tuz reaktörlerinin en temel pasif güvenlik özelliği Şekil 3.7'de verilen yakıt tuzu tahliye sistemidir. Sistemin içerdiği valf teknolojisi donmuş bir valf bulundurmaktadır. Bu donmuş valf kaza durumunda eriyerek kor içerisindeki yakıt tuzunun yerçekimi etkisiyle drenaj tanklarına boşaltılmasını sağlamaktadır. Tıpanın erimesi sadece reaktörün belli bir sıcaklığın üzerine çıktığı kaza durumlarında gerçekleştiği için yakıt tuzu tahliye

sistemi güvenliği yüksek bir pasif güvenlik sistemi olarak kabul edilmektedir. Boşaltılan sıvı yakıtın biriktiği drenaj tankları kritik altı bir geometriye sahip olacak şekilde tasarlanmıştır. Böylece tanklarda tekrar kritiklik oluşmamaktadır (Elsheikh, 2013).

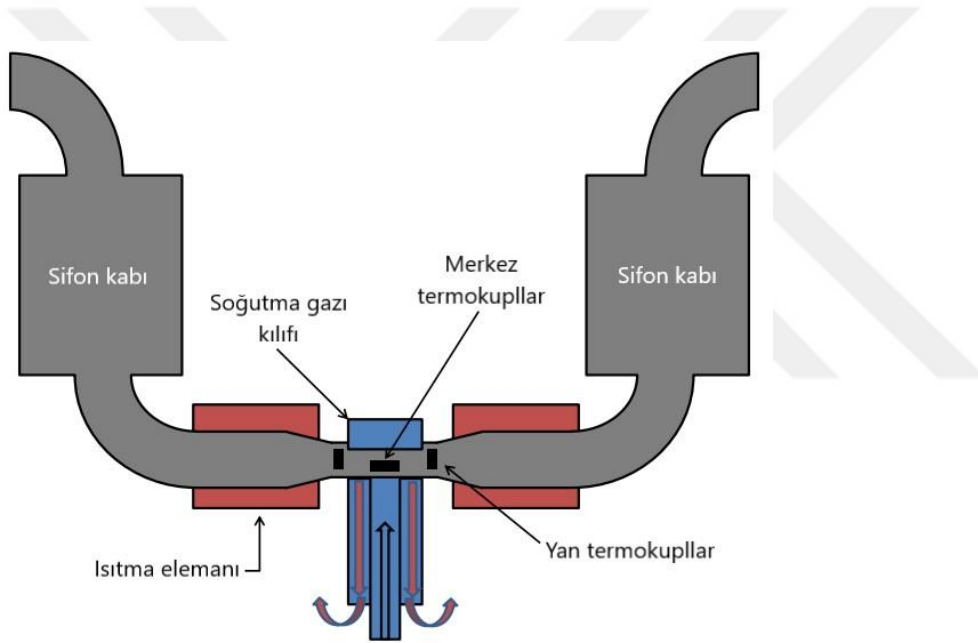


Şekil 3.7 Yakıt tuzu tahliye sistemi

Donmuş valf sistemleri ilk kez Ergimiş Tuz Reaktörü Deneyi'nde (MSRE) kullanılmıştır. MSRE'deki donmuş valf sistemi iki adet alt sisteme bağlı olarak oluşturulmuştur. Sistem geleneksel bir SCRAM özelliği taşımamaktadır. Bunun yerine yakıt tuzunun tahliye tanklarına aktarılması ile güvenli bir kapatma amaçlanmıştır (Chisholm, 2020). Yakıt tuzu tahliye sistemi üzerine yapılan çalışmalarda güvenlik tehdidi oluşturabilecek çeşitli konular üzerinde durulmuştur. Örneğin donmuş valfin kaza durumunda çözülmemesi tehlikeli maddelerin salınması konusunda potansiyel bir tehlike oluşturduğundan önemli bir güvenlik endişesi olarak düşünülmüştür (Beall vd., 1964). İlgilenilen bir başka senaryo ise MSRE'nin tam güçte çalışması sırasında donmuş valfin beklenmedik bir şekilde çözünme durumu olmuştur. Çünkü yakıt tuzunun beklenmedik tahliyesi sonrasında korun tekrar doldurulması zaman alacak ve işlemsel bir aksamaya sebep olacaktır (Guymon, 1973).

1960'larda ORNL'de (Oak Ridge National Laboratory) MSRP'de (Ergimiş Tuz Reaktörü Projesi) kullanılan donmuş valf borulama düzeneklerinde boruların iki adet daraltılmış bölümü bulunmaktadır ve bu bölümlerin her biri donmuş valf gövdesi olarak

adlandırılmıştır. Düzeneğin her iki ucundaki daha geniş boru bölmeleri ise sifon hazneleri olarak adlandırılmaktadır. Boru içerisindeki tuz tıkaçının gerekli durumlarda çözünmesini sağlamak amacıyla ısı kaynağı olarak ısıtıcılar ve donma durumu için ısıyı uzaklaştırmak amacıyla vananın gövdesi boyunca bir soğutma gazı akışı sağlanmıştır. Ayrıca donma valfinin durumunu göstermesi için vana düzeneği üzerine termokupllar yerleştirilmiştir. Son MSRE tasarımında altısı 3,8 cm ve altısı da 1,3 cm hatlara monte edilmiş olan toplam 12 adet dondurma valfi bulunuyordu ve yakıt tuzu tahliye hattındaki FV-103 hariç tümü yatay olarak yönlendirilmişti. Ayrıca hat 103 ve FV-103, yakıt tuzunun tahliye tanklarına boşaltılmasını kolaylaştırmak için yaklaşık 3° eğimli olarak yapılmıştır. Donma valflerinin genel düzeni Şekil 3.8’de gösterilmektedir (Chisholm, 2020).



Şekil 3.8 Donma vanası şematik görünümü (Chisholm, 2020)

Soğutma gazı akışını dondurma valfi etrafına yönlendirmek üzere sistemde bir örtü kullanılmıştır ve bu örtü sayesinde soğutma gazının yakındaki ısıtılmış yüzeylere istenmeden çarpması engellenmiştir. Bir donmuş valf gövdesinin orta bölümünde sıcaklık 700 °C'nin üzerine çıktığında veya ayarlanan bir değerin altına düştüğünde kontrol odasında bir alarm verilmektedir.

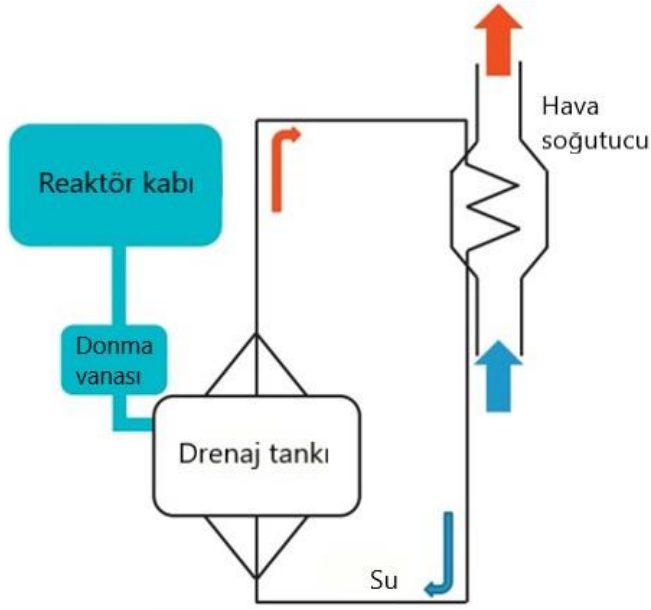
MSRE donmuş valf sisteminin derin donmuş, donmuş ve çözülmüş olmak üzere üç adet çalışma modu tanımlanmıştır. Derin donmuş durumda tuz tıpası donmuş haldedir ve elektrik gücü veya soğutma gazı beslemesi kesilse bile uzun bir süre donmuş halde kalabilmektedir. Donma valfi ısıtıcıları kapalıdır. Soğutma gazı ise her vananın kendi

özgül ısı dengesine bağlı olarak açık veya kapalı olabilmektedir. İkinci durum olan donmuş durumda ise donma valfi ısıtıcıları kapalıdır ancak bitişik borulardaki ısıtıcılar açıktır. Tuz tıpası soğutma gazı akışı sayesinde donmuş durumdadır ve elektrik kesintisi durumunda belli bir süre içerisinde çözülerek en az 20 dk çözülmüş durumda kalmaktadır. Üçüncü durum olan çözülmüş durumda ısıtıcılar açıktır ve soğutma gazı akışı kesilmiştir. Elektrik kesintisi durumunda valflerdeki tuz en az 30 dk boyunca çözülmüş halde kalmaktadır (Chisholm, 2020).

3.5.2. Atık ısı uzaklaştırma sistemi

Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı tarafından MSRE için tasarlanan atık ısı giderme sisteminde yoğunlaştırıcıyı soğutmak için tetiklenen bir su sirkülasyonu yerine doğal hava soğutması kullanılarak pasif özelliklere sahip kavramsal bir sistem oluşturulmuştur. Buna göre pasif atık ısı giderme sistemi üç doğal sirkülasyon döngüsünden oluşuyordu. Birincisi bozunma ısını ikinci döngüye aktaran iki fazlı doğal dolaşım, ikincisi hava soğutucu ile buhar tamburu arasındaki iki fazlı doğal sirkülasyon ve üçüncüsü hava soğutucudaki buhar ile bacadaki havanın sirkülasyonu ile yoğunlaştırdığı açık çevrimdir (Zhang, 2018).

Pasif güvenliğin sağlanabilmesi için reaktörün kaza durumunda elektrik güç kaynağı sağlanamayan durumu ele alınmalıdır. Kaza durumunda çalışan sistem operatör eylemi gerektirmemelidir. FUJI-233 Ergimiş Tuz Reaktör'ünde atık ısı giderme sistemi bu amaçla doğal sirkülasyona dayalı olarak oluşturulmuştur. Soğutma sıvısı döngüsünde pompa veya hava soğutucuda fanlar bulunmamaktadır. Soğutma sistemi bir adet drenaj deposu, kapalı su devresi ve hava soğutucudan oluşmaktadır (Ishiguro vd., 2014).



Şekil 3.9 FUJI-233 atık ısı giderme sistemi (Ishiguro vd., 2014)

FUJI-233Um Ergimiş Tuz Reaktör Sistemi için tasarlanan atık ısı giderme sistemi Şekil 3.9’da verilmiştir. Soğutma için birçok tüp drenaj tankından geçer. Tanktan gelen tüpler bir manifoldda toplanır ve geniş çaplı bir boruya bağlanır. Bu boru, soğutma suyunun birçok küçük boruya dağıtıldığı hava soğutucuya gider. Soğutulan havanın çıkışında soğutma suyu tekrar büyük bir boruda toplanır ve daha sonra drenaj tankına geri gönderilir. Soğutucu, drenaj tankındaki yakıttan ısı alır ve ısı hava soğutucu aracılığıyla atmosfere yayılır. Drenaj tankının atmosferden yalıtıldığı varsayılır. Su soğutucunun başlangıç sıcaklığı ve basıncı koşulları atmosferik koşullardır (Ishiguro vd., 2014).

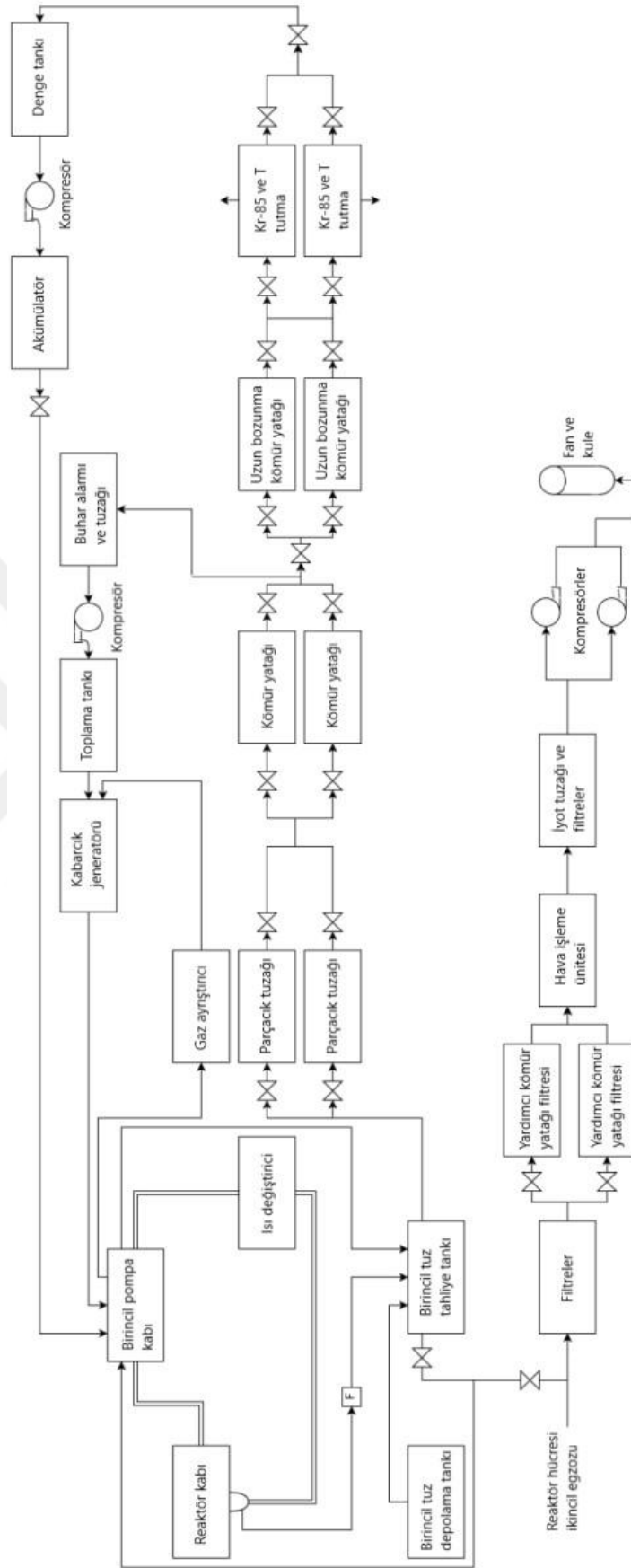
3.5.3. Off-gaz sistemi

Ergimiş Tuz Reaktörlerinde off-gaz sistemi büyük bir öneme sahiptir. Çünkü Ksenon, Kripton ve Trityum gibi gaz halindeki fisyon ürünleri bu sistem sayesinde reaktörün normal çalışması sırasında yakıt tuzundan çıkarılmakta ve toplanmaktadır. Ayrıca sistem fisyon ürünleri için çok uzun ömürlü depolama bölümlerine sahiptir. Bozunma sabitine göre Kripton-85 ve Trityum'un atmosfere salınmadan önce 100 yıl saklanması gerekmektedir. Off-gaz sistem depolamalarıyla bu şart kolaylıkla sağlanmaktadır. MSR içerisinde dikkate alınması gereken bazı radyonüklidler Tablo 3.3’de yarı ömürleriyle birlikte verilmiştir (Yoshioka, 2017).

Tablo 3.3 MSR içerisinde dikkate alınması gereken bazı radyonüklidler (Yoshioka, 2017)

Nüklidler	Yarı Ömür
^3H	12 yıl
^{133}Xe	5,3 gün
^{135}Xe	9,1 saat
^{137}Xe	4,2 dakika
^{138}Xe	17 dakika
^{85}Kr	11 yıl
^{87}Kr	1,3 saat
^{88}Kr	2,8 saat
^{89}Kr	3,2 dakika

MSBR'nin off-gaz sistemini içeren akış diyagramı Şekil 3.10'da verilmiştir.

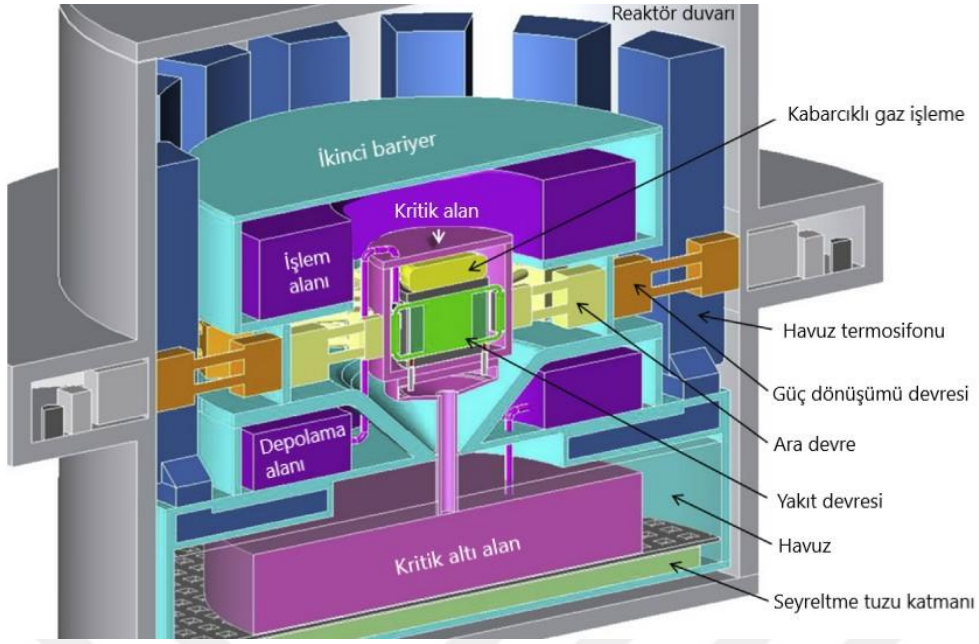


Şekil 3.10 Off-gaz sistemi şeması (Pyron, 2016)

Fisyon gazları ilk olarak bozunma tankı olarak işlev gören boşaltma tankına gitmektedir. Fisyon gazları bu tankta ortalama iki saat geçirmektedir. Sonrasında fisyon ürünleri ilk gecikme yataklarına gider. Bu ilk gecikme yatakları şekilde görülen kömür yataklarıdır. Bu yataklarda Xenon 47 saat boyunca tutulmaktadır. Böylece bu filtreden geçtiği sırada Xenon'un %97'sinin bozunumu sağlanmaktadır. Kömür yataklarından çıkan gazların çoğu, kabarcık jeneratöründe tuz dolaşım sistemine yeniden katılmak üzere sıkıştırılmaktadır. Diğer kısmı ise uzun süreli bozunma kömür yataklarına girmektedir. Burada Xenon yaklaşık 90 gün boyunca tutulmaktadır. Ardından fisyon ürünleri gaz depolama tankına girmeden önce Krypton ve Tritiyum tuzaklarına gider. Bu tanktan çıkan temizlenmiş gaz, dolaşım pompaları için dolaşım sistemine saf gaz olarak yeniden katılmaktadır. Biriken Krypton ve Tritiyum, stabil asal gazlarla birlikte atık hücre tesisindeki tanklarda depolanır. Bu tesis reaktör hücresinin altında yer almaktadır. Off-gaz sisteminden çıkarılan fisyon gazları sıkıştırılır ve yer seviyelerine inene kadar geçici olarak depolanmaktadır. MSBR içerisinde bozunma sabitlerine göre Krypton-85 ve Tritiyum'un atmosfere salınmadan önce 100 yıl tutulması gerekmektedir. Böyle bir mühendislik depolaması kolaylıkla mümkün olmaktadır (Pyron, 2016).

3.5.4. Muhafaza sistemleri

Reaktör korunun dışında yer alan yapılar nikel bazlı alaşımdan yapılmış kalın yansıtıcılarla korunmaktadır. Bu yansıtıcılar kaçan nötronların %99'undan fazlasını absorbe edebilmektedir. Yansıtıcıların kendisi de geriye kalan nötronlardan korunması için 20 cm kalınlığında bir tabakayla çevrilidir. Yakıt tuzu kordan çıktıktan sonra pompa ve ısı değiştiricilere gitmektedir. Yakıt tuzunun tüm devreyi dolaşma süresi yaklaşık 3-4 saniyedir. Şekil 3.11'de MSFR reaktör konseptinin işleyişine ilişkin ana fonksiyon ve bariyerler farklı renklerde gösterilmiştir (Allibert vd., 2016).



Şekil 3.11 MSFR bileşenleri ve bariyerleri (Allibert vd., 2016)

Reaktörün ortasında yer alan ve yeşil olarak gösterilen yakıt tuzu devresi yakıt tuzunun dolaştığı bölgeyi göstermektedir. Bu devrede ısı değiştiriciler, pompalar, tanklar ve borular bulunur. Bunlar aynı zamanda yakıtın muhafazasını sağlamaktadır. Pembe olarak gösterilen birinci muhafaza bariyeri yakıt tuzunu çevreleyen ilk bariyerdir. Bu bariyer tuz boşaltma sistemini de kapsamaktadır. Boşaltılan tuzlar bir kolektöre yönlendirilmektedir. Açık mavi ile gösterilen bölge ikinci muhafaza bariyeridir ve reaktör kabı ile ana devreyi ve boşaltma sisteminin su devresini içermektedir. Mor olarak gösterilen kimyasal tuz işleme üniteleri ve depolama alanları da bu bölgede bulunur. Gri renkte gösterilen üçüncü bariyer reaktör muhafaza binasını ve acil durum soğutma bacasını göstermektedir. Pasif termosifonlar ve ısı boruları aracılığıyla atık ısıнын atmosfere aktarılması sağlanmaktadır. Sarı ve turuncu olarak gösterilen ısı transfer devreleri üç bariyer arasındaki ısıyı farklı bölgeler arasında dolaştırmaktadır. Bu sayede reaktörün farklı bölümlerinde oluşan ısı etkili bir şekilde yönetilmektedir (Allibert vd., 2016).

3.6. Ergimiş Tuz Reaktörleri Başlangıç Olayları

Ergimiş Tuz Reaktörlerinde görülebilecek bazı başlangıç olayları liste halinde aşağıda verilmiştir (Yoshioka, 2017). Reaktörde gerçekleşebilecek iç olaylar: Güç Artışı Kazaları (RIA), Akış Azalması Kazaları, Yakıt Tuzu Sızıntı Kazaları ve Diğer Kazalar olarak verilmiştir.

Güç Artışı Kazaları (RIA):

- Kontrol çubuğu çekme/çıkartma kazası
- Soğuk döngü başlatma kazası
- Sekonder tuz akış artışı kazası
- Sekonder tuz sıcaklık düşüşü kazası
- Yakıt tuzu akış artışı kazası
- Yakıt tuzu doldurma kazası
- Aşırı yakıt ekleme kazası
- Basınç düşürme kazası
- Fisil çökelme kazası
- Grafit kaybı kazası
- Fisilin grafitte sızması kazası

Akış Azalması Kazaları:

- Pompa durma kazası
- Pompa tıkanma kazası
- Sekonder tuz soğutma kaybı kazası
- Bozunma ısısı soğutma kaybı kazası (reaktör çekirdeğinde ve drenaj tankında)

Yakıt Tuzu Sızıntı Kazaları:

- Primer devre kırılması kazası

Diğer Kazalar:

- Buhar jeneratörü kırılma kazası
- Drenaj tankında yeniden kritiklik olma kazası
- Yakıt tuzu donma kazası
- Sekonder tuz donma kazası
- Yeniden eritme kazası
- Donma valfi arızası kazası
- Grafit yangını kazası
- Wigner etkisi kazası
- Off-gaz sistemi arızası kazası
- Reaktör salınımı kazası
- Yakıt tuzu veya berilyum salınımı kazası
- Muhafaza kırılması kazası

Reaktörde gerçekleşebilecek olan dış olaylar aşağıda verilmiştir.

- Deprem
- Tsunami
- Sel
- Rüzgar
- Yangın
- Terörizm

Ergimiş Tuz Reaktörünün bazı başlangıç olaylarına verdiği tepkiler aşağıda açıklanmıştır (Yoshioka, 2017).

Kontrol Çubuğu Çekilmesi Kazası: Kontrol çubuğu kullanılan MSR'lar için en tipik reaktivite kazası kontrol çubuğunun yanlış zamanlı çekilmesi kazasıdır. Nötron emici malzemeden yapılan bir kontrol çubuğu yerleştirildiği sırada bir operatör hatası nedeniyle geri çekilirse RIA meydana gelmiş olur. Grafitten yapılmış kontrol çubuklarının kullanıldığı bir MSR'da RIA olasılığı artmaktadır. Yakıt tuzunun büyük negatif sıcaklık katsayısı sayesinde kontrol çubuğu için SCRAM fonksiyonu başarısız olsa bile kaza sona ermektedir (Yoshioka, 2017).

Pompa Arızası ile Akış Azalma Kazası: Ergimiş Tuz Reaktörü'nde tüm yakıt tuzu pompaları durursa ısı giderme fonksiyonu kaybolmaktadır. Bu durum yakıt tuzu sıcaklığının artmasına ve dolayısıyla pozitif reaktivite etkisine neden olur. Böyle bir durumda negatif reaktivite katsayısı sonucun ciddiyetini azaltır. Ayrıca kontrol çubukları yerleştirilerek reaktör kontrol altına alınabilir. Dolayısıyla uygun SCRAM sistemine sahip olan bir MSR için tüm birincil pompaların durması durumu güvenli kabul edilmektedir (Elsheikh, 2013).

Yakıt-Tuz Sızıntısı Kazası (Birincil Döngü Kırılması Kazası): MSR'da reaktör kabı, borular, pompalar ve ısı değiştiricilerde kırılma meydana gelirse birincil döngünün bütünlüğü kaybolur ve yakıt tuzu sızar. Böyle bir durumda sızan yakıt tuzu reaktörün altında bulunan tahliye tanklarına aktarılarak reaktörün güvenliği sağlanabilmektedir (Yoshioka, 2017).

Kritiklik Kazası: MSR'lar büyük negatif reaktivite katsayısı özellikleri sayesinde kritiklik kazasını ortadan kaldırır. Bu özellik kontrol çubukları ve diğer mekanik olarak çalışan kontrol mekanizmaları olmadan da reaktörün güvenliğini sağlayabilmektedir. Ayrıca gerekli durumlarda kontrol çubukları da kullanılabilir (Yoshioka, 2017).

Pompa Sıkışması Kazası: MSR’larda pompa sıkışması kazası pompa durması kazasından daha ciddi bir durum olarak kabul edilmektedir. Çünkü böyle bir durumda yakıt tuzunun akışı neredeyse sıfıra düşmektedir ve kor soğutma fonksiyonu kaybolmaktadır. Dolayısıyla yakıt tuzunun sıcaklığı artmaktadır. Kaza bütün pompalarda meydana gelirse yakıt tuzunun tahliye tanklarına boşaltılması gerekmektedir (Yoshioka, 2017).

Akış Tıkanması Kazası: Reaktörün birinci döngüsünün herhangi bir yerinde tıkanma meydana gelirse yakıt-tuz akışı durmaktadır. Bu kazanın ilerlemesi pompa durması veya sıkışması kazasındaki gibi olacaktır (Yoshioka, 2017).

İkincil Tuz Soğutma Kaybı Kazası: İkincil tuz pompası durduğunda veya pompa sıkışması meydana geldiğinde yakıt tuzu soğutulamaz ve sıcaklığı artar. Bu durumda yakıt tuzunun tahliye tankına boşaltılması gerekmektedir (Yoshioka, 2017).

Tahliye Tanklarında Bozunma Isısı Kaybı Kazası: Reaktör kapatıldıktan sonra da fisyon ürünleriyle bozunma ısınımı devam edeceği için yakıt tuzu soğutulmalıdır. MSBR için tasarlanmış olan atık ısı giderme sistemi ile soğutma sağlanabilir ve kazanın önüne geçilebilir (Yoshioka, 2017).

Yakıt Tuzu Donma Kazası: Donmuş yakıt tuzunun hacmi ergimiş yakıt tuzunun hacminden yaklaşık %15 daha küçüktür. Bu, yakıt tuzunun termal genleşme özelliğinden kaynaklanmaktadır. Bu nedenle donma meydana gelse bile bu boru kırılmasına neden olmamaktadır. Ayrıca birincil tuz döngüsü yakıt tuzunun donma sıcaklığından daha yüksek bir sıcaklıkta olan muhafaza yapısının içinde bulunduğundan yakıt tuzunun donması olayı çok muhtemel bir durum olmayan olağanüstü bir durum olur. Bu muhafazada arıza olduğu durumda ise olay kademeli olarak gerçekleşecektir. En olası senaryo, ısı değiştiricide yakıt tuzunun donmasıdır. Çünkü ikincil tuzun giriş sıcaklığı (yaklaşık 450°C) yakıt tuzunun donma sıcaklığından (yaklaşık 500°C) daha düşüktür. Yakıt tuzu pompalarından biri durursa ancak ikincil tuz pompası durmazsa yakıt tuzu aşırı soğur ve ısı değiştiricide donmaya başlar. Bu durum akış tıkanması kazasına benzemektedir. Bazı durumlarda yakıt tuzu bir boşaltma tankına boşaltılmalıdır. Ancak donma valfinde yakıt tuzunun erimesini hızlandıracak bir ısıtıcı yoksa donma valfini açmak 5-10 dakika sürebilmektedir (Yoshioka, 2017).

Donma Valfi Arızası Kazası: Donma valfi arızasının olma ihtimali çok düşüktür ancak sıfır değildir. Daha hızlı bir mekanik valf artı bir güvenlik sistemi olarak kullanılabilir (Yoshioka, 2017).

Off-gaz Sistemi Arızası Kazası: Yakıt tuzundan gaz halindeki fisyon ürünlerinin çıkarılmasını sağlayan off-gaz sisteminde bir kaza meydana geldiği durumda fisyon ürünleri yeterli bozunma süreleri boyunca bekletilecekleri güvenli tanklarda muhafaza edilmelidir (Yoshioka, 2017).

Kaynak Terimi: MSR’larda fisyon ürünleri düzenli olarak yakıt tuzundan uzaklaştırıldığı için çevreye radyoaktivite salınımı çok olası görülmemektedir. Ayrıca muhafaza bariyerleri olası bir sızıntı durumunda koruyucu olacaktır (Yoshioka, 2017).

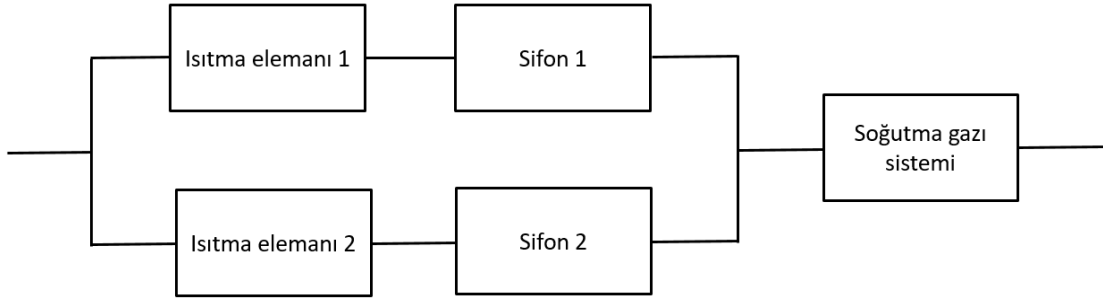


4. BULGULAR

4.1. MSR Güvenlik Sistemleri Güvenilirlik Analizi

4.1.1. Yakıt tuzu tahliye sistemi analizi

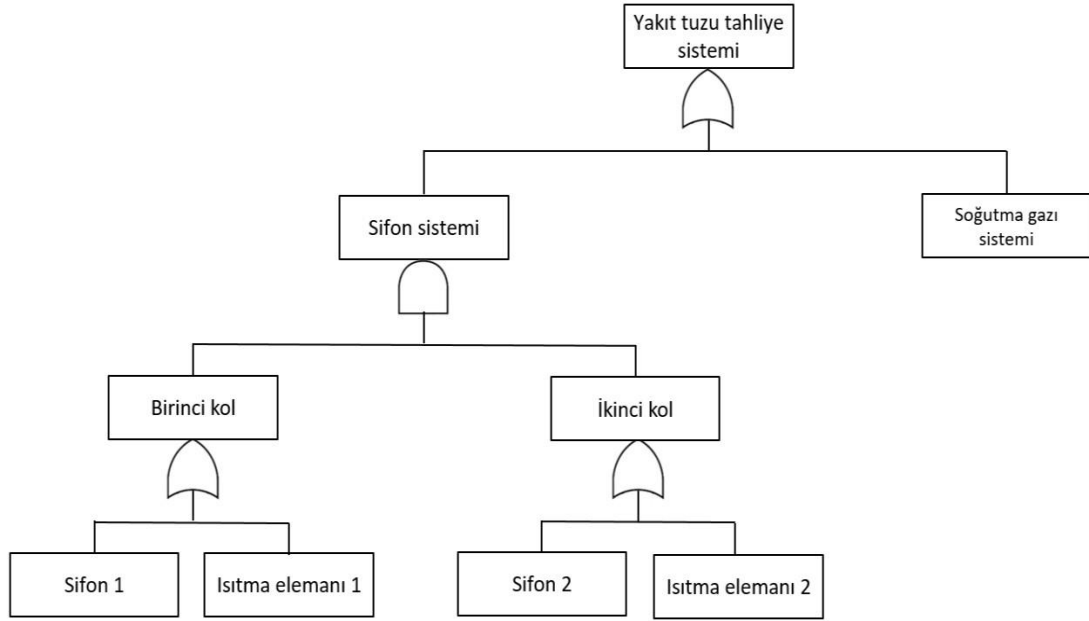
Yakıt tuzu tahliye sisteminin bileşenleri Şekil 4.1’de şematik olarak çizilerek gösterilmiştir.



Şekil 4.1 Yakıt tuzu tahliye sistemi şematik çizimi

Buna göre yakıt tuzu tahliye sistemi hata ağacı Şekil 4.2’de verildiği gibi olmaktadır. Sistemde ikiye ayrılmış birinci koldaki sifon 1 ve ısıtma elemanı 1 seri bağlı olduğu için “veya” sembolü ile birbirine bağlanmıştır. Sifon 2 ve ısıtma elemanı 2 de aynı şekilde seri bağlı olduğundan veya sembolü ile gösterilmiştir. İkiye ayrılan kolların oluşturduğu sifon sistemi paralel bağlıdır ve “ve” sembolü ile gösterilir. Soğutma gazı sistemi ile sifon sistemi de birbirine seri bağlı olduğundan sistem veya sembolü ile birleştirilmiştir.

Birbiriyle aynı işlevi gören birinci kol ve ikinci kolun birbirine paralel olarak bağlı iki sistem olarak konumlandırılması bu sistem için güvenliği arttırmaktadır. Böylece paralel bağlı sifon sisteminin kollarından bir tanesi hata yapması veya işlevini yitirmesi durumunda ikincisi sistemin tümüyle arıza yapmasını önleyecektir. Seri bağlı sifon sistemi veya soğutma gazı sisteminden bir tanesinin işlevini yitirmesi durumunda sistem başarılı bir şekilde çalışamaz.



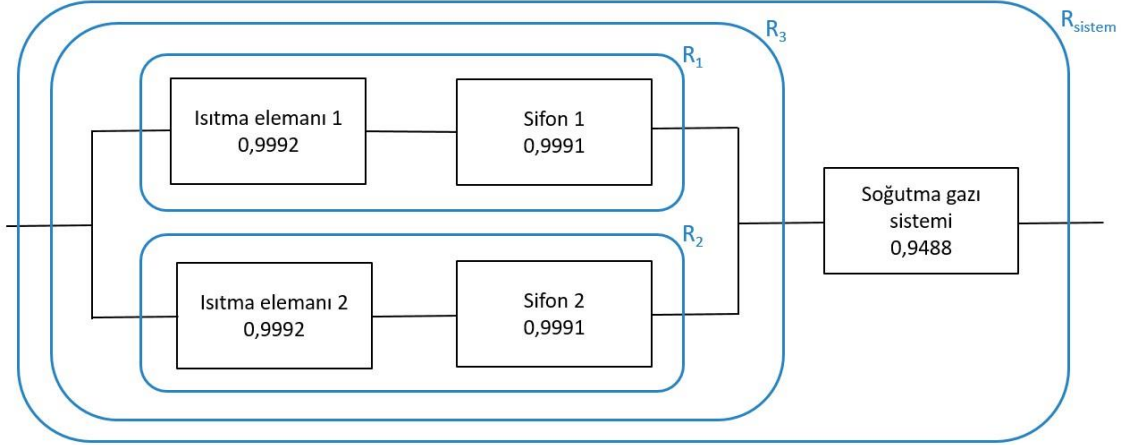
Şekil 4.2 Yakıt tuzu tahliye sistemi hata ağacı

Sifonlar için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerdeki benzer yapıda olan tank bileşeninin arıza oranı kullanılmıştır. Arıza oranı milyon saat başına 0,1 olarak verilmiştir (Garrick vd., 1967). Buna göre saat başına arıza oranı 1×10^{-7} olur. Denklem (3.2.) bir yıllık zaman dilimi için kullanıldığında güvenilirlik 0,9991 olarak bulunmaktadır. Isıtma elemanı bileşeni için güvenilirlik değeri literatürde 0,999243 olarak verilmiştir (Zhang, 2018). Soğutma gazı sistemi güvenilirliği değeri için benzer yapıda olan hava soğutucu bileşeninin arıza oranı değeri kullanılmıştır. Arıza oranı saat başına $6,0 \times 10^{-6}$ olarak verilmiştir (IAEA, 1988). Denklem (3.2.) bir yıllık zaman dilimi için uygulandığında güvenilirlik 0,9488 olarak bulunur. Yakıt tuzu tahliye sistemi bileşenleri ve güvenilirlik değerleri Tablo 4.1’de gösterilmiştir.

Tablo 4.1 Yakıt tuzu tahliye sistemi bileşenleri ve güvenilirlik değerleri

Sistem Bileşenleri	Güvenilirlik Değerleri
Sifon 1	0,9991 (Garrick vd., 1967)
Sifon 2	0,9991 (Garrick vd., 1967)
Isıtma Elemanı 1	0,9992 (Zhang, 2018)
Isıtma Elemanı 2	0,9992 (Zhang, 2018)
Soğutma Gazı Sistemi	0,9488 (IAEA, 1988)

Güvenilirlik değerleri sistem şemasında yerlerine yerleştirilerek Şekil 4.3'te gösterilmiştir. Birbirine seri olarak bağlanan Isıtma elemanı 1 ve Sifon 1'den oluşan sistem R_1 olarak adlandırılmıştır. Isıtma elemanı 2 ve Sifon 2'den oluşan seri bağlı sistem R_2 olarak adlandırılmıştır. Sifonlar ve ısıtma elemanlarından oluşan paralel bağlı sifon sistemi R_3 olarak adlandırılmıştır. Sifon sistemine seri bağlı olan soğutma gazı sistemi ile birlikte tüm sistem R_{sistem} olarak adlandırılmıştır.

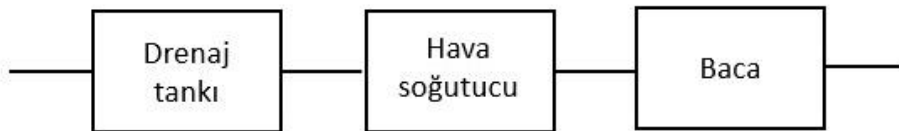


Şekil 4.3 Yakıt tuzu tahliye sistemi şeması ve güvenilirlik değerleri

Seri bağlı R_1 sisteminin güvenilirliği denklem (3.4.) kullanıldığında 0,9983 olarak bulunur. Seri bağlı R_2 sistemi için de güvenilirlik aynı şekilde 0,9983 olur. Paralel bağlı R_3 sistemi için güvenilirlik denklem (3.5.) kullanılarak 0,9999 bulunur. Seri bağlı soğutma gazı sistemi ile birlikte yakıt tuzu tahliye sistemi için tüm sistem güvenilirliği denklem 3.4. kullanıldığında 0,9487 olarak bulunur.

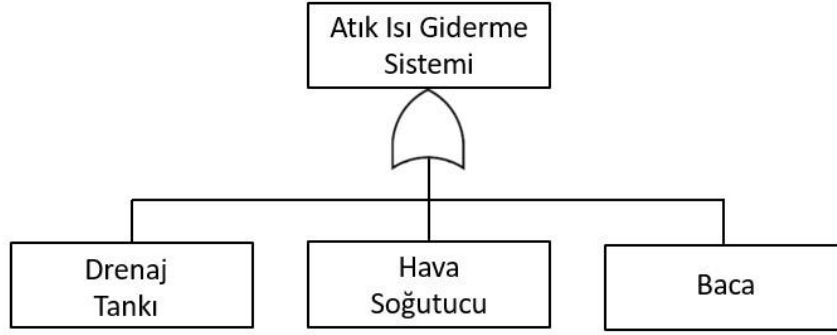
4.1.2. Atık ısı giderme sistemi analizi

Daha önceki bölümlerde verilen atık ısı giderme sistemi için oluşturulan şematik çizim Şekil 4.4'de verilmiştir.



Şekil 4.4 Atık ısı giderme sistemi şematik çizimi

Atık ısı giderme sistemi için hata ağacı Şekil 4.5'te verilmiştir. Sistemde drenaj tankı, hava soğutucu ve baca seri bağlı olduğundan veya sembolü ile birleştirilmiştir.



Şekil 4.5 Atık ısı giderme sistemi hata ağacı

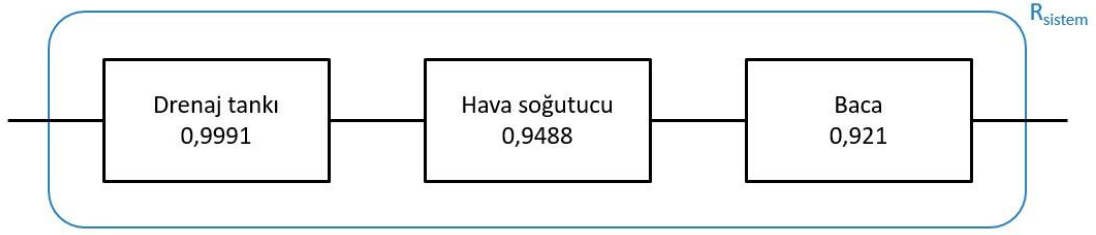
Seri bağlı atık ısı giderme sistemindeki drenaj tankı, hava soğutucu ve baca bileşenlerinden herhangi birinin hata yapması durumunda sistem başarılı bir şekilde çalışamaz.

Drenaj tankı için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerdeki yapısal olarak benzer olan tank bileşeninin arıza oranı kullanılmıştır. Arıza oranı milyon saat başına 0,1 olarak verilmiştir (Garrick vd., 1967). Buna göre saat başına arıza oranı 1×10^{-7} olmaktadır. Denklem (3.2.) zaman bir yıl olacak şekilde uygulandığında güvenilirlik 0,9991 olarak bulunur. Hava soğutucu için arıza oranı literatürde $6,0 \times 10^{-6}$ saat başına arıza olarak verilmiştir (IAEA, 1988). Denklem (3.2.) bir yıllık zaman dilimi için kullanıldığında güvenilirlik 0,9488 olarak bulunur. Baca bileşeninin yapısı düz bir boru şeklinde olduğundan güvenilirliği nükleer reaktörlerde kullanılan düz bir boru kesiti değerinden alınmıştır. Arıza oranı saat başına $9,4 \times 10^{-6}$ olarak verilmiştir (IAEA, 1988). Denklem (3.2.) bir yıllık zaman dilimi için kullanıldığında güvenilirlik 0,921 olarak bulunmaktadır. Atık ısı giderme sistemi için bileşenler ve güvenilirlik değerleri Tablo 4.2’de verilmiştir.

Tablo 4.2 Atık ısı giderme sistemi bileşenleri ve güvenilirlik değerleri

Sistem Bileşenleri	Güvenilirlik Değerleri
Drenaj Tankı	0,9991 (Garrick vd., 1967)
Hava Soğutucu	0,9488 (IAEA, 1988)
Baca	0,921 (IAEA, 1988)

Güvenilirlik değerleri sistem şemasında yerlerine yerleştirilerek Şekil 4.6’da gösterilmiştir. Birbirine seri olarak bağlı olan drenaj tankı, hava soğutucu ve baca bileşenlerinden oluşan tüm sistem R_{sistem} olarak adlandırılmıştır.



Şekil 4.6 Atık ısı giderme sistemi şeması ve güvenilirlik değerleri

Seri bağlı drenaj tankı, hava soğutucu ve baca bileşenlerinden oluşan tüm sistem güvenilirliği denklem (3.4.) kullanılarak 0,8731 bulunur.

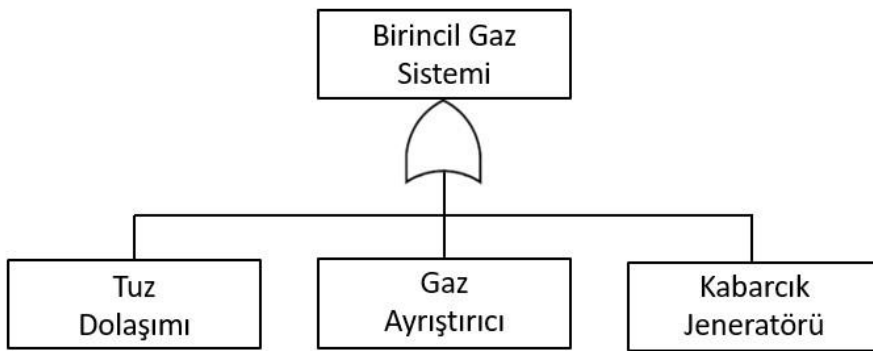
4.1.3. Off-gaz sistemi analizi

Off-gaz sistemi bölümlere ayrılarak şematize edildiğinde birinci sistem birincil gaz sistemi olur ve Şekil 4.7’deki gibi gösterilir.



Şekil 4.7 Birincil gaz sistemi şematik çizimi

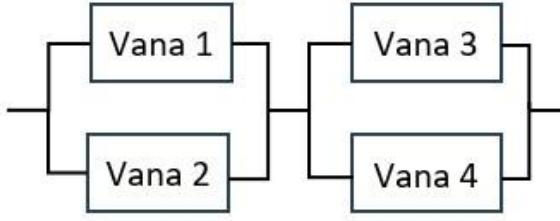
Birincil gaz sistemi için hata ağacı Şekil 4.8’de verilmiştir. Tuz dolaşımı, gaz ayırıştırıcı ve kabarcık jeneratörü birbirine seri bağlı olduğundan veya sembolü ile birleştirilmiştir.



Şekil 4.8 Birincil gaz sistemi hata ağacı

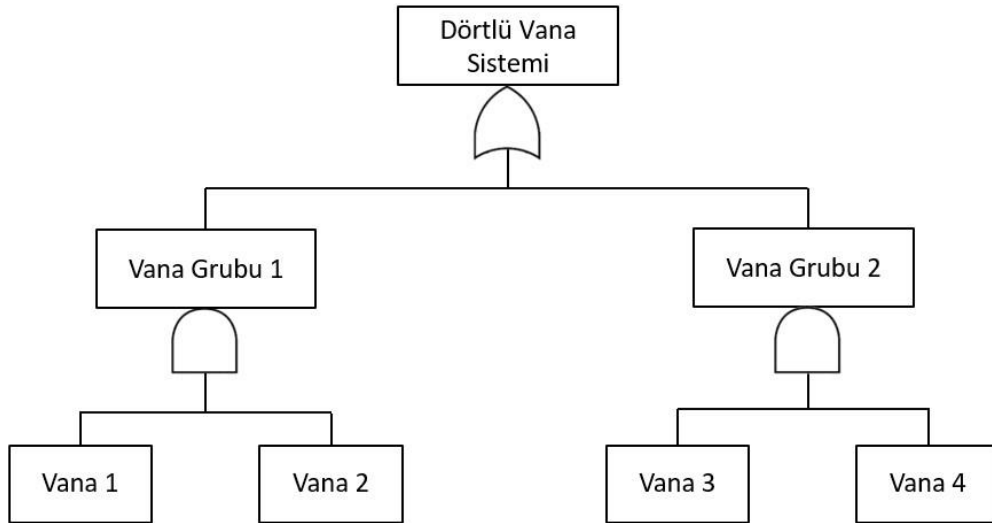
Sistemdeki bileşenler birbirine seri olarak bağlı olduğu için bir tanesinin çalışmaması durumunda sistem çalışmayacaktır.

Sistemdeki dörtlü vana sistemi Şekil 4.9’daki gibi şematize edilebilir.



Şekil 4.9 Dörtlü vana sistemi şematik çizimi

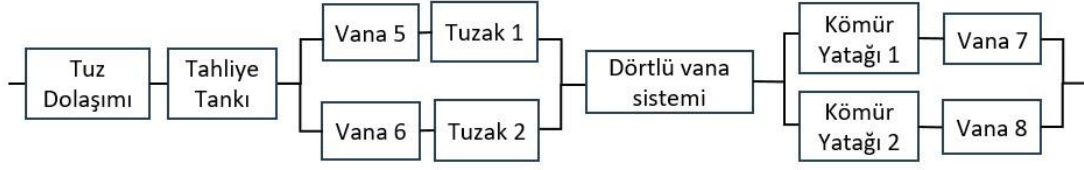
Dörtlü vana sistemi için hata ağacı Şekil 4.10’da verilmiştir. Vana 1 ve vana 2’nin oluşturduğu vana grubu 1 birbirine paralel bağlı olduğu için ve sembolüyle birleştirilmiştir. Vana grubu 2’deki vana 3 ve vana 4 de aynı şekilde ve sembolü ile birbirine bağlanır. Vana grupları birbirine seri olarak bağlı olduğu için veya sembolü ile birleştirilmiştir.



Şekil 4.10 Dörtlü vana sistemi hata ağacı

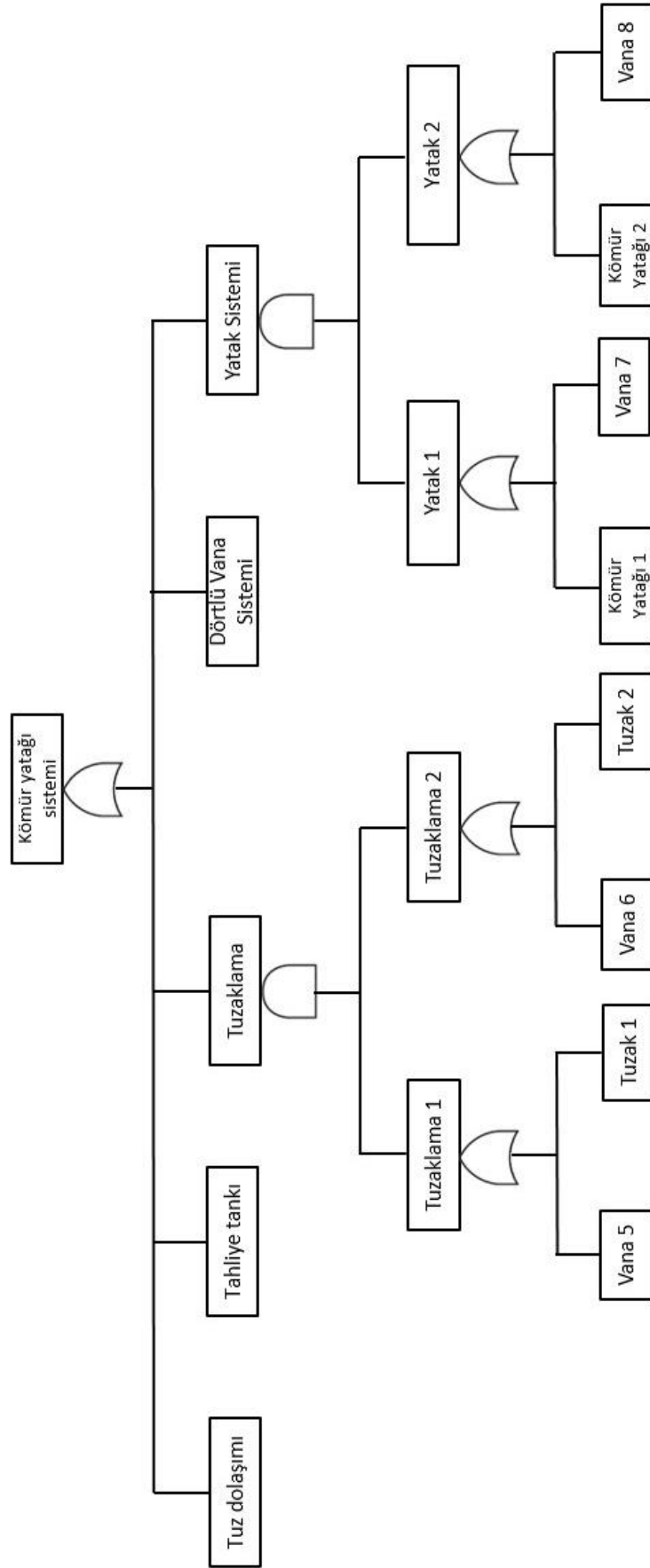
Birbirine paralel olarak bağlı vana 1 ve vana 2 ile vana 3 ve vana 4’ten herhangi birinin işlevini yitirmesi durumunda bir diğeri çalışmaya devam edeceği için sistem güvenliği artmaktadır. Vana grupları birbirine seri bağlı olduğu için birinin çalışmaması durumunda sistem çalışmayacaktır.

Kömür yatağı sistemi Şekil 4.11’deki gibi şematize edilebilir.



Şekil 4.11 Kömür yatağı sistemi şematik çizimi

Kömür yatağı sistemi için hata ağacı Şekil 4.12’de verilmiştir. Sistem bileşenleri olan tuz dolaşımı, tahliye tankı, tuzaklama, dörtlü vana sisemi ve yatak sistemi birbirine seri olarak bağlı olduğundan veya sembolü ile birleştirilmiştir. Tuzaklama sisteminin bileşenleri olan tuzaklama 2 ve tuzaklama 2 grubu birbirine paralel olarak bağlı olduğundan ve sembolü ile gösterilmiştir. Vana ve tuzaklar ise birbirlerine seri bağlı olduklarından veya sembolü ile gösterilirler. Yatak sistemi bileşenleri olan yatak 1 ve yatak 2 paralel olarak bağlandığı için ve sembolü ile birleştirilirler. Yatak 1 ve yatak 2 bileşenleri olan kömür yatakları ve vanalar ise birbirlerine seri olarak bağlandığından veya sembolü ile gösterilmişlerdir.



Şekil 4.12 Kömür yatağı sistemi hata ağacı

Şekil 4.12. Kömür yatağı sistemi hata ağacı

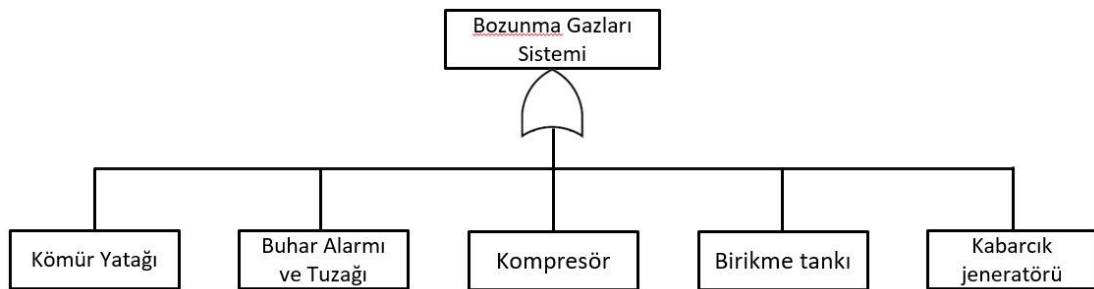
Kömür yatağı sistemindeki paralel bağlı tuzaklama sistemlerinden bir tanesi işlevini yitirdiği durumda diğeri sistemi çalıştırmaya devam edebilir. Aynı şekilde yatak sistemlerinin de birinin hata yapması durumunda diğeri devreye gireceği için sistem güvenilirliği artmış olmaktadır. Vana ve tuzaklardan bir tanesinin çalışmaması durumunda diğeri çalışmaz. Aynı şekilde kömür yatakları ve vanalardan bir tanesinin çalışmaması durumunda diğeri çalışmayacaktır. Beş ana sistem bileşeni de birbirine seri bağlı olduğundan sistemlerden birinin hatalı çalışması durumunda sistem arıza yapacaktır.

Bozunma gazları sistemi şematik gösterimi Şekil 4.13’te verilmiştir.



Şekil 4.13 Bozunma gazları sistemi şematik çizimi

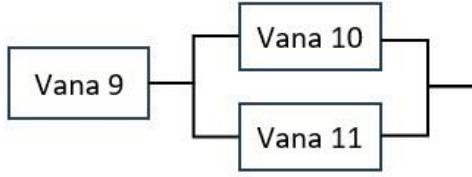
Bozunma gazları sistemi için hata ağacı Şekil 4.14’de verilmiştir. Sistemdeki kömür yatağı, buhar alarmı ve tuzağı, kompresör, birikme tankı ve kabarcık jeneratörü birbirine seri olarak bağlandığından veya sembolü ile birleştirilmiştir.



Şekil 4.14 Bozunma gazları sistemi hata ağacı

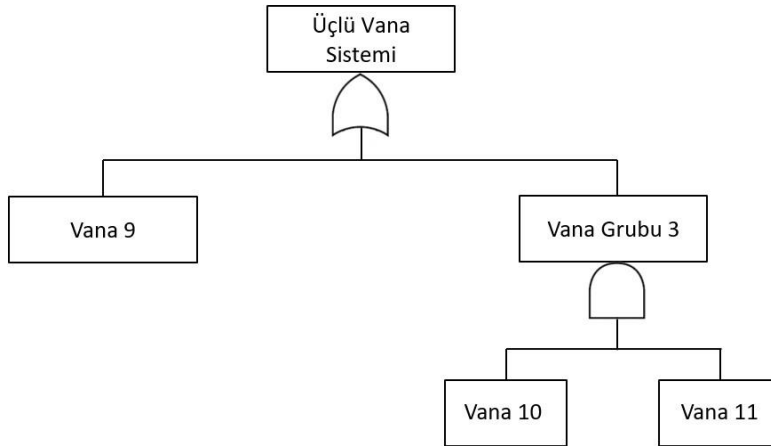
Bozunma gazı sistemi bileşenleri birbirine seri olarak bağlı olduğundan sistemlerden birinin çalışmaması durumunda tüm sistem başarısız olur.

Üçlü vana sistemi şematik çizimi Şekil 4.15’de verilmiştir.



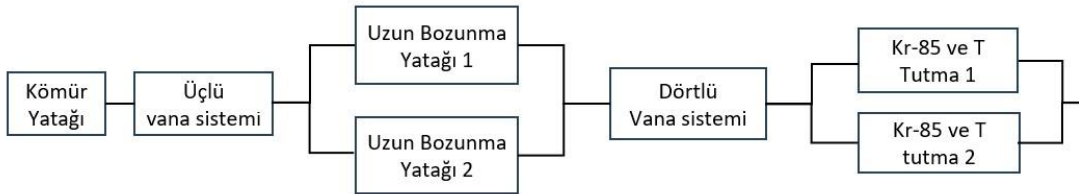
Şekil 4.15 Üçlü vana sistemi şematik çizimi

Üçlü vana sistemi için hata ağacı Şekil 4.16’da verilmiştir. Vana grubu 3’ü oluşturan vana 10 ve vana 11 birbirine paralel olarak bağlandığından ve sembolü ile birleştirilmiştir. Vanalardan birinde hata olması durumunda diğer vana çalışmaya devam edeceğinden sistem çalışmaya devam edebilir. Dolayısıyla bu düzen vana sisteminin güvenliğini artıracak bir tasarım tercihi olmuştur. Vana 9 ve vana grubu 3 birbirine seri olarak bağlandığından veya sembolü ile birleştirilmiştir. İkisinden birinin çalışmaması durumunda üçlü vana sistemi arıza yapmış olur ve çalışamaz.



Şekil 4.16 Üçlü vana sistemi hata ağacı

Kr-85 ve T tutma sistemi Şekil 4.17’de gösterilmiştir.

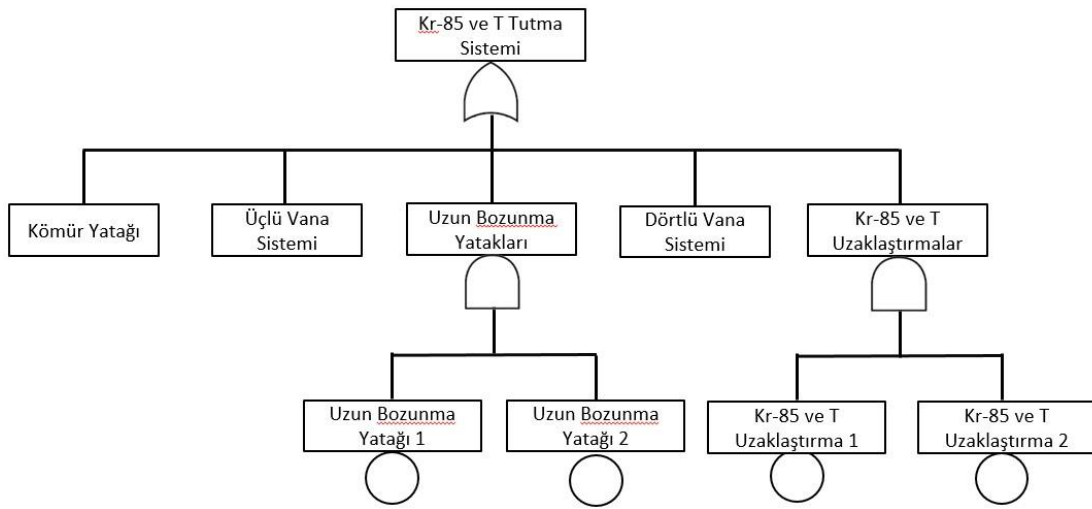


Şekil 4.17 Kr-85 ve T tutma sistemi hata ağacı

Kr-85 ve T tutma sistemi için hata ağacı Şekil 4.18’de verilmiştir. Hata ağacında Kr-85 ve T tutma sistemi ana bileşenleri olan kömür yatağı, üçlü vana sistemi, uzun bozunma

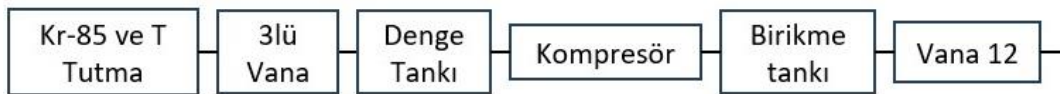
yatakları, dörtlü vana sistemi ve Kr-85 ve T Uzaklaştırma sistemleri birbirine seri olarak bağlanmıştır ve veya sembolü ile gösterilmektedir. Uzun bozunma yatağı 1 ve uzun bozunma yatağı 2 birbirine paralel olarak bağlandığından ve sembolü ile gösterilir.

Bu sistemlerden biri çalışmadığı durumda diğeri çalışmaya devam edeceğinden sistemi güvenli yapan unsurlardan biri olmuştur. Aynı şekilde Kr-85 ve T uzaklaştırma sistemleri de birbirine paralel olarak bağlandığından ve sembolü ile gösterilmiştir ve sistemin güvenliğini artıran bir diğer tasarım tercihi olmuştur. Tüm sistemi oluşturan seri bağlı beş bileşenden birinin hata yapması durumunda sistem başarılı şekilde çalışmaz.



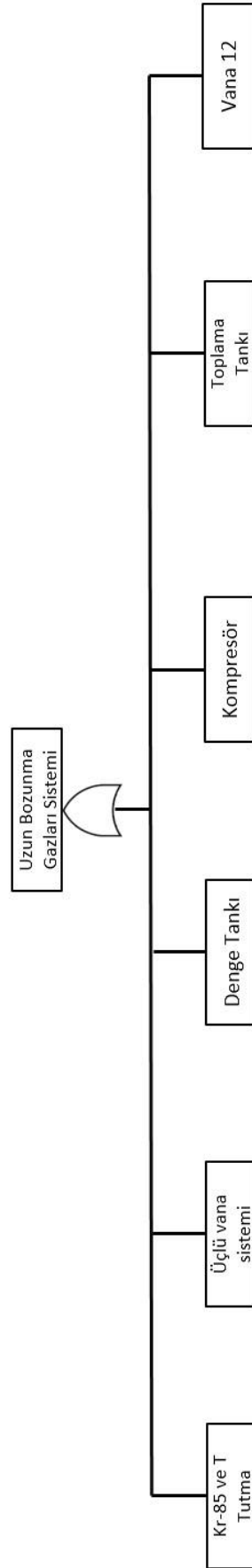
Şekil 4.18 Kr-85 ve T tutma sistemi hata ağacı

Uzun bozunma gazları sistemi için şematik çizim Şekil 4.19’da verilmiştir.



Şekil 4.19 Uzun bozunma gazları sistemi şematik çizimi

Uzun bozunma gazları sistemi için hata ağacı Şekil 4.20’de verilmiştir. Sistemde Kr-85 tutma, üçlü vana sistemi, denge tankı, kompresör, toplama tankı ve vana 12 birbirine seri olarak bağlandığından veya sembolü ile birleştirilmiştir. Bu sistemlerden herhangi birinin hata yapması durumunda sistem başarılı bir şekilde çalışmaz.



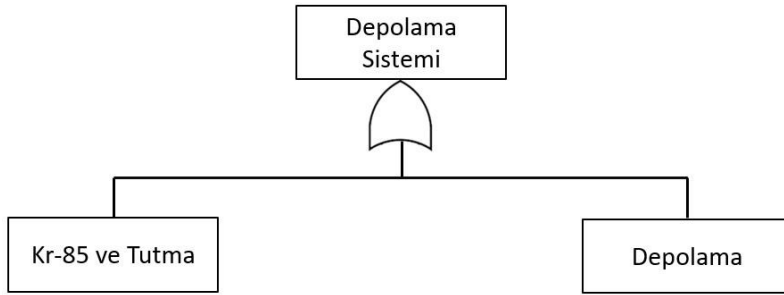
Şekil 4.20 Uzun bozunma gazları sistemi hata ağacı

Depolama sistemi Şekil 4.21’de gösterilmiştir.



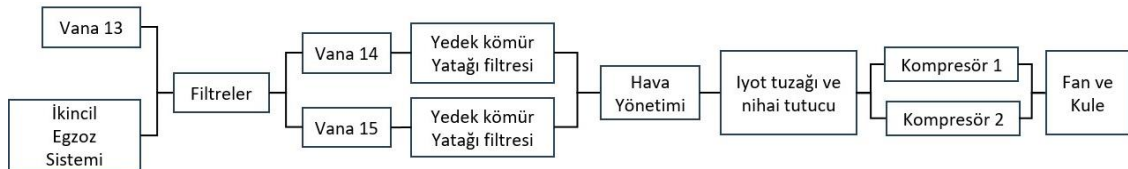
Şekil 4.21 Depolama sistemi şematik çizimi

Depolama sistemi için hata ağacı Şekil 4.22’de verilmiştir. Depolama sistemini oluşturan Kr-85 tutma ve depolama bileşenleri birbirine seri olarak bağlandığı için veya sembolü ile birleştirilmiştir. Bu iki bileşenden birinin hatalı çalışması durumunda sistem başarılı bir şekilde çalışmamaktadır.



Şekil 4.22 Depolama sistemi hata ağacı

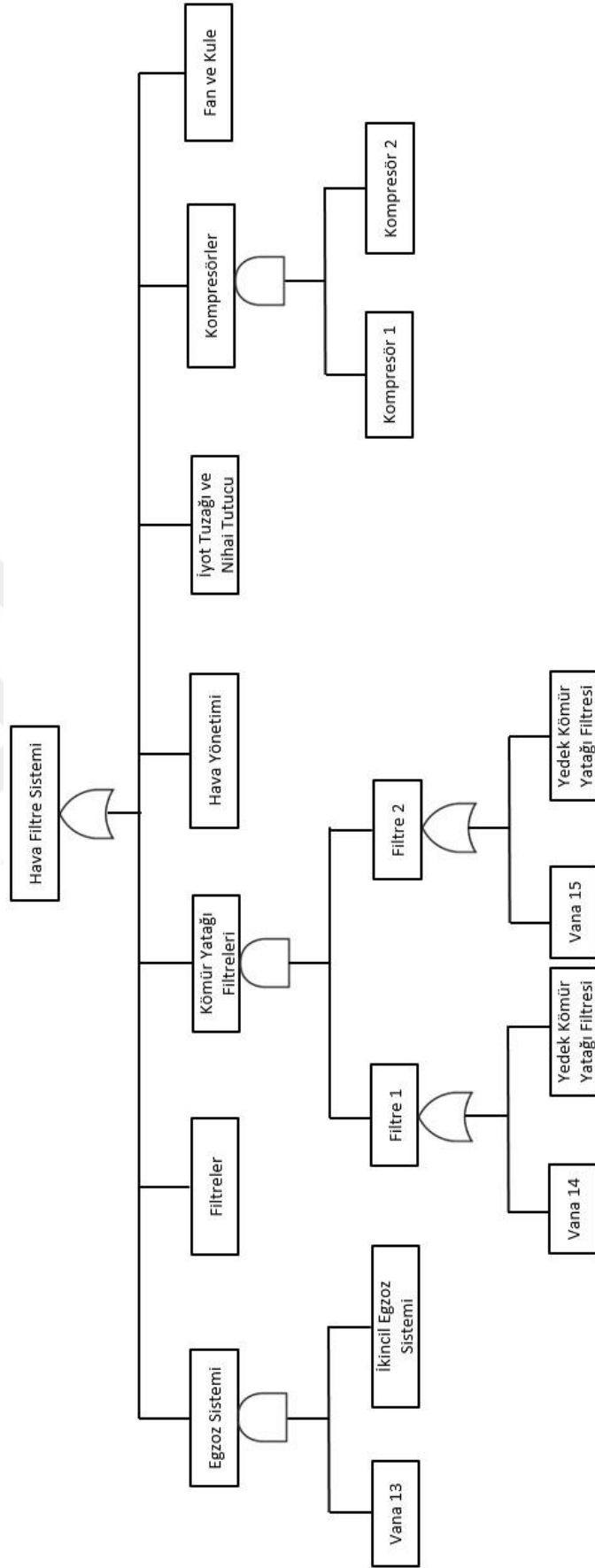
Hava filtre sistemi Şekil 4.23’de gösterilmiştir.



Şekil 4.23 Hava filtre sistemi şematik çizimi

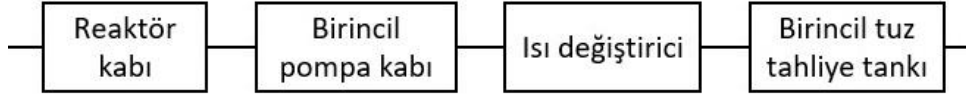
Hava filtre sistemini oluşturan egzoz sistemi, filtreler, kömür yatağı ve filtreleri, hava yönetimi, iyot tuzağı ve nihai tutucu, kompresörler ile fan ve kule sistemleri birbirine seri olarak bağlandığından veya sembolü ile birleştirilmiştir. Egzoz sistemini oluşturan vana 13 ve ikincil egzoz sistemi birbirine paralel olarak bağlandığından ve sembolü ile gösterilmiştir. Kömür yatağı filtrelerini oluşturan filtre 1 ve filtre 2 bileşenleri de aynı şekilde paralel olarak bağlı olduğundan ve sembolü ile gösterilmiştir. Filtreleri oluşturan vana ve ikincil egzoz sistemleri ise birbirine seri olarak bağlanmıştır ve veya sembolü ile gösterilmiştir. Kompresör sistemini oluşturan kompresör 1 ve kompresör 2 bileşenleri birbirine paralel olarak bağlı olduğundan ve sembolü ile gösterilmişlerdir.

Egzoz sistemindeki vana ve ikincil egzoz sistemi bileşenlerinin paralel olarak bağlandığından birinin hata yaptığı durumda diğeri çalışmaya devam edeceği için sistem arıza yapmaz. Dolayısıyla bu durum sistemin güvenilirliğini arttırmıştır. Benzer şekilde kömür yatağı filtrelerini oluşturan filtre 1 ve filtre 2 bileşenlerinin paralel bağlanması filtrelerden birinin bozulması durumunda diğerinin devreye gireceği anlamına geldiği için güvenilirliği arttırmıştır. Filtreleri oluşturan vana ve ikincil egzoz sistemleri seri olarak bağlandığından birinin hata yapması durumunda sistem çalışmayacaktır. Kompresör 1 ve kompresör iki bileşenleri paralel bağlı olduğundan birinin hata yapması sistemin çalışmasını engellemez. Tüm hava filtre sisteminin ana bileşenleri olan egzoz sistemi, filtreler, kömür yatağı ve filtreleri, hava yönetimi, iyot tuzağı ve nihai tutucu, kompresörler ile fan ve kule sistemleri birbirine seri olarak bağlı olduğu için en az birinin bozulduğu durumda sistem başarılı bir şekilde çalışamaz. Hava filtre sistemi için hata ağacı Şekil 4.24’de verilmiştir.



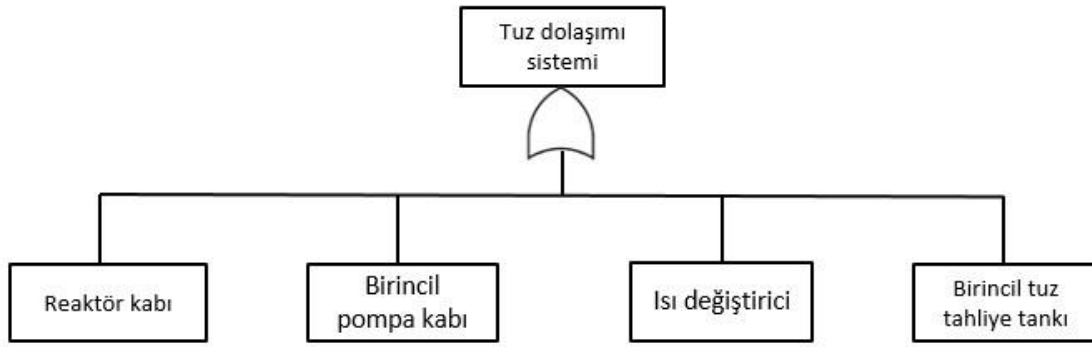
Şekil 4.24 Hava filtre sistemi hata ağacı

Off-gaz sistemine seri bağlı tuz dolaşımı sistemi; reaktör kabı, birincil pompa kabı, ısı değiştirici ve birincil tuz tahliye tankı bileşenlerinden oluşmaktadır ve Şekil 4.25’de gösterilmiştir.



Şekil 4.25 Tuz dolaşımı sistemi şematik gösterimi

Sistemin hata ağacı Şekil 4.26’da gösterilmiştir.



Şekil 4.26 Tuz dolaşımı sistemi hata ağacı

Tuz dolaşımı sistemi bileşenleri birbirine seri olarak bağlanmıştır. Dolayısıyla bileşenlerden birinin çalışmaması durumunda sistem çalışamaz.

Gaz ayrıştırıcı güvenilirliği için basınçlı su reaktörlerinde kullanılan gaz ayrıştırıcı bileşeninin güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,99711 olarak verilmiştir (Alsuliman vd., 2024) Kabarcık jeneratörü bileşeni güvenilirliği için basınçlı su reaktörlerinde kullanılan ve yapısal olarak kabarcık jeneratörüne benzeyen gaz ayrıştırıcı bileşeninin güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,99711’dir (Alsuliman vd., 2024). Şekil 27’deki off-gaz sistem şemasından yola çıkılarak sistemdeki vana 1, vana 2, vana 3, vana 4, vana 5, vana 6, vana 7, vana 8, vana 9, vana 10, vana 11, vana 12, vana 13, vana 14 ve vana 15’in aynı tip ve özdeş vanalar olduğu varsayılmıştır. Bu vana bileşenleri için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerde kullanılan ve hata durumu vananın açılmaması olan vana bileşeninin arıza oranı alınmıştır. Bu değer milyon saat başına 5,0 olarak verilmiştir (Garrick vd., 1967). Buna göre arıza oranı saat başına 5×10^{-6} olur. Denklem (3.2.) bir yıl için hesaplandığında güvenilirlik 0,9571 olmaktadır. Tuzak 1 ve tuzak 2 güvenilirliği için basınçlı su reaktörlerinde kullanılan ve yapısal olarak

tuzakların çalışmasına benzeyen gaz ayrıştırıcı bileşeninin güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,99711 olarak verilmiştir (Alsuliman vd., 2024). Kömür yatağı güvenilirliği için basınçlı su reaktörlerinde kullanılan ve çalışma şekli ve yapısı benzer olan gaz ayrıştırıcı bileşeninin güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,99711'dir (Alsuliman vd., 2024) Tahliye tankı için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerdeki tank bileşeninin arıza oranı kullanılmıştır. Arıza oranı milyon saat başına 0,1 olarak verilmiştir (Garrick vd., 1967). Buna göre saat başına arıza oranı 1×10^{-7} olur. Denklem (3.2.) bir yıllık zaman dilimi için kullanıldığında güvenilirlik 0,9991 olarak elde edilir. Buhar alarmı güvenilirliği için füzyon reaktörlerinde de kullanılan oksijen sensörü bileşeninin arıza oranı verisi kullanılmıştır. Arıza oranı saat başına 0,000005 olarak verilmiştir (Cadwallader, 1998). Denklem (3.2.) zaman bir yıl olacak şekilde uygulandığında güvenilirlik 0,9571 olarak bulunur. Kompresör güvenilirliği literatürde 0,93 olarak verilmiştir (Musyafa vd., 2015). Birikme tankı için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerdeki tank bileşeninin arıza oranı kullanılmıştır. Bu değer 0,1 milyon saat başına arıza olarak verilmiştir (Garrick vd., 1967). Buna göre arıza oranı saat başına 1×10^{-7} olur. Denklem (3.2.) bir yıl için uygulandığında sonuç 0,9991 olarak bulunur. Uzun bozunma yatağı güvenilirliği için yapısal olarak benzer olan kömür yatağı bileşeninin güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,99711 olarak verilmiştir (Alsuliman vd., 2024). Kr-85 ve T Tutma Sistemi bileşeninin güvenilirliği için benzer yapıda olan gaz ayrıştırıcı bileşeninin güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,99711'dir (Alsuliman vd., 2024). Denge tankı güvenilirliği için basınçlı su reaktörlerinde bulunan basınç dengeleyici valf bileşeninin güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,976 olarak verilmiştir (Liu vd., 2013). Akümülatör güvenilirliği için benzer yapıda batarya güvenilirliği kullanılmıştır. Bu değer 0,9 olarak verilmiştir (Stępień ve Jasztal 2019). Depolama için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerdeki tank bileşeninin arıza oranı kullanılmıştır. Bu değer için arıza oranı milyon saat başına 0,1 olarak verilmiştir (Garrick vd., 1967). Buna göre arıza oranı saat başına 1×10^{-7} olur. Denklem (3.2.) uygulandığında bir yıl için güvenilirlik 0,9991 olarak bulunur. Filtre güvenilirliği bileşeni için arıza oranı literatürde 1×10^{-8} saat başına arıza olarak verilmiştir (Cadwallader, 1998). Denklem (3.2.) bir yıl için uygulandığında güvenilirlik 0,999912 olarak elde edilir. Egzoz bileşeni için güvenilirlik değeri 0,9 olarak verilmiştir (Yang vd., 2005). Yedek Kömür Yatağı Sistemi bileşeni için kömür yatağı sisteminin güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,99711'dir (Alsuliman vd., 2024). Hava yönetimi bileşeni için güvenilirlik değeri 0,75 olarak verilmiştir (Rasoulia, 2022). İyot Tuzağı ve

Nihai Tutucu bileşeni için yapısı ve çalışması bakımından benzer olan gaz ayrıştırıcı sisteminin güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,99711 olarak verilmiştir (Alsulieman vd., 2024) Fan bileşeni için arıza oranı 6×10^{-6} saat başına arıza olarak verilmiştir (IAEA, 1988). Denklem (3.2.) bir yıl için uygulandığında güvenilirlik 0,9488 olarak bulunur. Reaktör kazanı için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerdeki tank bileşeninin arıza oranı kullanılmıştır. Arıza oranı 0,1 milyon saat başına arıza olarak verilmiştir (Garrick vd., 1967). Buna göre arıza oranı saat başına 1×10^{-7} olur. Formül (3.2.) bir yıl için uygulandığında güvenilirlik 0,9991 olarak bulunur. Isı değiştirici için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerdeki ısı dönüştürücü bileşeninin arıza oranı kullanılmıştır. Bu değer 0,1 milyon saat başına arıza olarak verilmiştir. Buna göre arıza oranı saat başına 1×10^{-7} olarak bulunur. Formül (3.2.) bir yıl için uygulandığında güvenilirlik 0,9991 olur. Pompa bileşeni için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerdeki pompa bileşeninin arıza oranı kullanılmıştır. Arıza oranı milyon saat başına 5,0 olarak verilmiştir (Garrick vd., 1967). Değer saat başına arızaya çevrildiğinde 5×10^{-6} olur. Denklem (3.2.) bir yıl için uygulandığında güvenilirlik 0,9571 olarak bulunur. Reaktör kabı bileşeni için yıllık arıza oranı $5,1 \times 10^{-5}$ olarak verilmiştir (Cadwallader, 1998). Bu değer saat başına arızaya çevrilirse arıza oranı $5,822 \times 10^{-9}$ olur. Denklem (3.2.) bir yıl için uygulandığında güvenilirlik 0,999949 olarak bulunur. Birincil pompa kabı bileşeninin güvenilirliği için benzer yapıda olan reaktör kabı güvenilirliği değeri kullanılmıştır. Bu değer literatürde 0,999949 olarak verilmiştir (Cadwallader, 1998). Birincil tuz tahliye tankı bileşeni güvenilirliği için su soğutmalı ve su moderatörlü reaktörlerdeki tank bileşeninin arıza oranı kullanılmıştır. Arıza oranı 0,1 milyon saat başına arıza olarak verilmiştir (Garrick vd., 1967). Buna göre arıza oranı saat başına 1×10^{-7} olur. Denklem (3.2.) bir yıl için uygulandığında güvenilirlik 0,9991 olarak bulunur. Off-gaz sistemi bileşenleri ve güvenilirlik değerleri Tablo 4.3’de verilmiştir.

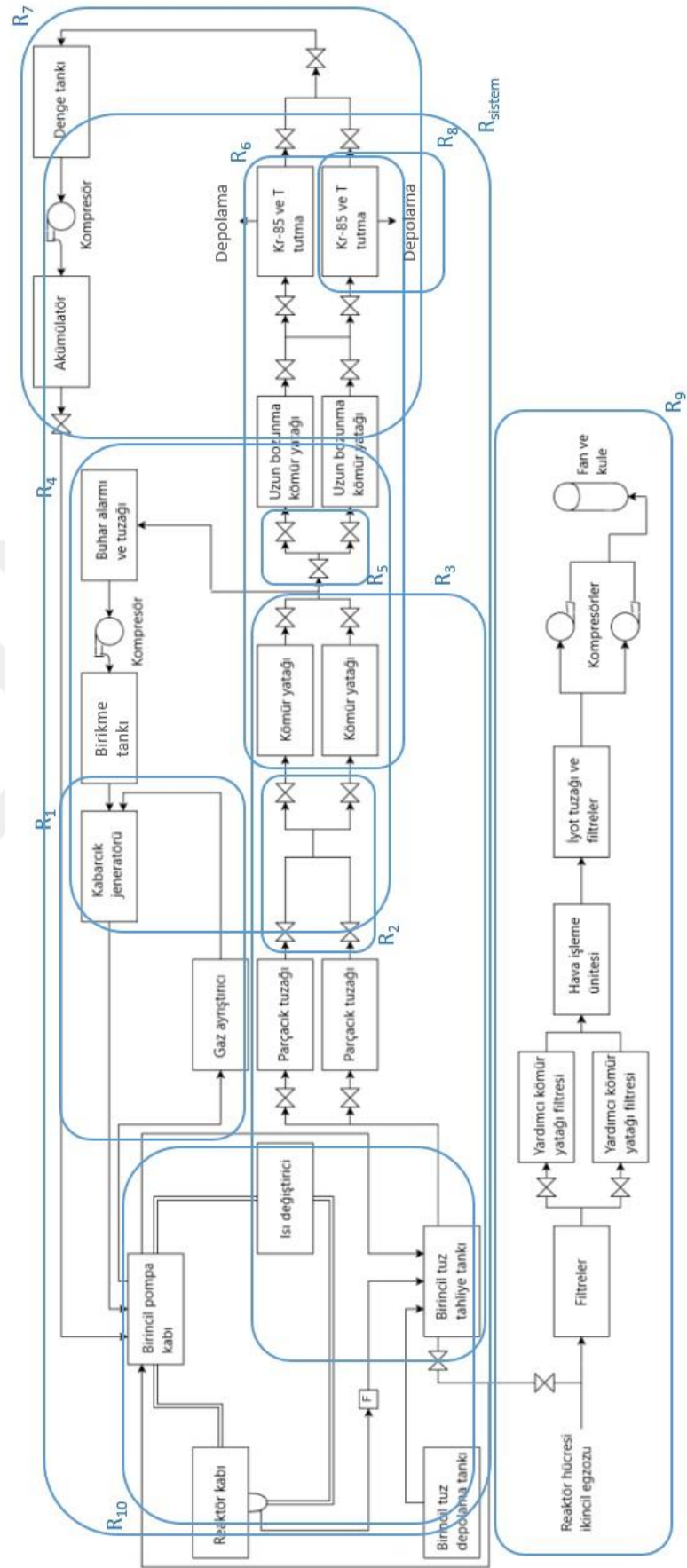
Tablo 4.3 Off-gaz sistemi bileşenleri ve güvenilirlik değerleri

Sistem Bileşenleri	Güvenilirlik Değerleri
Gaz Ayrıştırıcı	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Kabarcık Jeneratörü	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Vana 1	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Vana 2	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Vana 3	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Vana 4	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Tahliye Tankı	0,9991 (Garrick vd., 1967)
Vana 5	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Vana 6	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Tuzak 1	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Tuzak 2	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Kömür Yatağı 1	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Kömür Yatağı 2	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Vana 7	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Vana 8	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Buhar Alarmı ve Tuzağı	0,9571 (Cadwallader, 1998)
Kompresör 1	0,93 (Musyafa vd., 2015)
Birikme Tankı	0,9991 (Garrick vd., 1967)
Vana 9	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Vana 10	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Vana 11	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Uzun Bozunma Yatağı 1	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Uzun Bozunma Yatağı 2	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Kr-85 ve T Tutma Sistemi 1	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Kr-85 ve T Tutma Sistemi 2	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Denge Tankı	0,976 (Liu vd., 2013)
Akümülatör	0,9 (Stępień ve Jasztal 2019)
Vana 12	0,9571 (Garrick vd., 1967)

Tablo 4.3 devamı

Sistem Bileşenleri	Güvenilirlik Değerleri
Depolama	0,9991 (Garrick vd., 1967)
Vana 13	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Filtreler	0,999912 (Cadwallader, 1998)
Egzoz sistemi	0,9 (Yang vd., 2005)
Vana 14	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Vana 15	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Yedek Kömür Yatağı Sistemi 1	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Yedek Kömür Yatağı Sistemi 2	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Hava Yönetimi	0,75 (Rasoulia, 2022)
İyot Tuzağı ve Nihai Tutucu	0,99711 (Alsuliman vd., 2024)
Kompresör 2	0,93 (Musyafa vd., 2015)
Kompresör 3	0,93 (Musyafa vd., 2015)
Fan	0,9488 (IAEA, 1988)
Reaktör kazanı	0,9991 (Garrick vd., 1967)
Isı değiştirici	0,9991 (Garrick vd., 1967)
Pompa	0,9571 (Garrick vd., 1967)
Reaktör kabı	0,999949 (Cadwallader, 1998)
Birincil pompa kabı	0,999949 (Cadwallader, 1998)
Birincil tuz tahliye tankı	0,9991 (Garrick vd., 1967)

Off-gaz alt sistemlerinin gösterimi Şekil 4.27’de verilmiştir. Şekil 33’te verilen birincil gaz sistemi R₁ olarak adlandırılmıştır. Şekil 35’te verilen dörtlü vana sistemi R₂ olarak adlandırılmıştır. Şekil 37’de verilen kömür yatağı sistemi R₃ olarak adlandırılmıştır. Şekil 39’da verilen bozunma gazları sistemi R₄ olarak adlandırılmıştır. Şekil 41’de verilen üçlü vana sistemi R₅ olarak adlandırılmıştır. Şekil 43’te verilen sistem R₆ olarak adlandırılmıştır. Şekil 45’te verilen sistem R₇ olarak adlandırılmıştır. Şekil 47’de verilen depolama sistemi R₈ olarak adlandırılmıştır. Şekil 49’da verilen hava filtre sistemi R₉ olarak adlandırılmıştır. Şekil 48’de verilen sistem R₁₀ olarak adlandırılmıştır.



Şekil 4.27 Off-gaz alt sistemleri şematik gösterimi

R₁ (Birincil gaz sistemi): Seri bağı tuz dolaşımı sistemi, gaz ayrıştırıcı ve kabarcık jeneratörü bileşenlerinden oluşan birincil gaz sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) uygulandığında 0,992335 olarak bulunur.

R₂ (Dörtlü vana sistemi): Paralel bağı vana 1 ve vana 2'den oluşan vana grubu 1 sistemi için güvenilirlik denklem (3.5.) uygulandığında 0,99815959 bulunur. Paralel bağı vana 3 ve vana 4'ten oluşan vana grubu 2 için güvenilirlik, denklem (3.5.) uygulandığında 0,99815959 olarak bulunur. Seri bağı vana grupları ile birlikte R₂ dörtlü vana sistemi güvenilirliği, denklem (3.4.) kullanılarak 0,996321 olarak bulunur.

R₃ (Kömür yatağı sistemi): Seri bağı vana 5 ve tuzak 1 bileşenlerinden oluşan tuzaklama 1 sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) uygulandığında 0,954365 bulunur. Seri bağı vana 6 ve tuzak 2 bileşenlerinden oluşan tuzaklama 2 sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) uygulandığında 0,954365 olur. Paralel bağı tuzaklama sistemleri için güvenilirlik, denklem (3.5.) kullanıldığında 0,99791841 olarak bulunur. Seri bağı kömür yatağı 1 ve vana 7'den oluşan yatak 1 sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) uygulandığında 0,954365 olur. Seri bağı kömür yatağı 2 ve vana 8'den oluşan yatak 2 sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) kullanılarak 0,954365 bulunur. Paralel bağı yatak sistemleri için güvenilirlik, denklem (3.5.) uygulandığında 0,99791841 olur. Seri bağı tuz dolaşımı, tahliye tankı, tuzaklama sistemi, dörtlü vana sistemi ve yatak sisteminden oluşan kömür yatağı sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) kullanılarak 0,989394 bulunur.

R₄ (Bozunma gazları sistemi): Seri bağı kömür yatağı, buhar alarmı ve tuzağı, kompresör, birikme tankı ve kabarcık jeneratöründen oluşan R₄ bozunma gazları sistemi güvenilirliği, denklem (3.4.) kullanıldığında 0,8842 bulunur.

R₅ (Üçlü vana sistemi): Paralel bağı vana 10 ve vana 11'den oluşan vana grubu 3 için güvenilirlik, denklem (3.5.) uygulandığında 0,99815959 olarak bulunur. Seri bağı vana 9 ve vana grubu 3'ten oluşan R₅ üçlü vana sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) kullanılarak 0,955852 bulunur.

R₆ (Kr-85 ve T tutma sistemi): Paralel bağı uzun bozunma yatağı 1 ve uzun bozunma yatağı 2 bileşenlerinden oluşan uzun bozunma yatakları sistemi için güvenilirlik, denklem (3.5.) uygulandığında 0,99999165 bulunur. Paralel bağı Kr-85 ve T tutma 1 ile Kr-85 ve T tutma 2 bileşenlerinden oluşan Kr-85 ve T tutma sistemleri için güvenilirlik, denklem (3.5.) kullanıldığında 0,99999165 olarak bulunur. Seri bağı kömür yatağı sistemi, üçlü

vana sistemi, uzun bozunma yatağı sistemleri, dörtlü vana sistemi ve Kr-85 ve T tutma sistemlerinden oluşan R_6 sisteminin güvenilirliği, denklem (3.4.) uygulandığında 0,950162 olarak bulunur.

R_7 (Uzun bozunma gazları sistemi): Seri bağlı Kr-85 ve T tutma sistemi, üçlü vana sistemi, denge tankı, kompresör, akümülatör ve vana 12'den oluşan R_7 uzun bozunma gazları sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) kullanıldığında 0,7473 olarak bulunur.

R_8 (Depolama sistemi): Seri bağlı Kr-85 ve T tutma ve depolama bileşenlerinden oluşan depolama sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) kullanıldığında 0,9990926 olarak bulunur.

R_9 (Hava filtre sistemi): Paralel bağlı vana 13 ve ikincil egzoz sisteminden oluşan egzoz sistemi güvenilirliği, denklem (3.5.) kullanılarak 0,99571 bulunur. Seri bağlı vana 14 ve yedek kömür yatağı filtresi 1'den oluşan filtre 1 sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) uygulandığında 0,9570 olarak bulunur. Seri bağlı vana 15 ve yedek kömür yatağı filtresi 2'den oluşan filtre 2 sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) kullanıldığında 0,9570 bulunur. Paralel bağlı filtre 1 ve filtre 2 sistemlerinden oluşan kömür yatağı filtreleri sistemi için güvenilirlik, denklem (3.5.) uygulandığında 0,9982 bulunur. Paralel bağlı kompresör 1 ve kompresör 2'den oluşan kompresörler sistemi için güvenilirlik, denklem (3.5.) uygulandığında 0,9951 olarak bulunur. Seri bağlı egzoz sistemi, filtreler, kömür yatağı filtreleri, hava yönetimi, iyot tuzağı ve nihai tutucu, kompresörler ve fan bileşenlerinden oluşan R_9 hava filtre sistemi güvenilirliği, denklem (3.4.) kullanılarak 0,7017 bulunur.

R_{10} (Tuz dolaşımı sistemi): Seri bağlı reaktör kabı, pompa kabı, ısı değiştirici ve birincil tuz tahliye tankından oluşan tuz dolaşımı sistemi için güvenilirlik, denklem (3.4.) uygulandığında 0,998098 olarak bulunur.

R_{sistem} (Tüm sistem güvenilirliği): Off-gaz sisteminin çalışması için gerekli seri bağlı ana sistemler olan R_1 , R_2 , R_3 , R_4 , R_5 , R_6 , R_8 ve R_{10} bileşenlerinden oluşan R_{sistem} güvenilirliği, denklem (3.4.) uygulandığında 0,7833 olarak bulunur. Off-gaz sisteminin çalışmasını doğrudan etkilemeyen R_7 (uzun bozunma gazları sistemi) ve R_9 (hava filtre sistemi) işleme dahil edilmemiştir.

4.1.4. Muhafaza sistemleri analizi

Birincil muhafaza bariyeri güvenilirliği: Birincil muhafaza bariyeri için hafif su reaktörlerindeki koruma kabı ve duvarlar için verilen güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,9999 olarak verilmiştir (Cadwallader, 1998).

İkincil muhafaza bariyeri güvenilirliği: İkincil muhafaza bariyeri için hafif su reaktörlerindeki koruma kabı ve duvarlar için verilen güvenilirlik değeri kullanılmıştır. Bu değer 0,9999 olarak verilmiştir (Cadwallader, 1998).

Reaktör binası güvenilirliği: Reaktör binası değeri için daha düşük bir hata ile verilen koruma kapları ve duvarlar verisi kullanılmıştır. Bu değer 0,999999 olarak verilmiştir (Cadwallader, 1998).

Elde edilen tüm MSR güvenlik sistemlerinin güvenilirlik değerleri Tablo 4.4’de verilmiştir.

Tablo 4.4 MSR sistem güvenilirlikleri

Sistem adı	Güvenilirlik değeri
Yakıt tuzu tahliye sistemi	0,9487
Atık ısı giderme sistemi	0,8731
Off-gaz sistemi	0,7833
Birincil muhafaza bariyeri	0,9999
İkincil muhafaza bariyeri	0,9999
Reaktör binası güvenilirliği	0,999999

MSR sistem güvenilirliklerin işletmedeki reaktörlerle karşılaştırılarak değerlendirilmesi amacıyla BWR için sistem güvenilirlikleri Tablo 4.5’te verilmiştir (Li, 2020).

Tablo 4.5 BWR sistem güvenilirlikleri (Li, 2020)

Sistem adı	Güvenilirlik değeri
Bor enjeksiyonu sistemi	0,999
Normal reaktör soğutma sistemi	0,97
Reaktör koru izolasyon soğutma sistemi	0,994
Kor sprey sistemi	0,9984
Yüksek basınçlı soğutma enjeksiyonu sistemi	0,994
Otomatik basınç düşürme sistemi	0,9989
Düşük basınçlı soğutma enjeksiyonu sistemi	0,9982

BWR güvenlik sistemleri ile karşılaştırıldığında yakıt tuzu tahliye sistemi, birincil ve ikinci muhafaza bariyerleri ile reaktör binası güvenilirliklerinin makul seviyelerde olduğu görülmektedir. Atık ısı giderme ve off-gaz sistemlerinin güvenilirliği, seri bağlı bileşen sayısının fazlalığından dolayı daha düşüktür.

4.2. MSR Başlangıç Olayları İçin Olay Ağaçları

4.2.1. Pompa arızası kazası başlangıç olayı

Pompa arızası kazası başlangıç olayında kontrol çubuğu bulunmayan ergimiş tuz reaktörleri için reaktivite kontrolünün sağlanamadığı varsayıldığında genleşme tankı devreye girmektedir. Genleşme tankı ile güvenliğin sağlanamadığı durumda yakıt tuzu tahliye sistemi kullanılır. Tahliye tankındaki atık ısı ise atık ısı giderme sistemi tarafından uzaklaştırılır. Sistemlerin güvenilirlik analizi verileri ve kaza sıklığı değeri kullanılarak başarı oranı hesaplanabilmektedir. Sistemlerin güvenilirlik oranı yerlerine yerleştirildiğinde oluşan olay ağacı Şekil 4.28’de verilmiştir.

Pompa kazası	Genleşme tankı	Yakıt tuzu tahliye sistemi	Atık ısı giderme sistemi	
↑ Başarı	0,9991			Hasar yok
↓ Hata		0,9487		Hasar yok
	0,0009		0,8731	Hasar yok
		0,0513		
			0,1269	Hasar durumu

Şekil 4.28 Pompa kazası olay ağacı ve güvenilirlik değerleri

Tablo 3'te verilen hafif su reaktörleri için bazı başlangıç olayları ve frekansları verilerinden 0,002 olan pompa kazası verisi kullanıldığında sistemin başarı oranı aşağıdaki gibi hesaplanır.

Sistemin başarısızlık oranı: $0,002 \times 0,0009 \times 0,0513 \times 0,1269 = 1,1717946 \times 10^{-8}$

Sistemin başarı oranı: $1 - 1,1717946 \times 10^{-8} = 0,99999998$ olarak bulunur.

4.2.2. Fisyon ürünü salınımı başlangıç olayı

Ergimiş tuz reaktörlerinde gaz halindeki fisyon ürünleri reaktör normal işletme halindeyken de sürekli olarak off-gaz sistemi ile atılmaktadır. Bu sayede kaza anında salınabilecek olan fisyon ürünü miktarı azaltılmış olur. Dolayısıyla fisyon ürünü salınımı başlangıç olayına etki eden birinci güvenlik sistemi off-gaz sistemidir. Kaza anında ortaya çıkacak olan fisyon salınımı reaktörün birincil muhafaza sistemi tarafından tutulmaktadır. Birincil muhafazadan çıkış olduğu durumda fisyon ürünleri ikincil muhafaza yapısı olan yüksek sıcaklık muhafazası tarafından tutulmaktadır. Yüksek sıcaklık muhafazasının yeterli gelmediği durumda ise fisyon ürünleri reaktör binası tarafından tutulabilmektedir. Fisyon ürünü salınımı için olay ağacı ve sistemlerin güvenilirlik değerleri Şekil 4.29'da verilmiştir.

Fisyon ürünü salınımı	Off-gaz sistemi	Birincil muhafaza bariyeri	İkincil muhafaza bariyeri	Reaktör binası	
↑ Başarı ↓ Hata 0,00000001	0,7833 0,2167	0,9999 0,0001 0,9999 0,0001	0,9999 0,0001 0,9999 0,0001	0,999999 0,000001 0,999999 0,000001	Hasar yok
					Hasar yok
					Hasar yok
					Hasar durumu
					Hasar yok
					Hasar yok
					Hasar yok
					Hasar durumu

Şekil 4.29 Fisyon ürünü salınımı olay ağacı ve güvenilirlik değerleri

Tablo 3'te verilen hafif su reaktörleri için bazı başlangıç olayları ve frekansları verilerinden 0,00000001 olan reaktör kabı kırılması verisi kullanıldığında sistemin başarı oranı aşağıdaki gibi hesaplanır.

$$0,00000001 \times 0,7833 \times 0,0001 \times 0,0001 \times 0,000001 = 7,833 \times 10^{-17}$$

$$0,00000001 \times 0,2167 \times 0,0001 \times 0,0001 \times 0,000001 = 2,167 \times 10^{-17}$$

$$\text{Sistemin toplam hata oranı: } 7,833 \times 10^{-17} + 2,167 \times 10^{-17} = 1 \times 10^{-16}$$

$$\text{Sistemin güvenilirliği: } 1 - 1 \times 10^{-16} = 0,9999999999999999$$

MSR güvenlik sistemleri birbirini takip eden derinliğine savunma ilkesine göre tasarlandığından olay ağaçları ile gösterilen kaza senaryolarının ilerleyişinde güvenilirliğin çok arttığı görülmektedir.

5. SONUÇ VE ÖNERİLER

Bu çalışmada olasılığa dayalı güvenlik analizi metodu kullanılarak ergimiş tuz reaktörü konsepti için güvenilirlik analizi ön bir çalışma olarak sunulmuştur. Ergimiş tuz reaktörleri üzerine yapılan çalışmalar deneysel boyutta devam ettiği ve henüz ticarileşmediğinden tasarım boyutundaki sistem bileşenlerinin güvenilirlik değerleri tecrübeye bağlı verilerle elde edilememektedir. Dolayısıyla çalışmada ergimiş tuz reaktörlerinin güvenlik sistemlerine ait bileşenler için dünyada ticari olarak kullanılan reaktör bileşenlerinden yapısal ve çalışma şekli açısından benzer bileşenler seçilerek analize dahil edilmiştir. Ergimiş tuz reaktörlerinde bulunan üç adet sistem için güvenilirlik analizi yapılmıştır. Her bir sistem için şematik çizimler yapılmış ve hata ağaçları oluşturulmuştur. Sistem bileşenlerinin güvenilirlik değerleri çeşitli kaynaklardan elde edilerek tablo halinde gösterilmiştir. Literatürde hata oranı verilen bileşenler için güvenilirlik değeri hesaplanarak işleme dahil edilmiştir. Bileşenlerin paralel ve seri bağlanma durumlarına göre toplam sistem güvenilirlikleri hesaplanmıştır.

Yakıt tuzu tahliye sistemi üç adet alt sisteme ayrılarak analiz edilmiştir. Bileşenlerin güvenilirlik değerleri yerlerine yazılarak formüller uygulandığında tüm sistem güvenilirliği 0,9487 olarak bulunmuştur. Seri bağlı üç adet bileşeni bulunan atık ısı giderme sistemi için güvenilirlik 0,8731 olarak elde edilmiştir. Off-gaz sistemi on adet alt sisteme ayrılarak analiz edilmiş ve tüm sistem güvenilirliği 0,7833 olarak bulunmuştur. Muhafaza sistemlerinin güvenilirlikleri literatürdeki benzer reaktör zırhlama bariyerlerinden elde edilmiş ve sırasıyla birincil muhafaza bariyeri için 0,9999, ikincil muhafaza bariyeri için 0,9999 ve reaktör binası için 0,999999 olarak elde edilmiştir. Bulunan sonuçlar ticari olarak kullanılan kaynar su reaktörlerinin güvenlik sistemleri ile karşılaştırılmıştır. Buna göre yakıt tuzu tahliye sistemi, birincil muhafaza bariyeri, ikincil muhafaza bariyeri ve reaktör binası için hesaplanan güvenilirlik değerlerinin kaynar su reaktörü güvenlik sistemi değerlerine yakın ve makul olduğu görülmüştür. Atık ısı giderme sistemi ve off-gaz sistemi için hesaplanan güvenilirlik değerleri kaynar su reaktörlerinin güvenlik sistemi değerlerine göre düşüktür. Bunun sebebi her iki sistemde de seri bağlı bileşen sayısının çok olması ve bir bileşenin arızalanması durumunda yerine başka bir bileşenin geçebileceği paralel bağlı sistem bileşeni sayısının az olmasıdır.

Ergimiş tuz reaktörlerinde gerçekleşebilecek kaza durumlarından olan pompa kazası ve fisyon ürünü salınımı başlangıç olayları için olay ağacı analizi yapılmıştır. Pompa kazası başlangıç olayında devreye girecek olan üç adet sistemle birlikte başarı oranı 0,9999 olarak bulunmuştur. Fisyon ürünü salınımı başlangıç olayında devreye girecek olan dört sistem ile birlikte başarı oranı 0,9999 olarak hesaplanmıştır. Ergimiş tuz reaktörleri için güvenlik sistemi tasarımlarının derinliğine savunma prensibine uygun şekilde art arda ve birbirini kapsayan özelliklerde tasarlamasının kaza durumunda reaktör güvenilirliğini çok arttırdığı görülmektedir.

Çalışmada ergimiş tuz reaktörleri güvenlik sistemleri için elde edilen güvenilirlik değerleri deneysel veriler elde edildiğinde güncellenebilir şekildedir. Ergimiş tuz reaktörü tasarımlarında güvenlik sistemleri için mühendislik yaklaşımına bağlı olarak paralel bağlı bileşen sayısının artırılması, yedek ve ek sistemlerin artırılması gerektiği görülmüştür. Derinliğine savunma stratejisine uygun olarak oluşturulan peş peşe eklenmiş güvenlik sistemleri tasarlanmasının kaza durumlarındaki önemi çalışmada görülmektedir. Ergimiş tuz reaktörlerinin güvenliği üzerine çalışmalar yapılmaya devam edilmelidir. Bu çalışmalar arttıkça tasarımlarda iyileşmeler olacak ve reaktörün hayata geçirilerek ticari olarak kullanılabilme süreci hızlanacaktır.

KAYNAKLAR

- Allardice, C., & Trapnell, E. R. (1946). The first pile. *United States Atomic Energy Commission*.
- 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>
- Alsuliman, A., Ge, X., Zeng, Z., Butenko, S., Khan, F., & El-Halwagi, M. (2024). Dynamic risk analysis of evolving scenarios in oil and gas separator. *Reliability Engineering and System Safety*, 243, 109834. <https://doi.org/10.1016/j.ress.2023.109834>
- Barlak, Ü., & Oğul, H. (2022). Türkiye, Japonya ve Güney Kore nükleer güç santrali edinme süreçlerinin karşılaştırılması. *Sinop Üniversitesi Fen Bilimleri Dergisi*, 7(2), 102–115. <https://doi.org/10.33484/sinopfbd.1051512>
- Beall, S. E., Haubenreich, P. N., Lindauer, R. B., & Tallackson, J. R. (1964). *MSRE design and operations report: Part V, reactor safety analysis report* (ORNL-TM-732). Oak Ridge National Laboratory. Erişim tarihi: 12 Temmuz, 2024, <https://www.osti.gov/servlets/purl/4034157>
- Cadwallader, L. C. (1998). *Selected component failure rate values from fusion safety assessment tasks* (INEEL/EXT-98-00892). Idaho National Engineering and Environmental Laboratory. Erişim tarihi: 12 Haziran, 2024.
- Chisholm, B. M., Krahn, S. L., & Sowder, A. G. (2020). A unique molten salt reactor feature – The freeze valve system: Design, operating experience, and reliability. *Nuclear Engineering and Design*, 368, 110803. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110803>
- 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. <https://doi.org/10.1016/j.jrras.2013.10.008>
- 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-353/18*. International Atomic Energy Agency.
- Garrick, B. J., Gekler, W. C., Goldfisher, L., Karcher, R. H., Shimizu, B., & Wilson, J. H. (1967). *Reliability analysis of nuclear power plant protective systems* (HN-190, AEC Research and Development Report). Phillips Petroleum Company, Atomic Energy Division.
- Gu, Z. (2018). History review of nuclear reactor safety. *Annals of Nuclear Energy*, 120, 682–690. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.06.023>
- Guymon, R. H., & Molten-Salt Reactor Experiment Staff. (1973). *MSRE systems and components performance* (ORNL-TM-3039). Oak Ridge National Laboratory. Erişim tarihi: 13 Temmuz, 2024, <https://www.osti.gov/servlets/purl/4462915>
- IAEA (2015). *Module III: Basic principles of nuclear safety*. International Atomic Energy Agency.
- IAEA (1988). *Component reliability data for use in probabilistic safety assessment (IAEA-TECDOC-478)*. International Atomic Energy Agency. Erişim tarihi: 20 Temmuz 2024, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_478_web.pdf
- IAEA (1993). *Defining initiating events for purposes of probabilistic safety assessment (IAEA-TECDOC-719)*. International Atomic Energy Agency. Retrieved Erişim tarihi: 23 Haziran, 2024, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_719_web.pdf

- IAEA (2005). *Assessment of defence in depth for nuclear power plants* (Safety Reports Series No. 46). Vienna: International Atomic Energy Agency.
- IAEA (2022). *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.iaea.org/publications>
- International Atomic Energy Agency. (t.y.). *International nuclear and radiological event scale (INES)*. International Atomic Energy Agency. Eriřim tarihi: 27 Temmuz, 2024, <https://www.iaea.org/resources/databases/international-nuclear-and-radiological-event-scale>
- IAEA. (t.y.). Molten salt fast reactors (MSFR): Concept and design overview. *International Atomic Energy Agency*. Retrieved November 23, 2024.
- IAEA. (t.y.). *Passive safety features*. International Atomic Energy Agency. Eriřim tarihi: 23 Haziran, 2024, <https://www.iaea.org/topics/design-safety-nuclear-power-plants/passive-safety-features>
- International Nuclear Safety Advisory Group. (1996). *Defence in depth in nuclear safety (INSAG-10)*. International Atomic Energy Agency. <https://www.iaea.org>
- Ishiguro, T., van Rooijen, W. F. G., Shimazu, Y., & Mochizuki, H. (2014). Design of a passive residual heat removal system for the FUJI-233Um molten salt reactor system. *Annals of Nuclear Energy*, 64, 398–407. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.08.037>
- Lee, J. C., & McCormick, N. J. (2011). *Risk and safety analysis of nuclear systems*. Wiley. <https://doi.org/10.1002/97811184346>
- LeBlanc, D. (2010). Denatured molten salt reactors (DMSR): An idea whose time has finally come? *Canadian Nuclear Society Conference*.
- Li, J. (2020). Fault-event trees based probabilistic safety analysis of a boiling water nuclear reactor's core meltdown and minor damage frequencies. *Safety*, 6(2), 28. <https://doi.org/10.3390/safety6020028>
- Liu, Y., Peng, M., Xie, C., & Dong, Y. (2013). Research and design of distributed fault diagnosis system in nuclear power plant. *Progress in Nuclear Energy*, 68, 97–110. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2013.06.002>
- Murray, R. L., & Holbert, K. E. (2015). *Nükleer enerji: Nükleer süreç kavramlarına, sistemlerine ve uygulamalarına giriş (7. baskı)* (A. H. Yılmaz & Çev. Ed.). Nobel Yayıncılık.
- Musyafa, A., Kusumawardhani, S., Noriyati, R. D., & Justiono, H. (2015). Evaluation of the reliability and prediction maintenance on the air compressor system in ammonia plant PT. Petrokimia Gresik. *Australian Journal of Basic and Applied Sciences*, 9(11), 853–862. Eriřim tarihi: 10 Temmuz, 2024, <https://www.researchgate.net/publication/301609092>
- NRC. (2020). Probabilistic risk assessment (PRA). *U.S. Nuclear Regulatory Commission*. Eriřim tarihi: 20 Haziran, 2024, from <https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/risk-informed/pr.html>
- Pyron, D. D. A. (2016). *Safety analysis for the licensing of molten salt reactors* (Master's thesis, Paul Scherrer Institut). Paul Scherrer Institut.
- Rasoulia, H. (2022). *Reliability, availability and resilience assessment of heating systems using sequential Monte-Carlo simulation and critical load analysis* (Master's thesis, Concordia University, Montreal, Canada). Concordia University.
- 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>

- 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., Uhlíř, 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>
- Stępień, S., & Jasztal, M. (2019). Outline of the reliability and durability estimation method of aircraft on-board accumulator batteries. *2019 IEEE 5th International Workshop on Aircraft Design and Maintenance* (pp. 49-53). IEEE. <https://doi.org/10.1109/ADAM.2019.00125>
- 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>
- U.S. Department of Energy Nuclear Energy Research Advisory Committee, & Generation IV International Forum. (2002). *A technology roadmap for Generation IV nuclear energy systems*. U.S. Department of Energy.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC). (2003). *Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design-basis accidents at light-water nuclear power reactors* (Regulatory Guide 1.195, May 2003). U.S. Nuclear Regulatory Commission. Erişim tarihi: 3 Temmuz, 2024, <https://www.nrc.gov/docs/ML0314/ML031490640.pdf>
- U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) ve Electric Power Research Institute (EPRI). (2010). *Basics of nuclear power plant probabilistic risk assessment* [Eğitim materyali]. Joint RES/EPRI Fire PRA Workshop, Washington, DC.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2003). *Regulatory Guide 1.195: Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design-basis accidents at light-water nuclear power reactors*. U.S. Nuclear Regulatory Commission. <https://www.nrc.gov/docs/ML0314/ML031490640.pdf>
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2017). *Emergency classification: Event scale*. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Erişim tarihi: 21 Temmuz, 2024, <https://www.nrc.gov/about-nrc/emerg-preparedness/about-emerg-preparedness/emerg-classification/event-scale.html>
- Vesely, W. E., Goldberg, F. F., Roberts, N. H., & Haasl, D. F. (1981). *Fault tree handbook* (NUREG-0492). U.S. Nuclear Regulatory Commission. Erişim tarihi: 20 Haziran, 2024, <https://www.nrc.gov/docs/ML1007/ML100780465.pdf>
- World Nuclear Association. (t.y.). Molten salt reactors. *World Nuclear Association*. Erişim tarihi: 10 Temmuz, 2024, from <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors>
- Yang, R. J., Chuang, C., Gu, L., & Li, G. (2005). Experience with approximate reliability-based optimization methods II: An exhaust system problem. *Structural and Multidisciplinary Optimization*, 29(6), 488–497. <https://doi.org/10.1007/s00158-004-0494-9>
- 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>
- Zhang, D., Liu, L., Liu, M., Xu, R., Gong, C., Zhang, J., Wang, C., Qiu, S., & Su, G. (2018). Review of conceptual design and fundamental research of molten salt reactors in China. *International Journal of Energy Research*, 42(1), 1–15. <https://doi.org/10.1002/er.3979>
- Zuo, X., Yu, X., Yue, Y., Yin, F., & Zhu, C. (2021). Reliability study of parameter uncertainty based on time-varying failure rates with an application to subsea oil and gas production emergency shutdown systems. *Processes*, 9(12), 2214. <https://doi.org/10.3390/pr9122214>

Zweibaum, N. (2015). *Experimental validation of passive safety system models: Application to design and optimization of fluoride-salt-cooled, high-temperature reactors* (Doctoral dissertation, University of California, Berkeley). eScholarship. <https://escholarship.org/uc/item/744882bt>



ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Ümmühan Barlak

Yabancı Dili : İngilizce

Eğitim Durumu

Lise : Aziz Atik Anadolu Öğretmen Lisesi, 2016

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

Yayın Listesi : Barlak, Ü., & Oğul, H. (2022). Türkiye, Japonya ve Güney Kore Nükleer Güç Santrali Edinme Süreçlerinin Karşılaştırılması. Sinop Üniversitesi Fen Bilimleri Dergisi, 7(2), 102-115.
<https://doi.org/10.33484/sinopfbd.1051512>