

**NÜKLEER GÜÇ SANTRALLERİNDE BULUNAN YAPI,
SİSTEM VE BİLEŞENLERİN GÜVENLİK
SINIFLANDIRMASI ANALİZİ**

**ANALYSIS OF THE SAFETY CLASSIFICATION OF
STRUCTURES, SYSTEMS AND COMPONENTS IN
NUCLEAR POWER PLANTS**

YASİN YAMAN

DOÇ. DR. BANU BULUT ACAR

Tez Danışmanı

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin

Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı için Öngördüğü

YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak hazırlanmıştır.

2024

Sevgili Eşime ve Canım Kızıma...

ÖZET

NÜKLEER GÜÇ SANTRALLERİNDE BULUNAN YAPI, SİSTEM VE BİLEŞENLERİN GÜVENLİK SINIFLANDIRMASI ANALİZİ

Yasin YAMAN

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı

Tez Danışmanı: Doç. Dr. Banu BULUT ACAR

Eylül 2024, 101 sayfa

Nükleer güç santrallerindeki ekipmanların güvenlik önemlerine göre sınıflandırılmasına reaktörlerin ilk tasarlandığı ve işletmeye alındığı yıllardan itibaren ihtiyaç duyulmuştur. Yapıların, sistemlerin ve bileşenlerin güvenlik sınıflandırması için var olan yöntemler, mevcut santrallerin tasarımlarından ve işletilmesinden elde edilen tecrübeler ışığında gelişmiştir. Günümüzde, güvenlik açısından önemli olan yapı, sistem ve bileşenleri tanımlamak için belli santral tasarımlarından kazanılan tecrübelerle oluşturmuş güvenlik sınıflandırma şemaları kullanılmaktadır. Ancak, bu sınıflandırma şemaları oluşturulurken farklı yaklaşımlar uygulanmaktadır. Bu nedenle, sınıflandırma yapılırken bazı yapı, sistem ve bileşenler için belirsizlikler söz konusu olmakta ve buldukları güvenlik sınıfı farklılık göstermektedir. Bu tezde VVER-1000 tipi bir nükleer tesiste çift taraflı soğuk bacak kırılması ATHLET kodu kullanılarak modellenmiş ve seçilmiş güvenlik sistemlerinin güvenlik sınıfları test edilmiş ve doğrulanmıştır. Ayrıca, modelleme sonucunda güvenlik sınıfında belirsizlik söz konusu olan güvenlik sisteminin sınıflandırması da netleştirilmiştir.

Anahtar Kelimeler: VVER-1000, ATHLET, güvenlik sınıflandırması, ekipman, çift taraflı soğuk bacak kırılması

ABSTRACT

ANALYSIS OF THE SAFETY CLASSIFICATION OF STRUCTURES, SYSTEMS AND COMPONENTS IN NUCLEAR POWER PLANTS

Yasin YAMAN

Master of Science, Department of Nuclear Energy Engineering

Supervisor: Assoc. Doç. Dr. Banu BULUT ACAR

September 2024, 101 pages

Classification of the equipment in nuclear power plants according to their safety has been needed since the years when the reactors were first designed and put into operation. Existing methods for the safety classification of structures, systems and components have been developed in the light of experience gained from the design and operation of existing power plants. Today, safety classification schemes created with the experience gained from certain power plant designs are used to identify structures, systems and components that are important for safety. However, different approaches are applied when creating these classification schemes. For this reason, there are uncertainties for some structures, systems and components when classifying, and their safety class differs. In this thesis, using the ATHLET code, double-sided cold leg break in a VVER-1000 type nuclear reactor was modeled and the safety classes of selected safety systems were tested and verified. In addition, as a result of the modeling, the classification of the safety system whose safety class is uncertain was clarified.

Keywords: VVER-1000, ATHLET, safety classification, equipment, double-ended cold leg break

TEŐEKKÜR

Bu alıőmanın gerekleőtirilmesinde, kendisine ne zaman danıősam kıymetli zamanını ayırıp sabırla ve bŸyŸk bir ilgiyle yardımcı olan, tezin oluőumundan tamamlanmasına kadar geen sŸrete deęerli fikirleri ile tezi yŸnlendirmiő tez danıőşmanım kıymetli hocam Do. Dr. Banu BULUT ACAR'a,

alıőma sŸresince tŸm zorlukları benimle gŸęŸsleyen ve bana her zaman destek olan, hakkımı asla Ÿdeyemeyeceęim deęerli eőim Seda YAMAN'a

Varlıęı ile yoluma ıőık saan canımdan Ÿte kızım Sare YAMAN'a,

Her zaman yanımda olduklarını hissettiren canım aileme,

Sonsuz teőekkŸrlerimi sunarım.

Yasin YAMAN

EylŸl 2024, Ankara

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT	ii
TEŞEKKÜR	iii
İÇİNDEKİLER.....	iv
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	vii
ÇİZELGELER DİZİNİ	x
KISALTMALAR	xi
1. GİRİŞ	1
2. YAPI, SİSTEM VE BİLEŞENLERİN NÜKLEER GÜVENLİK SINIFLANDIRMASI	3
2.1 Nükleer Güvenlik	3
2.1.1 Derinliğine Savunma.....	4
2.1.2 Nükleer Güvenlik Analizleri	7
2.1.3 Güvenlik Sistemleri.....	11
2.2. Güvenlik Sınıflandırması Yaklaşımı	14
2.2.1 UAEA Sınıflandırma Yaklaşımı	15
2.2.2 Amerika Birleşik Devleti Sınıflandırma Yöntemi (U.S. NRC)	27
2.2.3 Rusya Federasyonu Sınıflandırma Yöntemi (RTN).....	29
3. METOT	32
3.1 VVER-1000 Teknolojisi	33
3.1.1 Nükleer Buhar Tedarik Sistemi.....	34
3.1.2 Reaktör	34
3.1.3 Reaktör Koruması	35
3.1.4 Buhar Üretici	35
3.1.5 Basınç Dengeleme Sistemi.....	36
3.1.6 İkincil Devre.....	38
3.2 VVER-1000 ECCS Güvenlik Sistemleri.....	38
3.2.1 ECCS Hidroakümülatörleri	39
3.2.2 Yüksek Basıncılı Enjeksiyon Sistemi (HPIS)	40
3.2.3 Orta Basıncılı Enjeksiyon Sistemi (MPIS).....	41
3.2.4 Düşük Basıncılı Enjeksiyon Sistemi (LPIS)	41

3.3 Çift Taraflı Soğuk Bacak Kırılması Kazası	42
3.3.1 Başlangıç ve Sınır Koşulları	44
3.3.2 Kaza Sekansı.....	45
3.4 ATHLET Kodu	46
3.4.1 ATHLET'in Uygulanabilirlik Aralığı.....	47
3.4.2 Kod Yapısı	47
3.4.3 ATHLET VVER-1000 Girdisi.....	47
3.5. VVER-1000 Kaza Modellemesi	50
4. ANALİZ SONUÇLARI.....	53
4.1 Senaryo 0: Bütün Güvenlik Sistemlerinin Çalışması	53
4.2 Senaryo 1: ECCS Hidroakümülatör Sisteminin Çalışmaması.....	65
4.3 Senaryo 2: HPIS ve MPIS'nin Çalışmaması	68
4.4 Senaryo 3: Hem ECCS Akümülatör Sisteminin Hem De HPIS ve MPIS'nin Çalışmaması (Senaryo 1 + Senaryo 2).....	69
4.5 Senaryo 4: LPIS'nin Çalışmaması.....	70
4.6 Senaryo 5: Hem LPIS'nin Hem de ECCS Hidroakümülatör Sistemlerinin Çalışmaması (Senaryo 1 + Senaryo 4).....	72
4.7 Senaryo 6: Hem LPIS'nin Hem de HPIS ve MPIS'nin Çalışmaması (Senaryo 2 + Senaryo 4)	75
4.8 Senaryo 7: Bütün Güvenlik Sistemlerinin Çalışmaması (Senaryo 1 + Senaryo 2 + Senaryo 4)	76
4.9 Senaryo 8: LPIS'nin Alt Bileşenleri Olan LPA12, LPA34 ve LPAPI'nin Ayrı Ayrı Çalışmaması.....	78
5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA	81
6. KAYNAKLAR	88
EKLER.....	91
EK 1 – Reaktör Basınçlı Kap ve HA'nın Nodalizasyonu (Dört İniş Kanalından Yalnızca İki Gösterilmektedir).....	91
EK 2 – Birincil Döngünün Nodalizasyonu (2. ve 3. Döngüler İçin de Kırık Hariç Aynı).....	91
EK 3 – Dördüncü Döngü ve Basınçlandırıcının Nodalizasyonu	92
EK 4 – İniş Bölgesi Nodalizasyonu	92
EK 5 – Yatay Buhar Üreticinin Nodalizasyonu	93
EK 6 – Ana Buhar Hatlarının Nodalizasyonu	93

EK 7 – Senaryo 0 Kazasındaki Diğer Sonuçlar	94
ÖZGEÇMİŞ	101

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1. Derinliğine Savunma Prensibi	5
Şekil 2.2. ECCS'nin Genel Gösterimi	14
Şekil 2.3. UAEA Güvenlik Sınıflandırması Yapısı	16
Şekil 2.4. Olayların Sıklığı ve Olayların Sonucunun Temel Prensibi	17
Şekil 2.5. U.S.NRC Genel Sınıflandırma Çeşitleri	28
Şekil 2.6. U.S.NRC Sınıflandırma Metodolojisi	29
Şekil 2.7. RTN Güvenlik Sistemi ve Elemanlarının Gruplandırılması.....	30
Şekil 3.1. VVER-1000 Tasarımı.....	33
Şekil 3.2. VVER-1000 Birincil Devre Gösterimi	34
Şekil 3.3. VVER-1000 Buhar Üretici	36
Şekil 3.4. Birincil Döngü Soğuk Bacak Kırığı	43
Şekil 3.5. Athlet 3.2 Programında Çift Taraflı Kırık Modellemesi	44
Şekil 3.6. ATHLET VVER-1000 ECCS Gösterimi	50
Şekil 4.1. Birincil Devre Soğuk Bacak Nodalizasyonu	53
Şekil 4.2. Birincil Devre Basıncı	53
Şekil 4.3. Kırıktaki Soğuk Bacak Tarafından Saniye Başına Soğutucu Kaybı ve Toplam Soğutucu Kaybı Miktarı	54
Şekil 4.4. Kırıktaki Reaktör Tarafından Saniye Başına Soğutucu Kaybı ve Toplam Soğutucu Kaybı Miktarı	54
Şekil 4.5. Basınçlandırıcı Seviyesi	55
Şekil 4.6. BRU-A ve BRU-K Gösterimi.....	56
Şekil 4.7. Ana Buhar Hattı Basıncı.....	56
Şekil 4.8. Hidroakümülatörlerin Gösterimi	58
Şekil 4.9. Hidroakümülatör Seviyesi	58
Şekil 4.10. Basınçlandırıcı Basıncı	59
Şekil 4.11. Birincil Devre Basıncı ≤ 18 bar	59
Şekil 4.12. HPI 1'in Aktif Olma Durumu	60
Şekil 4.13. HPI 1 Kütle Akışı	60
Şekil 4.14. Birincil Devre Basıncı ≥ 110 bar	61
Şekil 4.15. MPIST Aktif Olma Durumu	61
Şekil 4.16. MPIT Kütle Akışı	61

Şekil 4.17. LPA-LPI Aktif Olma Durumu	62
Şekil 4.18. LPA 12 Kütle Akışı.....	62
Şekil 4.19. LPA 34 Kütle Akışı.....	63
Şekil 4.20. LPI Kütle Akışı	63
Şekil 4.21. Kordaki Ortalama Boşluk Oranı	64
Şekil 4.22. Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	64
Şekil 4.23. Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı.....	65
Şekil 4.24. Senaryo 1 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	66
Şekil 4.25. Senaryo 1 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı.....	67
Şekil 4.26. Senaryo 1 LPA 12 Kütle Akışı	67
Şekil 4.27. Senaryo 1 LPI Kütle Akışı	67
Şekil 4.28. Senaryo 2 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	68
Şekil 4.29. Senaryo 2 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı.....	69
Şekil 4.30. Senaryo 3 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	69
Şekil 4.31. Senaryo 3 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı.....	70
Şekil 4.32. Senaryo 4 Kordaki Ortalama Boşluk Oranı	71
Şekil 4.33. Senaryo 4 Kor Giriş ve Çıkış Kütle Akışı.....	71
Şekil 4.34. Senaryo 4 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	72
Şekil 4.35. Senaryo 4 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı.....	72
Şekil 4.36. Senaryo 5 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	73
Şekil 4.37. Senaryo 5 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı.....	73
Şekil 4.38. Senaryo 5 Ana Buhar Hattı Basıncı	74
Şekil 4.39. Senaryo 5 BRU-K Kütle Akışı.....	74
Şekil 4.40. Senaryo 5 BRU-K Toplam Kütle Akışı	75
Şekil 4.41. Senaryo 6 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	75
Şekil 4.42. Senaryo 6 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı.....	76
Şekil 4.43. Senaryo 7 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	76
Şekil 4.44. Senaryo 7 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı.....	77
Şekil 4.45. Senaryo 7 Ana Buhar Hattı Basıncı	77
Şekil 4.46. Senaryo 7 BRU-K Kütle Akışı.....	77
Şekil 4.47. Senaryo 7 BRU-K Toplam Kütle Akışı	78
Şekil 4.48 LPIS Sistemi Gösterimi	79
Şekil 4.49 Senaryo 8 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	79
Şekil 4.50 Senaryo 8 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı.....	80

Şekil 5.1. Toplam Soğutucu Kaybı Miktarı	83
--	----

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 2.1. Derinliğine Savunma Seviyeleri	6
Çizelge 2.2. Temel Güvenlik Fonksiyonları Örneği	18
Çizelge 2.3. Reaktivitenin Kontrolü Fonksiyonunun Detaylı Alt Fonksiyon Listesi	19
Çizelge 2.4. SB-LOCA İçin Tesisi Kontrollü Hale Getiren Fonksiyonların Tanımlanması ve Kategorize Edilmesi	24
Çizelge 2.5. SB-LOCA İçin Tesisi Güvenli Hale Getiren Fonksiyonların Tanımlanması ve Kategorize Edilmesi	26
Çizelge 2.6. Ciddi Kazalar İçin Gerekli Olan Fonksiyonların Tanımlanması ve Kategorize Edilmesi	27
Çizelge 3.1. ECCS Alt Sistemlerinin Çalışma Aralığı	45
Çizelge 3.2. Ana Tasarım Parametreleri	48
Çizelge 3.3. VVER-1000 Tasarım Limitleri	52
Çizelge 5.1. ECCS Alt Sistemlerinin Nükleer Güvenlik Sınıfları	81
Çizelge 5.2. ECCS Alt Sistemlerinin Çalışma Aralığı ve Süresi	82
Çizelge 5.3. Senaryoların Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı ve Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı Sonuçları	83
Çizelge 5.4. Fonksiyonların Kategorize Edilmesi	85
Çizelge 5.5. ECCS Alt Sistemlerinin Değerlendirilmesi	85
Çizelge 5.6. ECCS Alt Sistemlerinin Kategorize Edilmesi	86

KISALTMALAR

BDBA	Tasarım Ötesi Kaza (<i>Beyond Design Basis Accident</i>)
BWR	Kaynar Su Reaktörü (<i>Boiling Water Reactor</i>)
DBA	Tasarıma Esas Kaza (<i>Design Basis Accident</i>)
DNBR	Kabarcıklı Kaynamadan Ayrılma Oranı (<i>Departure of Nucleate Boiling Ratio</i>)
ECCS	Acil Durum Kor Soğutma Sistemi (<i>Emergency Core Cooling System</i>)
ECCS HA	Acil Durum Kor Soğutma Sistemi Hidroakümülatörleri
ESF	Mühendislik Güvenlik Özellikleri (<i>Engineered Safety Features</i>)
HPIS	Yüksek Basıncılı Enjeksiyon Sistemi (<i>High Pressure Injection System</i>)
INSAG	Uluslararası Nükleer Güvenlik Tavsiye Grubu (<i>International Nuclear Safety Advisory Group</i>)
LBLOCA	Büyük Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası (<i>Large Break Loss of Coolant Accident</i>)
LOCA	Soğutucu Kaybı Kazası (<i>Loss-of-Coolant Accident</i>)
LPA12	1-2 Numaralı Hidroakümülatörlerin Bağlantı Hatlarında Bulunan Düşük Basıncılı Enjeksiyon Sistemi (<i>Low Pressure Injection Accumulator 1&2</i>)
LPA34	3-4 Numaralı Hidroakümülatörlerin Bağlantı Hatlarında Bulunan Düşük Basıncılı Enjeksiyon Sistemi (<i>Low Pressure Injection Accumulator 3&4</i>)
LPIS	Düşük Basıncılı Enjeksiyon Sistemi (<i>Low Pressure Injection System</i>)
MPIS	Orta Basıncılı Enjeksiyon Sistemi (<i>Medium Pressure Injection System</i>)
PIE	Varsayılan Başlangıç Olayları (<i>Postulated Initiating Events</i>)

PSA	Olasılıklı Güvenlik Değerlendirmesi (<i>Probability Safety Assessment</i>)
PWR	Basınçlı Su Reaktörü (<i>Pressurized Water Reactor</i>)
RHR	Artık Isı Giderme (<i>Residual Heat Removal</i>)
RHRS	Artık Isı Giderme Sistemi (<i>Residual Heat Removal System</i>)
RPS	Reaktör Koruma Sistemi (<i>Reactor Protection System</i>)
RCS	Reaktör Soğutucu Sistemi (<i>Reactor Coolant System</i>)
SBLOCA	Küçük Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası (<i>Small Break Loss of Coolant Accident</i>)
SCRAM	Reaktör Ani Durdurma
SSR	Özel Güvenlik Gereklilikleri (<i>Specific Safety Requirement</i>)
UAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
YSB	Yapı, Sistem ve Bileşen

1. GİRİŞ

Nükleer tesis güvenliğinde temel ilke, işletme koşullarında ve önlenememesi durumunda kaza koşullarında insanları ve çevreyi radyasyonun olumsuz etkilerinden korumaktır. Bu ilkeyi karşılamak amacıyla, nükleer santralde bulunan yapı, sistem ve bileşenler (YSB) için kazaları önlemedeki ve gerçekleşmesi durumunda kazaların radyolojik etkilerini azaltmadaki görevleri temel alınarak “güvenlik sınıflandırması” yapılmaktadır. Güvenlik sınıflandırmasına dayanılarak nükleer santralin güvenliği için önemli olan YSB’ler güvenlik işlevlerinin önemine uygun kalite standartlarında tasarlanır, üretilir, montajlanır ve test edilir.

YSB’lerin sınıflandırılması, derinliğine savunma yaklaşımının bir parçası olarak hareket eder ve bir nükleer enerji santralinin yaşam döngüsündeki her aşama için önemli bir kavramdır. Sınıflandırma, YSB’nin işlevini yerine getirememesi durumunda meydana gelecek sonuçlar açısından güvenlik önemini de belirtmektedir.

Nükleer endüstrinin güvenlik için dereceli yaklaşımı, daha yüksek güvenlik önemine sahip sistemlerin açıkça daha yüksek kalitede olması, arızalara karşı daha toleranslı ve hem tesis içindeki hem de tesis dışındaki tehlikelere karşı daha dayanıklı olması gerektiğini öngörmektedir. Bu nedenle, bir sistemin güvenlik sınıfı ve ona atanan derinliğine savunma seviyesi, yeterlilik, kalite güvencesi, hata toleransı, sistem mimarisi, tesis içindeki fiziksel yerleşim ve mühendislik belgelerinin kapsamı ile ilgili gereksinimler üzerinde doğrudan etkiye sahiptir.

Güvenlik sınıflandırması, bir nükleer santralin güvenliği için önemli olan fonksiyonların belirlenmesi ve bunların güvenlik önemlerine göre sınıflandırılması sürecidir. Fonksiyonel sınıflandırma, tesis yapılarının, sistemlerinin ve bileşenlerinin güvenilirliğinin, gerçekleştirdikleri fonksiyonların güvenlik açısından önemi ile orantılı olmasını sağlamak için gereken tasarım ve üretim kriterlerini belirler.

Çeşitli ulusal nükleer düzenleyici kurumlar, standart geliştirme kuruluşları ve nükleer enerji santrali tedarikçileri kısaca nükleer alandaki bütün paydaşlar nükleer santrallerin kamu güvenliği açısından minimum risk oluşturmasını sağlamayı amaçlamaktadır. Güvenlik sınıflandırması bu amaca ulaşmak için kullanılan temel güvenlik kavramlarından biridir. Bununla birlikte, güvenlik sınıflandırma şemalarını uygulamanın birçok farklı yolu vardır ve bu da YSB’lerin tasarımı ve imalatında farklı kriterlerin uygulanmasıyla sonuçlanır. Çeşitli düzenleyici kurumların, standart geliştirme

kuruluşlarının ve tedarikçilerin farklı beklentileri, özellikle bir ülkede kabul edilen bir santral tasarımının başka bir ülkede lisanslanması durumunda, nükleer santrallerin geliştirilmesi sırasında ek kriterlere dolayısıyla ek masraflara yol açar. Bu nedenle bir sistemin güvenlik sınıflandırması belirlenirken analizler gerçekleştirilmeli ve sonuçlar detaylı bir şekilde değerlendirilmelidir.

Bu tez çalışmasında deterministik analiz yöntemlerinin güvenlik sınıflandırmasında kullanılabilirliğinin araştırılması amaçlanmıştır. Bu amaçla, VVER-1000 tipi bir nükleer tesiste çift taraflı soğuk bacak kırılması kazasının ATHLET kodu kullanılarak simülasyonu gerçekleştirilmiş ve seçilmiş güvenlik sistemlerinin güvenlik sınıfları test edilerek doğrulanmıştır. Ayrıca, analizler sonucunda güvenlik sınıfında belirsizlik söz konusu olan güvenlik sistemlerinin sınıflandırmasının da netleştirilmesi hedeflenmiştir.

Bu amaç doğrultusunda öncelikle tezin ikinci bölümünde güvenlik sınıflandırması hakkında genel bilgiler verilmiştir. Nükleer güvenlik ve derinliğine savunma ilkesi açıklanarak YSB'leri sınıflandırma yöntemleri anlatılmıştır.

Tezin üçüncü bölümde, çalışmanın yöntemi açıklanmıştır. Bu kapsamda, ATHLET kodu tanıtılmış, VVER-1000 reaktörünün özellikleri ve güvenlik sistemleri hakkında bilgiler aktarılmıştır. Ayrıca, kaza analizlerinde kullanılan VVER-1000'e ilişkin veriler hakkında da bilgiler verilmiştir.

Tezin dördüncü bölümünde VVER-1000 reaktöründe çift taraflı soğuk bacak kırılması kazasının ATHLET kodu kullanılarak simülasyonu gerçekleştirilmiş ve seçilmiş güvenlik sistemlerinin güvenlik sınıflarının test edilerek doğrulanması yapılmıştır. Bu bölümde çift taraflı soğuk bacak kırılması benzeşimleri önce bütün güvenlik sistemlerinin çalışır durumda olduğu ardından bazı güvenlik sistemlerinin sırasıyla çalışmadığı senaryolar için gerçekleştirilmiştir.

Tezin son bölümünde, analizlerden elde edilen sonuçlar yorumlanarak güvenlik sistemlerinin güvenlik sınıfları doğrulanarak belirsizlik söz konusu olan sistemler için önerilerde bulunulmuştur.

2. YAPI, SİSTEM VE BİLEŞENLERİN NÜKLEER GÜVENLİK SINIFLANDIRMASI

2.1 Nükleer Güvenlik

Nükleer enerji santralleri bölünebilir malzemeler kullanarak ısı formunda enerji üretir ve bu enerjiyi geleneksel yöntemlerle elektriğe dönüştürür. Radyoaktif madde de bu süreçte yan ürün olarak oluşmaktadır. Radyoaktif maddeler tarım, ilaç, endüstri ve elektrik üretimi gibi yararlı uygulamalarının yanı sıra çalışana, çevreye ve halka karşı doğabilecek risklere sahiptir ve bu riskler dikkatlice değerlendirilerek kontrol altına alınmalıdır. Bu sebeple radyoaktif maddelerin üretimi, kullanımı ve taşınması, nükleer tesislerin işletilmesi, radyoaktif atıkların yönetimi ve radyasyonun tıbbi kullanımı gibi faaliyetler güvenlik standartlarına tabi olmalıdır [1].

Reaktör güvenliği olarak da bilinen nükleer güvenlik terimi, Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (UAEA)'nın Nükleer Güvenlik ve Emniyet Sözlüğü'nün 2022 baskısında şu şekilde ifade edilmiştir:

“Nükleer güvenlik, çalışanların, halkın ve çevrenin aşırı radyasyon tehlikelerinden korunması amacıyla tesiste uygun çalışma koşullarının sağlanması, kazaların önlenmesi ve kaza sonuçlarının hafifletilmesidir [2].”

Nükleer güvenlik, nükleer mühendislikten insan hataları teorisine kadar uzanan geniş bir mühendislik kavramıdır. Çalışanları, halkı ve çevreyi radyoaktif maddelerin etkilerinden korumak için bir tesisin ömrünün tüm aşamalarında (tasarım, inşaat, hizmete alma, işletme, hizmetten çıkarma ve sökme) alınan teknik ve organizasyonel önlemlerden oluşmaktadır [3].

Nükleer reaktörlerde yakıt içinde bulunan enerji yoğunluğunun yüksek olması, radyoaktif maddelerin bulunması ve buna eşlik eden bir radyoaktif bozunum ısısının varlığı, nükleer güvenliği etkileyen önemli özelliklerdir. Nükleer reaktörlerin bu özellikleri düşünüldüğünde nükleer güvenlik açısından bütün santral durumları için sağlanması gereken üç adet temel güvenlik fonksiyonu bulunmaktadır:

1. Reaktivitenin kontrolü,
2. Reaktörden ve yakıt saklama alanlarından ısının uzaklaştırılması,

3. Radyoaktif maddelerin çevreden izole edilerek hapsedilmesi ve radyasyondan korunma (planlı radyasyon salımının kontrolü ve istemeden gerçekleştirilen radyoaktif madde salımının kısıtlanması).

2.1.1 Derinliğine Savunma

Nükleer enerji santralleri, maksimum güvenliği sağlamak için “derinliğine savunma” yaklaşımını uygulamaktadır. Bu yaklaşım, reaktör korunun doğal özelliklerini tamamlayan çoklu güvenlik sistemlerinden oluşur [4].

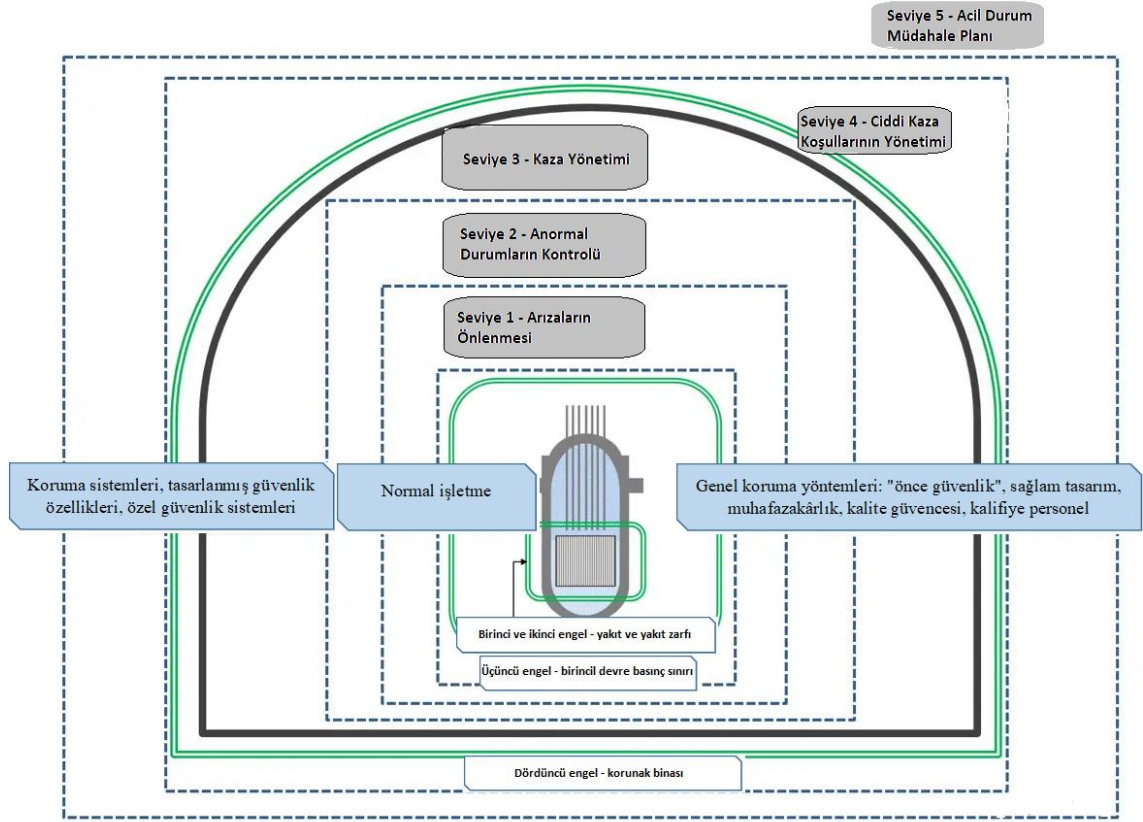
Derinliğine savunma, çalışanların, halkın ve çevrenin radyasyonun zararlı etkilerinden korunması amacıyla uygulanan çok önemli bir ilkedir. Davranışsal, organizasyonel veya ekipmanla ilgili herhangi bir güvenlik faaliyeti bu kavramın hükümlerine tabidir. Nükleer reaktörün çalışması sırasında bir hata ya da başarısızlık çıkması durumunda, bireylere veya çevreye büyük zararlar verilmeden bu ilke sayesinde telafi edilmesi veya düzeltilmesi amaçlanır. Derinliğine savunmanın merkezinde olan özellik korumanın iç içe geçmeli birden fazla seviyede olmasıdır fakat bu ilkenin tek başına kullanılması güvenlik için yeterli güvenceyi sağlamamaktadır. Aslında bu kavramın amacı temel güvenlik fonksiyonlarının yerine getirilmesini sağlayacak yedekli araçlar meydana getirmektir [5].

Uluslararası Nükleer Güvenlik Tavsiye Grubu'nun (*International Nuclear Safety Advisory Group*) (INSAG) “Nükleer Güvenlikte Derinliğine Savunma” (*Defence in Depth in Nuclear Safety*) isimli yayınında derinliğine savunma kavramı aşağıdaki şekilde açıklanmaktadır:

“Derinliğine savunma; normal işletme, öngörülen işletme olayları ve derinliğine savunmanın bazı seviyeleri için santral kazası durumlarında radyoaktif maddeler ile çalışanlar, halk ve çevre arasına yerleştirilen fiziksel engellerin etkinliğini sürdürmek için farklı seviyelerde ekipman ve prosedürlerin hiyerarşik olarak konuşlandırılmasından oluşmaktadır [5].”

Derinliğine savunma, bir nükleer tesisin yalnızca normal çalışma sırasında güvenli olacak şekilde değil, aynı zamanda bir dizi kaza olasılığını da güvenli bir şekilde hesaba katacak şekilde tasarlanmasını, üretilmesini, inşa edilmesini ve işletilmesini sağlar. Fabrikasyon, deprem, kasırga ve sel gibi doğal olayları hesaba katarak insan hatasına, ekipman hatalarına ve arızalarına karşı koruma sağlamak için gelişmiş güvenlik sistemlerine ve cihazlarına sahiptir.

Derinliğine savunma ilkesi beş seviye ve dört engelden oluşacak şekilde Şekil 2.1’de görüldüğü gibi tasarlanmıştır.



Şekil 2.1. Derinliğine Savunma Prensibi

Derinliğine yaklaşımın temel nedeni nükleer santrallerin benzersizliğinde yatmaktadır. Nükleer reaktörler, diğer santrallere kıyasla güvenliklerini etkileyen üç benzersiz özelliğe sahiptir:

- Yüksek enerji yoğunluğu:

Nükleer güç reaktörleri, nükleer yakıtta depolanan büyük miktarda enerji içerir. Zincirleme reaksiyon kontrol edilemediğinde, bir kritiklik kazası (reaktör gücünün hızlı bir şekilde artması) mümkündür. Bu tip karakteristik olayları kontrol etmek için reaktörler negatif reaktivite geri beslemesi ile tasarlanmakta ve tesis operatörleri sistemin reaktivitesini kontrol edecek faaliyetlerde bulunmaktadır.

- Bozunum ısısı:

Bir reaktör kapatıldığında, fisyon esasen durur, ancak ısı üretimi devam eder. Reaktör kapatıldıktan sonra üretilen enerjiye bozunum ısısı denir. Reaktörün tasarımı, bu bozunum ısısının bir şekilde kordan uzaklaştırılmasına izin verecek şekilde yapılır.

Yeterli ısı giderme mevcut değilse, bozunum ısısı kordaki sıcaklıkları sürekli olarak artırmaya devam edecektir. Bu özellik, nükleer santrallerin çok aşamalı acil durum koruyucu sistemlerine sahip olmasının ana nedenidir.

- Radyoaktif maddelerin varlığı:

Nükleer fisyon reaksiyonu, fisyon ürünleri olarak bilinen çekirdekler üretir. Bu fisyon ürünlerinin çoğu radyoaktiftir ve işletme veya kaza sırasında hapsedilmeleri nükleer güvenlik açısından çok büyük bir öneme sahiptir. Nükleer güç reaktörlerinin güvenliğinin koruyucu engellere dayanmasının ana nedeni budur [4, 6, 7].

Derinliğine savunma stratejisi; kazaları önlemek, eğer önleme başarısız olmuşsa potansiyel sonuçları sınırlamak ve ciddi kaza durumuna geçmemek üzerine kurulan bir stratejidir. Kazaları önlemek bu stratejide önceliklidir. Bunun nedeni çok iyi bilinen işletme koşullarından sapmaları engellemek için gereken hükümlerin, sapmalar olduktan sonra sonuçları hafifletmek için uygulanan hükümlerden daha tahmin edilebilir ve daha etkili olmasıdır. Bununla birlikte tedbirler başarısız olursa, iyi düşünülerek ve analizler yapılarak tasarlanmış hapsedme yöntemleri ile halkın ve çevrenin korunması da sağlanacaktır. Derinliğine savunma, seviyeler başarısız olduğu takdirde ardışık olarak devreye girecek şekilde 5 seviye olarak yapılandırılmıştır [5].

Derinliğine savunma seviyeleri ve bu seviyelerin amaçları Çizelge 2.1’de verilmiştir.

Çizelge 2.1. Derinliğine Savunma Seviyeleri

Derinliğine Savunma Seviyeleri	Amaç	Temel Anlamı
Seviye 1	Olağandışı çalışmanın ve arızaların önlenmesi	Muhafazakâr tasarım ile imalat ve işletmede yüksek kalite
Seviye 2	Olağandışı çalışmanın kontrolü ve arızaların tespiti	Kontrol, sınırlayıcı ve koruyucu sistemler ve diğer gözetim özellikleri
Seviye 3	Kazaların tasarım sınırları içinde kontrolü	Tasarlanmış güvenlik özellikleri ve kaza prosedürleri
Seviye 4	Kaza ilerlemesinin önlenmesi ve ciddi kaza sonuçlarının hafifletilmesi dâhil olmak üzere ciddi santral koşullarının kontrolü	Tamamlayıcı önlemler ve kaza yönetimi
Seviye 5	Radyoaktif maddelerin önemli ölçüde salımlarının radyolojik sonuçlarının hafifletilmesi	Saha dışı acil müdahale

Derinliğine savunmanın ilk katmanının amacı olağandışı geçişlerin ve sistem arızalarının önlenmesidir. Bu ilk katman başarısız olursa ikincisi devreye girerek bahsedilen olağandışı çalışma kontrol altına alınmaya çalışılır veya arızalar ve nedenleri tespit edilir. Bu seviyede başarısız olursa üçüncü seviye olarak güvenlik fonksiyonları etkinleştirilir

ve sorunun daha fazla ilerlememesi amaçlanır. Eđer bu seviyede başarısız olursa dördüncü seviyede radyoaktif maddelerin salımına neden olacak ciddi kazaların önlenmesi veya hafifletilmesi için kazanın daha da ilerlemesi sınırlandırılmaya çalışılır. Eđer bu seviye de başarısız olursa son seviye olarak saha dışı acil durum müdahalesi ile radyolojik sonuçlar hafifletilmeye çalışılır [5].

2.1.2 Nükleer Güvenlik Analizleri

Nükleer güvenlik analizi, önerilen bir faaliyetin yürütülmesi veya tesisin işletilmesiyle ilişkili potansiyel tehlikelerin sistematik bir değerlendirmesidir ve bu tür tehlikelerin etkilerini azaltmada önleyici tedbirlerin ve stratejilerin etkinliğini dikkate alır. UAEA Güvenlik Standartları Serisi “Nükleer Güç Santrallerinde Güvenlik: Tasarım” (NS-R-1) dokümanında güvenlik analizi aşağıdaki şekilde tanımlanmıştır:

“Deterministik ve olasılıklı analiz yöntemleri uygulanarak gerçekleştirilen tesis tasarımının güvenlik analizi, güvenlik için önemli öğelerin tasarım temelinin oluşturulmasını ve onaylanmasını sağlamakla birlikte genel tesis tasarımının, her tesis durumu kategorisinde radyasyon dozları ve salımları için öngörülen ve kabul edilebilir limitleri karşılayabildiğini ve derinliğine savunmanın başarıldığını göstermektedir [8].”

YSB’lerin güvenlik sınıflandırılmasında da önemli bir yere sahip olan güvenlik analizi, NS-R-1 dokümanında da belirtildiği gibi deterministik güvenlik analizi ve olasılıklı güvenlik analizi olmak üzere ikiye ayrılır.

2.1.2.1 Deterministik Güvenlik Analizi

Deterministik güvenlik analizi, tasarıma esas tüm kazalar için radyasyon doz kriterlerinin ve güvenlik hedeflerinin yüksek bir güvenle karşılandığını doğrulamak için çeşitli olayların sonuçlarını değerlendirmeye odaklanır. Bu, derinliğine savunmanın etkinliğini ve koruyucu bariyerlerin bütünlüğünü göstermeyi içerir [9, 10, 11].

Gerçekleştirilen deterministik güvenlik analizi, bir nükleer tesiste meydana gelebilecek varsayılan başlatıcı olaylara verilecek tepkiyi öngörür. Bu analizler, tüm devridaim pompalarının güç kaybını, türbin-jeneratör setinin devre dışı kalmasını, ana kondansatörün izolasyonunu ve tüm saha dışı gücün kaybını içerir ancak bunlarla sınırlı değildir. Analizlerde belirli bir dizi kural ve kabul kriterleri uygulanır. Kabul kriterleri, deterministik güvenlik analizinde, nükleer enerji santralinin güvenliğinin bir göstergesi olarak analiz sonuçlarının kabul edilebilirliğinin karar verilmesine yardımcı olmak için

kullanılır ve genellikle farklı hesaplama araçlarıyla analiz edilen nötronik, termohidrolik, radyolojik, termomekanik ve yapısal yönlere odaklanmaktadır [9, 10, 11].

Deterministik yaklaşımın amacı, tesis davranışını önceden belirlenmiş çalışma durumları ve kaza koşulları altında ele almak ve tasarım yeterliliğini yargılamak için belirli bir dizi kural uygulamaktır. Nükleer reaktörlerin istikrarlı, güvenli ve rekabetçi bir şekilde işletilmesini sağlamaya yönelik mevcut gelişmeler, güvenlik analizinde yapılan ilerlemelerle yakından ilgilidir. Öngörülen işletme olayları, tasarıma esas kazalar (*design basis accident*) (DBA) ve tasarım ötesi kazalar (*beyond design basis accident*) (BDBA) için deterministik güvenlik analizleri, güvenlik hükümlerinin yeterliliğini doğrulamak için temel araçlardır [9, 10, 11].

Hâlihazırda lisanslama başvurularını desteklemek için kullanılan güvenlik gereksinimlerinin karşılandığını göstermek için öngörülen işletme olayları ve DBA'ları analiz etmenin üç yolu vardır [9, 10, 11]:

- Muhafazakâr başlangıç ve sınır koşulları belirlenerek muhafazakâr bilgisayar kodlarının kullanılması (muhafazakâr analiz),
- Muhafazakâr başlangıç ve sınır koşullarıyla birleştirilmiş en iyi tahmin bilgisayar kodlarının kullanılması (birleşik analiz),
- Hem girdi verilerindeki belirsizlikler hem de en iyi tahmin bilgisayar kodundaki modellerle ilişkili belirsizlikler hesaba katılarak, hesaplama sonuçlarındaki belirsizliklerin değerlendirilmesi ve en iyi tahmin bilgisayar kodlarının muhafazakâr ve/veya gerçekçi girdi verileriyle birlikte kullanılması (en iyi tahmin analizi).

Deterministik Güvenlik Analizinde Kabul Kriterleri:

Kabul kriterleri, deterministik güvenlik analizinde, nükleer enerji santralinin güvenliğinin bir göstergesi olarak analiz sonuçlarının kabul edilebilir olup olmaması konusunda karar verilmesine yardımcı olmak için kullanılır. Kabul kriterleri genel, nitel terimler veya nicel sınırlar olarak ifade edilebilir. Üç kriter kategorisi tanınır [9, 10, 11]:

- a) Güvenlik kriterleri: Güvenlik fonksiyonlarının sürdürülmesine gereken önem verilerek, ya doğrudan işletme durumlarının veya kaza koşullarının radyolojik sonuçlarıyla ya da radyoaktif madde salımına karşı bariyerlerin bütünlüğüyle ilgili kriterlerdir.

- b) Tasarım kriterleri: Güvenlik kriterlerini karşılamak için önemli ön koşullar olarak tasarım temelinin bir parçası olan YSB'ler için oluşturulan limitlerdir.
- c) İşletme kriterleri: Tasarım kriterlerini ve nihai güvenlik kriterlerini karşılamak için ön koşulları sağlayan, normal işletme ve öngörülen işletme olayları sırasında işletici tarafından izlenecek kurallardır.

2.1.2.2 Olasılıklı Güvenlik Analizi (Olasılıklı Güvenlik Değerlendirmesi)

Nükleer santrallerde, ciddi sonuçlara yol açabilecek kaza olasılığını azaltmak için kapsamlı güvenlik önlemleri alınmaktadır. Bahsi geçen güvenlik önlemleri için belirlenen güvenlik seviyesi, analiz ve çalışma deneyimine ilişkin bilgilerin derlenmesi yoluyla gösterilir ve izlenir. Geçmişteki güvenlik analizlerinin çoğu olasılıkları dikkate almamaktaydı. Güvenlik gerekliliklerine uygunluk, değerlendirme sonuçlarının “güvenli tarafta” olduğundan emin olmak için kötümser varsayımların kullanıldığı deterministik analizlerle kontrol edilmekteydi. Kanıtlanmış reaktör tasarımlarıyla sahip olunan işletme deneyimi, doğrudan güvenlikle ilgili olayların, alınan güvenlik önlemleriyle giderek daha seyrek hale geldiğini göstermektedir. Ancak, münferit bir vakada güvenlik açısından önem arz eden olayların olmaması, altta yatan güvenlik eksikliklerinin varlığını da engellememektedir. Bu nedenle, işletme deneyiminin büyük kısmı ile güvenlik açısından önem taşıyan olaylar arasında yalnızca teorik analizle kapatılabilecek bir boşluk vardır [15].

Olasılıklı güvenlik değerlendirme (*probabilistic safety assessment*) (PSA), bu analizi gerçekleştirmek için kullanılan sistematik bir yaklaşımdır. Kullanımı, genel olarak işletme tecrübesinin kullanımı ile yakından ilgilidir [12, 13, 14, 15].

PSA aşağıdakileri amaçlamaktadır [12, 13, 14, 15]:

- Ciddi bir kazaya yol açabilecek olay kombinasyonlarının tanımlanması ve tasvir edilmesi;
- Her kombinasyon için beklenen gerçekleşme olasılığının değerlendirilmesi;
- Sonuçların değerlendirilmesi.

Bu görevleri yerine getirmek için PSA yöntemi, tesis tasarımı, işletme uygulamaları, işletme geçmişi, bileşen güvenilirliği, insan davranışı, kaza olayları ve potansiyel çevre ve sağlık etkileri hakkındaki bilgileri bütünleştirir. Yaklaşım, olası aksaklıkları, eksiklikleri ve tesis güvenlik açıklarını belirlemede kusursuzluğa ulaşmayı ve sayısal

sonuçların belirsizlikleri de dâhil olmak üzere geniş bir yelpazede güvenlik öneminin dengeli bir resmini sağlamayı amaçlar [12, 13, 14, 15].

Geleneksel olarak, analizin kapsamına bağlı olarak üç PSA seviyesi vardır [12, 13, 14, 15]:

1. Seviye 1 PSA, kor hasarına yol açabilecek dizilere odaklanarak tesis tasarımı ve işletiminin bir değerlendirmesini sağlar. Tasarımın güçlü ve zayıf yönlerine ve büyük miktarda radyoaktif madde salımının habercisi olabilecek temel hasarı önleme yollarına ilişkin önemli bilgiler sağlayabilir.
2. Seviye 1 PSA'da gerçekleştirilen analizlere ek olarak, Seviye 2, PSA aynı zamanda bir kor hasarlı kaza olgusunu, korunak binasının beklenen yüklere tepkisini ve radyoaktif maddenin hasarlı kordan çevreye taşınmasını da ele alır. Bu tür analizler, kazara oluşan radyoaktif salımların olasılıkları hakkında bilgi sağlar. Analizler, saha dışı radyoaktif salım olasılığından kaynaklanan birincil güvenlik endişeleri açısından olayların göreceli önemini gösterir ve kazaların sonuçlarının hafifletilmesi için önlemlerin belirlenmesine olanak tanır.
3. Seviye 2 PSA'da analiz edilen yönler ek olarak, tam kapsamlı veya Seviye 3 PSA, radyonüklidlerin çevreye dağılımını ve potansiyel çevre ve sağlık etkilerini de analiz eder.

Yukarıda sıralanan PSA'nın her seviyesi, olumsuz sonuçların olasılıkları (sıklıkları) ve bu değerlerin belirli teknik özelliklere bağımlılığı (risk profilleri) hakkında bilgi sağlar [12, 13, 14, 15].

İdeal olarak, iki PSA analiz tipi tanımlanmıştır [12, 13, 14, 15]:

1. Deneysel (*posteriori*) analiz olarak adlandırılan ilk analiz türü, işletme geçmişini olan mevcut tesislere atıfta bulunur. Normalde tesise özgü veriler olan geçmiş işletim deneyimlerinden elde edilen bilgilere dayanır. Örneğin, tarihsel kayıtlardan tanımlanan her olay, bir kazanın ilerlemesinin koşullu olasılığını belirlemek için analiz edilebilir ve bu koşullu olasılıklar, temel hasar olasılığının bir tahminini sağlamak için birleştirilir. Bu nedenle, deneysel analiz, güvenlik açısından önem taşıyan işletme deneyiminin toplamına dayanır ve ayrıca güvenliği iyileştirme araçlarının sürekli aranmasında kullanılır. Jenerik veriler, tesise özgü verilerin eksik olduğu durumlarda kullanılır.

2. Önsel (*priori*) analiz olarak adlandırılan ikinci tür analiz, işletme geçmişi olmayan bir tesisle ilgilidir (kâğıt üzerinde yeni bir proje veya başlangıç aşamasındaki yeni bir tesis). Burada gelecekteki bir dönem için bir tahmin yapılır ve jenerik veri tabanları veya modeller olasılık çalışması için temel bilgileri sağlar.

2.1.3 Güvenlik Sistemleri

Nükleer santraller, güvenliği en yüksek seviyede sağlayabilmek için 2.1.1 alt bölümünde detayları verilen “derinliğine savunma” yaklaşımını uygular ve bu yaklaşım, reaktör korunun doğal özelliklerini tamamlayan çoklu güvenlik sistemlerinden oluşur. Derinliğine savunmanın seviye 3 ve seviye 4’ü genellikle çeşitli güvenlik sistemlerine, yapılarına ve bileşenlerine dayanır. Kazaların ciddi kazalara doğru evrimi önlemek ve radyoaktif maddeleri korunak binası sistemi içinde tutmak için güvenlik özellikleri ve koruma sistemleri tasarlanmıştır. Bu düzeydeki önlemler özellikle kor hasarını önlemeyi amaçlamaktadır. Tasarım ve işletme prosedürleri ayrıca bariyerlerin, özellikle korunak binasının etkinliğini sürdürmeyi amaçlamaktadır. Örneğin, acil durum kor soğutma sistemi (*emergency core cooling system*) (ECCS), bir soğutucu kaybı kazasının (*loss-of-coolant accident*) (LOCA) sonuçlarını hafifletmek için geliştirilmiştir, ancak ilk derinliğine savunma seviyesi böyle bir olayı olası kılmamaktadır [16].

Düzenleyici alanda, DBA sırasında ve sonrasında işlevsel kalması için tasarlanan YSB’ler, prosedürler ve kontroller (bir tesisin veya sürecin) için "güvenlikle ilgili" (*safety-related*) tanımı kullanılmaktadır. Güvenlikle ilgili YSB’lerin üç özelliği vardır [16]:

1. Reaktör soğutucu basınç sınırının bütünlüğünün (reaktör kabı ve reaktör soğutucununun dolaştığı ilgili borular) korunması,
2. Reaktörü kapatma ve onu güvenli bir kapatma durumunda tutma yeteneği,
3. Potansiyel tesis dışı risklere yol açabilecek kazaların sonuçlarını önleme veya azaltma yeteneği.

Örnek olarak korunak binası izolasyon vanası güvenlikle ilgilidir, çünkü reaktör soğutucu hatlarının izolasyonu, radyoaktiviteyi korunak binasında tutar ve yukarıda tanımlanan işlevleri yerine getirir. Radyoaktiviteyi halktan uzak tutmaya yardımcı olur [16].

Bir diğer örnek olarak acil durum dizel jeneratörü güvenlikle ilgilidir çünkü güvenlikle ilgili ekipmana yedek güç sağlayarak, reaktörü kapatma ve güvenli bir şekilde bakımını yapma kabiliyetini garanti eder [16].

2.1.3.1 Aktif ve Pasif Nükleer Güvenlik

Günümüzdeki yaygın nükleer reaktörler (PWR'ler ve BWR'ler) yüksek basınçlı su pompaları gibi elektriksel veya mekanik operasyona dayanan aktif güvenlik sistemlerini kullanmaktadır. Ancak günümüzde geliştirilen yeni tasarımlarda, pasif güvenlik sistemlerinin kullanımına da yönelinmiştir [16].

Pasif güvenlik sistemleri, operatörün herhangi bir aktif müdahalesi veya belirli bir acil durumda (genellikle soğutucu kaybından kaynaklanan aşırı ısınma durumu) reaktörü güvenli bir kapatma durumuna getirmek için elektrik/elektronik bir geri bildirim olmaksızın güvenlik işlevlerini yerine getirmek üzere tasarlanmıştır. Bu sistemler, yer çekimi, basınç farklılıkları veya doğal ısı konveksiyonu gibi doğal kuvvetlerden veya olaylardan yararlanır [16].

Gelişmiş pasif güvenlik sistemlerin birincil tasarım amacı, diğer sistemlerle ekonomik olarak rekabet ederken en son yasal gereklilikleri ve güvenlik hedeflerini karşılayan büyük ölçüde basitleştirilmiş nükleer santral tasarımları sağlamaktır. Pasif güvenlik sistemleri pasif güvenlik enjeksiyonu, pasif artık ısı giderme ve pasif korunak binası soğutma sistemlerini içerir [16].

Bununla birlikte, daha yakın zamanlarda, yeni reaktör tasarımları, çeşitli amaçlar için (örneğin geçişler sırasında kor soğutma, DBA ve hatta ciddi kazalar veya korunak binası soğutması) pasif güvenlik özelliklerinden daha kapsamlı bir şekilde yararlanmakta olup bu sistemler son derece güvenilirdir ve pahalı pompalar, motorlar ve diğer ekipmanların yanı sıra yedekli güvenlik sınıfı güç kaynakları gerektiren çok sayıda ekipman dizisini içeren sistemlerin kurulumu ve bakımıyla ilgili maliyeti azaltır [16].

2.1.3.2 Acil Durum Kor Soğutma Sistemi (*Emergency Core Cooling System*)

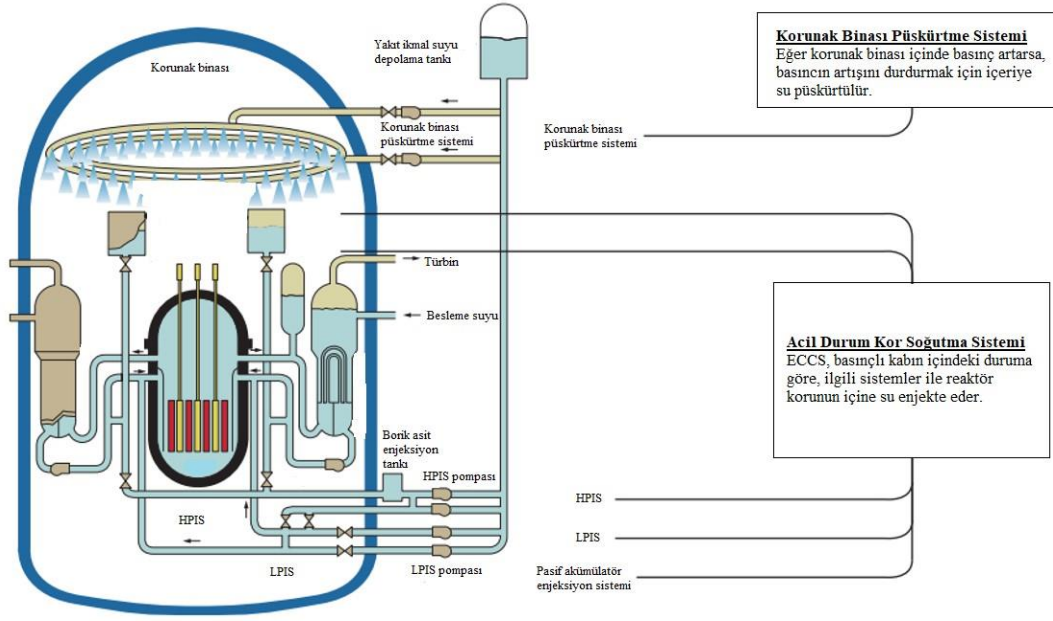
ECCS'nin amacı, yakıt zarfı hasarını sınırlamak için LOCA koşulları söz konusu olduğunda korun soğutulmasını sağlamaktır. ECCS, yakıt zarfı sıcaklığını güvenlik sınırının altında tutar, böylece temel ısı transfer geometrisi korunarak korun sağlam ve yerinde kalması sağlanır. ECCS'nin, herhangi bir LOCA'dan sonra reaktör korunu soğutmaya uygun geometrik bir konfigürasyonda olacak şekilde tasarlanması gerekmektedir. Temel kriterler yakıt zarfı sıcaklığını ve oksidasyonu sınırlamak ve ayrıca korunak binasını korumak için hidrojen üretimini sınırlamaktır [16, 17].

ECCS, aktif ve pasif sistemlerden oluşur. Pasif sistem yaklaşık 870 psi'deki (6 MPa) azot örtü altında borlu su içeren (her bir birincil döngüde bir tane olmak üzere) büyük toplama

tanklarından oluşur. Aktif sistem ise düşük, orta ve yüksek basınç soğutucu enjeksiyon sistemi içermektedir. Reaktör kabındaki basınç 870 psi değerinin altına düştüğünde, kontrol vanası üstündeki basınç farkının tersine dönmesi sonucu tanklar birincil soğutucu döngülerinin soğuk ayaklarına ve sonra da kora boşalır. Pasif sistem ECCS'nin elektrikle çalışan aktif kısmının devreye alınabilmesinden önce, korun susuz kalmasına ve aşırı ısınmasına yol açabilecek büyük kırıklara karşı korun otomatik ve hızlı bir şekilde soğutulmasını sağlar. Pasif sistemin açılmasıyla yakıt zarfı sıcaklığı hemen azalır. Fakat tankların kapasitesi sınırlı olduğundan soğutmayı sürekli kılmak için düşük basınç pompaları devreye girerek ilk önce yakıt yükleme tankından reaktör basınç kabına ilave su taşır. Fakat kırık yüzünden pasif ve düşük basınç aktif sistemden gelen sular eninde sonunda dışarı akar. Bu suyun tamamı korunak binasının zeminindeki su çukurunda (*sump*) toplanır ve yakıt yükleme tankındaki su düzeyi belli bir değer altına düştüğünde düşük basınçlı ısı atma sistemi aracılığıyla tekrar pompalanır. Böylece, soğutmada süreklilik sağlanır [16, 17].

Eğer kırık küçük veya çatlak şeklinde olursa boşalma olayı ve dolayısıyla basınç azalması çok daha yavaş gerçekleşecek ve su akışı devreye girmeden önce korun bir bölümünün uzun süre açıkta ve susuz kalmasına neden olacaktır. Bu durumda da yüksek basınçlı soğutucu enjeksiyon sistemi devreye girer. Bu sistemlerle birlikte korunak binası sprej sistemi de kaza durumunda işlev görebilir. Bu sistem yakıt yükleme su depolama tankına ve su çukuruna bağlıdır. İlk işlevi buharı yoğunlaştırmak ve bu sayede basıncı tasarımı basıncının altında tutmaktır. Diğer bir işlevi ise korunak binasından salınan olası havadaki radyoaktiviteyi azaltmak üzere, yakıttan korunak binası atmosferine bırakılan iyot ve diğer gaz olmayan fisyon ürünlerini uzaklaştırmaktır [16, 17].

ECCS sisteminin genel bir gösterimi Şekil 2.2'de yer almaktadır.



Şekil 2.2. ECCS'nin Genel Gösterimi

2.2. Güvenlik Sınıflandırması Yaklaşımı

Güvenliği düzenlemek her ne kadar ulusal bir sorumluluk olarak görülse de radyasyon risklerinin ulusal sınırları aşabilme potansiyelinden dolayı güvenlik, diğer uluslarla iş birliği içerisinde ele alınması gereken bir husustur ve bu hususun bileşenleri vardır. Bu bileşenlerden en önemlerinden birisi de YSB'lerin güvenlik sınıflarının belirlenmesidir.

Güvenlik sınıflandırmasının amacı, insanları ve çevreyi iyonlaştırıcı radyasyonun zararlı etkilerinden korumak için gerekli olan YSB'leri, kazaları önlemedeki veya kazaların radyolojik sonuçlarını sınırlamadaki rollerine göre tanımlamak ve sınıflandırmaktır. Sınıflandırmalarına göre YSB'ler daha sonra tasarım spesifikasyonlarını ve beklenen güvenlik performansı seviyelerine ulaşılmasını sağlayan kurulmuş süreçlere uygun olarak tasarlanır, üretilir, inşa edilir, kurulur, devreye alınır, çalıştırılır, test edilir, denetlenir ve bakımı yapılır.

Nükleer kültürün yaygınlaştığı ülkeler arasında güvenlik sınıflandırması genel olarak birbirlerine çok yakın kurulmuştur ancak yardımcı veya destekleyici sistemlerin güvenlik sınıflandırılmasında ve kazaların sonuçlarını hafifletmek için kullanılan güvenlik özelliklerinin sınıflandırılmasında farklılıklar bulunmaktadır. Güvenlik sınıflandırması yöntemi genel olarak üçe ayrılmaktadır:

1. UAEA Yöntemi: Reçeteli ve kuralcı yöntem,

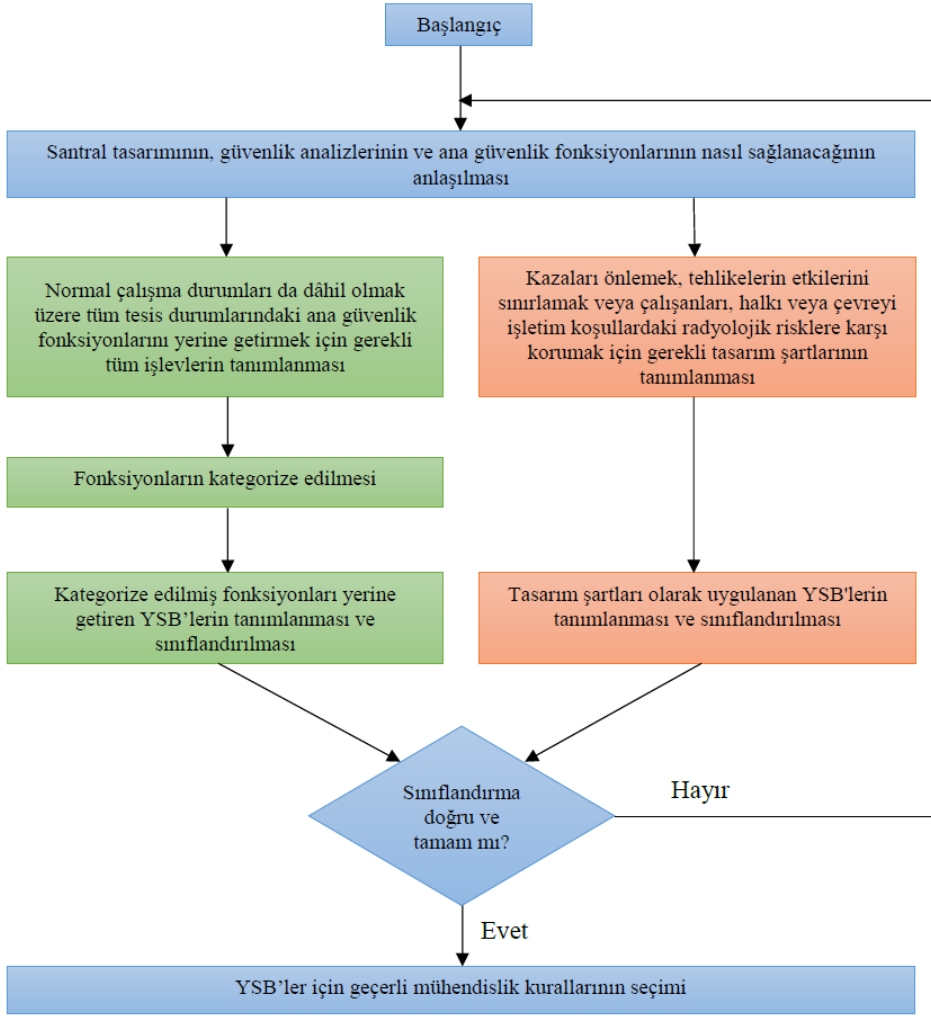
2. U.S.NRC Yöntemi: Risk değerlendirmesi ve birden fazla onay sürecinin olduğu yöntem,
3. Temelinde UAEA yöntemi olup kendilerine has özelliklerin entegre edildiği yöntemler.

Bu tezde aşağıda açıklanan UAEA yaklaşımı temel alınmıştır. Tamamen farklı bir sınıflandırma yaklaşımı olduğu için U.S.NRC yaklaşımına ve tez çalışmasında VVER-1000 tipi nükleer reaktöre ilişkin kaza analizleri yapıldığı için Rusya Federasyonu sınıflandırma yaklaşımına ilişkin bilgiler verilmiştir.

2.2.1 UAEA Sınıflandırma Yaklaşımı

UAEA yaklaşımında YSB'lerin güvenlik sınıflandırması, tasarım sürecinden işletmeden çıkarmaya kadar nükleer güç santralının ömründeki bütün süreçler için önemli olmakla birlikte bu süreçlerde meydana gelen değişikliklere yanıt verecek şekilde geliştirilmiş tekrarlamalı bir süreçtir. YSB'lerin güvenlik sınıflarına atanma işlemi deterministik güvenlik analizleri ile sağlanmakta olup bu analizle belirlenen güvenlik sınıfları olasılıklı güvenlik analizi ile değerlendirilerek tamamlanmaktadır. Ayrıca var olan deneyim ile mühendislik muhakemesi gerçekleştirilerek bu analizler desteklenir ve yerine getirilen bütün süreçlerin derinliğine savunma ile uyum içinde olduğu gözden kaçırılmamalıdır.

Her bir derinliğine savunma seviyesindeki fonksiyonlar göz önünde bulundurularak ilgili YSB'ler güvenlik önemlerine göre sınıflandırılmalıdır. Sınıflandırma süreci tasarımın, ana güvenlik fonksiyonlarının ve güvenlik analizlerinin anlaşılması ile başlayan ve yukarıdan aşağıya doğru inerek devam eden bir süreçtir. Bu süreç 2014 yılında UAEA tarafından yayımlanan SSG-30 kılavuzunda detaylı bir şekilde anlatılmış olup Şekil 2.3'te gösterilen yapıdadır [18].



Şekil 2.3. UAEA Güvenlik Sınıflandırması Yapısı

Tüm YSB'lerin güvenlik önemlerine göre sınıflandırılmasına yönelik süreçte aşağıdakiler özellikle dikkate alınmalıdır [18]:

- Tesisin tasarımı,
- Tesisin güvenlik özellikleri,
- Tüm varsayılan başlatıcı olayların listesi,
- Varsayılan başlatıcı olayların meydana gelme sıklıkları.

Öncelikle tüm normal çalışma modları da dâhil olmak üzere, farklı tesis durumlarında ana güvenlik işlevlerini gerçekleştirmek için gerekli olan tüm fonksiyonlar ve tasarım hükümleri tanımlanmalıdır [18].

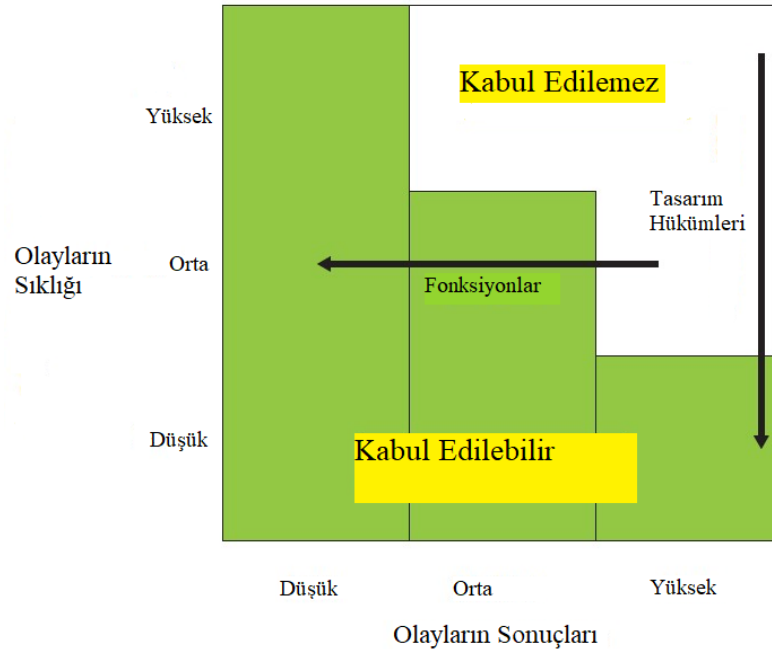
Daha sonra fonksiyonlar, aşağıdaki faktörleri dikkate alan bir yaklaşım kullanılarak, güvenlik açısından önemlerine göre sınırlı sayıda kategoriye ayrılmalıdır [18]:

- Fonksiyonların yerine getirilmemesinin sonuçları;

- Fonksiyonun çağrılacağı varsayılan başlatıcı olayın meydana gelme sıklığı;
- Kontrollü veya güvenli bir duruma ulaşmada fonksiyonun katkısının önemi.

Süreçteki bir sonraki adım, güvenlik açısından önemli olan tüm YSB'lerin güvenlik sınıflandırmasını belirlemektir. Deterministik yöntemler genel olarak uygulanmalı ve uygun bir risk profili elde etmek için (örneğin, yüksek düzeyde sonuçları olan olayların tahmin edilen gerçekleşme sıklığının çok düşük olduğu bir tesis tasarımı) uygun olan yerlerde olasılıklı güvenlik değerlendirmesi ve mühendislik kararıyla tamamlanmalıdır. Genel amaç, Şekil 2.4'te şematik olarak gösterildiği gibi tasarım hükümleri öncelikli olarak kaza olasılığını azaltmak için fonksiyonlar ise olasılığa ilişkin sonuçları kabul edilebilir kılmak için uygulanmaktadır [18, 19].

Başlatıcı olayların çoğunda, kazanın meydana gelme sıklığını azaltmak ve sonuçlarını kabul edilebilir ve aynı zamanda mümkün olduğu kadar düşük hale getirmek için hem tasarım hükümlerinin hem de fonksiyonların bir kombinasyonu uygulanır. Bununla birlikte, birkaç başlatıcı olay için, sonuçların çok düşük olması ve herhangi bir hafifletici tedbire gerek olmaması koşuluyla, sonuçları sınırlandırmaya yönelik fonksiyonların uygulanması gerekli olmayabilir [18, 19].



Şekil 2.4. Olayların Sıklığı ve Olayların Sonucunun Temel Prensipleri

Fonksiyonların Tanımlanması

YSB'lerin sınıflandırmasını daha net ve tutarlı hale getirmek için öncelikli hedeflerden biri tüm tesis durumlarında gerçekleştirilecek fonksiyonların tanımlanmasıdır [18, 19].

Fonksiyonların tanımlanması sürecinin basitleştirilmesi amacıyla fonksiyon terimi, birincil fonksiyon ve birincil fonksiyonun yerine getirilmesini sağlamak için gerçekleştirilmesi beklenen her türlü destekleyici fonksiyon olarak tanımlanır [18, 19].

Kategorize edilecek fonksiyonlar, tüm normal çalışma modları dâhil olmak üzere, farklı tesis durumlarında ana güvenlik işlevlerini gerçekleştirmek için gereken fonksiyonlardır. Bu fonksiyonlar öncelikle güvenlik analizinde dikkate alınan fonksiyonlardır ve derinliğine savunmanın beş seviyesinin tamamında gerçekleştirilen fonksiyonları, yani önleme, tespit, kontrol ve hafifletme güvenlik fonksiyonlarını içermelidir [18, 19].

Her ne kadar yerine getirilmesi gereken ana güvenlik fonksiyonları her tesis durumu için aynı olsa da kategorize edilecek fonksiyonlar her tesis durumuna göre ayrı ayrı tanımlanmalıdır. Tanımlanma süreci temel güvenlik fonksiyonları çerçevesinde gerçekleştirilir ve bir örneği Çizelge 2.2’de yer almaktadır [18, 19].

Çizelge 2.2. Temel Güvenlik Fonksiyonları Örneği

Temel Güvenlik Fonksiyonları	Kategorize edilmiş fonksiyonlar (farklı santral durumları için)
Reaktivitenin kontrolü	R1- Kordaki kritiklik kontrolünün sürdürülmesi
	R2- Korun kritik altı kalmasının sağlanması ve reaktörün kapatılması
	R3- Korun içine doğru kontrolsüz pozitif reaktivite eklenmesinin önlenmesi
	R4- Sahanın içinde ama RCS’nin dışında yer alan depolanmış yakıttaki kritik altı durumunun sürdürülmesi
Isı atımı	H1- Kor soğutmak için yeterli miktardaki RCS su stokunun korunması
	H2- Kordaki ısının reaktör soğutucusuna aktarımı
	H3- Reaktör soğutucusundaki ısının nihai ısı alıcısına aktarımı
	H4- Sahanın içinde ama RCS’nin dışında yer alan depolanmış yakıttaki ısı atımının sürdürülmesi
Radyoaktif maddelerin hapsedilmesi	C1- Yakıt zarfındaki bütünlüğün korunması
	C2- Reaktör soğutucu basınç sınırındaki bütünlüğün korunması
	C3- Reaktör korunak binasından salımı gerçekleşen radyoaktif maddelerin sınırlandırılması
	C4- Hava yoluyla taşınan radyoaktif maddenin ve radyoaktif atıkların salımının sınırlandırılması
Ek	X1- Tehlikenin önlenmesi ve etkilerine karşı korunması
	X2- Çalışanın radyasyon risklerine karşı korunması
	X3- Tehlikenin sonuçlarının sınırlandırılması
	X4- Tesisin kaza koşullarında işletilmesi ve tesis durumlarının gözlenmesi
	X5- Radyolojik salımların normal işletme sırasında izlenmesi
	X6- Normal işletme için koşullar ve sınırlamalar

Reaktör ön tasarım aşamasındayken sınırlı sayıda olan fonksiyonların sayısı tasarım geliştirildikçe büyür. Çizelge 2.3'te detaylı tasarım aşamasında fonksiyon listesinin nasıl geliştirildiğine dair diğer bir örnek yer almaktadır [18, 19].

Çizelge 2.3. Reaktivitenin Kontrolü Fonksiyonunun Detaylı Alt Fonksiyon Listesi

Reaktivitenin Kontrolü	R1- Kordaki kritiklik kontrolünün sürdürülmesi	R-1.1- RCS'de bulunan borik asit konsantrasyonunun kontrolü
		R-1.2- Kontrol çubuğunun konumu
		R-1.3- Reaktördeki güç dağılımının kontrolü
		R-1.4- Reaktörün termal gücünün kontrolü
		R-1.5- Doğrusal güç yoğunluğunun kontrolü
		R-1.6- Pelet-yakıt zarfının etkileşme riskinin kontrolü
		R-1.7- Kabarcıklı kaynamadan ayrılma kontrolü
		R-1.8- Reaktördeki termal gücün sınırlandırılması
		R-1.9- Doğrusal güç yoğunluğunun sınırlandırılması
		R-1.10: Pelet-yakıt zarfının etkileşme riskinin sınırlandırılması
		R-1.11: Kabarcıklı kaynamadan ayrılma riskinin sınırlandırılması
		R-1.12- Reaktör gücünün azaltılması
R2- Korun kritik altı kalmasının sağlanması ve reaktörün kapatılması	R-2.1- Reaktörün devreden çıkarılması için kora hızlı negatif reaktivitenin katılması	
	R-2.2- Yüksek basınçta bulunan RCS'nin içine yüksek boratlı suyun katılması	
	R-2.3- DBA sırasında orta ve düşük basınçta bulunan yüksek boratlı suyun katılması	
	R-2.4- Reaktörü güvenli kapatma durumuna almak için soğutma sırasında RCS'de bulunan borik asit konsantrasyonunu artırarak reaktivite yükselişinin dengelenmesi	
R3- Korun içine doğru kontrolsüz pozitif reaktivite eklenmesinin önlenmesi	R-3.1- Reaktörün devreden çıkarılmasının ardından buhar üreticine giden besleme suyu akışının sınırlandırılması	
	R-3.2- Hasarlı olan buhar üreticine giden besleme suyu tedarikinin izolasyonu	
	R-3.3- Buhar üretici tüpünün kırılması durumunda buhar üreticinin RCS'ye boşalmasının engellenmesi	
	R-3.4- Buhar üreticinin basıncının kontrolsüz olarak düşmesinin önlenmesi – Türbindeki buhar akışının durdurulması	
	R-3.5- Buhar üreticinin basıncının kontrolsüz olarak düşmesinin önlenmesi – Atmosfere olacak buhar akışının durdurulması	
	R-3.6- Buhar üreticinin basıncının kontrolsüz olarak düşmesinin önlenmesi – Ana güç sistemine giden buhar akışının durdurulması	

		R-3.7- Buhar üreticinde gerçekleşen ısı alışverişini sınırlamak için RCS'deki akışın durdurulması
		R-3.8- Isı eşanjöründe meydana gelen sızıntı nedeniyle RCS'ye gelen bileşen soğutma suyu akışının önlenmesi
		R-3.9- Demineralize suyun RCS'ye sağlanmasının durdurulması
	R4- Sahanın içinde ama RCS'nin dışında yer alan depolanmış yakıttaki kritik altı durumunun sürdürülmesi	R-4.1- Kullanılmış yakıt havuzunda bulunan borik asit konsantrasyonunun kontrolü

Fonksiyonların Kategorize Edilmesi

Normal çalışma modları da dâhil olmak üzere tüm tesis durumlarında ana güvenlik fonksiyonlarının yerine getirilmesi için gereken fonksiyonlar, güvenlik önemlerine göre kategorize edilir. Fonksiyonların tanımlanma işlemleri tamamlandıktan sonra, fonksiyonlar, aşağıda sıralanmış etkenleri dikkate alan yaklaşımlar kullanılarak güvenlik önemleri temelinde sınırlı sayıda kategoriye ayrılmalıdır [18, 19].

1. Fonksiyonun yerine getirilmesindeki başarısızlıkların sonuçları,
2. Fonksiyonun yerine getirilmesi için gerekli olan varsayılan başlangıç olaylarının (*postulated initiated events*) (PIE) oluşma sıklığı,
3. Fonksiyonun kontrollü ya da güvenli hale ulaşmada katkısı.

1. Etken: Bu etkende fonksiyon başarısız olduğunda sonuçların nasıl gerçekleşeceği tahmin edilmekte olup bu başarısızlığın güvenlik kategorisine yaptığı etki araştırılmaktadır. Sonuçların ciddiyeti yüksek, orta ve düşük olmak üzere üç seviyede değerlendirilir [19, 20]:

- Fonksiyonların başarısızlığının sonuçları aşağıdakiler gibi olduğu takdirde sonuçların ciddiyeti “yüksek” olarak kabul edilir:
 - Düzenleyici kuruluş tarafından belirlenmiş DBA limitlerini aşan radyoaktif salıma yol açılması,
 - Temel fiziksel değerlerin, DBA kabul kriterlerini aşması.
- Fonksiyonların başarısızlığının sonuçları aşağıdakiler gibi olduğu takdirde sonuçların ciddiyeti “orta” olarak kabul edilir:
 - Radyoaktif madde salımının öngörülen işletme olayları için belirlenen limitleri aşması,

- Temel fiziksel değerlerin, öngörülen işletme olayları için belirlenen tasarım limitlerini aşması.
- Sonuçların ciddiyeti, fonksiyonların başarısızlığının sonuçları aşağıdakiler gibi olduğu takdirde sonuçların ciddiyeti “düşük” olarak kabul edilir:
 - Çalışanların maruz kaldığı doz seviyesinin belirlenen limitlerin üzerine çıkması.

Bu seviyelerden birden fazlasının meydana gelmesi durumunda en yüksek seviye dikkate alınarak değerlendirilir [18, 19].

2. Etken: Bu etken bir fonksiyonun çağırılma sıklığı üzerine yoğunlaşmaktadır. Bu sıklık belirlenirken fonksiyonun yerine getirilmesi için gerekli olan PIE'lerin oluşma sıklıkları öncelikle değerlendirilir. Eğer santralin erken evresinde PIE'ler tanımlanmamış ise bu durumda santral durumları kullanılabilir [18, 19].

3. Etken: Kontrollü hal ve güvenli hal olmak üzere iki çeşit santral hali tanımlanmıştır. Bu etken, fonksiyonların bu iki durumdan hangisine ulaşmayı amaçladığı ile ilgilidir [19, 20].

Kontrollü hal, geçişlerin veya kaza durumlarının hemen ardından, temel güvenlik fonksiyonlarının sürdürebileceği ve santralin güvenli hale ulaşması için yeterli sürenin sağlanabileceği durumdur. Kontrollü hal için gerekli olan fonksiyonların asıl amacı tehlike potansiyelini olabildiğince azaltmak için gerekli olan kısa süreli çalıştırma veya otomatik çalıştırma üzerinedir [18, 19].

Güvenli hal ise geçişlerin veya kaza durumlarının ardından, temel güvenlik fonksiyonlarının uzun süreler istikrarlı bir şekilde sürdürüldüğü ve reaktörün kritik altı olduğu bir haldir. Bu hal için gerekli olan fonksiyonlar uzun dönem fonksiyonlarıdır ve kontrollü hale ulaşıldıktan sonra ortaya çıkar. Bir kaza sonrasında fonksiyonlar santrali öncelikle kontrolle hale ardından güvenli hale ulaştırır. Kontrollü hal için örnek olarak bozunum ısı atımı, reaktörü kapatma ve güvenlik enjeksiyonu sayılabilir. Güvenli hale ise bozunum ısı atımının atımı ve basıncın düşürülmesini gerçekleştirebilmek için artık ısı atma sistemi örnek olarak verilebilir [18, 19].

Yukarıdaki bilgiler ışığında fonksiyonların kategorize süreci aşağıdaki gibi kurgulanmıştır [18, 19]:

Güvenlik kategorisi 1: Öngörülen işletme olaylarından veya DBA’lardan sonra santralin kontrollü hale ulaşabilmesi için gerekli olan ve başarısızlığı durumunda sonuçları “yüksek” olan herhangi bir fonksiyon [18, 19].

Güvenlik kategorisi 2: Bu kategori için üç seçenek mevcuttur [18, 19]:

- Öngörülen işletme olaylarından veya DBA’lardan sonra santralin kontrollü hale ulaşabilmesi için gerekli olan ve başarısızlığı durumunda sonuçları “orta” olan herhangi bir fonksiyon; veya
- Güvenli hale ulaştırmak ve sürdürmek için gerekli olan ve başarısızlığı durumunda sonuçları “yüksek” olan herhangi bir fonksiyon; veya
- Güvenlik kategorisi 1’de yer alan fonksiyonların yedeği olarak tasarlanan ve kor erimesinin gerçekleşmediği tasarım ötesi kazaların kontrol edilmesi için gerekli olan herhangi bir fonksiyon.

Güvenlik kategorisi 3: Bu kategori için beş seçenek vardır [18, 19]:

- Öngörülen işletme olaylarından veya DBA’lardan sonra faaliyete geçen ve başarısızlığı durumunda sonuçları “düşük” olan herhangi bir fonksiyon; veya
- Güvenli hale ulaştırmak ve sürdürmek için gerekli olan ve başarısızlığı durumunda sonuçları “orta” olan herhangi bir fonksiyon; veya
- Güvenlik kategorisi 2’de yer almayan ve başarısızlığı durumunda sonuçları “yüksek” olan tasarım ötesi kazaların sonuçlarını hafifletmek için gerekli olan herhangi bir fonksiyon; veya
- Ana parametrelerin normal çalışma aralığında tutulması için tasarlananlar da dahil normal çalışmadan sapma durumunda mühendislik güvenlik özelliklerinin çalışma sıklıklarını azaltmak veya reaktör devreden çıkartmak için tasarlanmış herhangi bir fonksiyon; veya
- 1. veya 2. kategoriye atanmamış ve acil durum müdahale planının bir parçası olan iletişim ve gözlemlene araçları da dahil kaza halinde güvenilir bilgi ile tesis personeline ve saha dışı acil durum personeline gerekli bilgiyi sağlayan herhangi bir fonksiyon.

Kaza analizleri fonksiyonların kategorize edilmesi için önemlidir ve çoğunlukla bu amaçla gerçekleştirilmektedir. Aşağıda iki kaza örneği aktarılmış ve fonksiyonların kategorize edilme süreci bu kaza süreçleri ile belirlenmiştir [18, 19].

İlk örnekte reaktör soğutucu sisteminde küçük çaplı soğuk bacak kırığının (*small break loss of coolant accident*) (SB-LOCA) meydana geldiği varsayılmaktadır. Böyle bir kırık meydana geldiğinde, birincil soğutucunun korunak binasına boşalması ile soğutucu kaybı meydana gelir ve bu da birincil döngüde basınç kaybına neden olur. Bu kazanın oluşması ile yakıt zarfı bütünlüğünü kaybedebilir ve dolayısıyla yakıt çubuklarının açığa çıkmasına neden olabilir. Bununla birlikte, kordaki ısının artışı enerji ve kütle salımı nedeniyle aşırı basınç artışı oluşturarak korunak binasında, reaktör basınç kabının iç haznesindeki ilgili destekler ve yapılarda ve reaktör soğutucu sisteminin bileşenlerinde dinamik ve mekanik yüklere sebep olabilir. Bahsedilen nedenlerden bu SB-LOCA bir DBA kazası olarak nitelendirilir [18, 19]

Güvenlik sınıflandırmasının eksiksiz yapılabilmesi için öncelikle santrali güvenli hale getirebilecek bütün fonksiyonlar tanımlanmalı ve kategorize edilmelidir.

Bu örnek özelinde SB-LOCA kazasında santralin yanıtı basitleştirilerek aktarılmıştır. Öncelikle, kazanın başlangıcından kontrollü hale ardından da kontrollü halden güvenli hale kadar olmak üzere toplam süreç iki kısma ayrılmıştır [18, 19].

Kazanın başlangıcından kontrollü halin sağlanmasına kadar [18, 19]:

- Reaktör soğutucu sisteminde meydana gelen kırık, soğutucu kaybına neden olur. Ayrıca birincil döngü yenileme sistemi tarafından herhangi bir soğutucu telafisi gerçekleştirilmediği varsayıldığı için birincil döngünün basıncı ve soğutucu envanterin azalması ile sonuçlanır;
- Reaktör soğutucu sisteminde oluşan düşük basınç nedeniyle reaktörün devreden çıkarılması tetiklenir;
- Reaktör devreden çıkarıldıktan sonra türbin de otomatik olarak devreden çıkarılır, ana besleme suyu döngüsü yalıtılır ve ikincil döngünün basıncı, buhar üretici tahliye vanası ile sınırlandırılır;
- RCS basıncının düşük olması nedeniyle acil durum kor soğutma sisteminin yüksek basınç pompaları da otomatik olarak harekete geçirilir. Reaktör soğutucu pompaları devreden çıkarılır ve buhar üretici, yedek servis suyu sistemi tarafından beslenir.
- Korunak binasının içerisine reaktör soğutucu sisteminden gelen kütle ve enerji salımından dolayı korunak binası içerisindeki basınç ve sıcaklık artar. Kazayı

hafifletmek için gerekli olmayan sistemlerin korunak binası girişleri otomatik olarak kapatılır (mesela korunak binası yüksek basınç sinyali ile).

- Kazanın başlarında ECCS'nin enjeksiyon kapasitesi kırıldaki soğutucu su kaybını telafi etmek için yeterli değildir. Bu durumda reaktörün basıncı ve soğutucu envanteri düşmeye devam eder. Soğuk bacaktaki boşluk oranı arttıkça kırıldaki soğutucu su akış oranı düşer. ECCS'nin akış oranının kırıldaki soğutucu su akış oranını geçtiğinde reaktör yeniden doldurulmaya başlar. Bu durum kırıldaki soğutucu suyun akışının tek fazlı buhar fazına döndüğüne başlar.

Santral kontrollü hale ise şu şekilde ulaştırılır [18, 19]:

- Reaktör kuru kritik altı durumdadır.
- Bozunum ısısının atılması süreci ikincil döngü aracılığı ile gerçekleştirilir SB-LOCA durumunda bozunum ısısı kırık aracılığı ile atılamaz).
- Korunak binası içerisinde radyoaktif maddelerin hapsedilmesi, korunak binasındaki penetrasyonlar ile gerçekleştirilir.

Kontrollü hale kadar ki süreçte aşağıdaki güvenlik fonksiyonları tanımlanmış ve güvenlik önemleri doğrultusunda kategorize edilmiştir [18, 19]:

Çizelge 2.4. SB-LOCA İçin Tesisi Kontrollü Hale Getiren Fonksiyonların Tanımlanması ve Kategorize Edilmesi

Ana güvenlik fonksiyonları	Güvenlik fonksiyonları ve örnekleri		Kategori ve açıklama	Fonksiyonu yerine getiren YSB örnekleri
Reaktivitenin kontrolü	R2 – Korun kritik altı durumda sürdürülmesi ve reaktörün kapatılması	Reaktör koruna negatif reaktivite ilavesi	Kategori 1 – Temel fiziksel parametreler DBA'lar için kabul kriterlerinin ötesinde olacağından sonuçları "yüksek" düzeyde olur	Ani durdurma sistemi (scram system), Reaktör kapatma sinyali
Isı atımı	H1 – Kor soğutmak için yeterli RCS stoğunun muhafaza edilmesi	Reaktör soğutucu sistemine güvenlik enjeksiyonu	Kategori 1 – (fonksiyon yerine getirilmediğinde korun açığa çıkmasına neden olacağı için sonuçlar "yüksek" düzeyde olur)	Acil durum kor soğutma sistemi ve destekleyici YSB'ler
		Zorunlu birincil akışın durdurulması	Kategori 1 – (Eğer bu fonksiyon kor kapanmasını sağlamak için gerekliyse)	Reaktör soğutma suyu pompası devre kesicileri ve destekleyici YSB'ler
	H2 – Kordaki ısıнын reaktör soğutucusuna uzaklaştırılması	Reaktör korundan buhar üreticine ısı transferi (doğal dolaşım)	Kategori 1 – (fonksiyonun hatası durumunda sonuçlar "yüksek" düzeyde olur)	

	H3 – Isının reaktör soğutucusundan nihai ısı alıcısına aktarılması	Buharın atmosfere atımı	Kategori 1 – (bozunum ısı atımı küçük kırıklı soğutucu kaybı kazasındaki kırık aracılığı ile gerçekleştirilmediğinden sonuçlar “yüksek” düzeyde olur)	Ana buhar güvenlik vanası ve destekleyici YSB’ler
		Buhar üreticine besleme suyu tedariki	Kategori 1 – (bozunum ısı atımı küçük kırıklı soğutucu kaybı kazasındaki kırık aracılığı ile gerçekleştirilmediğinden sonuçlar “yüksek” düzeyde olur)	Yedek besleme suyu sistemi ve destekleyici YSB’ler
Radyoaktif maddelerin hapsi	C3 – Reaktör korunak binasından radyoaktif madde salımının sınırlandırılması	Korunak binası penetrasyonlarının yalıtımı	Kategori 1 – (Bu fonksiyon yerine getirilmediği takdirde salımların DBA’lardaki sınırları aştığının varsayılması)	Korunak binası yalıtım sistemi ve destekleyici YSB’ler

Kontrollü halden güvenli halin sağlanmasına kadar [18, 19]:

- İkincil tarafın soğutucu sistemi, birincil basıncı artık ısı atma sisteminin bağlantı koşullarına indirgeyebilmek için ana kontrol odasından manuel olarak başlatılır.
- Reaktör korunun düşük sıcaklıklarda kritik altı durumda olduğuna emin olmak için borik asit sistemi de manuel başlatılır.
- Birincil ve ikincil basınç koşulları izin verdiğinde artık ısı atma sisteminin pompaları da manuel başlatılır.

Sonrasında güvenli hale şu şekilde ulaşılır [18, 19]:

- Reaktör kuru kritik altı durumdadır.
- Uzun ömürlü bozunum ısı atımı, reaktör artık ısı atma sistemi ve ısı taşınım zinciri tarafından gerçekleştirilir.
- Korunak binası içerisindeki radyoaktif maddelerin hapsedilmesi, korunak binasındaki penetrasyonlar ile gerçekleştirilir.

Bu analiz ile birlikte kontrollü hal ile güvenli hal arasındaki süreç için aşağıdaki güvenlik fonksiyonları güvenlik önemleri doğrultusunda tanımlanmış ve kategorize edilmiştir:

Çizelge 2.5. SB-LOCA İçin Tesisi Güvenli Hale Getiren Fonksiyonların Tanımlanması ve Kategorize Edilmesi

Ana güvenlik fonksiyonları	Güvenlik fonksiyonları ve örnekleri		Kategori ve açıklama	Fonksiyonu yerine getiren YSB örnekleri
Reaktivitenin kontrolü	R2 – Reaktörün kapatılması ve korun kritik altı durumunun sürdürülmesi	RCS içine yüksek boratlı su ilavesi	Kategori 2 – (Güvenli hale uzun süre erişmek ve devam ettirmek için gerekli olan ve başarısızlığa uğradığında sonuçları “yüksek” düzeyde olan herhangi bir fonksiyon)	Acil durum kor soğutma sistemi ve destekleyici YSB’ler
Isı atımı	H1 – Kor soğutmak için yeterli RCS stoğunun muhafaza edilmesi	Reaktör soğutucu sistemine güvenlik enjeksiyonu	Kategori 2 – (Güvenli hale uzun süre erişmek ve devam ettirmek için gerekli olan ve başarısızlığa uğradığında sonuçları “yüksek” düzeyde olan herhangi bir fonksiyon)	Acil durum kor soğutma sistemi ve destekleyici YSB’ler
	H3 – Isının reaktör soğutucusundan nihai ısı alıcısına aktarılması	Kontrollü buharın atmosfere atımı (ikincil taraf soğutulması)	Kategori 2 – (Güvenli hale uzun süre erişmek ve devam ettirmek için gerekli olan ve başarısızlığa uğradığında sonuçları “yüksek” düzeyde olan herhangi bir fonksiyon)	Ana buhar tahliye dizisi ve destekleyici YSB’ler
		Buhar üreticine besleme suyu tedariki	Kategori 2 – (Güvenli hale uzun süre erişmek ve devam ettirmek için gerekli olan ve başarısızlığa uğradığında sonuçları “yüksek” düzeyde olan herhangi bir fonksiyon)	Yedek besleme suyu sistemi ve destekleyici YSB’ler
		Düşük basınçta birincil taraf ısı atımı	Kategori 2 – (Güvenli hale uzun süre erişmek ve devam ettirmek için gerekli olan ve başarısızlığa uğradığında sonuçları “yüksek” düzeyde olan herhangi bir fonksiyon)	Artık ısı atma sistemi ve destekleyici YSB’ler

İkinci bir örnek olarak kor erimesinin de dâhil olduğu ciddi bir kaza durumu verilebilir. Ciddi kaza durumunda, çevreye büyük ya da erken radyoaktivite salımlarını önlemek için sınırlandırma işlevinin sürdürmesi amaçlanmaktadır. Yeni reaktör tasarımları, kor erimeli kaza dizisi sırasında korunak binasının bütünlüğünü sağlamak için özgün özellikler sağlamaktadır [18, 19].

Diğer derinliğine savunma olaylarının aksine, ciddi kazalar için gerekli olan güvenlik fonksiyonlarının tanımlanmasına olanak tanıyan tek bir kaza analizi yoktur. Bunun

yerine, farklı ciddi kaza özelliklerinin tasarımı, genellikle gerekli bilginin alınabileceği bir dizi deterministik ve/veya olasılıklı analize dayanmaktadır [18, 19].

Ciddi kazaları hafifletmek için gerekli olan fonksiyonlar aşağıdaki tabloda ifade edildiği gibi kategori 3 olarak sınıflandırılmaktadır ve yeni tasarımlarda sağlanan ciddi kaza özelliklerine adanmış güvenlik fonksiyonlarının bir listesi verilmektedir [18, 19].

Çizelge 2.6. Ciddi Kazalar İçin Gerekli Olan Fonksiyonların Tanımlanması ve Kategorize Edilmesi

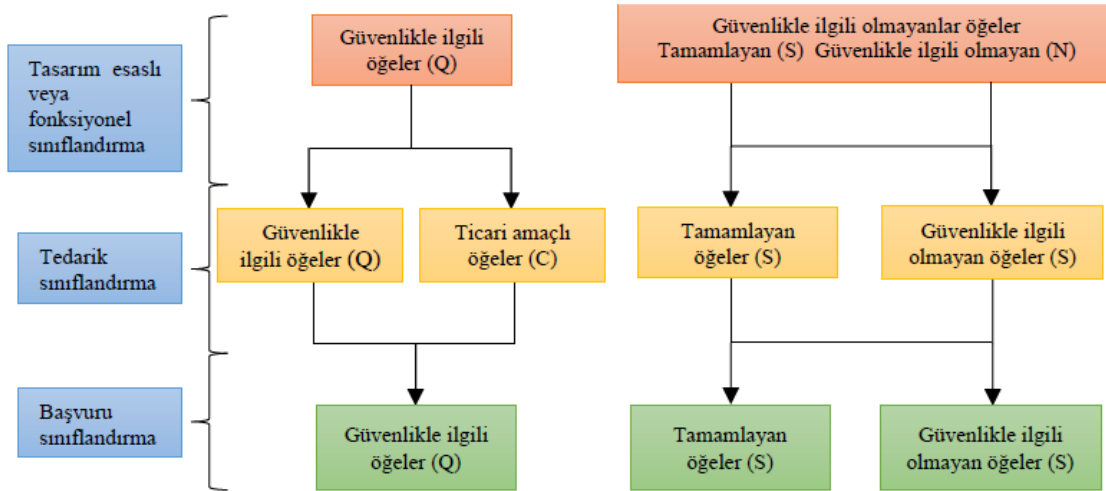
Ana güvenlik fonksiyonları	Güvenlik fonksiyonları ve örnekleri		Kategori ve açıklama	Fonksiyonu yerine getiren YSB örnekleri
Radyoaktif maddelerin hapsi	C3 – Reaktör korunak binasından radyoaktif madde salımının sınırlandırılması	Korunak binası penetrasyonlarının yalıtımı	Kategori 3 – (Güvenlik kategorisi 2’de sınıflandırılmayan ve hatası sonucunda sonuçları “yüksek” düzeyde olan tasarım genişletme koşulunun sonuçlarını hafifletmek için gerekli olan herhangi bir fonksiyon)	Korunak binası yalıtım sistemi ve destekleyici YSB’ler
		Filtrelenmemiş korunak binası sızıntılarını önleme		Yardımcı binalarda filtrelenmiş havalandırma sistemi ve destekleyici YSB’ler
		Korunak binası bütünlüğünün korunması – eriyik muhafazası		Kor tutucu (<i>core catcher</i>) ve eriyik soğutma sistemi ve ilgili destekleyici YSB’ler
		Korunak binası bütünlüğünün korunması – yanıcı gazların yönetimi		Hidrojen birleştiriciler ve destekleyici YSB’ler
		Korunak binası bütünlüğünün korunması – doğrudan korunak binası ısınmasının önlenmesi		Birinci devre basınç düşürme sistemi ve destekleyici YSB’ler
		Korunak binası bütünlüğünün korunması – korunak binası ısı atımı ve korunak binası basınç artışının sınırlandırılması		Korunak binası ısı atma sistemi (ve/veya korunak binası havalandırma sistemi) ve destekleyici YSB’ler

2.2.2 Amerika Birleşik Devleti Sınıflandırma Yöntemi (U.S. NRC)

Amerika Birleşik Devletleri’nde YSB sınıflandırma metodu uzun süreli bir uğraşın sonucu olarak oluşturulmuştur ve dünyadaki diğer metotlardan farklı bir yaklaşımdır. Bu

metot ile risk temelinde bir sınıflandırma gerçekleştirilmeye, ayrıca özel muamele gerekleriyle ekstra bir doğrulama yapılmaya çalışılmıştır. Sınıflandırmada, risk öngörülere ile ekipman dört risk grubuna ayrılmış ve bu ayrım farklı katmanlar ile doğrulanmıştır. Bu doğrulanma için ise öncelikle dâhili olaylar ve harici olaylar gibi risklerin bulunduğu bir risk kategorizasyonu kullanılmış, ardından derinliğine savunma karakterizasyonu gerçekleştirilmiş, sonrasında risk duyarlılığı incelenmiş ve son olarak farklı disiplinlerden oluşan uzman jürisi tarafından gözden geçirilerek son haline kavuşturulmuştur [20]. U.S.NRC güvenlik sınıflandırması Şekil 2.5'te özetlenmiştir.

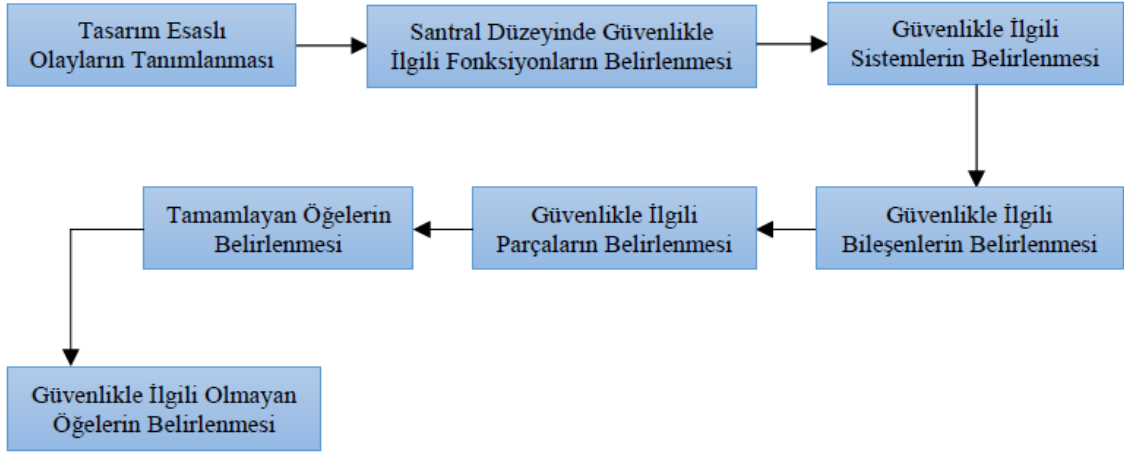
Bu yöntem ile güvenlik sınıflandırması güvenlikle ilgili olan (Q), tamamlayan (S) veya güvenlikle ilgili olmayan (N) olarak ayrılmaktadır. Kriterler tedarik için ayrı bir şekilde geliştirilmiş ve güvenlikle ilgili sınıfın içinde ticari amaçlı olan (C) adıyla bir alt sınıflandırma daha kurulmuştur. Güvenlik sınıflandırmasının yanı sıra basınç bütünlük sınıflandırması için daha kolay ve daha geleneksel bir yol seçilmiş ve öğelerin basınç muhafaza parçalarını 1, 2, 3, 4 veya 5. sınıfa atanacak şekilde kriterler oluşturulmuştur [20].



Şekil 2.5. U.S.NRC Genel Sınıflandırma Çeşitleri

Güvenlik sınıflandırması süreci, düzenleyicinin güvenlikle ilgili tanımları ve santralin tasarım esaslı olaylarının dokümantasyonu ile başlamakta ve devamında santral seviyesinde daha derinlere inilerek fonksiyonlar, sistemler, bileşenler ve son olarak parçalar (yanıcı olanlar dâhil) için yapılarak sonlandırılmaktadır. Bu nedenle bir parçanın sınıflandırılması, sürecin daha yukarısında gerçekleştirilen öğelerin sınıflandırılmasına bağlı olmaktadır [20].

Hafif sulu nükleer güç santrallerinde bulunan fonksiyonları, yapıları, sistemleri, bileşenleri ve parçaları güvenlikle ilgili olan (Q), tamamlayan (S) veya güvenlikle ilgili olmayan (N) olarak sınıflandırmak için kullanılan metodoloji Şekil 2.6'da özetlenmektedir [20].



Şekil 2.6. U.S.NRC Sınıflandırma Metodolojisi

2.2.3 Rusya Federasyonu Sınıflandırma Yöntemi (RTN)

1 Temmuz 1998 yılında yayımlanan NP-001-97 kodlu “Nükleer Güç Santrallerinde Güvenliğin Sağlanması İçin Genel Kurallar” adlı dokümanda sistemler ve elemanların güvenlik sınıflandırması ile 1 Ocak 1990 yılında yürürlüğe sokulan PNAE G-7-008-89 kodlu “Nükleer Güç Tesislerinin Ekipman ve Borularının Düzeni ve Güvenli Çalışma Kuralları” adlı dokümanda ise ekipman ve boru hatlarının sistemlere yaptığı etkilere göre gruplandırılması anlatılmıştır.

Sistem ve elemanların sınıflandırılmasının gerçekleştirilmesi için öncelikle güvenliğe etkilerinin olup olmadığına göre ayırım yapıp güvenlik sistem ve elemanlarını ayrı bir şekilde göz önünde bulundurmaya gerekmektedir [21].

Buna göre nükleer güç santrallerindeki sistemler ve elemanlar, güvenliğe etkilerine göre iki alt gruba ayrılmaktadır [21]:

1. Güvenliğe etkisi olan sistem ve elemanlar;
2. Güvenliğe etkisi olmayan sistem ve elemanlar.

Ardından güvenliğe etkisi olan sistemler ve elemanlar da işlevlerine göre iki alt gruba ayrılmaktadır [21]:

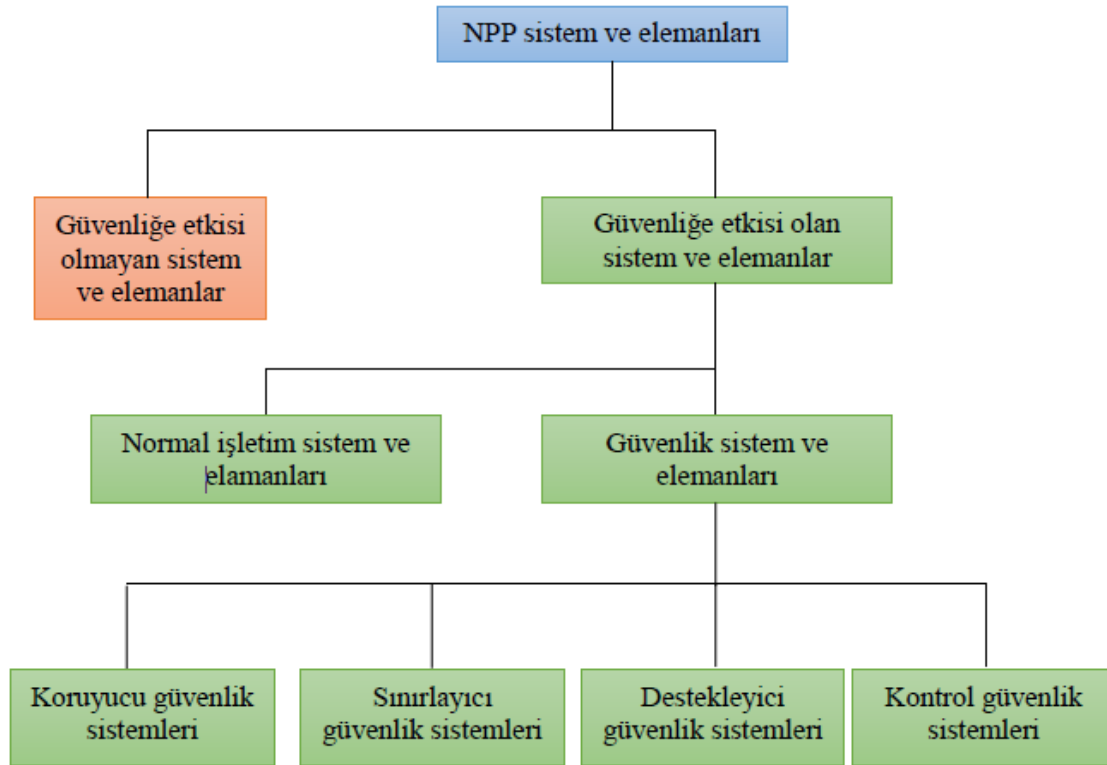
1. Normal işletim sistemi ve elemanları;

2. Güvenlik sistem ve elemanları.

Son olarak güvenlik sistem ve elemanları da kendi içinde işlevlerinin tipine ve doğasına göre dört alt gruba ayrılmaktadır [21]:

1. Koruyucu güvenlik sistemleri;
2. Sınırlayıcı güvenlik sistemleri;
3. Destekleyici güvenlik sistemleri;
4. Kontrol güvenlik sistemleri.

Şekil 2.7’de RTN güvenlik sistemi ve elemanlarının gruplandırılması gösterilmiştir.



Şekil 2.7. RTN Güvenlik Sistemi ve Elemanlarının Gruplandırılması

Güvenlik Sınıfı 1: Arızaları, güvenlik sistemlerinin normal işleyişi sırasında DBA için belirlenmiş sınırları aşan, yakıt elemanlarının zarar görmesine neden olan tasarım ötesi kazaları başlatan başlangıç olaylarını temsil eden yakıt elemanlarını ve nükleer güç santrali elemanlarını içermektedir.

Güvenlik Sınıfı 2: Aşağıda belirtilen nükleer güç santrali elemanları bu sınıfa dâhildir:

- Arızaları, güvenlik sistemlerinin düzgün çalışması adına DBA için belirlenen limitler içerisinde yakıt elemanlarının hasar görmesi ile sonuçlanan başlangıç olaylarına yol açan elemanlar;

- Tekli arızası ile ilgili sistemler tarafından fonksiyonların performansının bozulmasına yol açan güvenlik sistem elemanları.

Güvenlik Sınıfı 3: Aşağıda belirtilen nükleer güç santrali elemanları bu sınıfa dâhildir:

- Güvenlik sınıfı 1 ve 2'ye dâhil olmayan güvenlik için önemli sistemler;
- Arızası ile radyasyon güvenliği standartlarında belirlenen değerlerden daha fazla radyoaktif madenin çevreye (nükleer güç santrallerinin odaları dâhil olmak üzere) yayılmasına neden olanlar;
- Çalışanları ve halkı radyasyondan koruyacak kontrol fonksiyonlarını gerçekleştirenler.

Güvenlik Sınıfı 4: Güvenlik sınıfı 1, 2 ve 3'te bulunmayan ve güvenliğe etki etmeyen NGS normal işletme elemanlarını içermektedir. Kaza yönetimi için kullanılıp Güvenlik Sınıfı 1, 2 veya 3'te yer almayan elemanlar da Sınıf 4'e atanmaktadır.

3. METOT

Nükleer güç santrallerinde kullanılan YSB'lerin nükleer güvenlik sınıflarının belirlenmesi süreci analizlerle desteklenmesi gereken bir süreçtir. YSB'lere atanan güvenlik sınıflarının söz konusu YSB'lerin tasarımını, imalatını, denetimini ve kullanımını etkileyeceği göz önünde bulundurulursa güvenlik sınıflarının belirlenmesinde kullanılan analizlerin de önemi ortaya çıkmaktadır.

UAEA'nın SSG-30 kodlu ve "Nükleer Güç Santrallerinde Yapı, Sistem ve Bileşenlerin Güvenlik Sınıflandırılması" adlı dokümanında, nükleer güç santralleri için tanımlanan fonksiyonların kategorize edilebilmesi için bazı etkenler tanımlanmıştır. Bu etkenlerin detayı 2. Bölüm altında verilmiştir. Bu etkenlerden özellikle birinci (fonksiyonun gerçekleştirilmesindeki başarısızlıkların sonuçları) ve üçüncü etken (kontrollü hal ya da güvenli hale ulaşmada fonksiyonun katkısı) analizler sonucunda ortaya çıkartılması gereken etkenlerdir.

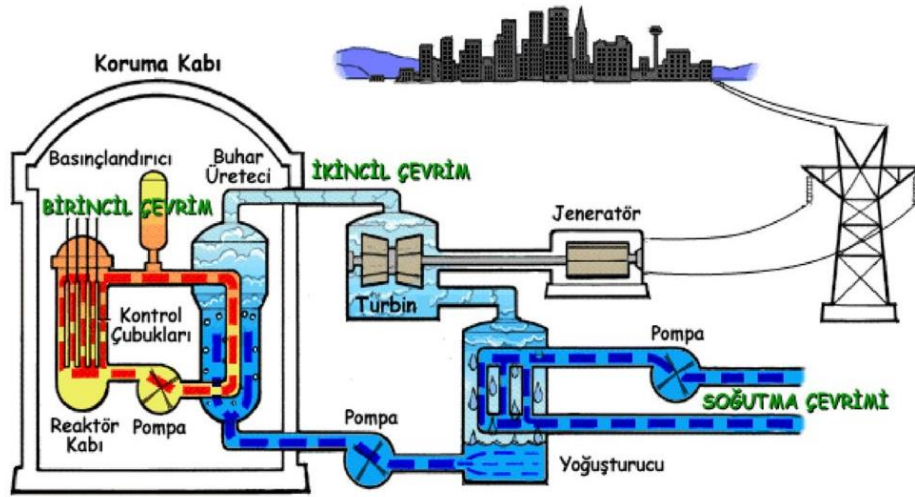
Bu kapsamda bahsi geçen etkenlerin sonuçlarını görebilmek amacı ile bu tezde kaza senaryoları üretilmiştir. Kaza sonucunda belirli güvenlik sistemlerinin davranışları incelenerek ve bu güvenlik sistemlerinin işlevsel olmadığı durumda tesisin durumu gözden geçirilerek başarısızlıklarındaki sonuçları ortaya çıkartılmıştır. Yine bu güvenlik sistemlerinin tesisi kontrollü ya da güvenli hale ulaştırmadaki katkısı da analiz ile birlikte incelenmiştir.

Kaza analizleri, VVER-1000 santrali için ATHLET kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir. VVER-1000 santralinde bulunan birincil devre, ikincil devre ve güvenlik sistemleri ATHLET kodunda tanımlanmış ve farklı kaza senaryolarının analizleri gerçekleştirilmiştir. Başarısız oldukları durumda tesisin davranışını nasıl etkilediği incelenen güvenlik sistemleri ise ECCS'nin alt sistemleri olan hidroakümülatörler (pasif kısım) ve HPIS, MPIS ve LPIS'dir (aktif kısım).

Bu bölümde VVER-1000 reaktör teknolojisi hakkında genel bilgiler ve ECCS sistemlerinin detayları anlatılmış, ATHLET kodunda oluşturulan çift taraflı soğuk bacak kırılması ve bu kazanın süreci aktarılmış, ATHLET kodu ve dinamikleri eklenmiş ve son olarak üretilen kaza senaryolarından kısaca bahsedilmiştir.

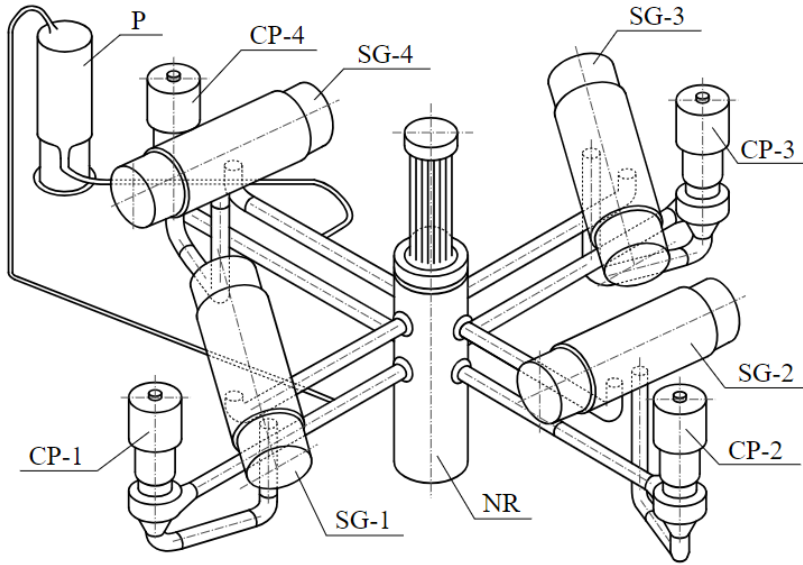
3.1 VVER-1000 Teknolojisi

Dünyada en yaygın nükleer reaktör türlerinden biri olan VVER, soğutucu ve moderatör olarak hafif su kullanan bir basınçlı su reaktörüdür (PWR). Bununla birlikte VVER ile diğer PWR tipi reaktörler arasında bazı önemli tasarım farklılıkları bulunmaktadır. Şekil 3.1’de VVER-1000 tasarımının genel özellikleri verilmiştir. Yatay buhar jeneratörlerinin ve altıgen yakıt demetinin kullanımı, reaktör kabı tabanında süreksizliklerin olmaması ve yüksek kapasiteli basınçlandırıcıların kullanılması VVER’in ayırt edici özellikleridir.



Şekil 3.1. VVER-1000 Tasarımı

VVER-1000 korundaki çekirdeklerin fisyonu ile oluşan ısı, soğutucu tarafından uzaklaştırılır. Isınan su reaktör kabını terk ettikten sonra, birincil sirkülasyon devresinin "sıcak bacak" adı verilen kısmı boyunca buhar jeneratörüne taşınır. Buhar jeneratörü, birincil devre soğutucusundan gelen ısıyı, buhar oluşturmak üzere ikincil devrenin besleme suyuna aktarıldığı bir ısı eşanjörüdür. Buhar jeneratöründen sonra soğutucu, birincil sirkülasyon devresinin "soğuk bacak" adı verilen kısmı boyunca reaktör kabına geri taşınır. VVER-1000 reaktörlü bir nükleer güç santralinde bahsedilen sirkülasyon döngüsünden dört adet bulunmaktadır. Şekil 3.2’de VVER-1000 birincil devresi gösterilmektedir. Soğutucu, her döngüye bir tane monte edilmiş dört ana sirkülasyon pompası tarafından pompalanır. İkincil devrede buhar jeneratörlerinde oluşan buharın büyük bir kısmı türbine gönderilir, çok daha küçük bir kısmı ise su ısıtmasını beslemek için kullanılır [22, 23].



Şekil 3.2. VVER-1000 Birincil Devre Gösterimi

CP: soğutucu pompası, SG: buhar üretici, P: basınçlandırıcı, NR: reaktör

Türbinden çıkan buhar yoğunlaştırıcıya boşaltılır ve yoğunlaştırılır. Yoğuşturucudan gelen su, düşük basınçlı ısıtıcılar aracılığıyla yoğunlaşmayan gazların uzaklaştırılması için hava gidericiye taşınır. Besleme suyu, hava gidericiden yüksek basınçlı ısıtıcılar aracılığıyla buhar jeneratörüne taşınarak döngü tamamlanır [22, 23].

3.1.1 Nükleer Buhar Tedarik Sistemi

VVER-1000 tipli bir nükleer güç santralindeki ana sistemler aşağıdakileri kapsar [22, 23]:

- Reaktör,
- Birincil döngü: ana sirkülasyon boru hattı, ana sirkülasyon pompaları, buhar üretici,
- Basınçlandırıcı ve birincil döngü basınç dengeleme sistemi,
- Boron düzenlemesini de içeren birincil devre telafi sistemi (*feed and bleed system*),
- İkincil döngü buhar hattı ve besleme suyu boru hattı,
- Kontrol ve koruma sistemi ve
- Güvenlik sistemleri.

3.1.2 Reaktör

VVER-1000 reaktörü, borik asit ile kimyasal olarak arıtılmış suyun soğutucu ve yavaşlatıcı olarak görev yaptığı, kap tipi bir hafif su reaktörüdür. Reaktör, nükleer buhar besleme sistemi içerisinde ısı üretimi için tasarlanmıştır. Reaktör gücünün düzenlenmesi

ve fisyon zincir reaksiyonunun bastırılması, farklı prensiplere dayanan ve reaktiviteyi ayarlayan iki sistem tarafından gerçekleştirilir [22, 23]:

- Katı soğurucular: Kontrol çubukları sistemi ve
- Sıvı soğurucular: Bor düzenleme sistemi.

Kontrol çubukları, manevra rejimlerinde reaktiviteyi değiştirmek ve normal ve kaza çalışma koşullarında reaktörün kapatılması için kullanılır. Bor düzenlemesi ise reaktivitedeki yavaş değişiklikler için kullanılır. Bor konsantrasyonu yaşam döngüsü boyunca değişecek şekilde ayarlanmıştır [22, 23].

Soğutucu, yakıttaki nükleer fisyon enerjisi nedeniyle kordan geçerken ısıtılır. Soğutucu, reaktöre giriş nozulları yoluyla girer, reaktör kabı ile kor varili arasındaki halka açıklığından geçer ve delikli bir alt plaka aracılığıyla reaktör koruna monte edilen yakıt demetlerine girer. Soğutucu daha sonra delikli plakadan geçer, koruma tüpleri bloğunun tüpler arası boşluğuna girer, daha sonra kor varili ile kap arasındaki halka boşluğuna gider ve çıkış nozulları aracılığıyla reaktör kabından "sıcak bacağa" çıkar [22, 23].

3.1.3 Reaktör Koruması

VVER-1000 koru, altıgen forma sahip olup yaklaşık 236 mm'lik sabit bir aralıklarla altıgen bir ızgara üzerinde yer alan yakıt demetlerinden oluşmaktadır. Kordaki yakıt demetlerinin sayısı, boyutlarına ve reaktörün nominal gücüne bağlıdır. [22, 23].

VVER-1000 reaktör korunun ana özellikleri aşağıdaki gibidir [22, 23]:

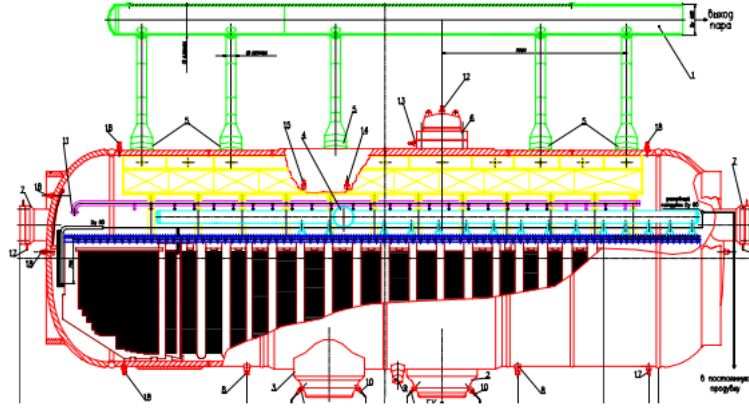
- Kordaki toplam yakıt demeti sayısı: 163,
- Kontrol çubuklu yakıt demetlerinin sayısı: 61,
- Soğutucunun kordan akış hızı 17650 kg/s,
- Reaktör termal gücü 3000 MW.

3.1.4 Buhar Üretici

Buhar üretici, birincil devre soğutucusundan ısının uzaklaştırılması ve ikincil devrede doymuş buhar üretilmesi için tasarlanmıştır. VVER-1000 reaktörünün buhar üreticileri yatay tiptedir [22, 23].

Şekil 3.3'te VVER-1000 buhar üreticinin kesit görünümü sunulmaktadır. Şekilde buhar üretici kabı kırmızıyla işaretlenmiştir. Birincil soğutucu, siyahla işaretlenmiş olan yatay boru demetleri yoluyla gider. Buhar üreticinin üzerinde yeşil renkle işaretlenmiş bir

buhar toplayıcı bulunmaktadır. Bu kollektör aracılığıyla buhar üretende oluşan buhar, ana buhar kollektörüne ve oradan da türbine gider. Mekanik ayırıcı sarı renkle işaretlenmiştir. Delikli plaka koyu mavi renkle işaretlenmiştir. Besleme suyu boruları mavi renkle işaretlenmiştir [22, 23].



Şekil 3.3. VVER-1000 Buhar Üretici

Normal koşullar altında nominal güçte çalıştırıldığında buhar üreticilerinde aşağıdaki parametreler korunur [22, 23]:

- Basınç: (6,27+0,19) MPa,
- Besleme suyu sıcaklığı: (220+5) °C,
- Su seviyesi: (320+50) mm,
- Buhar üretici çıkışındaki buhar nemi: %0,2'den yüksek değil.

3.1.5 Basınç Dengeleme Sistemi

VVER-1000 reaktörlerinde basınç dengelemenin temel amacı, birincil devre soğutucusunu sıvı halde tutmaktır. Basınç dengeleme sistemi aşağıdaki işlevleri yerine getirecek şekilde tasarlanmıştır [22, 23]:

- Kararlı durum ve geçici durumlar sırasında birincil devre basınç kontrolü,
- Birincil döngü ekipmanının tasarım basıncını aşmaktan korunması,
- Nükleer buhar besleme sisteminin başlatılması sırasında birincil döngü basıncının arttırılması.
- Nükleer buhar besleme sisteminin soğutulması sırasında birincil devre basıncının azaltılması.

Basınç dengeleme sistemine aşağıdaki ekipmanlar dâhildir:

- Basınçlandırıcı;

- Bubbler-kondenser;
- Darbe güvenlik vanaları ve tahliye vanaları ile buhar boşaltma boru hattı;
- Vanalar ve konstriktör ile birlikte basınçlandırıcıdan buhar-gaz karışımını boşaltmak için boru hattı;
- Enjeksiyon boru hattı;
- Basınçlandırıcıyı ana sirkülasyon boru hattının (bağlantı boru hattı olarak adlandırılan) "sıcak ayağı" ile bağlayan boru hattı.

Basınçlandırıcı, birincil devre döngüsünün "sıcak ayağına" bağlı dikey bir tanktır. Birincil devrede sabit basıncı korumak için basınçlandırıcı bir püskürtme sistemi ve elektrikli ısıtıcılarla donatılmıştır. Püskürtme sistemi basınçlandırıcının üst kısmında bulunur ve buhar yoğunlaşması ve bunun sonucunda basınç düşüşünü sağlamak için buhar hacmine su enjekte edilmesi için tasarlanmıştır. Basınçlandırıcının alt kısmında bulunan elektrikli ısıtıcılar, suyun ısıtılması ve bunun sonucunda ana devrede basınç artışı sağlanması amacıyla bulunmaktadır. Ayrıca reaktörün başlatılması sırasında soğutucunun ısıtılması için de kullanılır [22, 23].

Basınçlandırıcının ana parametreleri aşağıdaki gibidir [22, 23]:

- Basınç: 15,7 MPa, (160) (kg/cm²);
- Sıcaklık: 346 °C;
- Hacim (toplam): 79 m³;
- Nominal durumdaki su hacmi: 55 m³;
- Nominal durumdaki buhar hacmi: 24 m³;
- Elektrikli ısıtıcıların gücü: 2520 ±190 kW.

Bubbler-kondenser, basınçlandırıcıdan gelen buharı kabul etmek için tasarlanmıştır. Toplam hacminin 2/3'ü kadarı suyla dolu yatay bir tanktır. Bubbler-kondenser içinde, tabanın yakınında bulunan üç dağıtım buhar toplayıcısı ve bubbler-kondenserdeki suyu soğutmak için ısı eşanjör boruları bulunur. Basınç acil durum ayar noktasını aştığında kırılan ve böylece buharın reaktör korunak binasına boşaltılmasına neden olan bir güvenlik membranı bulunmaktadır [22, 23].

3.1.6 İkincil Devre

VVER-1000'in ikincil devresi dört buhar jeneratörü, buhar izolasyon vanaları ile buhar tahliye vanaları, ana buhar başlığı, türbin, dört kondansatör, besleme suyu ısıtma sistemleri ve besleme suyu besleme sistemini içerir [22, 23].

Tüm buhar jeneratörlerinde oluşan buhar, ana buhar kollektöründe toplanır ve dağıtılır. Normal çalışma koşulları altında buhar akışının çoğu, türbin regülatör vanaları yoluyla türbinin yüksek basınçlı silindirine gider. Yüksek basınçlı silindirden çıkan buhar, fazla nemi gidermek için ayırıcıya girer. Ayırıcıdan sonra buhar, ısıtılacağı ısıtıcıya geçer ve düşük basınçlı silindirlere girer. Düşük basınçlı silindirlerin her biri ayrı bir yoğunlaştırıcıya bağlanır; burada buhar, soğutucunun sirküle edildiği boru demetleri üzerinden akarak yoğunlaştırılır. Kondenserden başlayarak, yoğuşma suyu sırasıyla düşük basınçlı ve yüksek basınçlı yeniden ısıtma ısı eşanjörlerine pompalanır ve burada türbinden çıkan buharla ısıtılır. Daha sonra yoğuşma suyu, yoğuşmayan tüm gazların çıkarıldığı hava gidericiye gider. Daha sonra elde edilen besleme suyu, besleme suyu pompaları vasıtasıyla buhar jeneratörlerine pompalanır ve döngü tamamlanır [22, 23].

3.2 VVER-1000 ECCS Güvenlik Sistemleri

VVER-1000 nükleer güç santralleri, reaktör soğutucusunda meydana gelen herhangi bir kaybın ardından, korun sürekli ve etkili soğutulmasını engelleyebilecek yakıt ya da yakıt zarfı hasarı ile yakıt zarfı ve su reaksiyonuna neden olabilecek ısıyı aktarmayı sağlayan ECCS tasarımına sahiptir [24].

Silindirik zirkaloy veya ZIRLO yakıt zarfı içindeki uranyum oksit peletlerini içeren basınçlı hafif su nükleer güç reaktörlerinin her biri, varsayılan soğutucu kaybı kazalarının ardından gerekli soğutma performansını ve aşağıda yer alan güvenlik kriterlerini sağlayan bir ECCS ile donatılmalıdır [24]:

1. Yakıt zarfı tepe sıcaklığı: Hesaplanan değer tasarımda belirtilen maksimum yakıt zarfı sıcaklığını aşmayacaktır.
2. Maksimum yakıt zarfı oksidasyonu: Yakıt zarfının hesaplanan toplam oksidasyonu, hiçbir durumda oksidasyondan önceki toplam yakıt zarfı kalınlığının tasarımda belirtilen oranını geçmeyecektir.
3. Maksimum hidrojen üretimi: Yakıt zarfının su veya buharla kimyasal reaksiyonundan üretilen hesaplanan toplam hidrojen miktarı, plenum hacmini çevreleyen yakıt zarfı hariç, yakıtı çevreleyen yakıt zarfı silindirlerindeki metalin

tamamının reaksiyona girmesi durumunda üretilen varsayımsal miktarın tasarımıda belirtilen katını geçmeyecektir.

4. Soğutulabilir geometri: Kor geometrisinde hesaplanan değişiklikler, korun soğumaya uygun kalmasını sağlayacak şekilde olacaktır.
5. Uzun süreli soğutma: ECCS'nin hesaplanmış herhangi bir başarılı ilk çalıştırmısından sonra, hesaplanan kor sıcaklığı kabul edilebilir derecede düşük bir değerde tutulacak ve korda kalan uzun ömürlü radyoaktivitenin gerektirdiği uzatılmış süre boyunca bozunum ısısı uzaklaştırılacaktır.

VVER-1000 reaktöründe bu amaç doğrultusunda biri pasif (ECCS hidroakümülatörleri) üçü aktif (HPIS, MPIS, LPIS) olmak üzere dört sistem yer almaktadır [24].

VVER-1000 reaktöründe meydana gelen büyük soğuk bacak kırılmalarında, reaktör soğutucu sisteminin basıncı hızla boşalır ve sistem soğutucu sıvısı kaybedilir; açıkta kalan yakıt çubuklarını hızlı bir şekilde kurtarmak ve kor hasarını sınırlamak için yüksek akış hızına sahip acil durum soğutucusu gerekir. Bu yüksek akış neredeyse anında pasif soğuk bacak hidroakümülatörleri tarafından ve ardından enjeksiyon pompaları ve reaktör soğutucu sisteminin soğuk bacaklarına boşaltılan artık ısı arıtma pompaları tarafından sağlanır [24].

Daha küçük soğuk bacak kırılmaları için ise acil soğutma, öncelikli olarak yüksek ve orta basınçlı enjeksiyon (sırasıyla HPIS ve MPIS) pompaları tarafından sağlanır. SB-LOCA'nın eşdeğer çapı 15 cm veya daha azdır ve reaktör soğutucu sisteminin basıncını akümülatör boşaltma basıncının altına hemen düşürmez. Bir SB-LOCA sırasında reaktör soğutucu sisteminin basıncı düşerken, yüksek ve orta basınçlı enjeksiyon pompaları, reaktör soğutucu sisteminin soğuk bacaklarına borlu su iletir [24].

3.2.1 ECCS Hidroakümülatörleri

Akümlatörler borlu su içeren ve nitrojen ile basınçlandırılmış basınçlı kaplardır. Normal çalışma sırasında her akümülatör seri bağlı iki çek valf ile reaktör soğutucu sisteminden izole edilir. Reaktör soğutucu sistemi basıncı akümülatör basıncının altına düşerse, çek valfler açılır ve nitrojen hacminin genişmesiyle borlu su derhal reaktör soğutucu sistemine gitmeye zorlanır. Reaktör soğutucu sisteminin soğuk ayaklarının her birine bir akümülatör takılmıştır. Her soğuk bacağa akümülatör boşaltma girişi ve her akümülatör boşaltma borusundaki aşağı akış çek valfi, düşük basınçlı enjeksiyon sistemiyle paylaşılır. Akümülatörler pasif bileşenlerdir, çünkü çek valflerinin mekanik olarak çalıştırılması, her

akümülatörden kora soğuk bacak yoluyla enjeksiyon yolunu açmak için gereken tek işlemdir [24].

Akümlatör tankının hacminin yaklaşık üçte ikisi borlu suyla doludur; geri kalan hacim 40 bardan daha yüksek bir basınçta nitrojenle doldurulur. Akümülatör tasarım esası, tesis tam güçte çalışırken dört akümülatörün tamamının çalıştırılabilir olması (uygun seviyeye kadar doldurulması, uygun değere kadar basınçlandırılması ve uygun konsantrasyona kadar borlanması) gerektiğini belirtir. Hiçbir akümülatörün yanlışlıkla izole edilmemesini sağlamak ve sistemin pasif doğasını korumak için, her akümülatörün boşaltma borusundaki izolasyon valfi motor operatöründen güç kesilerek açık tutulur. Tesisin kasıtlı olarak basınçsız hale getirilmesi sırasında, valf motoru operatörlerine giden güç geçici olarak yeniden sağlanır, böylece tesis basıncı akümülatör kapak basıncından daha düşük hale gelmeden vanalar kapatılabilir [24].

Akümlatörler dış korunak kabının içinde ancak onları dâhili olarak üretilebilecek misillerden koruyan iç korunak kabının dışında bulunur. Akümülatörler dış korunak kabının içinde yer aldığından, nitrojenin salınması korunak kabı basıncında küçük bir artışa neden olabilir [24].

3.2.2 Yüksek Basıncılı Enjeksiyon Sistemi (HPIS)

HPIS; pompaları, bor enjeksiyon tankını ve depolama tankından reaktör soğutucu sisteminin soğuk bacaklarına kadar olan akış yolundaki ilgili vanaları ve boruları içerir. Kaza koşullarında bu pompalar reaktör soğutucu sistemine mevcut reaktör soğutucu sistemi basıncında su iletir [24].

SB-LOCA'lara yanıt olarak ilk kor soğutmasını sağlamak için HPIS, depolama tankından yüksek basınçlı, düşük hacimli enjeksiyon sağlar [24].

Her bir pompa, varil tipi bir mahfaza ve dikey emme ve boşaltma nozüllerine ve çok kademeli, difüzör tasarımına sahiptir. Her pompa, şaftla çalışan bir yağlama yağı pompası ve bir yağ soğutucusu içeren bağımsız bir yağlama sistemine sahiptir. Yağlama yağı servis suyu ile soğutulur [24].

Bir güvenlik enjeksiyonu çalıştırma sinyali, HPIS'da aşağıdaki eylemleri başlatır [24]:

- Pompalar başlatma sinyallerini alır. Hâlihazırda çalışan bir pompa çalışmaya devam eder.

- Motorla çalıştırılan boron enjeksiyon tanklarının çıkış valfleri, soğuk bacak enjeksiyon yollarına tahliye için açılır. Boron enjeksiyon tanklarının giriş valfleri güç kesildiğinde zaten açıktır. Soğuk bacaklara yüksek basınçlı enjeksiyon girişleri diğer ECCS'lerden ayrıdır.

Kaza koşullarında kor soğutma akışının sağlanmasına ek olarak, HPIS'in çalışması, reaktör soğutucusundan buhar jeneratörlerine ısı transferi mevcut olmadığı durumda kullanılan, boşaltma ve besleme olarak bilinen korun soğutulmasına yönelik son çare yönteminin bir parçasıdır [24].

3.2.3 Orta Basınçlı Enjeksiyon Sistemi (MPIS)

Güvenlik enjeksiyon sistemi olarak da adlandırılan MPIS, iki güvenlik enjeksiyon pompası ve ilgili valfler ile su depolama tankından reaktör soğutucu sisteminin soğuk ve sıcak bacaklarına kadar olan akış yollarındaki boruları içerir [24].

Sistem, reaktör soğutucu sistemi basıncının nispeten uzun bir süre boyunca yüksek kaldığı (akümülatör basıncının üzerinde) nispeten küçük bir kırık durumunda su depolama tankından reaktör soğutucu sistemine su sağlamak üzere tasarlanmıştır. Ek olarak sistem, orta soğutucu basınçlarında uzun süreli kor soğutma sağlamak amacıyla hem sıcak hem de soğuk bacaklara soğutucu devridaim yapacak şekilde hizalanmıştır [24].

Her güvenlik enjeksiyon pompası, doğrudan bir endüksiyon motoruyla çalıştırılan çok kademeli bir santrifüj pompadır. Her pompanın bağımsız bir yağlama sistemi ve mekanik salmastralı soğutma sistemi vardır. Yağlama yağı soğutucusu servis suyuyla, contalar ise bileşen soğutma suyuyla soğutulur [24].

Bir güvenlik enjeksiyon sisteminin çalıştırılması için gereken sinyalin alınması üzerine pompalar çalışır ve reaktör soğutucu sisteminin basıncı, pompa kapatma eşiğinin altına düşene kadar suyu depolama tankından yeniden sirküle eder. Reaktör soğutucu sistemi basıncı, pompa kapatma eşiğinin altına düştüğünde, pompalar, reaktör soğutucu sisteminden dört soğuk ayağının tamamına ayrılan ortak bir boşaltma başlığı aracılığıyla, reaktör soğutucu sistemi basıncı azaldıkça artan bir hızda enjeksiyon yapar [24].

3.2.4 Düşük Basınçlı Enjeksiyon Sistemi (LPIS)

LPIS, reaktör soğutucu sisteminin basıncının korunak binası basıncına nispeten kısa süre zarfında düştüğü tasarıma esas LOCA durumunda büyük reaktör soğutucu sistemi boru

kırılmaları için depolama tankından dört reaktör soğutucu sisteminin soğuk bacağına düşük basınçlı, yüksek hacimli enjeksiyon sağlamak üzere tasarlanmıştır. Ek olarak sistem, korunak binası devridaim su çukurunda toplanan suyun devridaimi ve soğutulması yoluyla bir LOCA'yı takiben uzun süreli kor soğutmasını da sağlar [24].

LPIS, depolama tankından veya korunak binası devridaim su çukurundan reaktör soğutucu sistemine su iletmek için pompaları kullanır. Her pompa tek kademeli, dikey bir santrifüj pompadır. Bir endüksiyon motoru tarafından tahrik edilen entegre bir şafta sahiptir. Ünite, bileşen soğutma suyuyla soğutulan bağımsız bir mekanik salmastraya sahiptir [24].

Bir güvenlik enjeksiyonu çalıştırma sinyali alındıktan sonra, pompaları çalıştırılır ve reaktör soğutucu sistemine ısı eşanjörleri aracılığıyla suyu yeniden sirküle eder. İki boşaltma başlığının her biri iki soğuk bacağına akış sağlar; başlıklar, her bir düşük basınçlı enjeksiyon dizisinin tüm soğuk bacaklara akış sağlayabilmesini sağlamak için çapraz bağlanmıştır. Her bir soğuk bacaktaki düşük basınçlı enjeksiyon tahliye yolu ve her bir soğuk bacak enjeksiyon yolundaki çek valf, akümülatör boşaltma boruları ve orta basınçlı enjeksiyon sistemi ile paylaşılır [24].

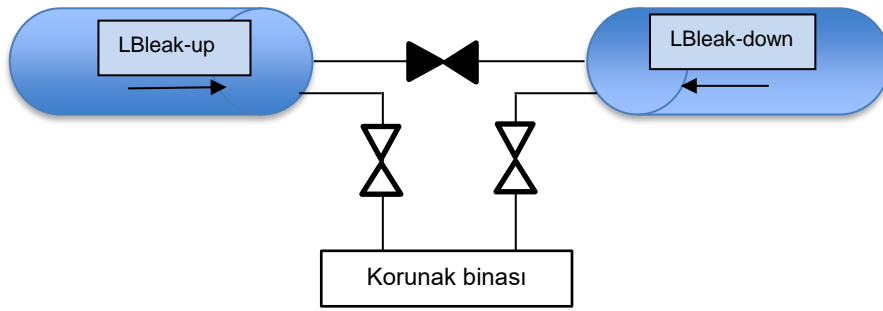
3.3 Çift Taraflı Soğuk Bacak Kırılması Kazası

LOCA, düşük olasılıklı ancak ciddi güvenlik ihlallerine ve kor hasarına neden olabilecek en önemli kazalardan biri olarak göz önünde bulundurulur. Bir büyük boyutlu LOCA kazasında (LB-LOCA) çok hızlı bir döngü basıncı kaybı meydana gelir ve birincil devre, 15-20 saniye içinde neredeyse tüm soğutucusunu kaybeder. Bu arada hidroakümülatörler aracılığıyla güvenlik enjeksiyonu devreye girer ve ardından yüksek, orta ve düşük basınç pompaları başlatılır. Kora birkaç on saniye içinde yeniden su basılır ve ardından kor sürekli olarak soğutulur [25].

LOCA, tasarım aşamasında dikkate alınan tasarıma esas bir kazadır ve güvenlik sistemleri bu kazanın sonuçlarını hafifletebilmektedir. Mevcut nükleer santraller için derinliğine savunmanın beş koruma seviyesini içerdiği önceki bölümlerde aktarılmıştır. Bu seviyelerden üçüncü seviye, DBA'ların kontrolü ve dördüncü seviye, ciddi kazaların kontrolünü içermektedir [25].

LOCA kazasının ortaya çıkma olasılığı çok düşük olmasına rağmen böyle bir kaza, nükleer yakıtın bütünlüğünün bozulmasından kaynaklanan önemli sonuçlara yol açabilir. Fukushima Daiichi kazası deneyimi, bu nadir olayların reaktörde gerçekleşebileceğini

Çift taraflı kırık, reaktörün birincil soğutucu sistemindeki soğuk bacak borusunda su girişi ve çıkışının kaybına sebep olan önemli bir olgudur. Giyotin kırık adını da alan bu kaza soğutucu su kaybı kazasıdır ve 85 cm çapındaki soğuk bacak borusunun tamamen bütünlüğünü kaybetmesi ile sonuçlanır. LOCA nedeniyle oluşan su boşalması sebebiyle birincil soğutucu sistemi hızlı bir şekilde boşalmış ve reaktör hızlı bir güvenlik tepkisi nedeniyle acil olarak kapatılmıştır. ECCS'nin pompaları birincil soğutucu sisteminin basıncı düştüğünde otomatik olarak başlatılmış ve borlu su reaktör kabına boşaltılmıştır. Çift taraflı kırık kazasının ATHLET 3.2 programı ile modellenmesi ise Şekil 3.5'te gösterildiği gibi gerçekleştirilmiştir. Modellemede, soğuk bacağın Şekil 3.4'te belirtilen kısmı ikiye bölünmüş ve araya izolasyon vanası eklenmiştir. Ayrıca her iki tarafta kalan boruların bitiş noktalarına kaza anında açılacak vanalar eklenmiştir. Kaza başladığında aralarında yer alan izolasyon vanası kapatılıp diğer vanalar açılmakta ve suyun korunak binasına boşaltılması sağlanmaktadır.



Şekil 3.5. Athlet 3.2 Programında Çift Taraflı Kırık Modellemesi

3.3.1 Başlangıç ve Sınır Koşulları

ATHLET programında soğuk bacak kırılmasının analizi nominal güçte başlar. Tüm kütle akışları, birincil ve ikincil yan basınçlar, sıcaklıklar ve sıvı seviyeleri için Çizelge 3.2'de sunulan tasarım parametreleri kullanılmıştır. Kazanın analizi aşağıdaki koşullar ile gerçekleştirilmiştir:

- Analizin 500. saniyesinde ilk döngüde 15 ms içinde açılan çift taraflı soğuk bacak kırılması meydana getirilmiştir.
- Analiz, güvenlik sistemlerinin tümünün veya bir kısmının çalışmadığı senaryolar için 1200 saniye veya 4500 saniye boyunca sürdürülmüştür.
- Analizlerde kullanılan modelde, hidroakümülatörler ve acil durum kor soğutma enjeksiyon sistemleri mevcuttur.

3.3.2 Kaza Sekansı

ATHLET 3.2 programı ile çift taraflı bir soğuk bacak kırılma kazası senaryosu simüle edilmiştir. Varsayılan kaza sekansının ilk dakikaları için kilit noktalar aşağıda listelenmiştir:

- Reaktörün ani durdurulması,
- Türbin izolasyonu,
- Ana besleme suyu pompalarının durdurulması,
- Artık ısıya göre ani durdurmadan sonra reaktör gücünün azalması,
- Ana soğutucu pompaların tribi,
- BRU-K bypass istasyonunun ve BRU-A tahliye vanalarının etkinleştirilmesi,
- Tüm acil durum kor soğutma sistemlerinin aktivasyonu.

İlk dakikalarda kırılma nedeniyle meydana gelen kütle kaybı, birincil devrede güçlü bir basınç düşüşüne ve reaktörün ani bir şekilde kapanmasına neden olur. Kırılma boyunca kütle akış hızı, soğutucu kaybının başlamasından kısa bir süre sonra LBleak-up kısmında 12707 kg/s, LBleak-down kısmında ise 32200 kg/s'lik bir tepe değerine ulaşır (Şekil 4.3 ve 4.4).

Birincil devredeki kütle kaybı nedeniyle basınçlandırıcı seviyesi büyük ölçüde azalır. Basınçlandırıcı yaklaşık 13 saniye sonra boşalır. Tüm acil durum kor soğutma sistemlerinin aktivasyonu gerçekleşir.

ECCS hidroakümülatörler ile HPIS, MPIS ve LPIS'in kaza sürecinde devreye girecekleri ve devreden çıkacakları basınç değerleri Çizelge 3.1'de verilmektedir.

Çizelge 3.1. ECCS Alt Sistemlerinin Çalışma Aralığı

ECCS Alt Sistemleri	Çalışma Aralığı
ECCS HA	6 MPa > HA > tank bitene kadar
HPIS	15,2 MPa > HPIS > 1,8 MPa
MPIS	11 MPa > MPIS > 1,8 MPa
LPIS	1,8 MPa > LPIS > su tamamen tükenene kadar

Bütün güvenlik sistemlerinin çalışır durumda olduğu senaryoda ECSS'nin yoğun su beslemesi nedeniyle reaktör hızla soğutulur. Analiz sırasında reaktör korunun soğutulması sağlanır.

Reaktörün ani durdurulması ile paralel olarak türbin izole edilir, bu da ikincil devrede basınç artışına yol açar. Basınç artışı, BRU-K ve BRU-A güvenlik vanaları tarafından sınırlandırılır. Tüm vanaların her birinin boşaltma kapasitesi 250 kg/sn ile sınırlıdır. Sekiz vana, basınç artışını 81 bar ile sınırlayabilir.

Bütün güvenlik sistemlerinin devrede olduğu durumda kaza sonunda reaktör stabil, soğutulmuş ve kritik altı durumda olur.

3.4 ATHLET Kodu

ATHLET (*Analysis of Thermal-hydraulics of LEaks and Transients*), nükleer güç santrallerindeki işletme koşullarının, anormal geçişlerin ve her türlü sızıntı ve kırılmaların analizi için geliştirilmiş bir termal-hidrolik analiz kodudur. Kodun amacı, DBA ve kor bütünlüğünün bozulmadığı BDBA için bütün yelpazeyi kapsayacak bir simülasyon ortamının oluşturulmasıdır. Kodun ana özellikleri şunlardır:

- Gelişmiş termal-hidrolik modelleme (sıkıştırılabilir akışkanlar, buhar ve sıvı fazın mekanik ve termal dengesizliği),
- Çeşitli akışkanların mevcudiyeti: hafif veya ağır su, helyum, sodyum, kurşun veya kurşun-bizmut ötektik, süperkritik karbon dioksit, erimiş tuzların yanı sıra kullanıcı tarafından sağlanan tek fazlı (kaynamayan) akışkanlar,
- Farklı geometriye (örn. çubuk veya çakıl yatağı) sahip yapılar göz önünde bulundurularak tek veya iki fazlı akışkan için ısı üretimi ve transferi,
- 3D nötron kinetik kodları veya birleştirilmiş çok fiziksel veya ölçekli simülasyonlar için 3D CFD kodları gibi özel sayısal modellere arayüzler,
- Harici modellerin birleştirilmesini sağlayan programlama dilinden bağımsız kullanıcı koduna yapılan geri aramalarla ATHLET hesaplamasının kontrolü,
- Kullanıcı tarafından sağlanan kod uzantıları için eklenti tekniği,
- Modüler kod mimarisi,
- Fiziksel modeller ve sayısal yöntemler arasındaki ayırım,
- Çok sayıda ön ve son işleme aracı,
- Taşınabilirlik,
- Sürekli ve kapsamlı kod doğrulama.

3.4.1 ATHLET'in Uygulanabilirlik Aralığı

ATHLET; PWR, BWR, VVER ve RBMK gibi hafif su reaktörlerinde DBA ve kor hasarı olmayan tasarım ötesi her türlü olay ve kaza için uygulanmak üzere geliştirilmiş ve onaylanmıştır. Kor hasarı olan kazalar için ise ATHLET-CD (*Core Degradation*) mekanik yakıt davranışı, kor erime ve yer değiştirme, moloz yatağı oluşumunun yanı sıra reaktör sistemi içinde fisyon ürünü salımı ve taşınması simülasyonu için uzantılar sağlayarak geliştirilmiştir.

ATHLET-CD, kor bütünlüğünü kaybetme modellerinin gerektirdiği verilerle desteklenmekte ve ATHLET ile aynı giriş birimini kullanmaktadır. Akışkan aralığı, kritik altı ve süper kritik sıvı durumları arasında geçiş sağlayan hafif ve ağır suyu kapsar. Ek olarak, başka soğutucular da çalışma sıvıları olarak simüle edilebilir. Bunlar arasında helyum, sodyum ve ayrıca kaynamayan sıvılar, sıvı kurşun, kurşun-bizmut ötektik, erimiş tuzlar ve kullanıcı tarafından sağlanan sıvılar yer alabilir.

3.4.2 Kod Yapısı

ATHLET, Fortran'da yazılmış bir koddur. Kod yapısı son derece modülerdir ve farklı fiziksel modellerin kolayca uygulanmasına izin verir. Kod, bir nükleer güç reaktörünün işletimine özgü farklı olayların hesaplanması için birkaç temel modülden oluşur:

- Termo-Akışkandinamik (*Thermo-Fluidynamics*) (TFD)
- Isı İletimi ve Isı Transferi (*Heat Conduction and Heat Transfer*) (HECU)
- Nötron Kinetiği (*Neutron Kinetics*) (NEUKIN)
- Tesisin Kontrol ve Dengesi (*Control and Balance of Plant*) (GCSM)

Adi diferansiyel denklemlerin TFD sistemi, sayısal entegrasyon yöntemi FEBE (*Forward-Euler, Backward-Euler*) (İleri ve Geri Euler Metodu) ile örtülü (*implicit*) olarak tamamen çözülebilmektedir. Diğer bağımsız modüller (örn. kendi zaman ilerletme prosedürüne sahip büyük modeller), özel arayüzler aracılığıyla ATHLET'te yapısal değişiklik olmaksızın birleştirilebilir.

3.4.3 ATHLET VVER-1000 Girdisi

Bu tezde oluşturulan VVER-1000 girdisi, temsili bir VVER-1000 reaktörü içindir. VVER-1000'in termal-hidrolik davranışını gerçekçi bir şekilde gözlemleyebilmek için, modellenen reaktörün ana tasarım parametreleri (yani boyutlar, hacimler, güç vb.) gerçekçi değerlere yakındır. Bununla birlikte, bazı parametreler rastlantısal olarak gerçek

santralin deęerleri ile uyuşsa da herhangi bir spesifik santrali karakterize etmemektedir. Bu nedenle, analizlerde kullanılan modelin doęrulanmış bir VVER-1000 girdisi olmadığı akılda tutulmalıdır. Ana tasarım parametreleri Çizelge 3.2’de sunulmuştur. Modellenen kaza tüm yüksek, orta ve düşük basınçlı acil durum kor soęutma enjeksiyon sistemlerinin mevcut olduęu çift taraflı bir soęuk bacak kırılmasıdır.

Çizelge 3.2. Ana Tasarım Parametreleri

Parametreler	Deęer (yaklaşık)	Birim
Termal güç	3000	MW
Döngü kütle akış hızı	4500	kg/s
Üst plenum basıncı	161	bar
Kor giriş sıcaklığı	290	°C
Kor çıkış sıcaklığı	320	°C
Birincil sistemdeki soęutucu hacmi (akümülatörler ve akümülatör hatları olmadan)	334	m ³
Buhar üretici çıkışındaki buhar basıncı	63	bar
Besleme suyu sıcaklığı	220	°C
Buhar üretici başına besleme suyu kütle akış hızı	413	kg/s

Birincil döngü:

Birincil döngü reaktör basınçlı kap ve pompalar ve yatay buhar üretici borularını içeren dört ayrı döngünün yanı sıra dört akümülatörden ve basınçlandırıcıdan oluşmaktadır. Basınçlandırıcı, basınçlandırıcı dalgalanma hattı (*surge line*) yoluyla döngü 4'e bağlanmaktadır. İniş bölgesi (*downcomer*), dört soęuk bacağın bağlı olduęu dört iniş kanalına bölünürken, reaktör kuru, yalnızca bir (ortalama) tipte yakıt elemanı içeren tek bir termo-akışkan nesnelere tarafından modellenir. Yakıt elemanlarındaki ısı üretimi, ATHLET'in nokta kinetik modülü tarafından simüle edilir. Birincil döngünün ve iniş bölgesinin temsili gösterimi ve nodalizasyonu Ek-1, 2, 3 ve 4'te yer almaktadır.

İkincil döngü:

İkincil döngünün modellenmesi temel olarak dört yatay buhar üreticisini, ana buhar hatlarını ve türbin vanalı buhar toplayıcısını içerir. Her bir buhar üretici için, yatay boru demetleri üç boru grubuna bölünmüştür. Türbin vanası, bir kontrol sistemi olmadan

modellenmiştir. Vana, ani durdurma meydana gelmesi ile aynı anda kapatılır. BRU-K ve BRU-A sistemleri ikincil döngü basınç artışının önlenmesi için modellenmiştir. Buhar üreticinin ve ikincil döngünün temsili gösterimi ve nodalizasyonu Ek-5 ve 6'da yer almaktadır.

Ünite kontrolü:

Uygulanan ünite kontrolü çok basittir ve basitleştirilmiş bir aktif ECCS, bir buhar üretici seviye kontrolü ve ana buhar başlığındaki basınç artışını sınırlamak için basitleştirilmiş bir BRU-A/K sistemini içerir. Hidroakümülatörlerin ve BRU-A/K sistemlerinin temsili gösterimi ve nodalizasyonu Ek-1 ve 6'da bulunmaktadır.

Modellenmemiş sistem ve bileşenler:

Kaza simülasyonları ile ilgili olabilecek ve girdi verisi örneğinde modellenmemiş sistemler ve bileşenler şunlardır:

- Kılavuz tüpleri,
- Basınçlandırıcı püskürtmesi ve ısıtması,
- Birincil telafi sistemi (*bleed & feed*).

Aktif ATHLET Modelleri:

Vanalar, zamana bağlı hacimler ve dolular gibi sıradan ATHLET bileşenlerinin yanı sıra örnek, kaza analizlerinde tipik olarak kullanılan aşağıdaki modelleri içerir:

- Nükleer ısı üretimi için NEUKIN modeliyle birlikte ROD modeli,
- Yatay buhar üreteçlerinin simülasyonu için STEAMGEN ve SEPARATOR modelleri,
- TABLOLAR bölümünde girilen homolog eğrilere dayalı gelişmiş bir POMPA modeli,
- Akümülatörlerdeki nitrojen tamponunu hesaba katmak için MULTICOMP,
- Kritik kaçak kütle akış hızının simülasyonu için DISCHARGE ve CDR1D modelleri.

Güvenlik Sistemleri Modellemesi:

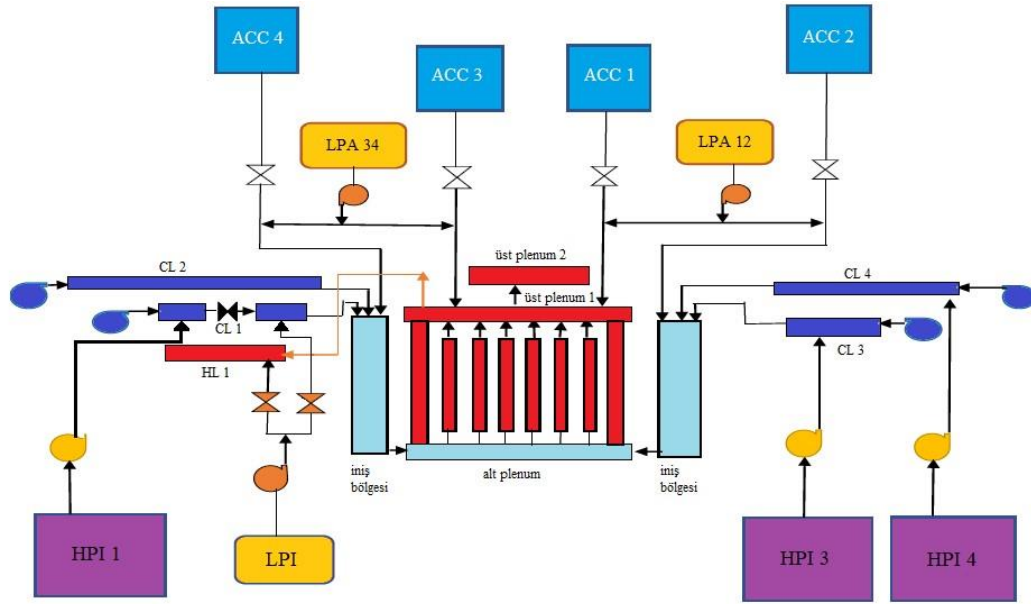
Güvenlik sistemlerinin modeli dört bağımsız akümülatör alt sistem bileşenini ve aktif sistemleri içermektedir. Dört bağımsız hidroakümülatör sisteminden ikisi (ACC 1 ve ACC 3), Şekil 3.6'da yer alan VVER-1000 ATHLET ECCS modelinde görülebileceği

gibi, vanalar aracılığıyla reaktör üst plenumu 1'e bağlanırken, diğer ikisi (ACC 2 ve ACC 4), vanalar aracılığıyla iniş bölgesine bağlanmıştır.

HPIS, sistemde üç set borlu su depolama tankı halinde yer almaktadır. HPIS 1, HPIS 2 ve HPIS 3 sırasıyla soğuk bacak 1'e, soğuk bacak 3'e ve soğuk bacak 4'e bağlanır. Tanklar ve soğuk bacaklar arasında yüksek basınçlı enjeksiyon pompaları vardır.

LPIS tankları da HPIS'ler gibi üç set halinde sistemde yerini almıştır. LPA 12'deki su pompa aracılığı ile ACC 1 ve ACC 2'den gelen boruya pompalanmaktadır. Benzer şekilde LPA 34'deki su da yine pompa aracılığı ile ACC 3 ve ACC 4'den gelen boruya pompalanır. Bununla birlikte LPIS tankı ise iki adet vana yardımıyla 1 No'lu soğuk bacak ve 1 No'lu sıcak bacağa bağlanmıştır

Ayrıca Şekil 3.6'da gösterilmeyen MPIS'de modelde bulunmaktadır. MPIS suyu hem su çukurundan (*sump*) hem de bu işlem için var olan tanktan alarak HPIS gibi soğuk bacak 1, 3 ve 4'e iletmektedir.



Şekil 3.6. ATHLET VVER-1000 ECCS Gösterimi

3.5. VVER-1000 Kaza Modellemesi

Bu tezde VVER-1000 reaktör tasarımında meydana gelen ve bölüm 3.3'te detayları verilen çift taraflı kırık soğutucu kaybı kazasının analizi ATHLET kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Analiz detayları 4. bölümde verilmiştir. Literatürde, VVER-1000 reaktör tasarımı için LOCA kazalarının analizine yönelik simülasyonlar ve güvenlik analizleri bulunmaktadır.

Seyed Ali Hosseini, Amir Saeed Shirani, Mahdi Zangian ve Alireza Najafi'nin 2015 yılında yaptıkları araştırma ile VVER-1000 reaktöründe meydana gelen küçük kırıklı LOCA kazasında akümülatör performansı değerlendirilerek tasarımın güvenlik açıkları araştırılmıştır [25].

Elena Redondo-Valero, Cesar Queral, Kevin Fernandez-Cosials ve Víctor Hugo Sanchez-Espinoza ise 2022 yılında VVER-1000/V320 reaktör tasarımının orta kırıklı LOCA ve LB-LOCA kazalarındaki başarı kriterlerini araştırmıştır. Söz konusu analizlerde PSA seviye 1 kullanılmıştır [26].

Ahmad Pirouzmand, Armin Ghasemi ve Farshad Faghihi, tarafından 2016 yılında Bushehr's VVER-1000 nükleer güç santralinde LB-LOCA kazası ile BDBA senaryosu oluşturulmuş ve bu durumda tesisin güvenlik analizi araştırılmıştır [27]. Bu araştırma RELAP5/MOD3.2 ile gerçekleştirilmiştir.

Fabiano Gibson Daud Thulu, Ayah Elshahat ve Mohamed H. M. Hassan'nın ise 2021 yılında gerçekleştirdikleri analizde ise RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.5 kodu kullanılarak VVER-1000 reaktöründe giyotin kırık oluşturulmuş ve simule edilmiştir [28].

Polina Tusheva, Frank Schäfer, Nils Reinke ve Ulrich Rohde VVER-1000 reaktöründe kaza yönetimi önlemlerini ATHLET kodunu kullanarak araştırmıştır [29].

Son olarak Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü'nde 2020 yılında tamamlanan bir yüksek lisans tez çalışması kapsamında VVER-1200 Reaktöründe Soğutucu Kaybı Kazası ve Belirsizlik Analizleri RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.5 kodu ile gerçekleştirmiştir [30].

Bununla birlikte literatürde VVER-1000 reaktör tasarımında ATHLET kodu kullanılarak ekipman başarısızlıklarının büyük kırıklı kazanın sürecine etkisine yönelik bir araştırma tespit edilememiştir. Bu tezde ise bölüm 3.3'te detayları verilen kaza modellenmiş ve güvenlik sistemindeki ekipman başarısızlıklarına yönelik bazı senaryolar oluşturularak tesisin verdiği tepki araştırılmıştır.

ATHLET CD kodunda kaza modellenmesi yapılırken öncelikli olarak bütün güvenlik sistemlerinin çalışır durumda olduğu senaryo oluşturulmuştur. Bu senaryoda tesisin çift taraflı soğuk bacak kırılmasına verdiği tepki araştırılmış ve diğer senaryolara referans olacak değerler belirlenmiştir.

Ardından ECCS hidroakümülatör, HPIS, MPIS ve LPIS sistemlerinin en az birinin çalışmadığı toplam yedi senaryo üretilmiştir. Bunun haricinde ayrıca LPIS alt sistemlerinin araştırıldığı bir ek senaryo daha oluşturulmuştur. Bu sekiz senaryoda takip edilen parametreler maksimum yakıt merkez sıcaklıkları ve maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklıklarıdır. Bu değerler tasarım değerleri ile karşılaştırılmış ve bu sayede VVER-1000 tesisinin kaza sonucundaki durumu belirlenmiştir. VVER-1000 reaktörü için bu iki değer için tasarım limitleri Çizelge 3.3'te verilmektedir.

Çizelge 3.3. VVER-1000 Tasarım Limitleri

Veri	VVER-1000 Tasarım Limiti
Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	2600 °C
Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı	1850 °C

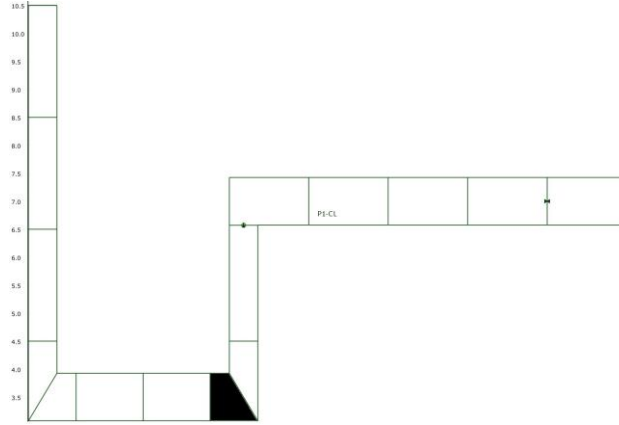
Bu senaryoların üretilmesi ve sonuçların belirlenmesindeki temel amaç, güvenlik sistemlerinin başarısızlıklarının sonuçlarını değerlendirerek güvenlik sınıflarını belirlemektir. Analizleri gerçekleştirilen senaryolar aşağıda verilmiştir:

- a) Senaryo 0: Bütün güvenlik sistemlerinin çalışması
- b) Senaryo 1: ECCS hidroakümülatör sisteminin çalışmaması
- c) Senaryo 2: HPIS ve MPIS'nin çalışmaması
- d) Senaryo 3: Hem ECCS akümülatör sisteminin hem de HPIS ve MPIS'nin çalışmaması (Senaryo 1 + Senaryo 2)
- e) Senaryo 4: LPIS'nin çalışmaması
- f) Senaryo 5: Hem LPIS'nin hem de ECCS akümülatör sistemlerinin çalışmaması (Senaryo 1 + Senaryo 4)
- g) Senaryo 6: Hem LPIS'nin hem de HPIS ve MPIS'nin çalışmaması (Senaryo 2 + Senaryo 4)
- h) Senaryo 7: Bütün güvenlik sistemlerin çalışmaması (Senaryo 1 + Senaryo 2 + Senaryo 4)
- i) Senaryo 8: LPIS'nin alt bileşenleri olan LPA12, LPA34 ve LPI'nin her birinin ayrı ayrı çalışmama durumu

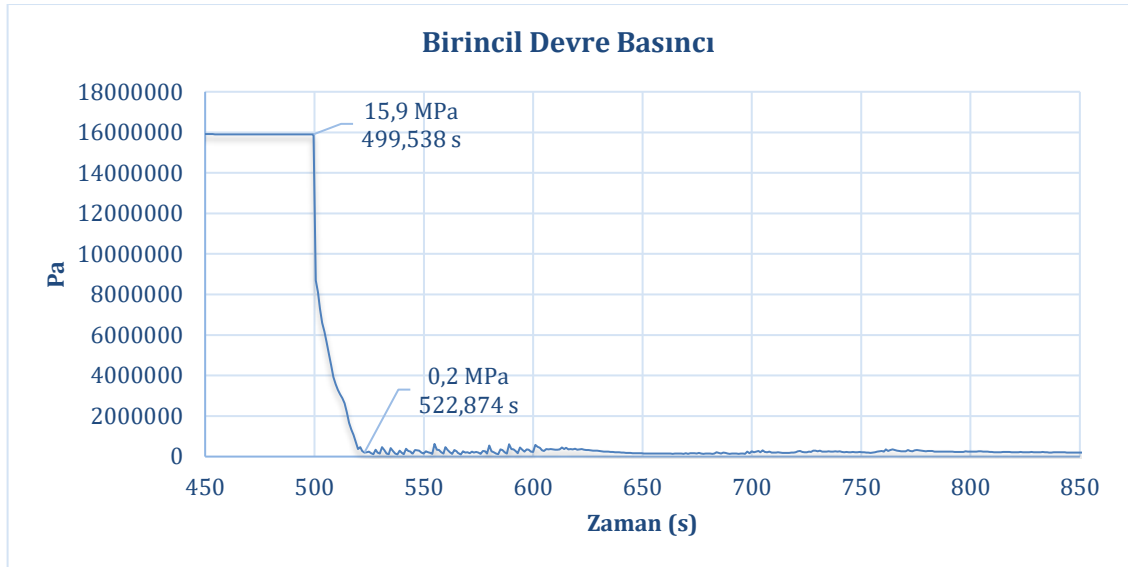
4. ANALİZ SONUÇLARI

4.1 Senaryo 0: Bütün Güvenlik Sistemlerinin Çalışması

3. bölümde detaylı olarak anlatılan çift taraflı soğuk bacak kırılmasının meydana gelmesinin hemen ardından birincil devrede yoğun bir kütle kaybı başlamış ve güçlü bir basınç düşüşü ortaya çıkmış olup bu süreç ani bir reaktör durdurması ile sonuçlanmıştır. Şekil 4.1’de gösterilen birincil döngü soğuk bacağın 8. nodundaki basınç düşmesi Şekil 4.2’de sunulduğu gibi gözlemlenmiştir.



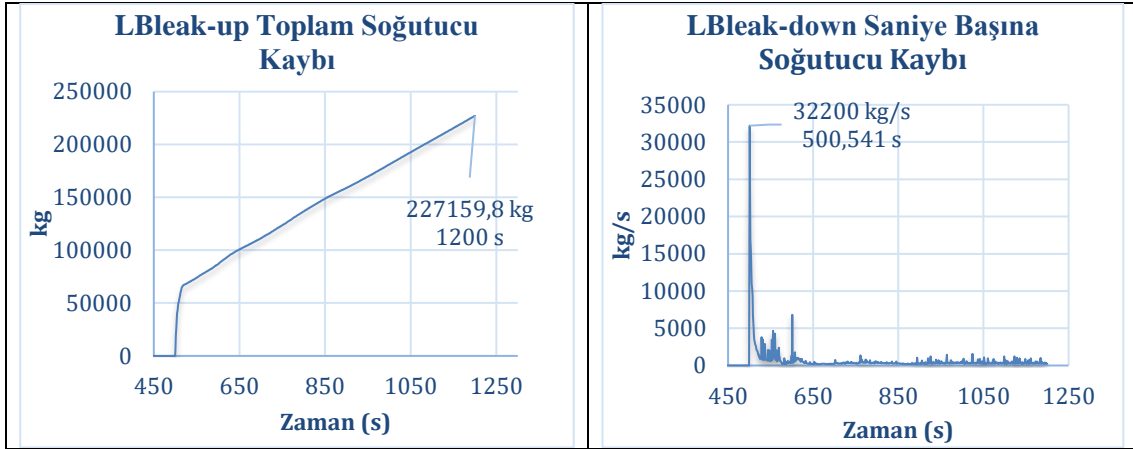
Şekil 4.1. Birincil Devre Soğuk Bacak Nodalizasyonu



Şekil 4.2. Birincil Devre Basıncı

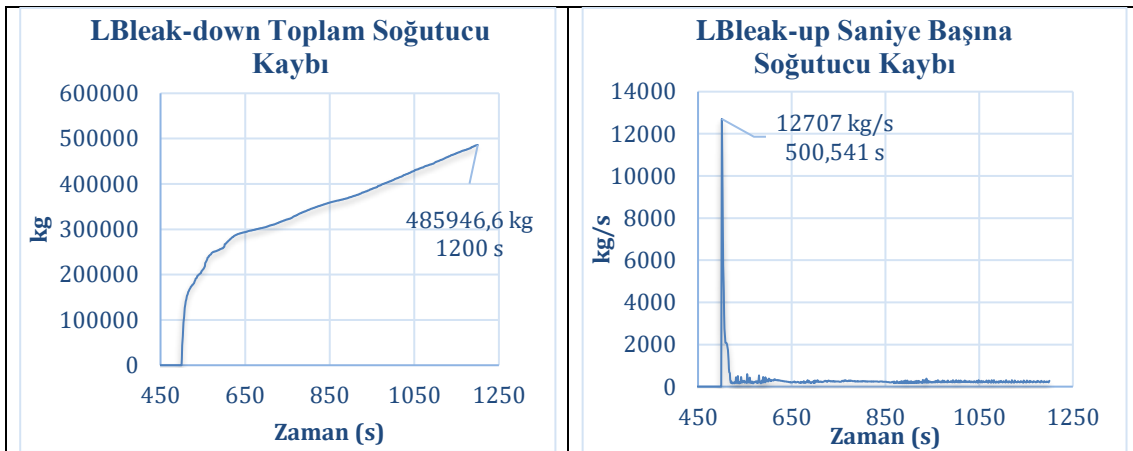
Kırıktan geçen kütle akış hızı, “çift taraflı kırığın yukarı yönde soğutucu kaybı” kısmında soğutucu kaybının başlamasından kısa bir süre sonra (yaklaşık saniyenin yarısında) 12707 kg/s seviyesine ulaşmış olup bu kısımdaki toplam soğutucu kaybı ise 227160 kg’a

ulaşmıştır. Şekil 4.3'te zamana bağlı toplam soğutucu kaybı ile soğutucu kaybı hızı gösterilmektedir.



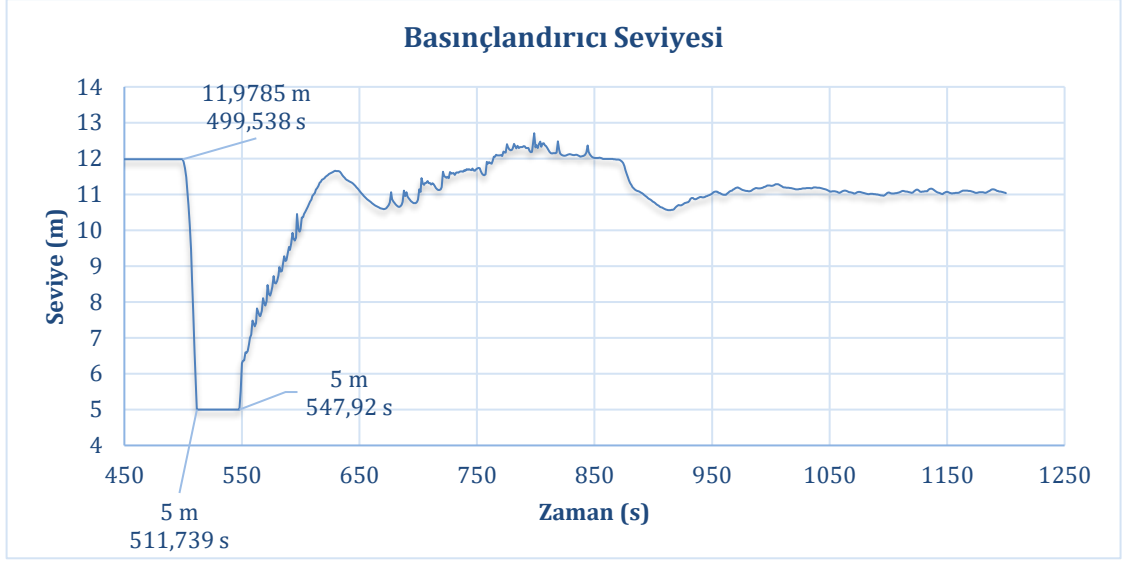
Şekil 4.3. Kırıktaki Soğuk Bacak Tarafından Saniye Başına Soğutucu Kaybı ve Toplam Soğutucu Kaybı Miktarı

Benzer şekilde “çift taraflı kırığın aşağı yönde soğutucu kaybı” kısmında Şekil 4.4'ten görülebileceği gibi soğutucu kaybının başlamasından kısa bir süre sonra kırıktan geçen kütle akış hızı 32200 kg/s seviyesinde olup toplam soğutucu kaybı ise 485947 kg olarak belirlenmiştir.



Şekil 4.4. Kırıktaki Reaktör Tarafından Saniye Başına Soğutucu Kaybı ve Toplam Soğutucu Kaybı Miktarı

Birincil devredeki kütle kaybı nedeniyle, basınçlandırıcı su seviyesi güçlü bir şekilde düşmüştür. Basınçlandırıcı yaklaşık 13 saniye sonra boşalmış olup tüm ECCS'lerin aktivasyonu gerçekleşmiştir. Şekil 4.5'te basınçlandırıcı seviyesi gösterilmektedir. Basınçlandırıcı +5 ile +15 kotu arasında bulunduğu Şekil 4.5'te basınçlandırıcı için kot seviyesinin gösterdiği ayrıca belirtilmelidir.



Şekil 4.5. Basınçlandırıcı Seviyesi

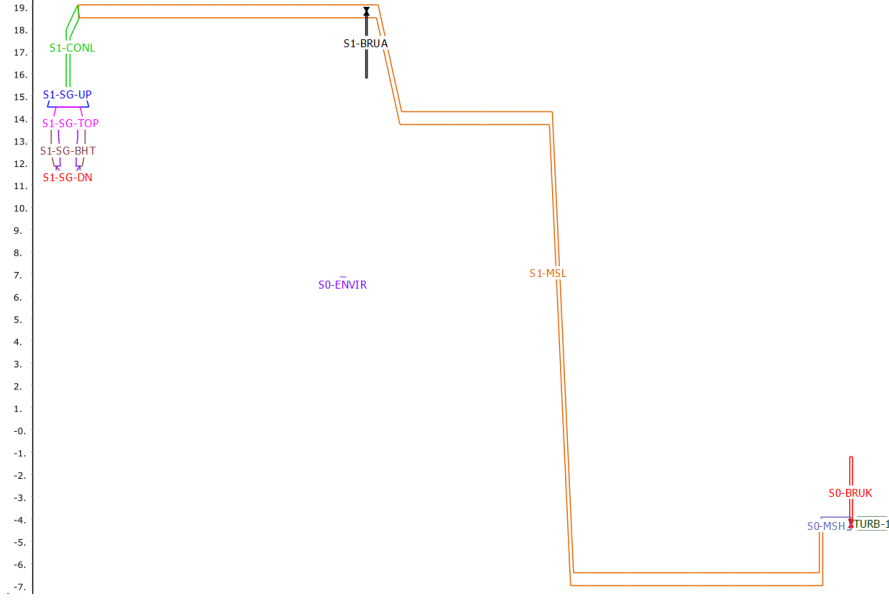
Kontrol Sinyalleri:

Kontrol sinyalleri, bir kaza meydana geldiğinde kazanın gidişatı hakkında veriler sunmaya yarayan araçlardır. Ayrıca kontrol sinyalleri aracılığı ile ECCS alt sistemleri, BRU-A/K gibi kazanın büyümesini engellemeye çalışan bazı sistemler gösterilebilir. Aşağıda bu sistemlerin kaza sürecindeki davranışları açıklanmıştır.

a) BRU-A/K:

Kaza sonucunda ikincil devrede meydana gelecek basınç artışı BRU-A ve BRU-K sistemlerini tetikleyebilmekte ve bu sistemler sayesinde basınç dengesi sağlanabilmektedir. BRU-A sistemi fazla buharı atmosfere boşaltırken, BRU-K sistemi yoğunlaştırıcıya boşaltmaktadır.

Sistemde her döngü için birer adet BRU-A vanası yer almakta olup buna karşılık BRU-K ise bütün tesiste bir adet bulunmaktadır. Birincil döngü üzerinden BRU-A1 ve BRU-K sistemleri ATHLET girdi grafiği ile Şekil 4.6'da gösterilmektedir.

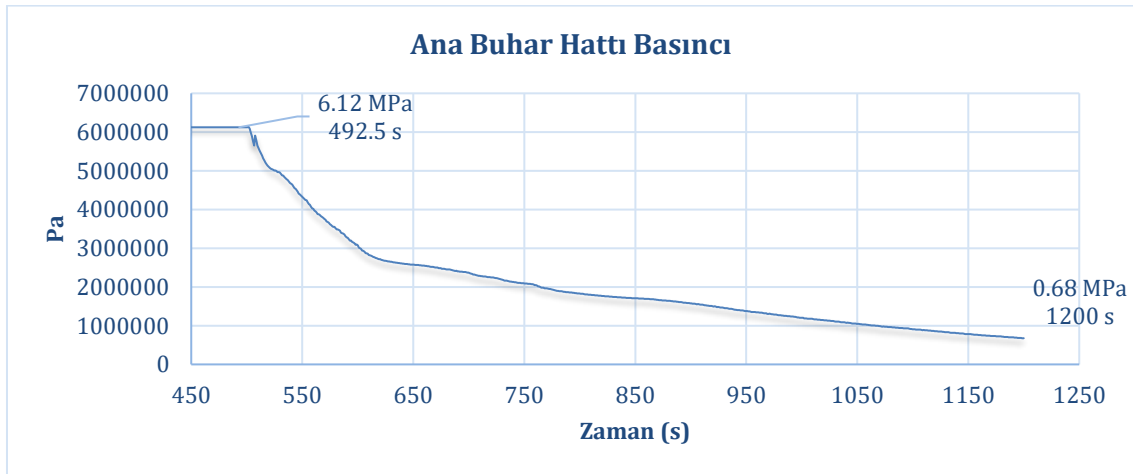


Şekil 4.6. BRU-A ve BRU-K Gösterimi

BRU-A ve BRU-K vanalarının etkinleştirme ve devre dışı bırakma süreçleri basınç ile kontrol altına alınmaktadır. İkincil devre basıncı 7,4 MPa değerine ulaştığında BRU-K vanası etkin hale getirilecektir. Basınç 6,92 MPa değerine düşerse BRU-K vanası tekrar devre dışı kalacak şekilde ayarlanmıştır.

Buna karşılık ikincil devre basıncı 7,8 MPa değerine ulaşırsa bu sefer BRU-A vanaları etkin hale gelecektir. Basınç 7,05 değerine düştüğünde BRU-A vanaları kapatılacaktır.

Yukarıda detayı verilen kazanın gerçekleştirildiği ve bütün güvenlik sistemlerinin çalıştığı 1200 s'lik analiz sonucunda Şekil 4.7'de görülebileceği gibi ikincil devre basıncı hiçbir zaman artışa geçmemiştir. Bunun sonucunda BRU-A ve BRU-K vanaları analiz süresinde etkin hale gelememişlerdir.



Şekil 4.7. Ana Buhar Hattı Basıncı

b) ECCS Hidroakümülatörleri

Çift taraflı kırık durumunda ECCS, birincil soğutucunun kaybedilmesinin ve kaza koşullarının doğuracağı sonuçların önlenmesinden sorumludur. HPIS, MPIS ve LPIS aktif kısmının yanı sıra pasif kısım da VVER-1000 tipi reaktörde mevcuttur. Pasif kısım, reaktörün geçiş durumu sırasında uzun vadede korun soğutulabilmesini sağlamaktadır. Operatör eylemi gerçekleştirilmezse ECCS'nin pasif parçaları bir güvenlik önlemi olarak birincil devreye su enjekte edebilen mevcut tek sistem olarak kalmaktadır.

Hidroakümülatörler, soğutma için reaktöre borik asit çözeltisi sağlayan önemli bir güvenlik sistemidir. Sistemde dört akümülatör bulunmaktadır. İki reaktör kabı iniş bölgesine, diğer ikisi ise reaktörün üst plenumuna bağlanmaktadır.

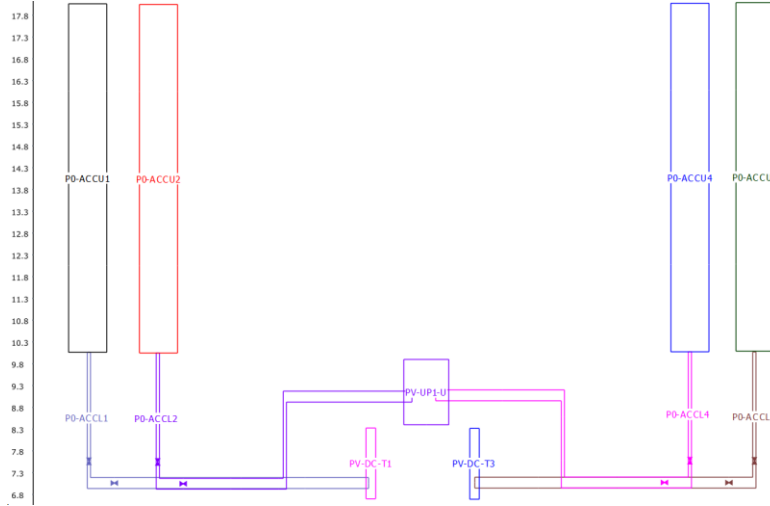
LPIS, MPIS ve HPIS, reaktör kapatıldıktan sonra ve buhar jeneratörlerinden ısı uzaklaştırılmasının verimsiz (düşük birincil parametreler) veya imkânsız (birincil soğutucu kaybı) olduğu koşullar altında, reaktör kor ısısının uzaklaştırılması için tasarlanmıştır. HPIS, bor acil durum besleme pompaları, boru hatlarını bağlayan borlu su akümülatörlerine giden pompalar ve uygun vanalardan oluşan bir acil durum yüksek basınçlı bor enjeksiyon alt sistemidir. LPIS, boratlı su depolama tankları, birincil acil durum pompaları, su çukuru (*sump*) ve tanklara giden pompalar, bağlantı boru hatları ve uygun vanalardan oluşan, bozunum ısısını uzaklaştıran düşük basınçlı bir alt sistemdir.

Boru kırılma boyutu kazanın ilerlemesi, özellikle ECCS'lerin müdahalesini düzenleyen basınç düşüşünü belirlemektedir. Basınç değişimine göre aktif olan güvenlik sistemleri aşağıda gösterilmiştir:

- Yüksek basınçlı güvenlik enjeksiyon sistemi: $p > 110$ bar,
- Yüksek ve orta basınçlı güvenlik enjeksiyon sistemi: $110 \text{ bar} > p > 18$ bar,
- Düşük basınçlı birincil devre ve yakıt havuzu soğutma sisteminin acil durum ve planlı soğutması: $p < 18$ bar.

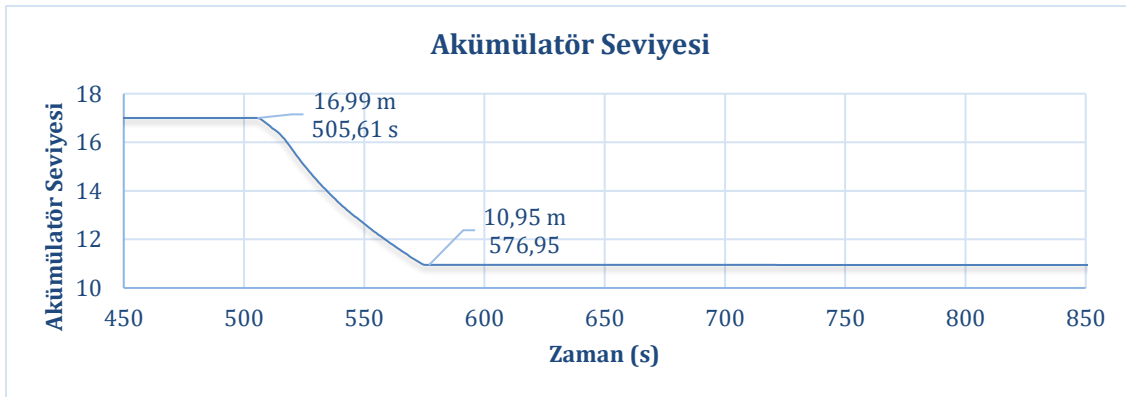
Uygun önlemler alınmadığı takdirde, yakıt ve yakıt zarfı ısınabilir ve ardından kor eriyebilir. Bu senaryoda, reaktör güvenlik sistemleri, reaktöre güvenli bir kapatma ve geçici kor soğutması sağlamakta ve tesis güvenli moda yeniden ayarlanmaktadır. Reaktör gücü 3000 MWth'den reaktör korundaki bozunum ısısı seviyesine kadar düşmektedir. Çift taraflı kırık sırasında birincil soğutucudaki soğutucu kaybının telafisi ve kor soğutması ECCS tarafından sağlanmaktadır.

ECCS hidroakümülatörlerin ATHLET kodundaki nodalizasyonu ve bağlantı yolları Şekil 4.8’de verilmiştir. Akümülatörler +10 kotu ile +18 kotu arasında yer almaktadır. 1 ve 3 numaralı akümülatörler reaktörün iniş bölgesine bağlanmıştır. Bu akümülatörlerin bağlantı hatları +10 kotundan başlar +7 kotunda iniş bölgesine ulaşır. 2 ve 4 numaralı akümülatörler ise reaktör üst kafasına +9 kotunda bağlanmaktadır. Dört akümülatörün de bağlantı hatlarında iki adet vana vardır. Bu vanalardan biri statik basınç kontrollü çek valf diğeri ise sinyal kontrollü standart vanadır.



Şekil 4.8. Hidroakümülatörlerin Gösterimi

Kaza meydana geldikten yaklaşık 13 saniye sonra hidroakümülatör (HA) ayar basıncına (60 bar) ulaşılır ve bu noktada HA beslemesi gerçekleşmeye başlar. Bu esnada tüm ısı eşanjör boruları boştur. HA'nın boşaltılması yaklaşık 61 saniye sürer. Acil durum kor soğutma sistemleri, reaktör basınçlı kabı farklı basınç aralıklarında besler ve soğutucu kaybını telafi edebilir. Şekil 4.9’da HA seviyelerinin zamanla değişimi gösterilmektedir.



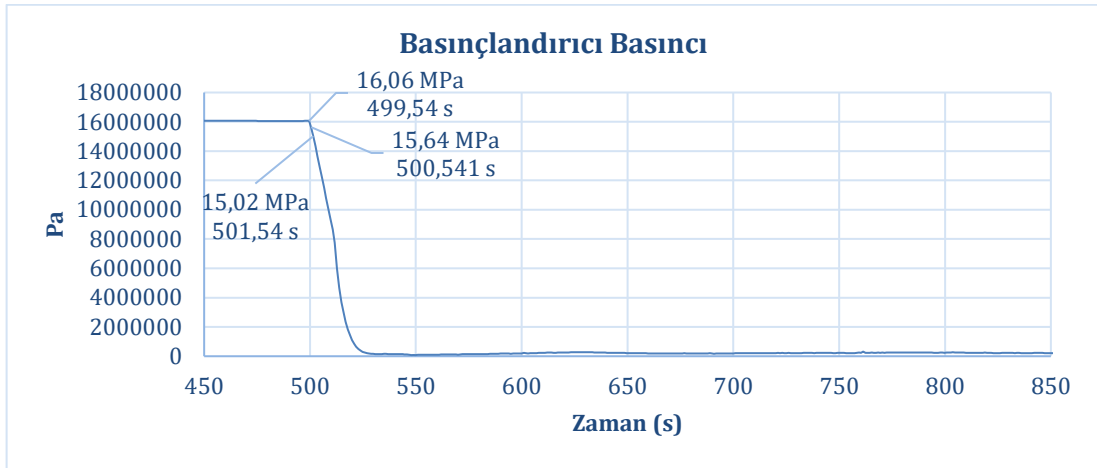
Şekil 4.9. Hidroakümülatör Seviyesi

c) HPIS, MPIS ve LPIS

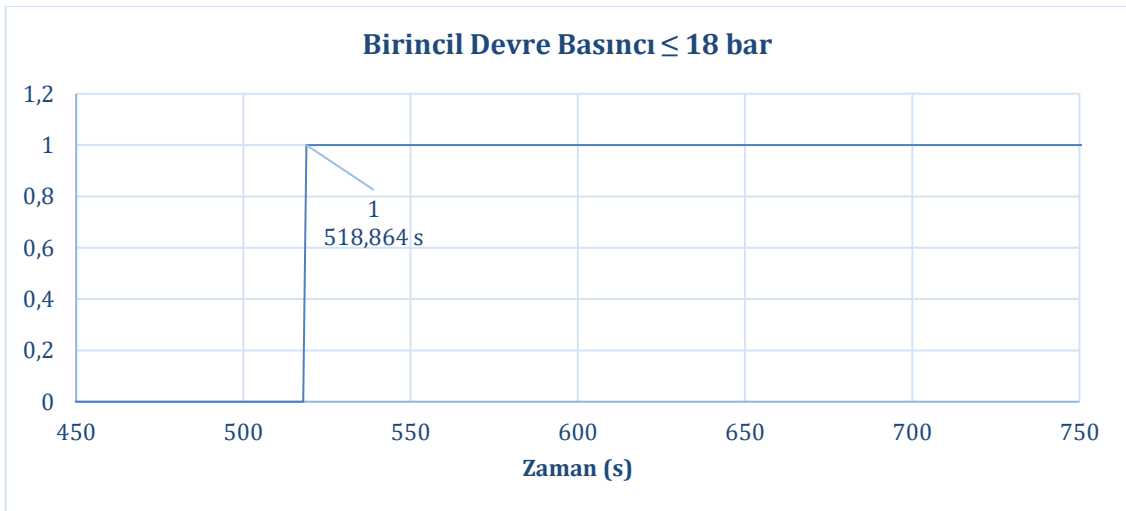
Yüksek basınçlı enjeksiyon tankları sistemin 1., 3. ve 4. devrenin soğuk bacaklarına bağlı olup belli basınçlar arasında sisteme su sağlamaktadır.

HPIS tankları, basınçlandırıcıdaki basınç 152 bar (15.2 MPa) değerinin altına indiğinde devreye girmekte olup birincil devre basıncı 18 bar (1.8 MPa) değerine düştüğünde kapanmaktadır.

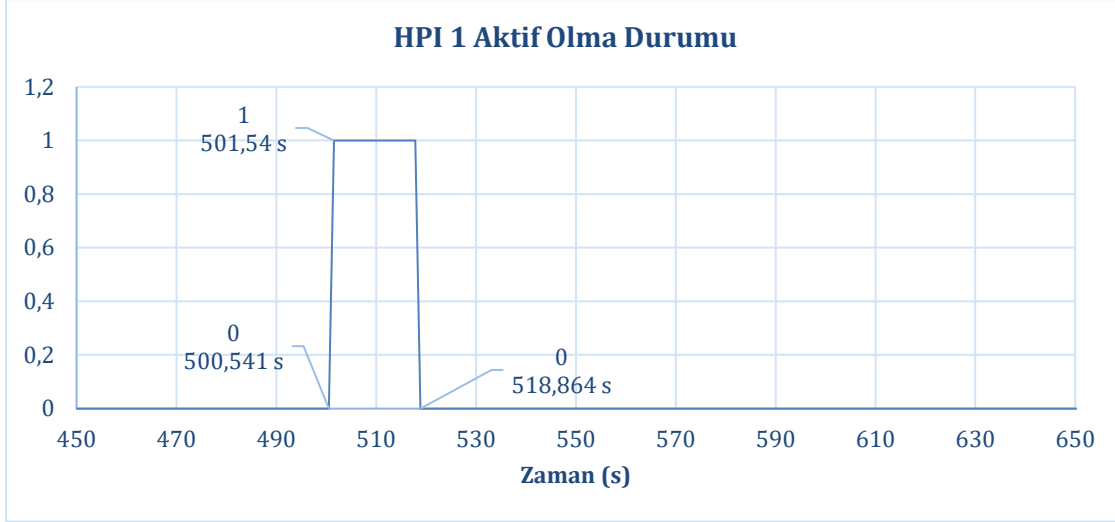
Şekil 4.10'da görülebileceği üzere basınçlandırıcıdaki basınç kaza anında yaklaşık 16 MPa değerinde bulunmaktadır. Kazanın çift taraflı kırık olması sebebiyle basınçlandırıcıdaki basınç ani bir şekilde düşüş yaşamıştır. Kazadan yaklaşık 1,5 s sonra basınç değeri HPIS'nin aktif hale geçeceği 15.2 MPa değerinin altına düşmüş ve HPIS aktif hale gelmiştir. Şekil 4.11 ve 4.12'de gösterildiği gibi HPIS'nin kapatılacağı 1.8 MPa değerine ise sistem kazadan yaklaşık 19 s sonra ulaşmış ve HPIS sistemi kapatılmıştır.



Şekil 4.10. Basınçlandırıcı Basıncı

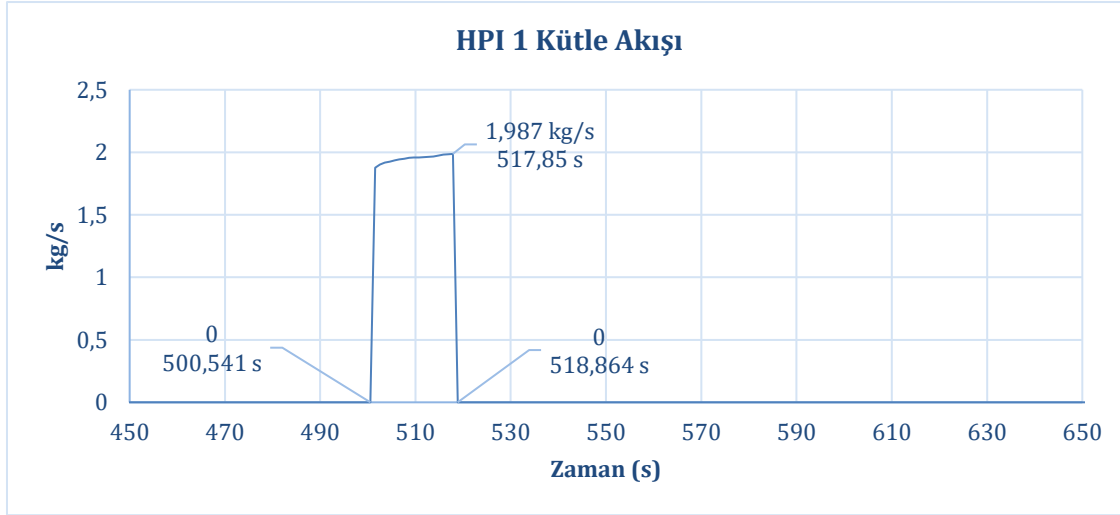


Şekil 4.11. Birincil Devre Basıncı ≤ 18 bar



Şekil 4.12. HPI 1'in Aktif Olma Durumu

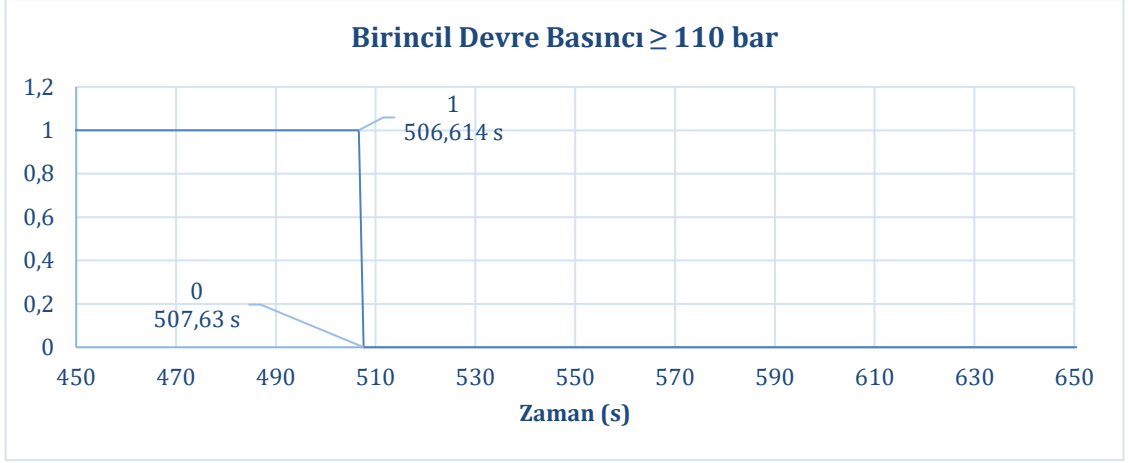
Şekil 4.13'te gösterildiği gibi yaklaşık 17 s aktif olan HPIS, bu aralıkta ortalama saniyede 2 kg su basmıştır. Kazanın çift taraflı kırık olması ve bu nedenle basıncın çok hızlı düşmesi sebebiyle HPIS tankları sadece 17 s su basabilmişlerdir.



Şekil 4.13. HPI 1 Kütle Akışı

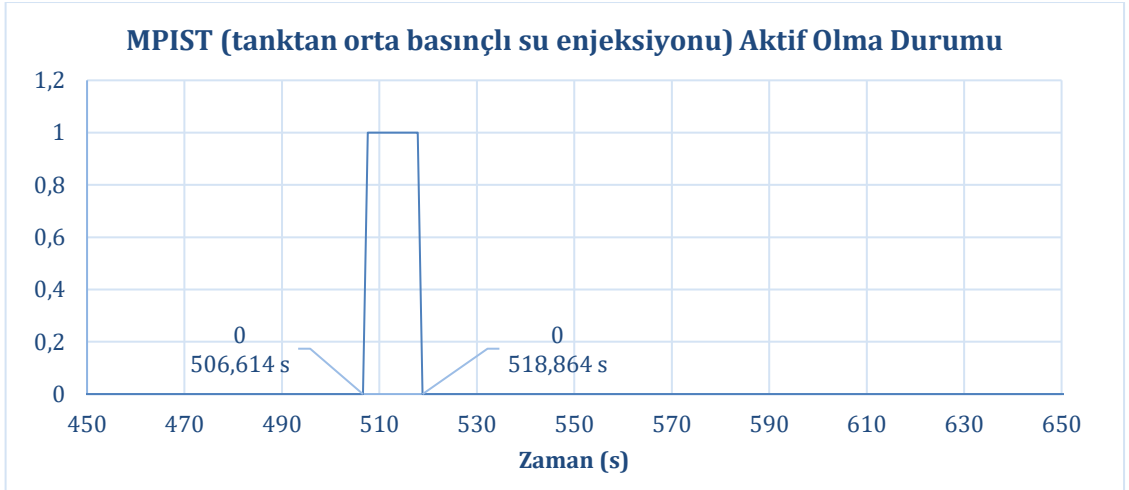
MPIS hem su çukurundan (MPISS) hem de bu sistem için özel olarak bulunan tanktan (MPIST) su alarak 1., 3. ve 4. devrenin soğuk bacaklarına su basmaktadır.

MPIS tankları, birincil devre basıncının 110 bar (11 MPa) ile 18 bar (1,8 MPa) aralığında olduğu zaman süresince devrede olacak şekilde tasarlanmıştır. Şekil 4.14'te görülebileceği gibi kazadan yaklaşık 7.5 s sonra birincil devre basıncı 11 MPa değerine düşmüş ve MPIS devreye girmiştir. Birincil devre basıncı yaklaşık 19 s sonra ise 1,8 MPa değerine düşmüş ve MPIS, HPIS ile birlikte kapatılmıştır.

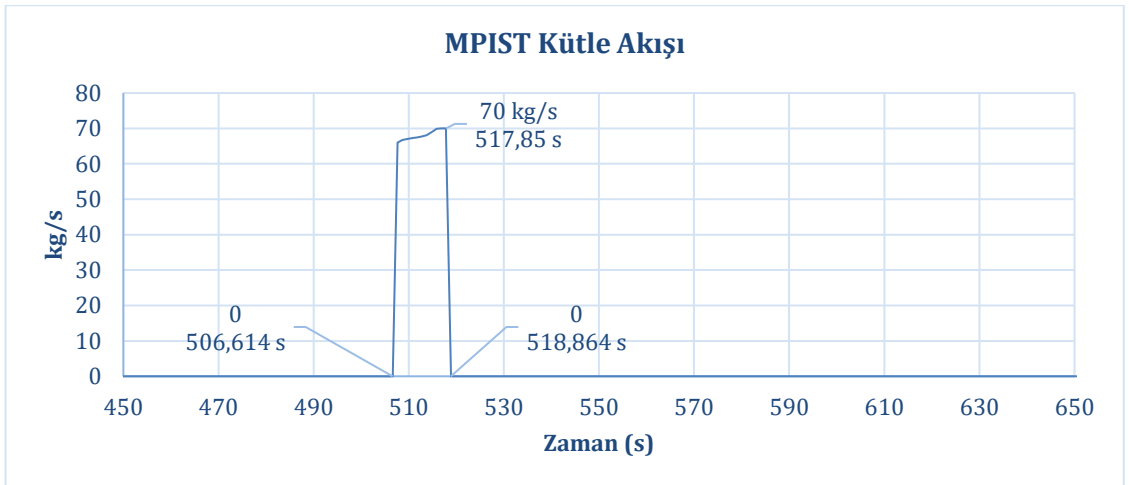


Şekil 4.14. Birincil Devre Basıncı ≥ 110 bar

Şekil 4.15'ten gözlemlenebileceği gibi MPIS, yaklaşık 11 s boyunca aktif olarak sisteme su basmıştır. Su tanktan alınmış olup su çukuru bu süre boyunca kullanılmamıştır. Bu süre boyunca saniyede sistem Şekil 4.15'te gösterildiği üzere yaklaşık 70 kg su basmıştır.

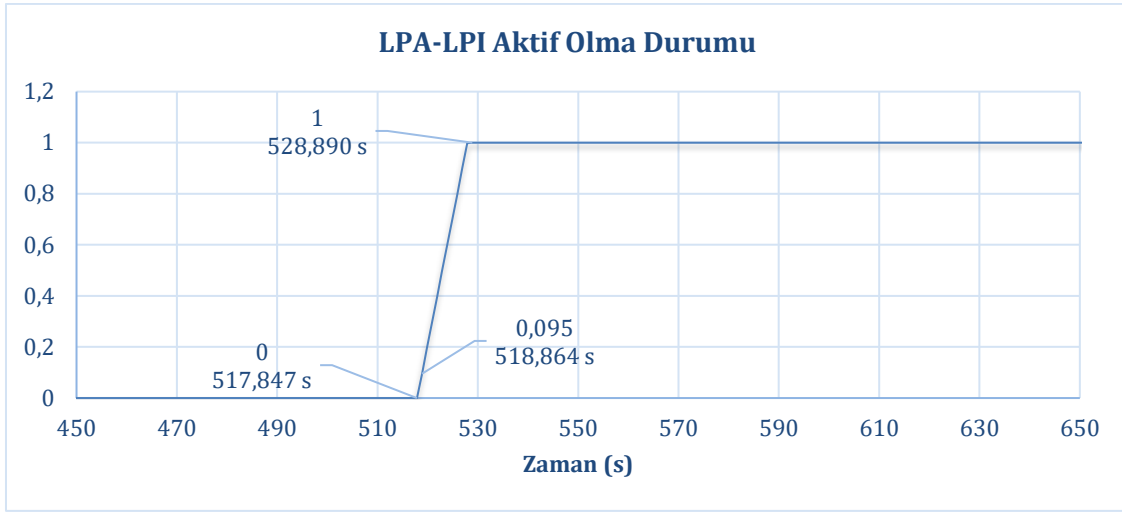


Şekil 4.15. MPIST Aktif Olma Durumu

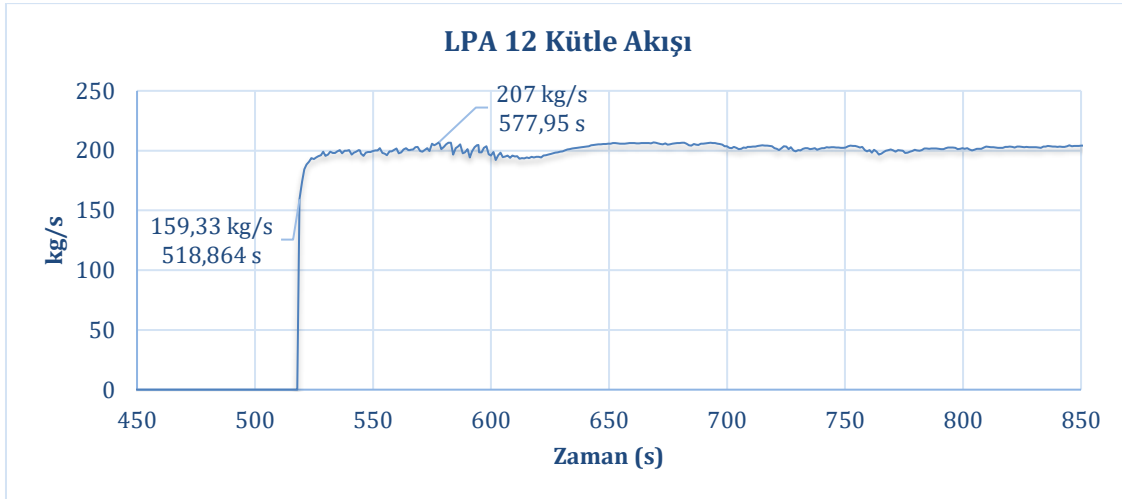


Şekil 4.16. MPIT Kütle Akışı

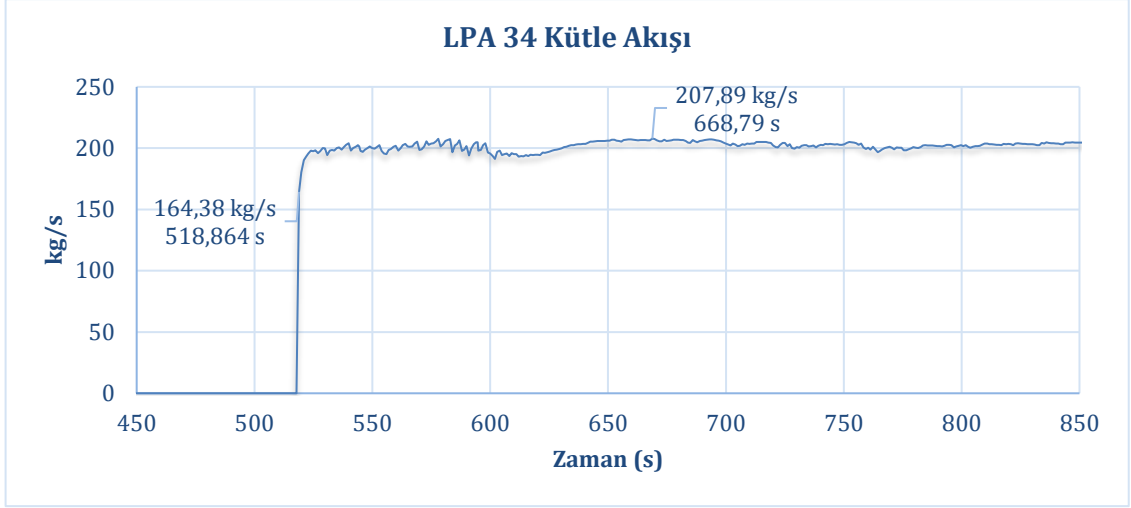
Sistemde ayrıca 1 ve 2 numaralı akümülatörlerin ve 3 ile 4 numaralı akümülatörlerin borularına bağlı iki adet düşük basınç enjeksiyon (LPA 12 ve LPA 34) tankları ile birincil devrenin soğuk ve sıcak bacalarına bağlı bir adet düşük basınç tankı yer almaktadır. LPA ve LPI sistemi birincil devre basıncı 18 bar (1,8 MPa) değerine düştüğünde devreye girmektedir. Birincil devre basıncı bahsedilen değere kazadan yaklaşık 19 s sonra düşmüş ve bu andan itibaren LPA ve LPI sistemi Şekil 4.17’de gösterildiği gibi devreye girmeye başlamıştır. Kazadan yaklaşık 29 s sonra tam olarak aktif duruma gelmiştir. LPA ve LPI kütle akışları Şekil 4.18, 4.19 ve 4.20’de sunulmuştur.



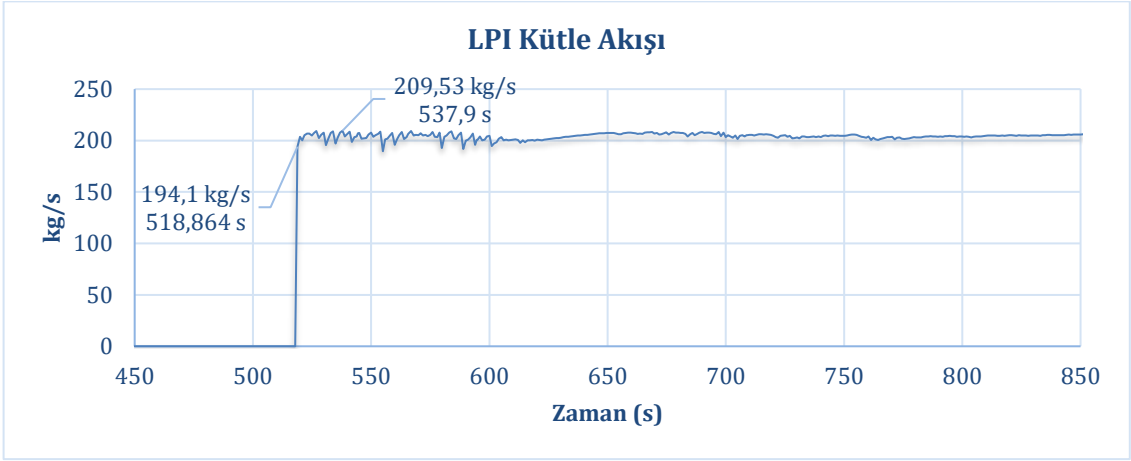
Şekil 4.17. LPA-LPI Aktif Olma Durumu



Şekil 4.18. LPA 12 Kütle Akışı



Şekil 4.19. LPA 34 Kütle Akışı



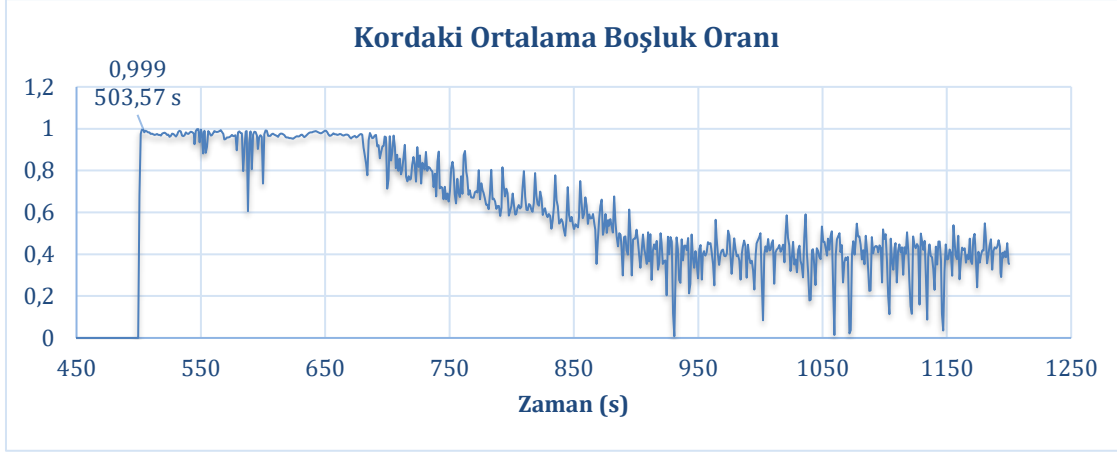
Şekil 4.20. LPI Kütle Akışı

Kor Verileri:

- a) Kordaki Ortalama Boşluk Oranı (*Void Fraction*)

Şekil 4.21’de gösterildiği üzere kordaki ortalama boşluk oranı kazanın oluştuğu 500. saniyeye kadar beklenildiği gibi 0 (sıfır) olup kaza oluşuktan sonra hızlı bir şekilde artmış ve 3 saniye içerisinde bütün su buharlaşarak %99 seviyesine yükselmiştir. Ardından ECCS’nin devreye girmesi ile dalgalı bir süreç izleyerek yavaşça düşmüştür.

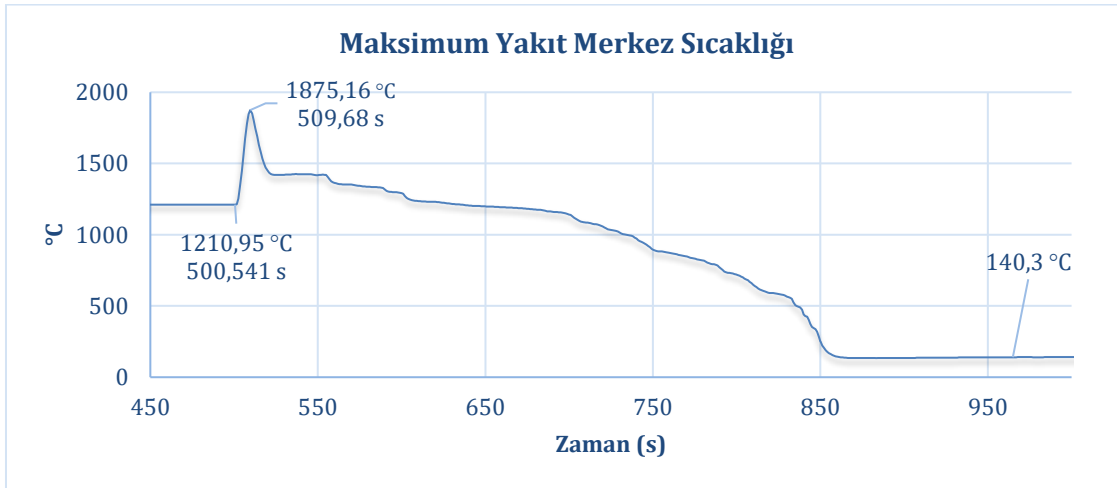
Boşluk oranının hem termal-hidrolik analiz (yakıt ve yakıt zarfı sıcaklık dağılımı) hem de nötronik analiz (reaktörün reaktivitesi) üzerinde etkisi vardır. Çift faz hem yakıt hem de yakıt zarfı sıcaklıklarında bir artışa neden olur ve bu da korun kısmen veya tamamen erimesine neden olabilir.



Şekil 4.21. Kordaki Ortalama Boşluk Oranı

b) Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı

Maksimum yakıt merkez sıcaklığı kazalarda göz önünde bulundurulan en önemli parametrelerden biridir. Ciddi kazalardan kaçınmak için maksimum yakıt merkez sıcaklığı yakıt erime sıcaklığının altında kalmalıdır. UO_2 yakıt tipinin erime sıcaklığı yaklaşık $2600\text{ }^{\circ}\text{C}$ 'dir. Gerçekleştirilen analizlerde yakıt sıcaklığının anlık olarak Şekil 4.22'de gösterildiği gibi en fazla $1875\text{ }^{\circ}\text{C}$ 'ye yükseldiği görülmüştür. Kaza olduktan sonraki bu anlık artışın ardından hızlı bir düşüş meydana gelmiştir. Bu düşüşün negatif reaktiviteden meydana geldiği düşünülmektedir. Nötronik açıdan bakıldığında, yakıt sıcaklığındaki bir artış negatif bir reaktiviteye neden olur ve bu da reaktörün güvenli olmasını sağlar.

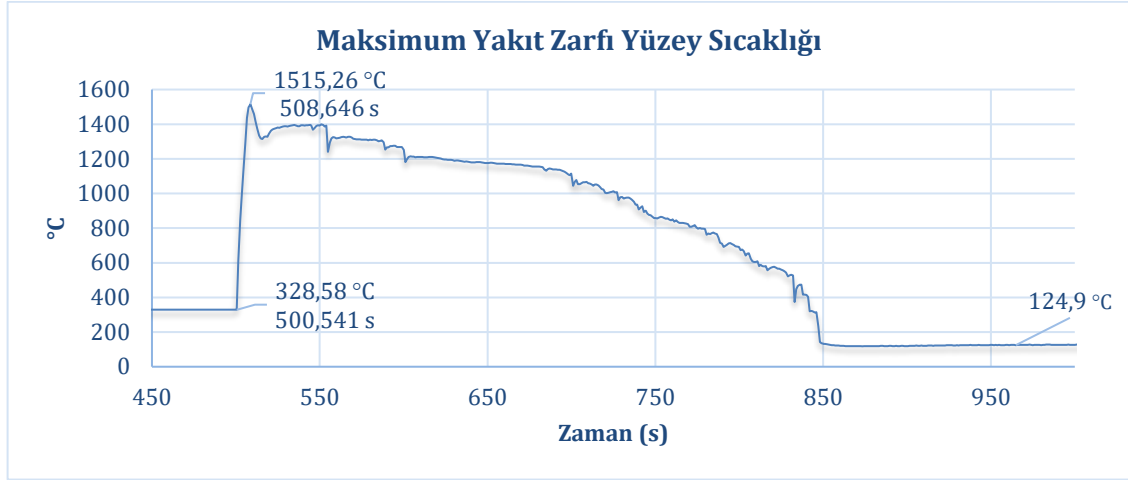


Şekil 4.22. Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı

c) Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı

Maksimum yakıt sıcaklığı gibi maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklığı da kazalarda oldukça önemlidir ve erime sıcaklığının altında kalmalıdır. Yakıt zarfının erimesi fisyon

ürünlerinin soğutucuya karışmasına ve derinliğine savunmanın ilk aşamasının yok olmasına neden olur. Yakıt zarfının erime sıcaklığı yaklaşık 1850 °C'dir. Şekil 4.23'te kaza sırasında maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklığı değişimi sunulmaktadır.



Şekil 4.23. Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı

4.2 Senaryo 1: ECCS Hidroakümülatör Sisteminin Çalışmaması

Alt bölüm 4.1'de bütün güvenlik sistemlerinin çalışır durumda olduğu çift taraflı soğuk bacak kırılması kazasının analizi gerçekleştirilmiştir. Bu analiz Senaryo 0 olarak adlandırılmıştır. Bu analiz sonucunda bütün güvenlik sistemlerinin devrede olduğu bir senaryoda çift taraflı soğuk bacak kırılması meydana geldiğinde reaktörün bir süre sonra istikrarlı hale geldiği ve kaza büyümeden kontrol altına alındığı görülmüştür. Bu durumda reaktörün negatif reaktivite katsayısına sahip olması kadar muhakkak ki güvenlik sistemlerinin payı da büyüktür. Bu bölümden itibaren ise güvenlik sistemlerinin çalışmadığı durumlarda kazanın ilerleyişi araştırılacaktır.

AC destekli güvenlik sistemlerinin mevcut olmadığı durumlarda, bozunum ısısının giderilmesi sürecinde pasif güvenlik sistemlerinin analizi önemli bir role sahiptir. Her ne kadar III+ nesil reaktör tasarımları pasif mühendislik güvenlik özelliklerinin kullanımına dayalı olsa da HA'lar, dünya çapında işletilen nükleer enerji santrallerinin çoğunluğunu oluşturan II nesil reaktörlerdeki soğutucu envanterini sağlamak için neredeyse mevcut tek pasif güvenlik sistemidir [25, 31].

ECCS HA'ların asıl görevi, LOCA ile başa çıkmak için gereken altın süreyi artırarak ek bir güvenlik marjı elde etmektir [25, 31].

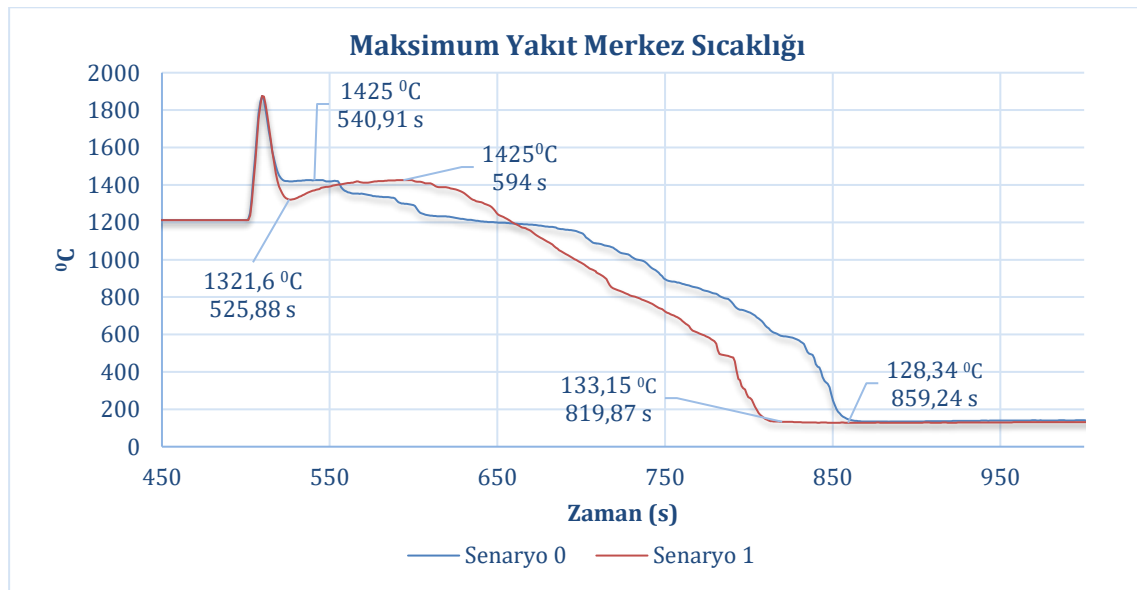
Birinci senaryoda kaza anında ECCS HA'ların çalışmadığı varsayılmıştır. Bu durumda kaza sürecindeki değişiklikler gözlenmiş ve HA'ların çalışır durumda olmadığı senaryo

ile (Senaryo 1) bütün güvenlik sistemlerinin çalışır durumda olduğu senaryo (Senaryo 0) karşılaştırılmıştır.

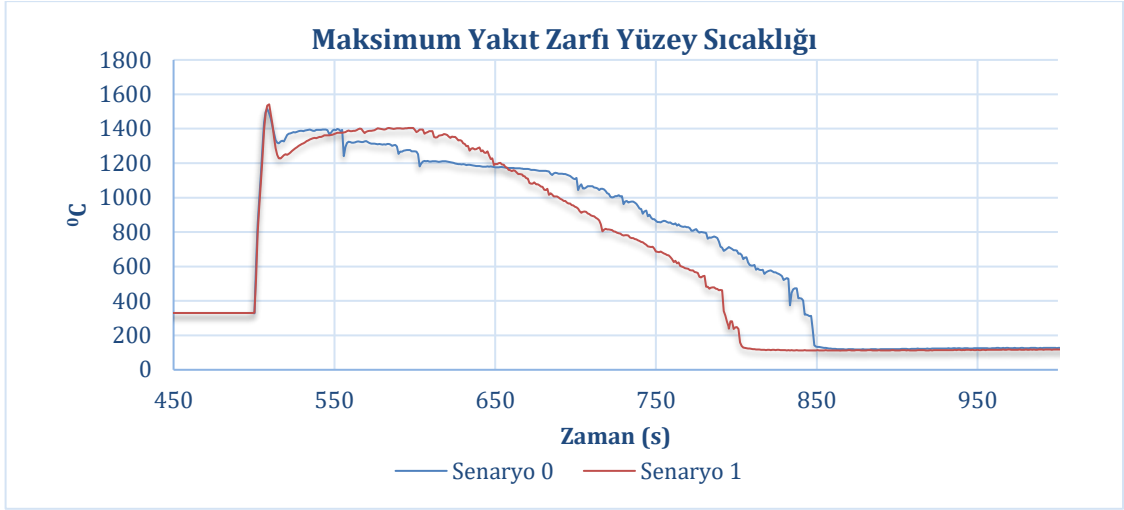
Karşılaştırma sonucunda birincil devre basıncı değişimi, soğutucu kaybı kütle akışı, yüksek ve orta basınçlı su enjeksiyon sisteminin çalışır durumda olduğu süre ve bu sistemdeki kütle akışı, toplam üretilen güç, k_{eff} ve SCRAM anı gibi verilerde herhangi bir değişiklik gözlenmemiştir.

Bununla birlikte, kazadan hemen sonra anlık olarak çıkılan maksimum yakıt sıcaklığı Şekil 4.24 ve 4.25’de gösterildiği gibi aynı olmasına rağmen maksimum yakıt merkez sıcaklığı ve maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklıklarının kazanın ilerleyen süreçlerinde bazı küçük farklılıklar görülmüştür. Normal şartlarda SCRAM’dan hemen sonra devreye giren HA’ların olmadığı senaryoda negatif reaktivite katsayısından dolayı sıcaklık düşüşü daha uzun sürmüş ve maksimum sıcaklıkları daha alt noktalara indirmiştir. Fakat HA’ların basacağı suyun olmayışından sıcaklıklar tekrar artmaya başlamıştır. Ardından HPIS, MPIS ve özellikle LPA ve LPI’ların devreye girmesi ile sıcaklık bir kubbe yaparak tekrar düşmeye başlamış ve reaktör Senaryo 0’a göre daha önce (yaklaşık 40 s) istikrarlı bir duruma kavuşmuştur.

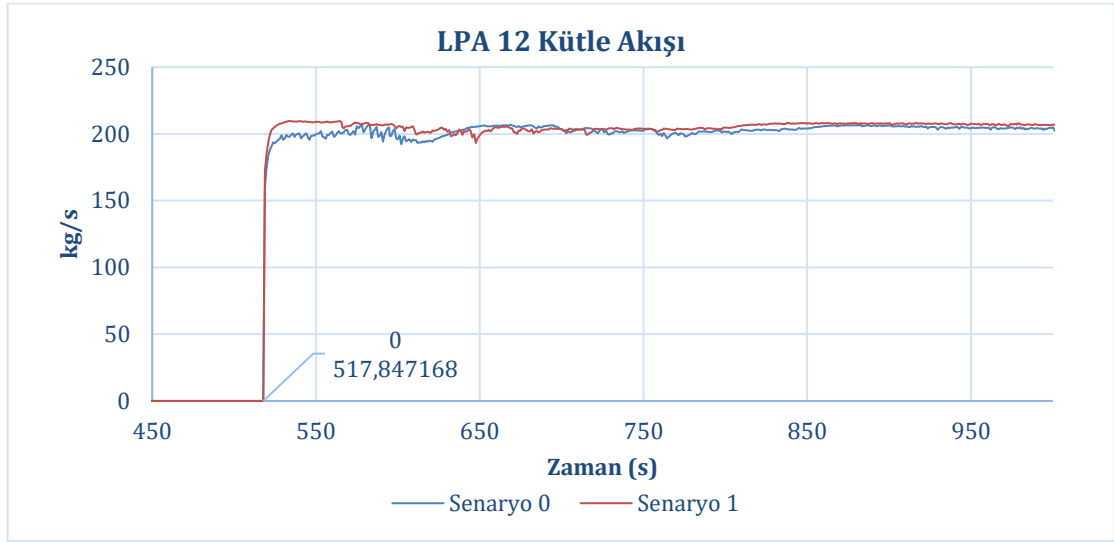
Sıcaklıktaki bu düşüşlerin ve reaktörün istikrarlı hale geçişindeki ana payın LPIS olduğu görülmektedir. Şekil 4.26 ve 4.27’den görülebileceği gibi özellikle kazanın ilk anlarında LPIS’in Senaryo 0’a göre daha fazla su bastığı görülmektedir.



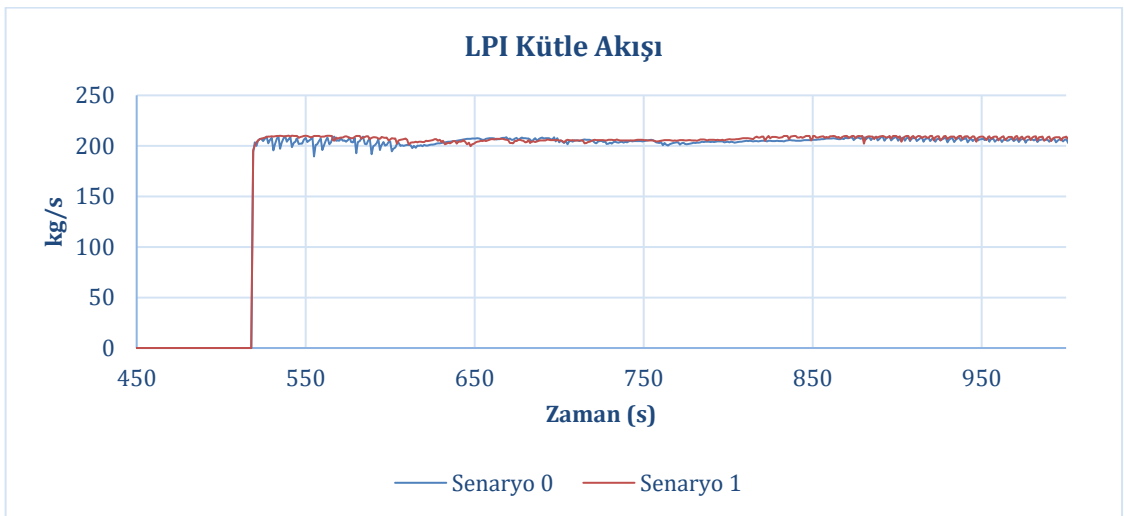
Şekil 4.24. Senaryo 1 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı



Şekil 4.25. Senaryo 1 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı



Şekil 4.26. Senaryo 1 LPA 12 Kütle Akışı



Şekil 4.27. Senaryo 1 LPI Kütle Akışı

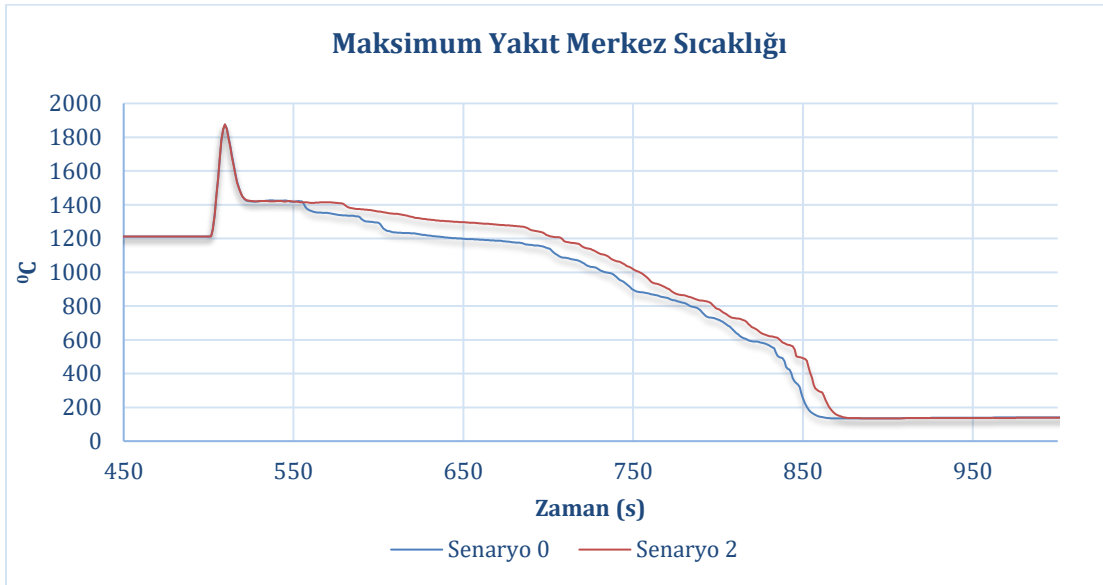
4.3 Senaryo 2: HPIS ve MPIS'nin Çalışmaması

İkinci senaryoda HPIS ve MPIS'nin çalışmadığı durum araştırılmış ve önceki senaryolar ile karşılaştırmalar yapılmıştır. Önceki bölümlerde aktarıldığı gibi bu sistemler belirli basınç aralığında çalışmaktadır.

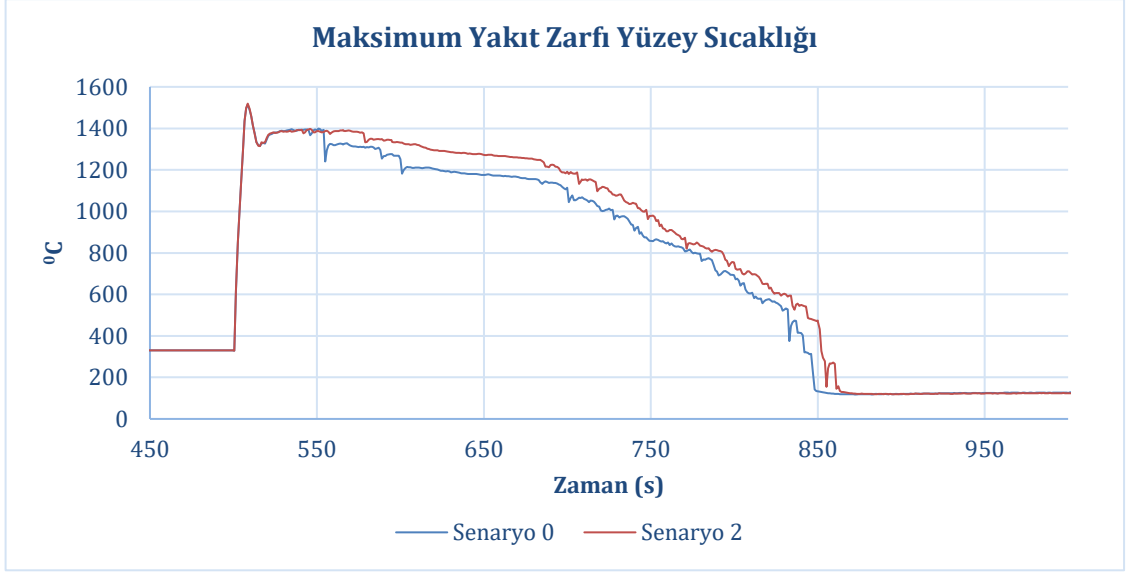
Basınçlandırıcı basıncı = 15,2 MPa < HPIS < 1,8 MPa = birincil devre basıncı

Birincil devre basıncı = 11 MPa < MPIS < 1,8 MPa = birincil devre basıncı

Kaza çift taraflı soğuk bacak kırığı tipinde LOCA olduğu için küçük kırıklara göre çok daha hızlı bir basınç düşüşü yaşanmıştır. Sistem basıncı 15,2 MPa değerine kaza oluştuktan yaklaşık 1,5 saniye sonra ulaşmış ve HPIS aktif hale gelmiştir. Yaklaşık 8 s sonra ise 11 MPa değerine ulaşmış ve bu sefer de MPIS aktif olmuştur. Fakat düşüş hızı aynı hızda devam etmiş ve 1,8 MPa değerine de yaklaşık 19 saniyede ulaşmıştır. Sonuç olarak HPIS yaklaşık 17 s, MPIS ise yaklaşık 11 s aktif olarak çalışmıştır. Bu kadar kısa süreli çalışmaları için kazayı hafifletme etkileri de sınırlı olmuştur. Bu yüzden bu sistemlerin olmayışı kazanın seyrinde büyük değişikliklere yol açmamıştır. Senaryo 2 için yakıt merkez sıcaklığı ile yakıt zarfı yüzey sıcaklıklarındaki değişim Şekil 4.28 ve 4.29'da gösterilmektedir.



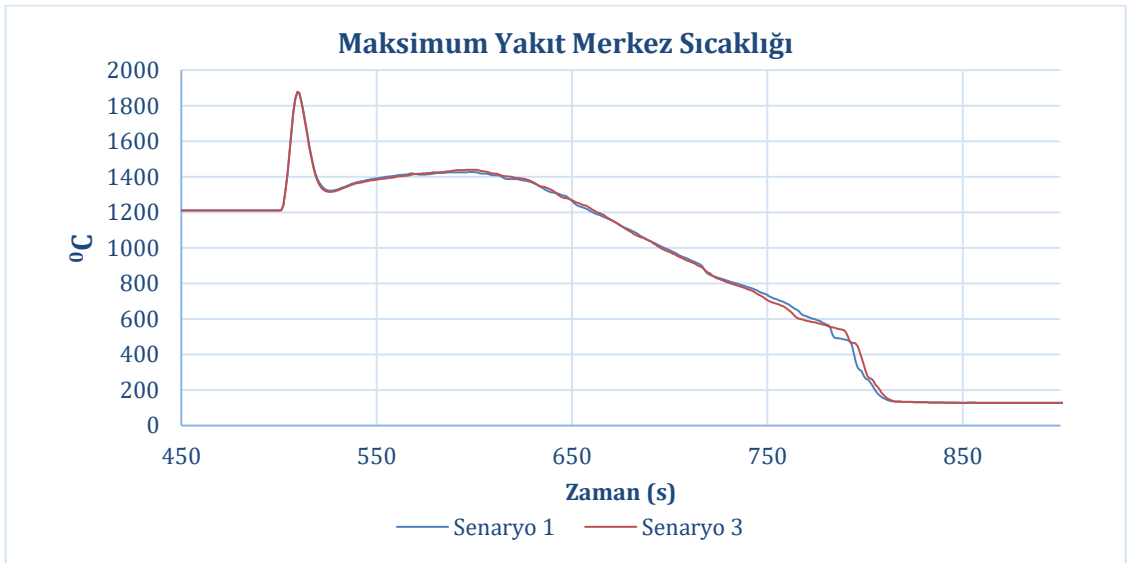
Şekil 4.28. Senaryo 2 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı



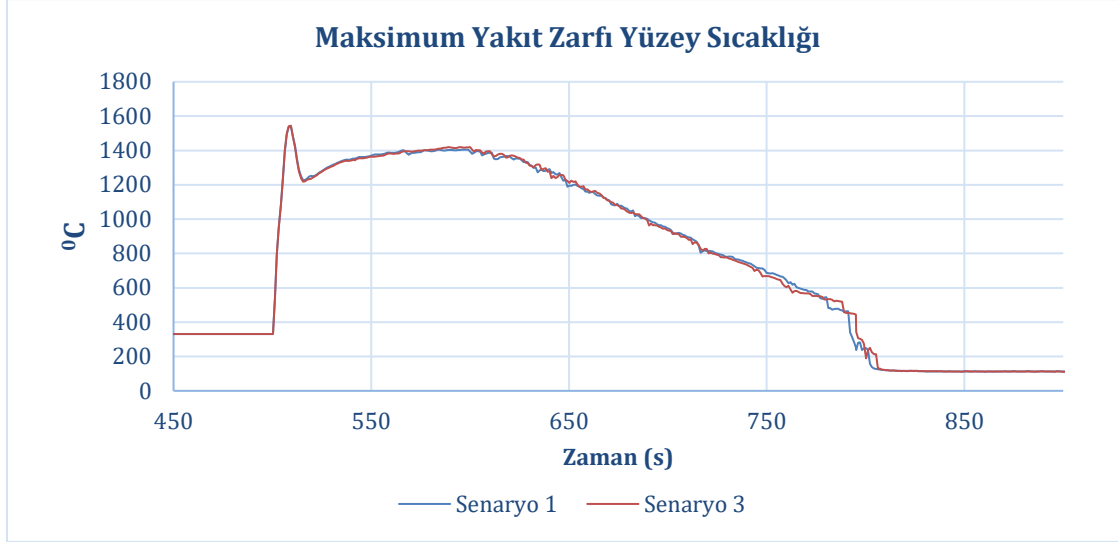
Şekil 4.29. Senaryo 2 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı

4.4 Senaryo 3: Hem ECCS Akümülatör Sisteminin Hem De HPIS ve MPIS'nin Çalışmaması (Senaryo 1 + Senaryo 2)

Üçüncü senaryoda bu sefer hem ECCS akümülatörlerin hem de HPIS ile MPIS'nin çalışmadığı varsayılmıştır. Bir önceki alt bölümde HPIS ve MPIS'nin çalışma aralığının kısılgından dolayı kazanın hafifletilmesinde pek etkileri olmadığı dolayısıyla bu sistemlerin olmayışının da kazanın seyrinde pek bir değişikliğe yol açmadığı gösterilmişti. Bu sonuçlar bazı grafikler ile de desteklenmişti. Bu nedenle Senaryo 3'ün sonuçlarına bakmadan önce Senaryo 3'ün sonuçlarının Senaryo 1'e benzer olacağı tahmin edilebilir. Aşağıda görülebileceği üzere sonuçlar da beklenildiği gibi ortaya çıkmıştır.



Şekil 4.30. Senaryo 3 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı



Şekil 4.31. Senaryo 3 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı

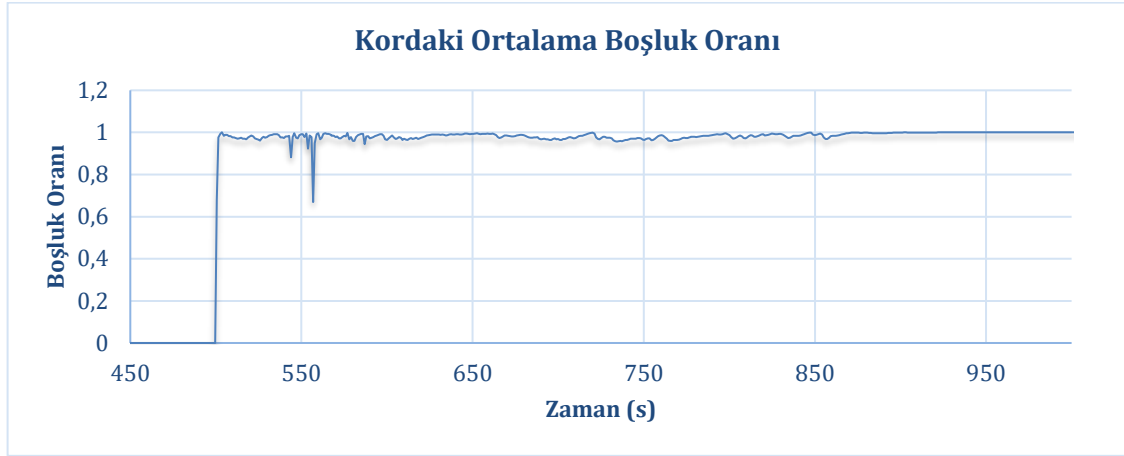
4.5 Senaryo 4: LPIS'nin Çalışmaması

Bu senaryoda 18 bar (1,8 MPa) basınç değerinin altında devreye giren LPIS'nin çalışmadığı durumda kazanın seyri araştırılmıştır. Daha önceki kısımlarda detayları verildiği üzere LPIS; LPA12, LPA23 ve LPI olmak üzere üçe ayrılmıştır. LPA12 sistemi 1. ve 2. hidroakümülatöre, LPA23 sistemi 3. ve 4. hidroakümülatöre ve son olarak LPI sistemi ise soğuk ve sıcak bacağa bağlanmaktadır.

İlk üç senaryoda analiz süresi 1200 s iken, bu senaryodan itibaren analiz süresi 4500 s olarak ayarlanmıştır. Bunun nedeni senaryo 4'ten itibaren tesisin durağan hale gelememesi ve kazanın şiddetinin artarak devam etmesidir. İlk üç senaryoda 1200 s'nin çok öncesinde tesis durağan hale gelebilmiş ve bu nedenle analiz süresi 1200 olarak belirlenmişti. Fakat Senaryo 4'ten itibaren tesis durağan hale gelemediği için kazanın ilerleyen sürelerinde diğer sistemlerin davranışlarını da gözlemleyebilmek adına analiz süresi 4500 s olarak belirlenmiştir.

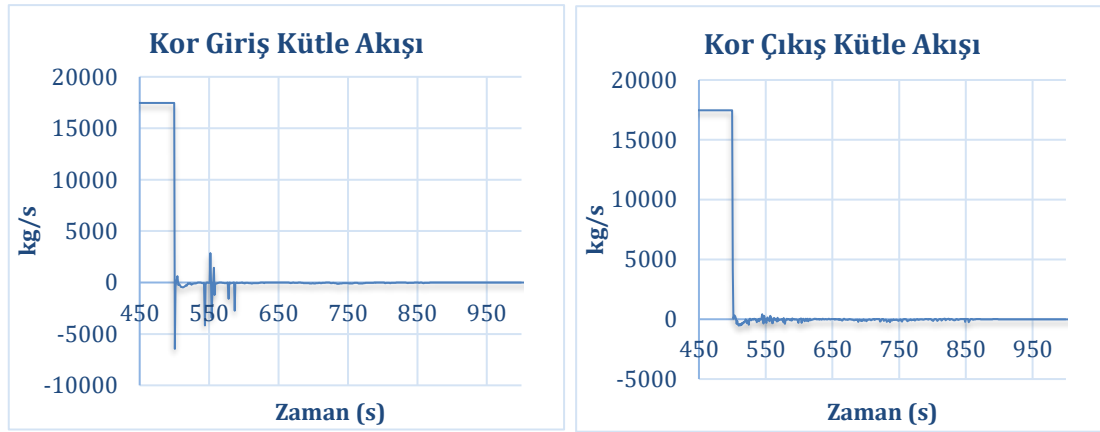
LPIS olmadığında kaza seyri analiz edilen ilk üç senaryoya göre farklı ilerlemiştir. Şekil 4.32'de verilen kordaki boşluk oranı değişimi bu farklılığı açık bir şekilde göstermektedir. Kaza olduktan sonraki ilk anlarda özellikle HA'ların çalışması ile kor boşluk oranında bir dalgalanma yaşanmıştır. Fakat akümülatörlerdeki suyun tükenmesi, HPIS ile MPIS çalışma aralığının altına düşülmesi ve LPIS'nin çalışır durumda olmaması tesisi soğutacak herhangi bir sistemin varlığını mümkün kılmamaktadır. Bu nedenle önceki senaryolarda LPIS sayesinde dalgalı bir şekilde aşağı inen boşluk oranı bu

senaryoda henüz 1000. s'ye gelmeden %100 olmuş ve analiz süresinde bu şekilde devam ederek kor içerisinde suyun varlığının kalmadığını göstermiştir.



Şekil 4.32. Senaryo 4 Kordaki Ortalama Boşluk Oranı

Şekil 4.33'te sunulan kaza sürecinde kora giriş ve kordan çıkış kütle akışlarına bakıldığında kazadan sonra kısa bir süre ECCS HA'ları ve HPIS ile MPIS nedeni ile dalgalanmalar yaşadığı ama bir süre sonra sıfırlandığı görülmektedir. Sıfırlanma süresi ile boşluk oranının %100 olma süresi paralellik göstermektedir. Bu süreden sonra kora herhangi bir soğutucu akışı olmamış ve Şekil 4.34 ve 4.35'te görülebildiği üzere yakıt sıcaklığı bu süreden sonra sürekli olarak artmıştır.

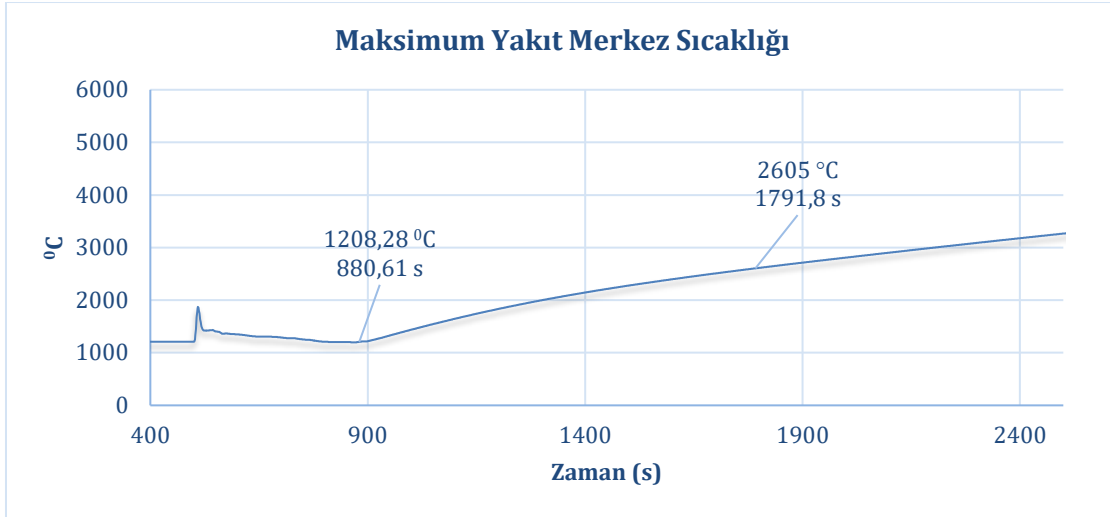


Şekil 4.33. Senaryo 4 Kor Giriş ve Çıkış Kütle Akışı

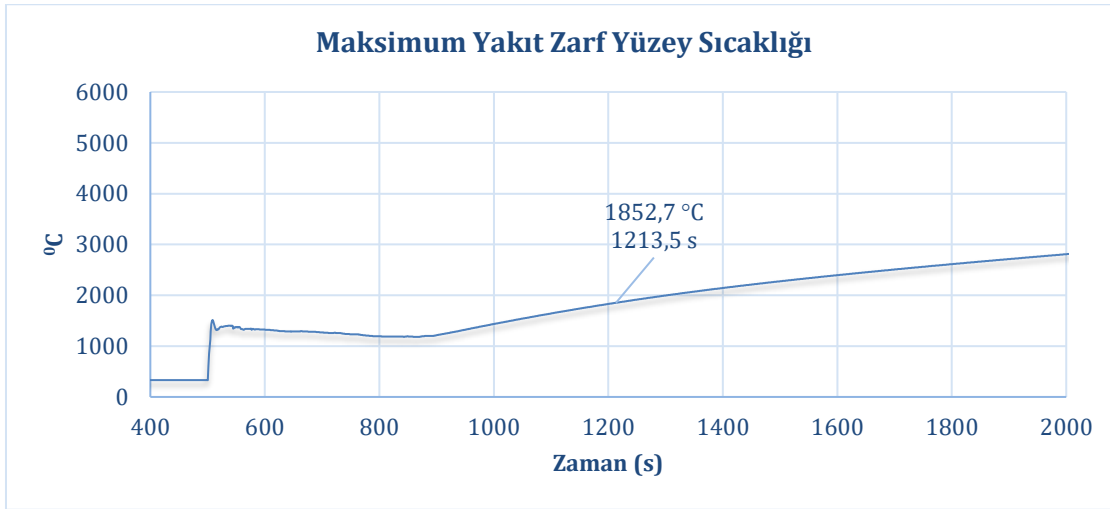
Kazadan sonra yakıt merkez sıcaklığı yaklaşık 880 s'ye kadar hidroakümülatör ve HPIS ile MPIS sayesinde düşmüş fakat bu aşamadan sonra artık soğutacak bir sistemin olmamasından dolayı yükselmeye başlamıştır. Analizin son anından 4900 °C'ye kadar yükselmiştir. Bu kazada yakıtın eridiğinden bahsedilebilmektedir.

Benzer şekilde yakıt zarf sıcaklığı da yükselmiş ve benzer bir eğri ile erime noktasını geçmiştir.

Şekil 4.34 ve 4.35 birlikte değerlendirildiğinde bir önemli sonuca daha ulaşılabilmektedir. Grafiklerden görülebileceği gibi yakıt ve zarf sıcaklıkları aynıdır. Bunun nedeni de hem yakıtın hem de yakıt zarfının erimesi ve birbirlerine karışmasıdır. Bu nedenle bir süre sonra sıcaklıkları aynı devam edecektir.



Şekil 4.34. Senaryo 4 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı



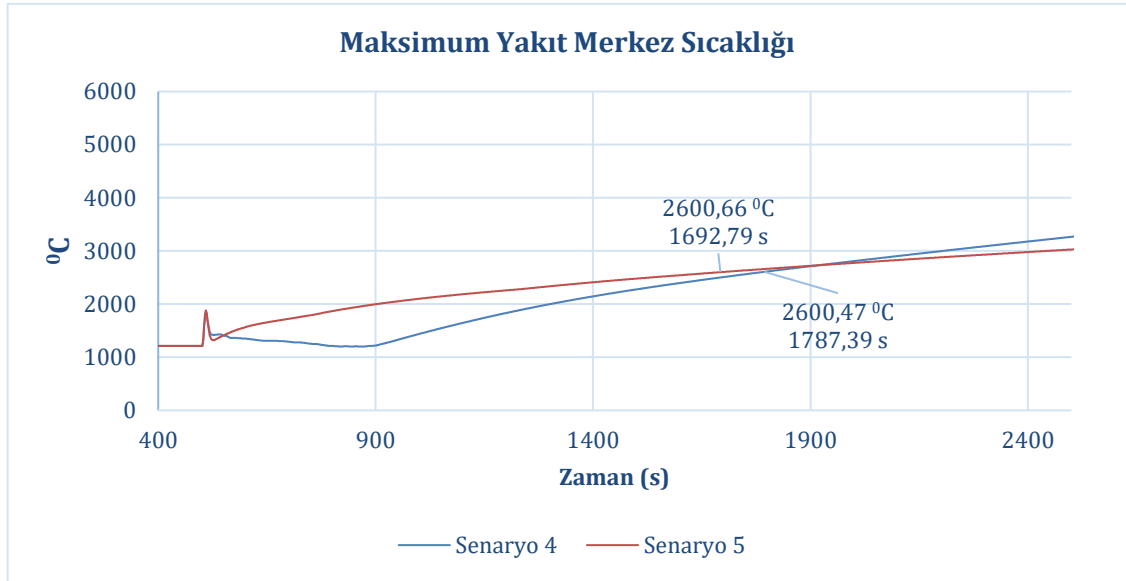
Şekil 4.35. Senaryo 4 Maksimum Yakıt Zarf Yüzey Sıcaklığı

4.6 Senaryo 5: Hem LPIS'nin Hem de ECCS Hidroakümülatör Sistemlerinin Çalışmaması (Senaryo 1 + Senaryo 4)

Beşinci senaryoda Senaryo 1 ile Senaryo 4 birleştirilmiştir. ECCS HA'larının tek başına çalışmadığı senaryo olan 1. senaryo hatırlandığında bu senaryodaki kaza sürecinin senaryo 4'e göre biraz daha şiddetli geçmesi beklenmektedir.

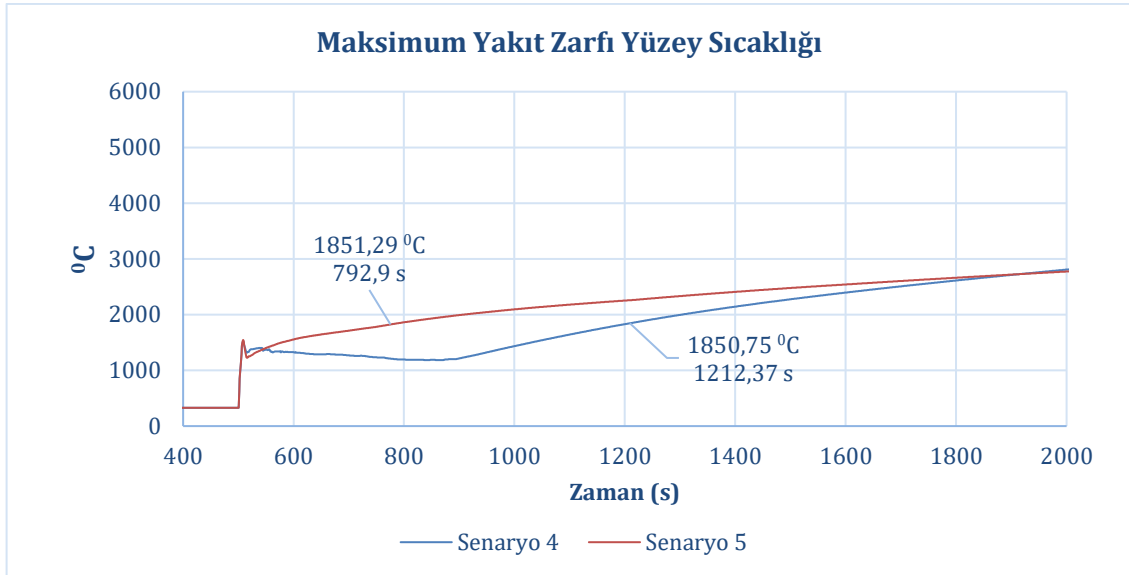
Kazanın ilk anlarında negatif reaktivite ile anlık olarak düşen yakıt merkez ve yakıt zarf sıcaklıkları HA'ların da olmayışı ile Şekil 4.36 ve 4.37'de gösterildiği gibi hızlı bir

şekilde artmaya başlamıştır. Fakat artış hızı Senaryo 4 kadar hızlı olmamış ve analiz süresi sonunda Senaryo 4'ten daha düşük bir değere ulaşmıştır. Buna rağmen yakıt erime sıcaklığına Senaryo 5'de, Senaryo 4'e göre yaklaşık 95 s daha erken ulaşılmıştır.



Şekil 4.36. Senaryo 5 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı

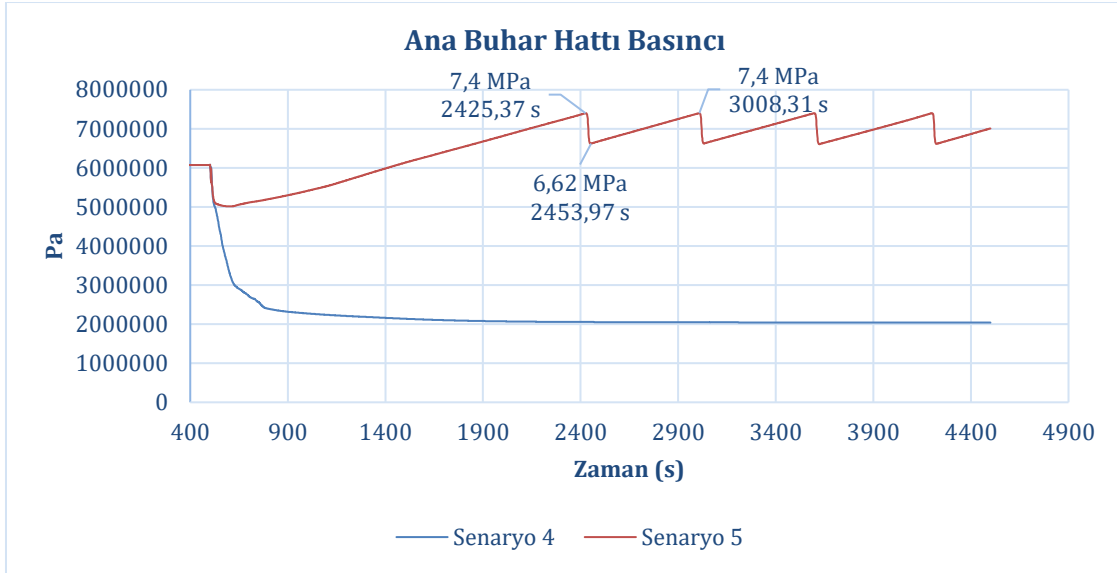
Kaza sürecinde maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklığı da maksimum yakıt merkez sıcaklığı gibi davranmıştır. Bununla birlikte iki senaryo arasında yakıt zarfının erime sıcaklıklarına ulaşma süreleri arasında farklılıklar vardır. Senaryo 5'te, Senaryo 4'e göre erime sıcaklığına yaklaşık 419 s önce ulaşmıştır.



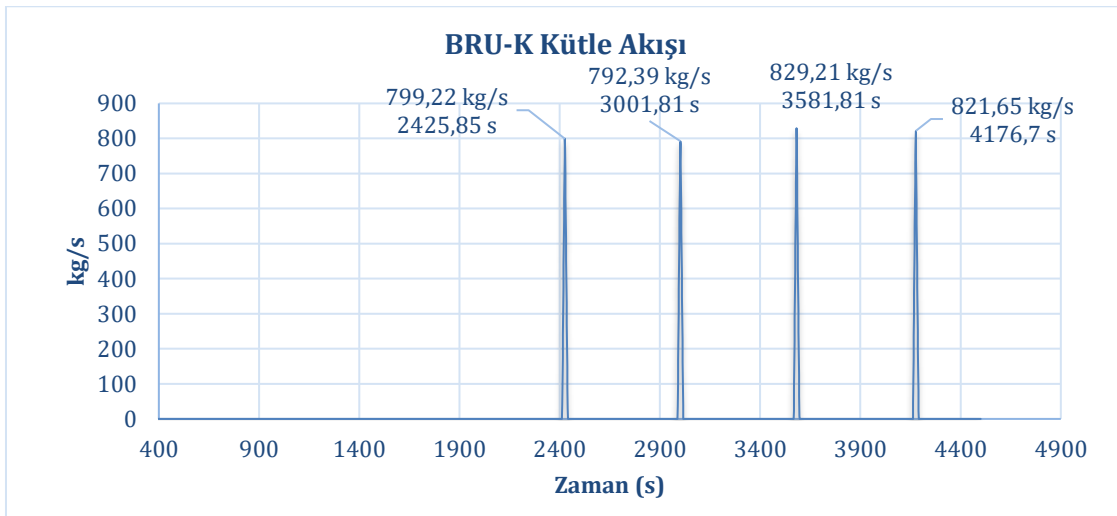
Şekil 4.37. Senaryo 5 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı

İki senaryo arasındaki en önemli farklılık Şekil 4.38'de zamana bağlı değişimi verilen ikincil devre basıncında gözlemlenmiştir. Senaryo 5'te Senaryo 4'e göre ikincil devre basıncı kazadan kısa bir süre sonra artmaya başlamıştır. Sürekli artan basınç 7,4 MPa

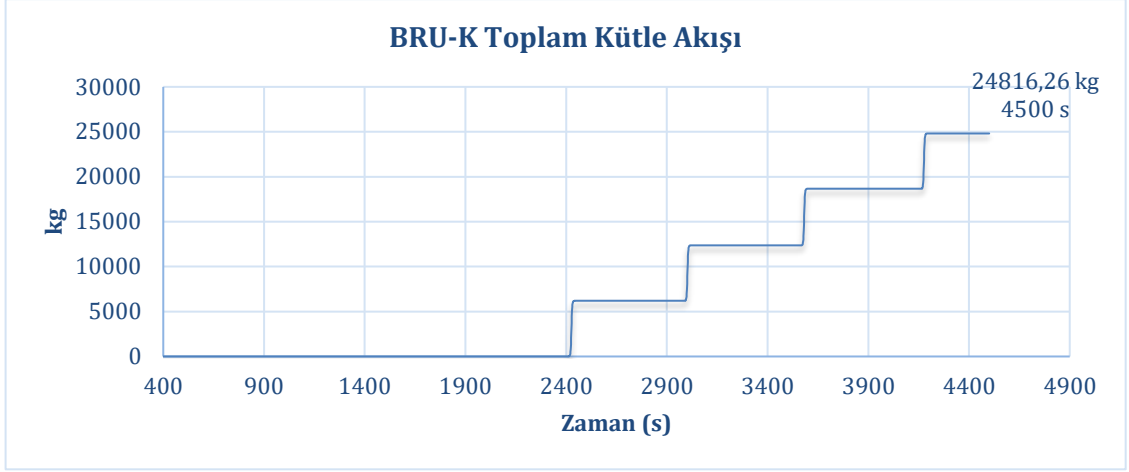
değerine ulaştığında BRU-K sistemi aktif olmuş ve yoğunlaştırucuya kütle akışı sağlayarak basıncı düşürmüştür. Basıncı 6,9 MPa değerine ulaştığında sistem kapanmıştır. Analizin geri kalan süresi boyunca süreç bu şekilde ilerlemiştir. Kaza sırasında BRU-K kütle akış hızı ve toplam kütle akışı sırasıyla Şekil 4.39 ve 4.40'da sunulduğu gibidir.



Şekil 4.38. Senaryo 5 Ana Buhar Hattı Basıncı



Şekil 4.39. Senaryo 5 BRU-K Kütle Akışı

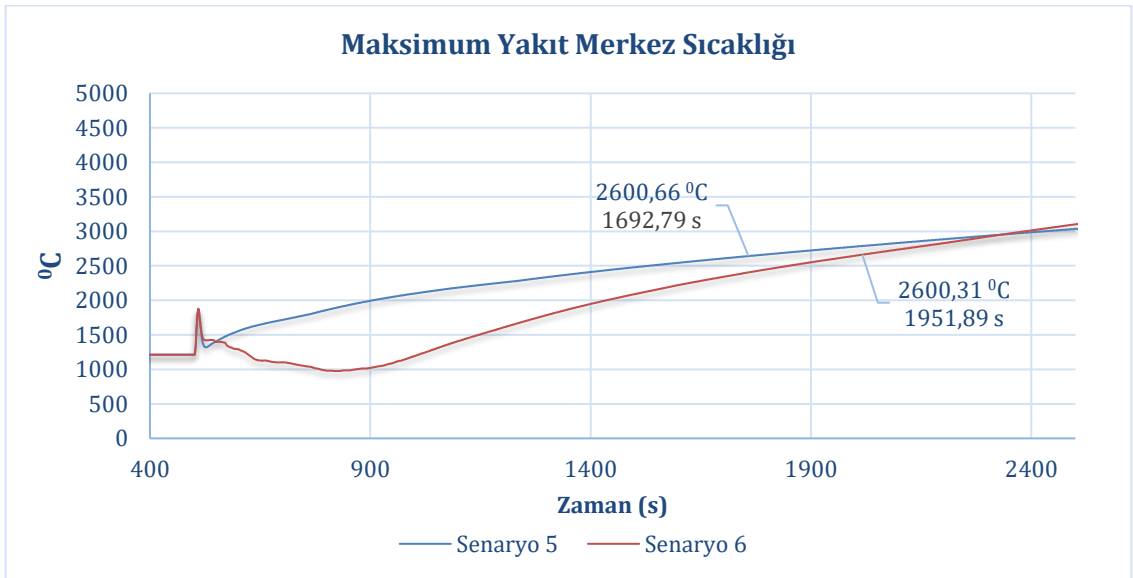


Şekil 4.40. Senaryo 5 BRU-K Toplam Kütle Akışı

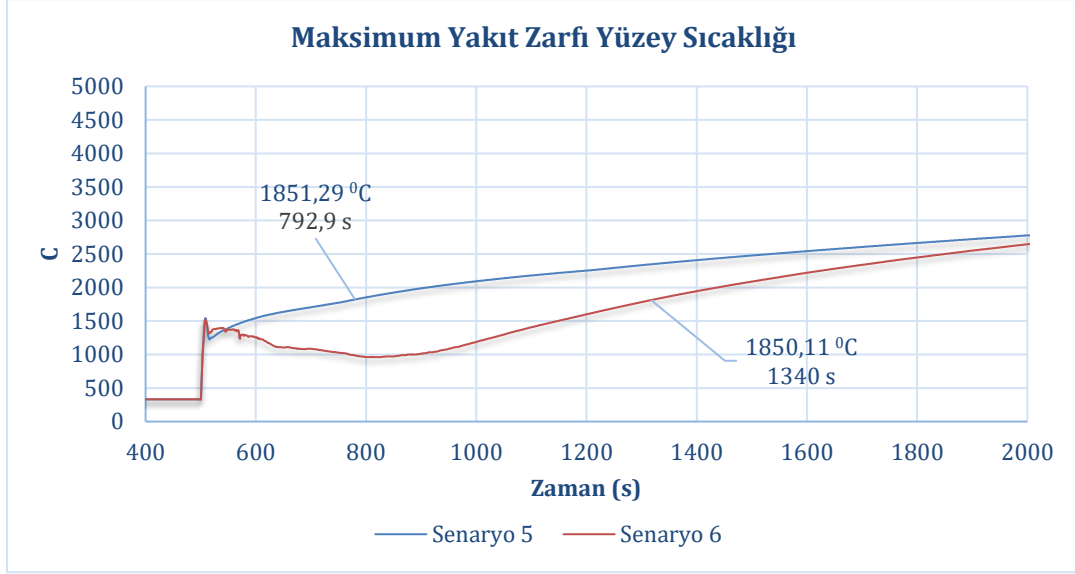
4.7 Senaryo 6: Hem LPIS'nin Hem de HPIS ve MPIS'nin Çalışmaması (Senaryo 2 + Senaryo 4)

Bu senaryoda sadece ECCS HA'larının çalıştığı durum araştırılmıştır. Daha önceki analizlerde HPIS ve MPIS'nin çift taraflı kırık kazasının hafifletilmesi sürecinde basınç düşüşünün hızlı olması sebebiyle çok etkili olmadıkları gösterilmişti. Bu senaryoda da benzer bir sonuç analizle gözlemlenmiştir. Şekil 4.41 ve 4.42'de bu senaryo için maksimum yakıt merkez ve zarf yüzey sıcaklık değişimleri gösterilmektedir.

Ayrıca bu senaryodaki kaza sürecinde Senaryo 5'teki gibi BRU-K sisteminin çalışmasına neden olacak şekilde ana buhar hattı basıncı yükselmemiştir ve Senaryo 4'tekine benzer bir süreç izlenmiştir.



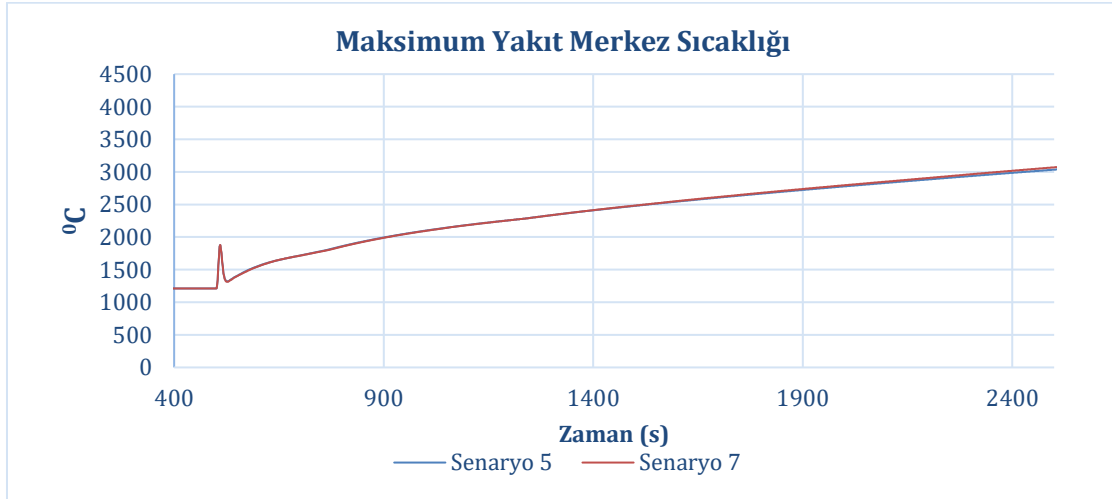
Şekil 4.41. Senaryo 6 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı



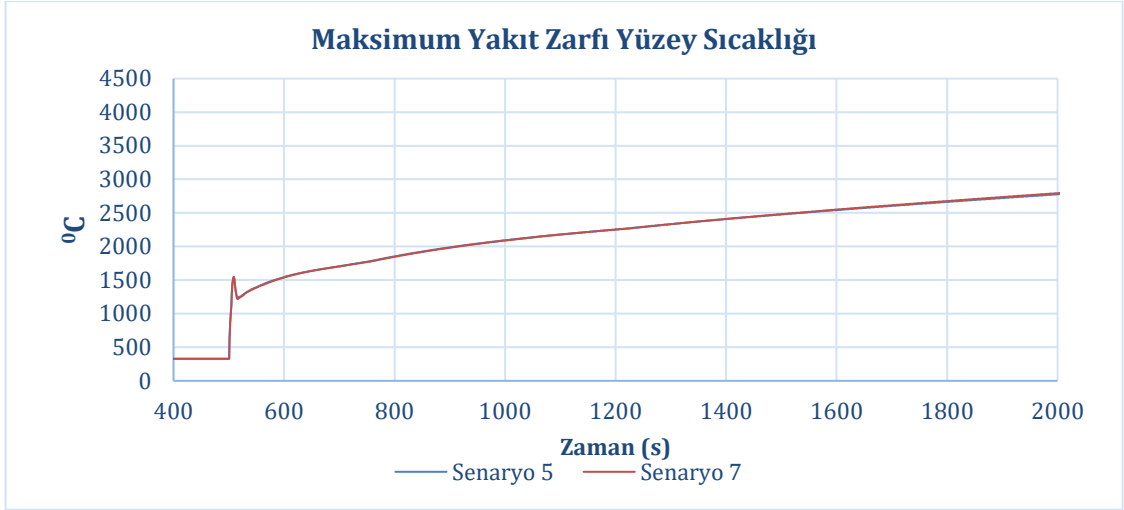
Şekil 4.42. Senaryo 6 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı

4.8 Senaryo 7: Bütün Güvenlik Sistemlerinin Çalışmaması (Senaryo 1 + Senaryo 2 + Senaryo 4)

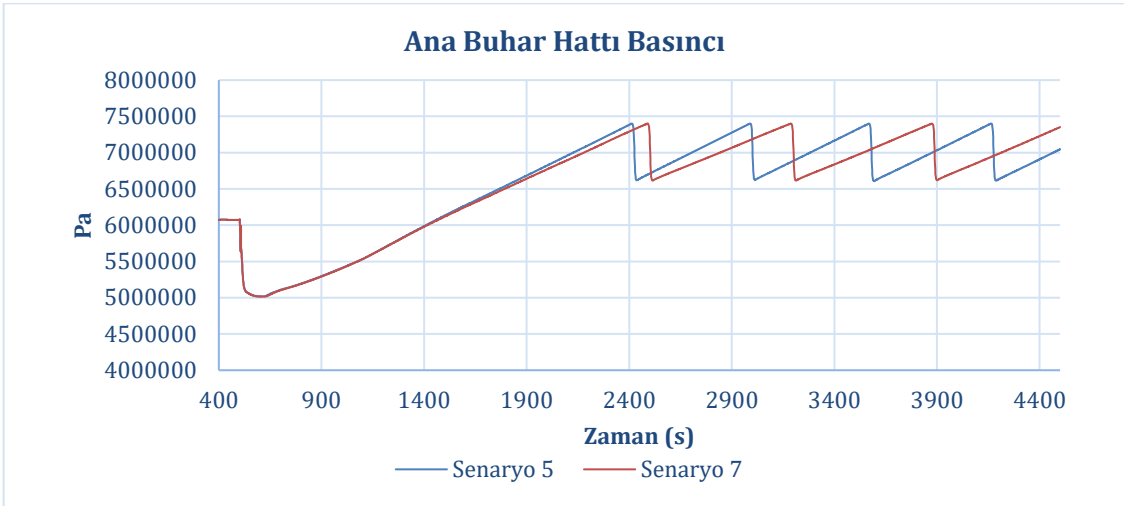
Son olarak bütün güvenlik sistemlerinin çalışmadığı durum araştırılmıştır. Bu senaryonun da HPIS ve MPIS'nin etkinliğinin düşük olmasından dolayı Senaryo 5 ile benzer ilerlemesi beklenmektedir. Şekil 4.43 ve Şekil 4.44'te beklenildiği gibi Senaryo 7'nin ilerleyişi de Senaryo 5 ile aynı düzeyde gerçekleşmiştir.



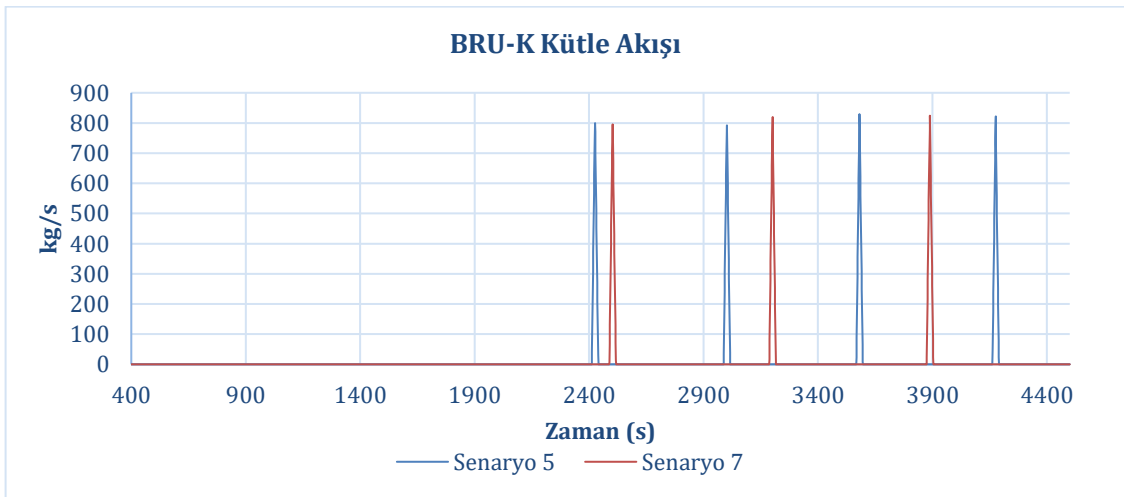
Şekil 4.43. Senaryo 7 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı



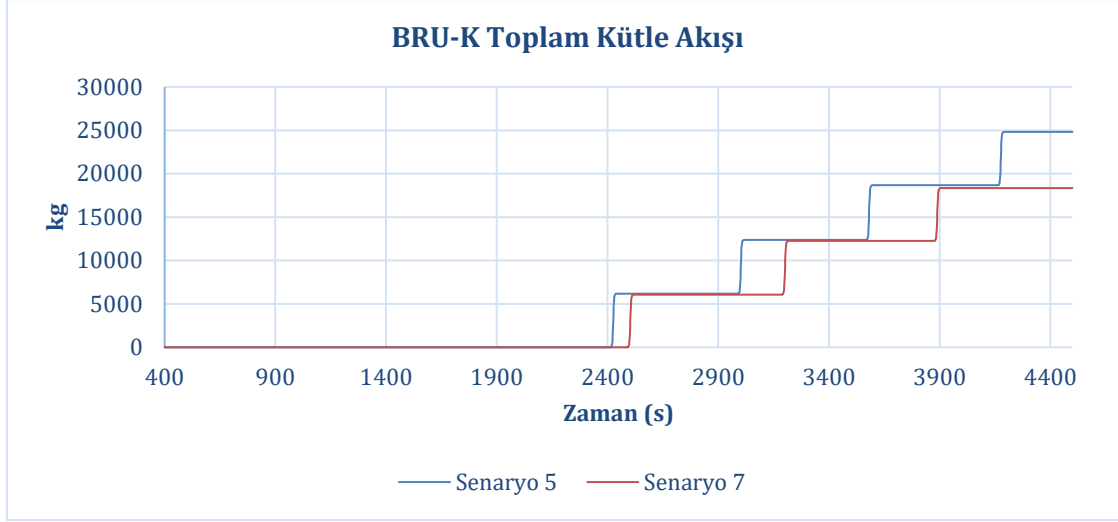
Şekil 4.44. Senaryo 7 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı



Şekil 4.45. Senaryo 7 Ana Buhar Hattı Basıncı



Şekil 4.46. Senaryo 7 BRU-K Kütle Akışı



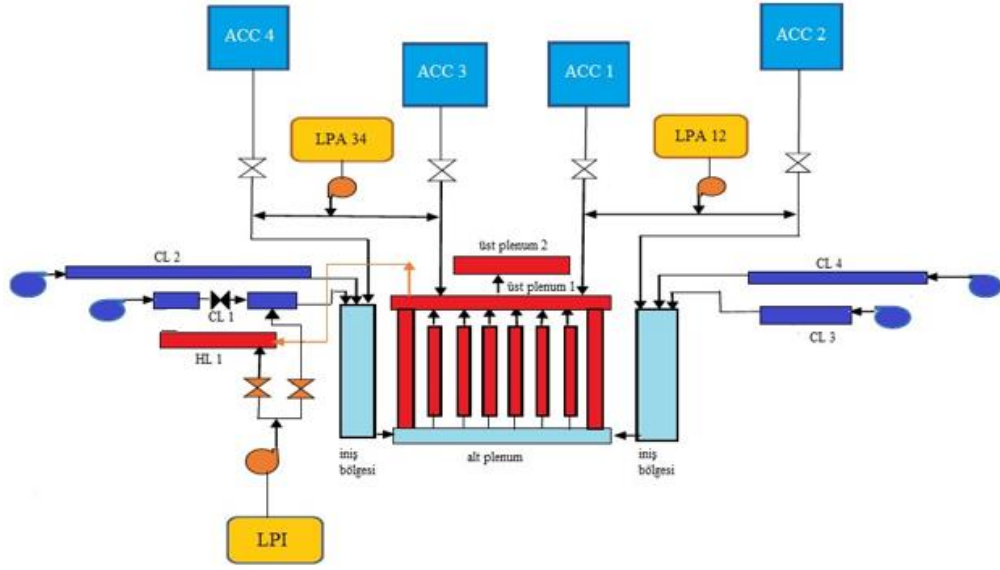
Şekil 4.47. Senaryo 7 BRU-K Toplam Kütle Akışı

4.9 Senaryo 8: LPIS'nin Alt Bileşenleri Olan LPA12, LPA34 ve LPAPI'nın Ayrı Ayrı Çalışmaması

İlk yedi senaryodan anlaşıldığı üzere sadece LPIS'nin olmadığı durumlarda çift taraflı soğuk bacak kırılması kazası kontrol edilemez duruma gelmektedir. Bu nedenle, LPIS haricindeki diğer sistemlerin durumunu değiştirmeden sadece LPIS in alt bileşenlerini dikkate alarak bir analiz yapılmış ve güvenlik sınıflandırmasına bu bileşenlerin etkisi irdelenmiştir.

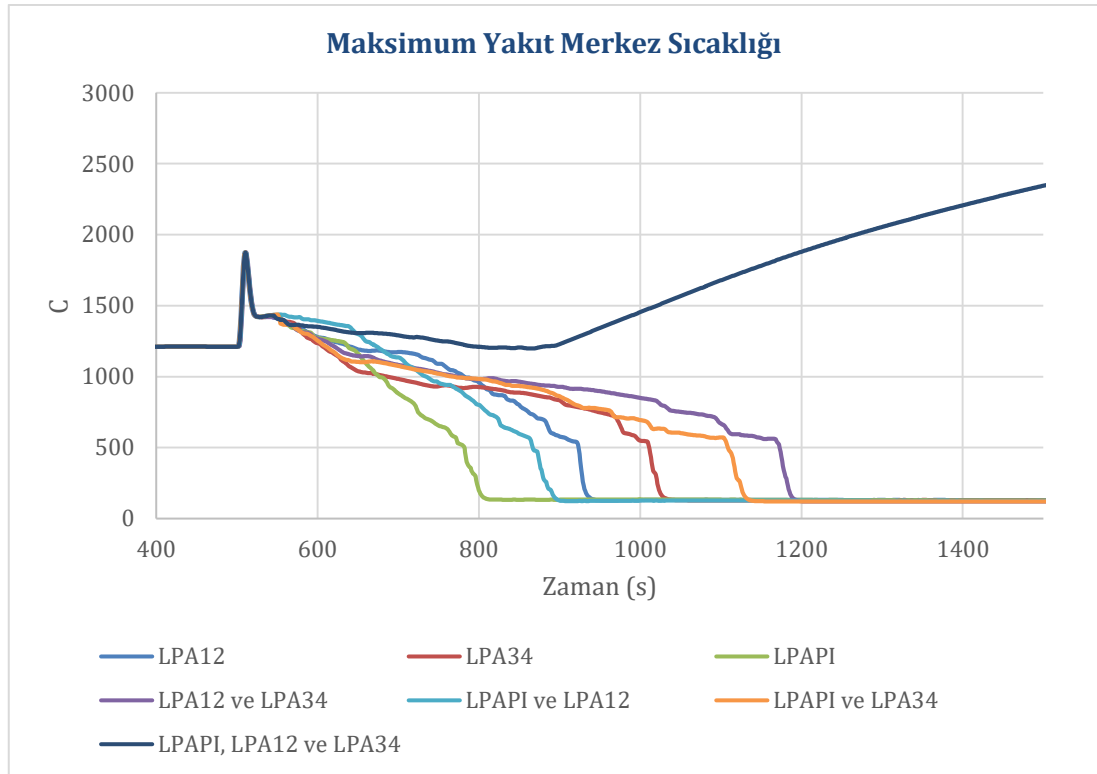
LPIS, önceki bölümlerde bahsedildiği üzere üç alt sistemden oluşmaktadır. LPA12, birinci ve ikinci akümülatörün bağlantı yollarına ortak olan bir hatta bağlanmış olup LPA34 ise benzer şekilde üçüncü ve dördüncü akümülatörün bağlantı yollarına ortak olan bir hatta bağlanmıştır. Sonuncu alt sistemi ise LPAPI olarak kodlanmaktadır ve bu alt sistem bir numaralı sıcak ve soğuk bacağa su basmaktadır. Daha önceki senaryolarda LPIS'nin çalışmadığı durumlar araştırılmıştır fakat LPIS'nin çalışmadığı durum olarak bu üç alt sistemin aynı anda çalışmaması kabul edilmiştir. Ancak, gerçek dünyada bu varsayım pek mümkün değildir. Bu nedenle, bu son senaryoda LPIS alt sistemlerinin ayrı ayrı ve bazı kombinasyonlarının çalışmadığı durumda kazanın seyri araştırılmıştır.

Bahsi geçen üç alt sistem Şekil 4.48'de şematik olarak gösterilmiştir.

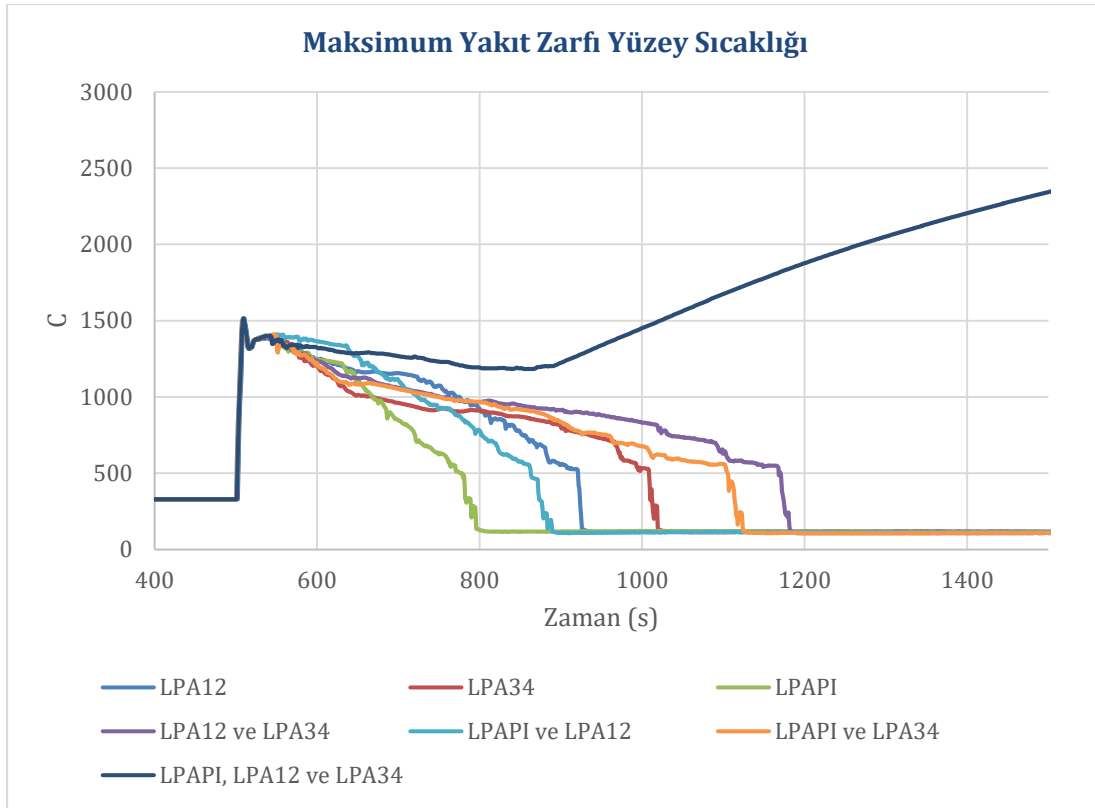


Şekil 4.48 LPIS Sistemi Gösterimi

Diğer senaryolarda olduğu gibi maksimum yakıt merkez sıcaklığı ve maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklıkları gözlemlenmiştir. Şekil 4.49 ve 4.50’de alt sistemlerin farklı arıza kombinasyonları için yakıt ve zarf maksimum sıcaklık değerlerindeki değişimler sunulmuştur.



Şekil 4.49 Senaryo 8 Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı



Şekil 4.50 Senaryo 8 Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı

Analiz sonucunda görülebildiği üzere bir çift taraflı soğuk bacak kırılması sürecinde sadece bu üç alt sistem aynı anda çalışamaz durumda olduklarında reaktör kararsız hale gelmektedir. Bu üç alt sistemden herhangi biri kullanılabilir olduğunda tesis kontrol edilebilir olarak görülmüştür.

5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA

Bu tezde ATHLET kodu kullanılarak, VVER-1000 tipi nükleer güç santrali için kararlı durum koşulu oluşturulduktan sonra, reaktör kabına bağlanan döngülerden birinin soğuk bacağına giyotin kırık da denilen çift taraflı kırık kazası simüle edilmiştir. Gerçekleştirilen bu kaza analizi ile ECCS güvenlik sistemlerinin başarısızlıkları durumunda kazanın sonucunun ciddiyeti gözlemlenmiş, güvenlik sistemlerinin nükleer güç santralinin kontrol edilmesine ve güvenli durumda kalabilmesine etkisi ölçülmüştür.

Kazanın seyrine ilişkin hesaplamalarda ATHLET CD mühendislik kodu kullanılmıştır. ATHLET CD kodu sahip olduğu iç dinamiklerle kor davranışının daha ayrıntılı bir şekilde ele alınması sağlanmıştır. Ayrıca bu tez ile birlikte ATHLET kodunda ilk defa bir VVER-1000 LOCA analizi gerçekleştirilmiş ve dahası güvenlik sistemlerinin davranışları incelenmiştir. Kaza analizlerinden elde edilen sonuçlar yorumlanarak ECCS güvenlik sistemlerinin nükleer güvenlik sınıfları belirlenmiş ve daha önce olasılıklı güvenlik analizleri temel alınarak yapılmış güvenlik sınıflandırmaları ile karşılaştırılmıştır.

Tez kapsamında yapılan simülasyonlar sırasında dikkate alınan ana güvenlik kriterleri, yakıt sıcaklık ve yakıt zarfı yüzey sıcaklığının maksimum değerleridir. VVER-1000 tipi nükleer güç santralinde maksimum yakıt sıcaklığının tasarım limiti 2600 °C, maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklığının tasarım limiti ise 1850 °C olarak belirlenmiştir. Bu sıcaklıklarının üstünde erimenin gerçekleştiği kabul edilir.

ECCS, kazaları hafifletmek için nükleer güç santralinde yer alan önemli bir araçtır ve başarısızlığı durumunda LB-LOCA kazası tasarım ötesi bir kazaya dönüşür. Her ne kadar ECCS'nin aktif kısmının çalışmadığı LB-LOCA kazasının ortaya çıkması oldukça nadir bir olay olsa da nükleer yakıtın erimesi ile sonuçlanabileceğinden dikkate alınması önem arz etmektedir. Çevreye radyoaktivite salımına neden olan Fukushima Daiichi kazası, bu nadir olayların da gerçekleşebileceğini göstermektedir. ECCS güvenlik sistemi VVER-1000 tipi nükleer güç santralinde biri pasif üçü aktif olmak üzere dört alt sistemden oluşmaktadır. Bu alt sistemler ve bu sistemlerin nükleer güvenlik sınıfları Çizelge 5.1'de yer almaktadır.

Çizelge 5.1. ECCS Alt Sistemlerinin Nükleer Güvenlik Sınıfları

ECCS Alt Sistemleri	Nükleer Güvenlik Sınıfları
ECCS hidroakümülatörleri	2
HPIS	2

MPIS	2
LPIS	2

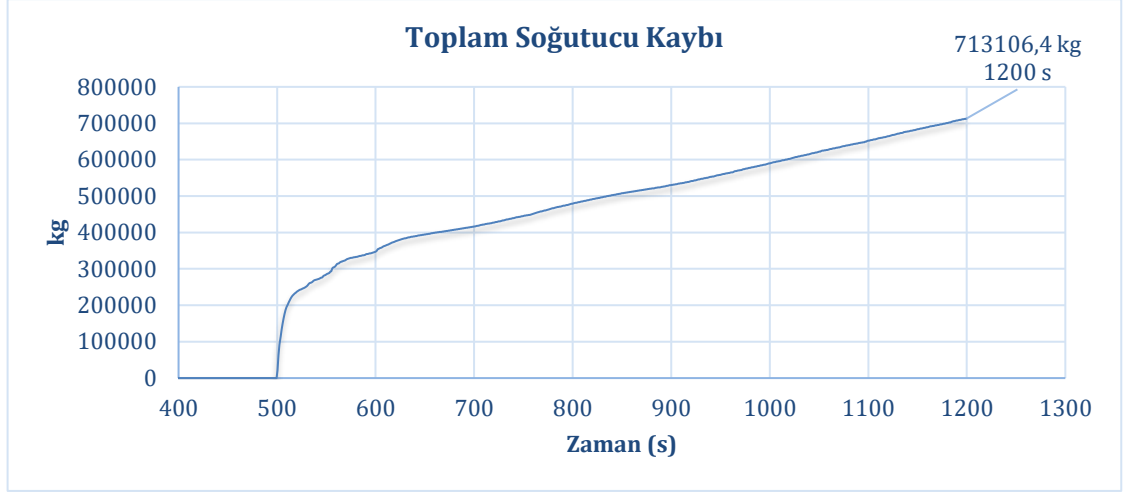
ATHLET kodu ile gerçekleştirilen analizlerin sonuçları ile çift taraflı soğuk bacak kırılması sırasında ECCS'nin bütün alt sistemleri çalışır durumdayken beklenildiği gibi reaktör basınç kabına su enjekte edilerek kor soğutmasının sağlandığı ve VVER-1000 tasarımında ECCS'nin kazanın hafifletilebilmesi için gerekli yeterliliğe sahip olduğu gösterilmiştir. Kaza sürecine ilişkin sonuçlar irdelendiğinde en dikkat çekici verilerden birisi ise Çizelge 5.2'de özetlenen ECCS'lerin çalışma süreleridir.

Çizelge 5.2. ECCS Alt Sistemlerinin Çalışma Aralığı ve Süresi

ECCS Alt Sistemleri	Çalışma Aralığı	Çalışma Süresi
ECCS HA	6 MPa > HA > tanktaki su bitene kadar	512,76 s < HA < 573,95 s 61,19 s
HPIS	15,2 MPa > HPIS > 1,8 MPa	501,54 s < HPIS < 518,86 s 17,32 s
MPIS	11 MPa > MPIS > 1,8 MPa	507,63 s < MPIS < 518,86 s 11,23 s
LPIS	1,8 MPa > LPIS > su tamamen tükenene kadar	518,86 s < LPIS < --

Çizelge 5.2 incelendiğinde kazadan hemen sonra ilk başta HPIS'nin devreye girdiği, ardından birincil devre basıncının MPIS ve HA'lerin çalışma aralık başlangıcına gerilediğinde bu iki sistemin de aktif hale geldikleri görülmektedir. Bu durumda, kazanın ilk aşamalarında söz konusu sistemlerin kor soğutmada etkin oldukları anlaşılabilir. Fakat Çizelge 5.2 'de ayrıca HPIS ve MPIS'nin çok az süre boyunca aktif olduğu görülmektedir. Bu durum, LB-LOCA'da basıncın çok hızlı düşmesinden kaynaklanmaktadır. Söz konusu sistemlerin, çok kısa süre çalışmalarının sonucu olarak kaza hafifletme sürecinde çok etkin olamadıkları anlaşılabilir.

HPIS ve MPIS'nin etkin olamadıklarını gösteren diğer veri ise kırıkta çıkan soğutucu kaybı miktarı ile bu iki sistemin telafi miktarının oranıdır. Şekil 5.1'de gösterildiği gibi toplam soğutucu kaybı miktarı yaklaşık 713 ton iken Şekil 4.13'den HPIS'nin yaklaşık 17 s boyunca saniyede sadece 2 kg, Şekil 4.16'dan MPIS'nin yaklaşık 11 s boyunca saniyede 70 kg su basabildiği görülebilmektedir. Özetle bu iki güvenlik sistemi kırıkta kaçan 1000 kg soğutucu su başına yaklaşık 1 kg telafi su eklemişlerdir.



Şekil 5.1. Toplam Soğutucu Kaybı Miktarı

Ayrıca bu kaza sürecinde dikkate alınan ana parametreler olan maksimum yakıt merkez sıcaklığı ve maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklıklarında tasarım limitlerinin aşılmadığı görülmüştür. Normal işletme anında 1210 °C olan maksimum yakıt sıcaklığı, geçici durumun ilk anlarında 1875 °C'ye yükselmiş fakat ECCS'nin devreye girmesi ile düşerek 137 °C'de sabit hale gelmiştir. Benzer şekilde maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklığı geçici durumun ilk anlarında 328 °C'den 1515 °C'ye yükselmiş ve analiz sonucunda 124 °C'de kalmıştır.

Analizlerin devamında ise ECCS'nin kazanın hafifletilmesindeki ayrı ayrı katkıları araştırılmıştır. Bu kapsamda her bir senaryoda acil durum kor soğutma sistemlerinden en az birinin çalışmadığı varsayılan sekiz senaryo üretilmiş ve senaryo sonucunda maksimum yakıt merkez sıcaklığı ve maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklıklarındaki süreç izlenmiştir. İlk yedi senaryoda elde edilen sonuçlar aşağıdaki Çizelge 5.3'de özetlenmiştir.

Çizelge 5.3. Senaryoların Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı ve Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı Sonuçları

Senaryo	Çalışan ECCS Alt Sistemi(leri)				Maksimum Yakıt Merkez Sıcaklığı	Maksimum Yakıt Zarfı Yüzey Sıcaklığı
	HA	HPIS	MPIS	LPIS		
1	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	1875,78 °C	1541,94 °C
2	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	1875,91 °C	1519,36 °C
3	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	1878,16 °C	1544,03 °C
4	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	> 2600 °C	> 1850 °C
5	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	> 2600 °C	> 1850 °C
6	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	> 2600 °C	> 1850 °C
7	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	> 2600 °C	> 1850 °C

Çizelge 5.3 incelendiğinde ilk göze çarpan unsur Senaryo 4, 5, 6 ve 7'deki maksimum yakıt merkez sıcaklıkları ile maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklıklarının kaza sürecinin bir noktasından sonra eşitlenmesidir. Yakıtın ve yakıt zarfının tasarım limitleri bilinmiyorsa olsaydı dahi sadece bu veriler yorumlanarak söz konusu senaryolarda yakıtın ve yakıt zarfının eridiği anlaşılabilirdi. Çünkü bu senaryolarda yakıt ve yakıt zarfı eriyerek birbirlerine karışmış ve dolayısıyla sıcaklıkları birbirlerine eşitlenmiştir.

Çizelge 5.3'ten çıkarılan en önemli nokta ise erimenin gerçekleştiği bu senaryoların ortak noktasının LPIS'nin çalışmadığı senaryolar olmasıdır. Özetle, LPIS olduğu sürece çift taraflı soğuk bacak kırılmasının yani bir başka deyişle LB- LOCA kazasının stabil hale getirilebileceği sonucu çıkartılabilir. Ancak LPIS çalışmaz duruma geldiği anda bu kaza kontrol edilemez hale gelip yakıt ve yakıt zarfı erimelerinin oluşması kaçınılmaz olmaktadır. Bunun nedeni sistemlerin tasarım temelinde yatmaktadır. HPIS ve MPIS temelde SB-LOCA'lar için tasarlanmış sistemlerdir. Tasarımda genellikle 25-80 cm arasındaki kırıklara verilen ad olan bu SB-LOCA'larda birincil devre basıncının düşüşü yavaş gerçekleşir. Bu kaza sürecinde birincil devre basıncı HA'ların yani ECCS'nin pasif sisteminin çalışma ayar basıncına çok yavaş düştüğü için bu süredeki su kaybını telafi etmek HPIS ve MPIS'nin görev alanına girer. Bununla birlikte HA'ların da belli bir kapasitesi vardır. Fakat LPIS, uzun dönem su kaybını telafi etmek ve uzun dönem kor soğutmak için kullanılan bir sistemdir ve bu sistemin olmaması temel güvenlik fonksiyonlarından biri olan kordaki ısının reaktör soğutucusuna uzaklaştırılması hedefinin karşılanmamasına neden olabileceği gibi yakıt ve yakıt zarfının erimesi ile sonuçlanabilir ki bu tezde gerçekleştirilen analiz sonucunda LPIS'nin yokluğunda erimenin gerçekleştiği de görülmüştür.

Bu nedenle, LPIS güvenlik sınıfını test etmek amacıyla ayrıca bir senaryo daha üretilmiş ve LPIS'nin alt sistemlerinin ayrı ayrı çalışmadığı durumda tesisin verdiği tepki ölçülmüştür. Bu kapsamda LPIS'nin sahip olduğu üç alt sistem önce tek tek, ardından ikili kombinasyonlar ve son olarak hepsi birden kapatılmış ve sonuç olarak sadece üçünün birden kapalı olduğu durumda tesisin kararsız hale geçtiği görülmüştür. Bu veriler Şekil 4.49 ve 4.50'de açık bir şekilde görülmektedir. Gerçekleştirilen senaryolar ile elde edilen bilgiler ışığında HPIS, MPIS, LPIS ve HA güvenlik sistemlerinin var olduğu bir tesiste meydana gelen çift taraflı soğuk bacak kırılmasında sadece LPIS alt sistemlerinin hepsi birden aynı anda çalışamaz durumda olduklarında tesis kaza durumunun durdurulamaz olduğu tespit edilmiştir.

Uluslararası Atom Enerjisi Ajansının 2016 yılında yürürlüğe soktuğu IAEA-TECDOC-1787 kodlu ve “Application of the Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants” isimli dokümanı fonksiyonların güvenlik sınıflarının belirlenmesi için öneriler sunmaktadır. Bu doküman, 2.2.1 alt başlık altında detaylı olarak aktarılmıştır. Bu dokümanda güvenlik sınıflandırmasının belirlenmesi sürecinde özetle öncelikli olarak fonksiyonların tanımlandığı, ardından kategorize edildiği ve kategorize edilen fonksiyonları yerine getiren YSB’lerin sınıflandırıldığı anlatılmaktadır. Fonksiyonların kategorize edilmesi Çizelge 5.4’teki gibi özetlenebilir.

Çizelge 5.4. Fonksiyonların Kategorize Edilmesi

Güvenlik değerlendirmesinde yer alan fonksiyonlar	Fonksiyon görevini yerine getirmediğinde oluşan sonuçların ciddiyeti		
	Yüksek	Orta	Düşük
PIE’lerden sonra kontrollü hale ulaştırılan fonksiyonlar	Güvenlik kategorisi 1	Güvenlik kategorisi 2	Güvenlik kategorisi 3
DBA sonrasında kontrollü hale ulaştırılan fonksiyonlar	Güvenlik kategorisi 1	Güvenlik kategorisi 2	Güvenlik kategorisi 3
Güvenli hale ulaştırılan ve güvenli hali koruyan fonksiyonlar	Güvenlik kategorisi 2	Güvenlik kategorisi 3	Güvenlik kategorisi 3
BDBA’nın sonuçlarını hafifleten fonksiyonlar	Güvenlik kategorisi 2 veya 3	Kategorize edilmedi	Kategorize edilmedi

Bir fonksiyonunun güvenlik açısından önemine göre sınıflandırılması sürecinde Çizelge 5.5’te görüldüğü üzere üç önemli etken söz konusudur:

- Fonksiyonun yerine getirilememesinin sonuçları,
- Fonksiyonun çağrılmasına neden olan başlatıcı olayların sıklığı,
- Kontrollü veya güvenli duruma ulaşmada fonksiyonun katkısı.

Fonksiyonlar yerine getirilmediğinde potansiyel sonuçlar yüksek, orta ve düşük olmak üzere üç seviyede düşünülmektedir. Bu seviyelerin nasıl belirlendiği ve diğer etkenlerin detayı 2.2.1 alt başlıkta anlatılmıştır. Bu bilgiler ışığında etkenlere sistemler bazında tek tek bakıldığında HA, HPIS, MPIS ve LPIS için aşağıdaki değerlendirmeler yapılabilir.

Çizelge 5.5. ECCS Alt Sistemlerinin Değerlendirilmesi

Etkenler / Sistemler	Fonksiyonların yerine getirilmemesinin sonuçları	Başlatıcı Olayların Sıklığı	Kontrollü veya Güvenli Duruma Ulaşmada Fonksiyonun Katkısı
ECCS HA	Orta	Aynı	Kontrollü Durum
HPIS	Orta	Aynı	Kontrollü Durum
MPIS	Orta	Aynı	Kontrollü Durum
LPIS	Yüksek	Aynı	Kontrollü ve Güvenli Durum

4. bölümde gerçekleştirilen analizde sistemlerin fonksiyonlarını yerine getirememesinin sonuçları belirlenmiş olup birinci etkenin değerlendirilmesi bu kapsamda yapılabilmektedir. Buna göre LPIS haricinde diğer sistemlerin fonksiyonlarını yerine getiremediklerinde sonuçların ağırlaşmadığı görülmüş olup sonuçlar “orta” olarak kabul edilebilir. Fakat LPIS fonksiyonunu yerine getiremediğinde sonuçlar “yüksek” çıkmaktadır.

İkinci etken ise bütün sistemler için aynıdır. Çünkü bu dört sistemin çağırılması için oluşan başlatıcı olaylar aynı olup dolayısıyla sıklıkları da aynıdır.

Üçüncü etken, tesisin kontrollü veya güvenli duruma ulaşmadaki fonksiyonun katkısını ölçmektedir. 4. Bölümdeki analizde dört sistemin de tesisin kontrollü hale ulaşmada belli katkıları olduğu görülmektedir. Bununla birlikte LPIS’nin uzun dönem soğutmada da kullanıldığı bu nedenle güvenli duruma da katkıda bulunduğu bilinmektedir.

Sonuç olarak, LPIS hem yerine getirilmediğinde sonuçların ciddiyetinin “yüksek” olması hem de kontrollü ve güvenli hale ulaşmadaki etkisi nedeniyle güvenlik kategorisi 1 olarak sınıflandırılabilmesi, diğer sistemlerin ise ciddiyetin “orta” olarak belirlenmesi nedeniyle güvenlik kategorisi 2 olarak tespit edilebileceği malumdur.

Bununla birlikte, LPIS üç alt sistemden oluşmaktadır ve LPIS’nin başarısız olması bu üç alt sistemin aynı anda çalışamaz olduğu durum için geçerlidir. Senaryo 8’de gösterildiği üzere sadece üç alt sistem aynı anda çalışamaz durumda olursa tesis kararsız durumda olmaktadır ve bu durum pek mümkün değildir. Bir fonksiyonunun güvenlik açısından önemine göre sınıflandırılması sürecinde yer alan etkenlerden ikincisi olan sıklık etkeni açısından düşünüldüğünde üçünün aynı anda çalışamaz olmasına neden olacak olayın oluşma sıklığının çok düşük olasılığa sahip olduğu anlaşılmaktadır. Bu nedenle LPIS güvenlik sistemi de diğer sistemler gibi güvenlik kategorisi 2’de yer almaktadır.

Çizelge 5.6. ECCS Alt Sistemlerinin Kategorize Edilmesi

Güvenlik değerlendirmesinde yer alan fonksiyonlar	Fonksiyon görevini yerine getiremediğinde oluşan sonuçların ciddiyeti		
	Yüksek	Orta	Düşük
PIE’lerden sonra kontrollü hale ulaştırılan fonksiyonlar	Güvenlik kategorisi 1	Güvenlik kategorisi 2	Güvenlik kategorisi 3
DBA sonrasında kontrollü hale ulaştırılan fonksiyonlar	Güvenlik kategorisi 1	Güvenlik kategorisi 2 HA, HPIS, MPIS, LPIS	Güvenlik kategorisi 3

Güvenli hale ulařtıran ve güvenli hali koruyan fonksiyonlar	Güvenlik kategorisi 2	Güvenlik kategorisi 3	Güvenlik kategorisi 3
Tasarım genişletme kořullarının sonuçlarını hafifleten fonksiyonlar	Güvenlik kategorisi 2 veya 3	Kategorize edilmedi	Kategorize edilmedi

Sonuç olarak bu tezde VVER-1000 tipi nükleer güç santralının soğuk bacalarının birinde oluşturulan çift taraflı kırık kazasında ECCS sistemlerinin davranışları araştırılmış ve bu sistemlerin güvenlik sınıfları belirlenerek mevcut sınıflandırmalar ile karşılaştırılmıştır. Bu analiz deterministik yöntemler kullanarak gerçekleştirilmiştir. Bu yaklaşımda, tasarıma esas bir kaza (soğutucu kaybı gibi) karşısında tesisin ve güvenlik sistemlerinin tepkisi karşısında tutucu kabuller kullanılır. Bu yaklaşım, olayların olasılığını hesaba katmaz ve tasarlanan güvenlik fonksiyonlarını yerine getirmek için tüm tasarlanmış güvenlik sistemlerinin kullanılabilmesini kabul eder.

Rus basınçlı su reaktör tasarımı VVER, dünyada en fazla kullanılmış ve tecrübe edilmiş reaktör tiplerinden biridir. VVER-1200 modelinin ülkemizde de kuruluyor olması bu analizi daha mühim bir hale getirmekte olup VVER reaktör tipinin analizlerinin daha sık yapılması ve bu reaktörün davranışlarının daha iyi anlaşılabilmesi özellikle işletme dönemi açısından kritik bir öneme sahiptir. Ayrıca bu tezde VVER için LB-LOCA kazası araştırılarak diğer kaza tiplerinin araştırılmasının önü açılmış ve referans bir kaynak oluşturulmuştur. Büyük kırıklı kazalarda HPIS ve MPIS'nin yeterli katkıyı sağlayamadıkları analizlerde görülmüş bu durumun nedeninin söz konusu sistemlerin SB-LOCA'lar için tasarlanmış olduğuna değinilmiştir. Gelecekte yapılabilecek arařtırmalarda SB-LOCA kazası oluşturularak bu sistemlerin güvenliğe katkıları araştırılabilir. Ayrıca arařtırmalar genişletilerek VVER-1200 tipi bir nükleer güç santrali için analizler gerçekleştirilebilir. Bu sayede ülkemizde kurulamakta olan VVER-1200 tipi nükleer santral için daha gerçekçi sonuçlar elde edilebilir.

6. KAYNAKLAR

- [1] ENSREG, What is nuclear safety, <https://www.ensreg.eu/nuclear-safety#start> (Erişim tarihi: **12 Kasım 2023**).
- [2] IAEA, Terminology Used in Nuclear Safety, Nuclear Security, Radiation Protection and Emergency Preparedness and Response, Vienna, 2022.
- [3] Nuclear Safety, <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/reactor-physics/nuclear-safety/> (Erişim tarihi: **23 Aralık 2023**).
- [4] Defense-in-depth Principle, <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/reactor-physics/nuclear-safety/defence-in-depth-principle/> (Erişim tarihi: **18 Temmuz 2023**).
- [5] IAEA, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, Vienna, 1996.
- [6] Safety of Nuclear Power Reactors, <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors.aspx> (Erişim tarihi: **14 Ekim 2023**).
- [7] Why the Unique Safety Features of Advanced Reactors Matter, <https://www.nae.edu/239255/Why-the-Unique-Safety-Features-of-Advanced-Reactors-Matter#:~:text=All%20nuclear%20reactor%20designs%20must,of%20radioactivity%20into%20the%20biosphere> (Erişim Tarihi: **16 Ekim 2023**).
- [8] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Standards Series Requirements, No. NS-R-1, Vienna, 2000.
- [9] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Standards Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1 (Rev. 1), Vienna, 2016.
- [10] IAEA, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, Safety Standards Specific Safety Guide, No. SSG-2 (Rev. 1), Vienna, 2019.
- [11] STUK, Deterministic Safety Analyses For A Nuclear Power Plant, Guide YVL B.3, Helsinki, 2019.
- [12] Marko Cepin, Probabilistic Safety Assessment and Risk-Informed Decision-Making, 2010.
- [13] OECD, Use and Development of Probabilistic Safety Assessment,

NEA/CSNI/R(2012)11, 2013.

[14] IAEA, Advances in Reliability Analysis and Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Reactors, IAEA-TECDOC-737, Vienna, 1994.

[15] IAEA, Probabilistic Safety Assessment, Safety Series, INSAG-6, Vienna, 1992.

[16] Safety Systems, <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/reactor-physics/nuclear-safety/safety-systems/> (Erişim tarihi: **15 Mayıs 2023**).

[17] Dr. Michael Schuller, Gulf Nuclear Energy Infrastructure Institute – 2013 Fundamentals Course, Texas A&M University, Technical Aspects of Nuclear Safety, Texas, 2013.

[18] IAEA, Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, No. SSG-30, Vienna, 2014.

[19] IAEA, Application of the Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1787, Vienna, 2016.

[20] American Nuclear Society, Safety and Pressure Integrity Classification Criteria for Light Water Reactors, Standarts Committee, ANSI/ANS-58.14-2011 (R2022), 2022.

[21] Gosatomnadzor, General Regulations on Ensuring Safety of Nuclear Power Plants, Federal Regulations and Rules in the Field of Use of Nuclear Energy, NP-001-97, Moscow, 1998.

[22] Rosatom Overseas JSC, The VVER Today, Moscow.

[23] IAEA, VVER-1000 (V-466B), Status Report 93.

[24] U.S.NRC Human Resources Training & Development, Westinghouse Technology Systems Manual Section 5.2 Emergency Core Cooling Systems, Tennessee, 2020.

[25] Seyed Ali Hosseini, Amir Saeed Shirani and Mahdi Zangian, Re-assessment of accumulators performance to identify VVER-1000 vulnerabilities against various break sizes of SB-LOCA along with SBO, 2020.

[26] Elena Redondo-Valero, Cesar Queral, Kevin Fernandez-Cosials, Víctor Hugo Sanchez-Espinoza, Analysis of MBLOCA and LBLOCA success criteria in VVER 1000/V320 reactors. New proposals for PSA Level 1, 2022.

[27] Ahmad Pirouzmand, Armin Ghasemi, Farshad Faghihi, Safety analysis of

LBLOCA in BDBA scenarios for the Bushehr's VVER- 1000 nuclear power plant, 2016.

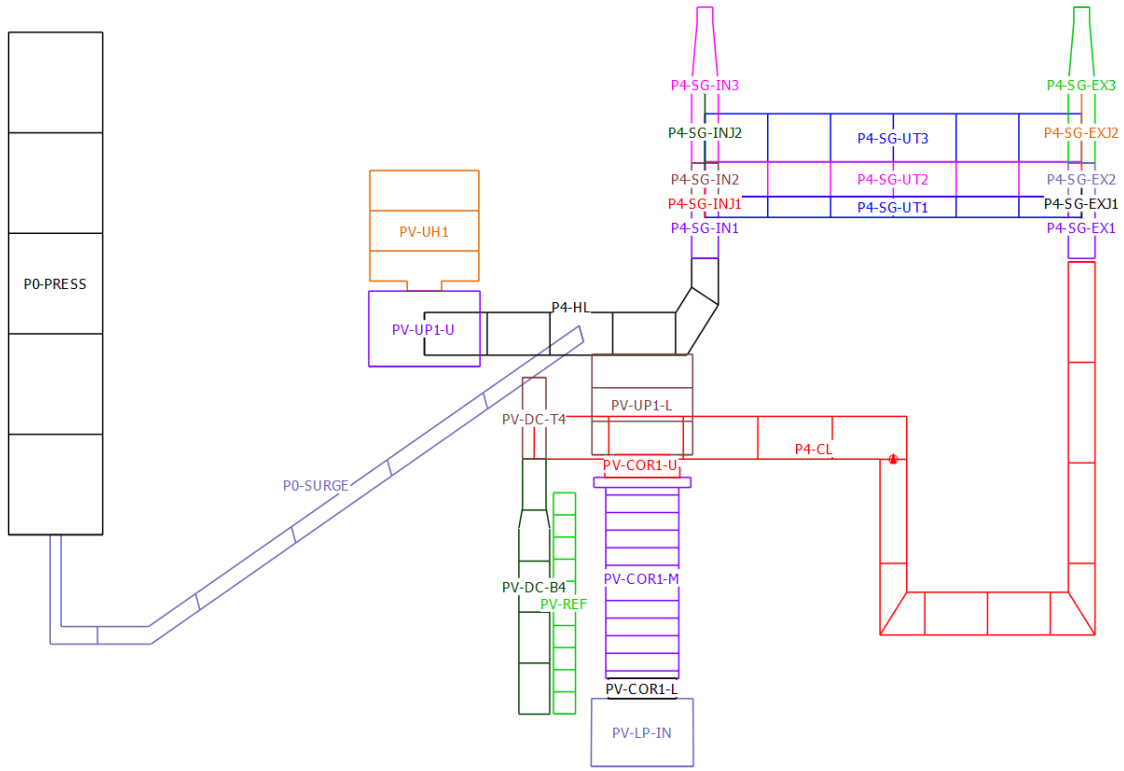
[28] Fabiano Gibson Daud Thulu, Ayah Elshahat, Mohamed H. M. Hassan, Simulation of VVER-1000 Guillotine Large Break Loss of Coolant Accident Using RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.5, 2021.

[29] Polina Tusheva, Frank Schäfer, Nils Reinke, Ulrich Rohde, Investigation On Accident Management Measures For VVER-1000 Reactors.

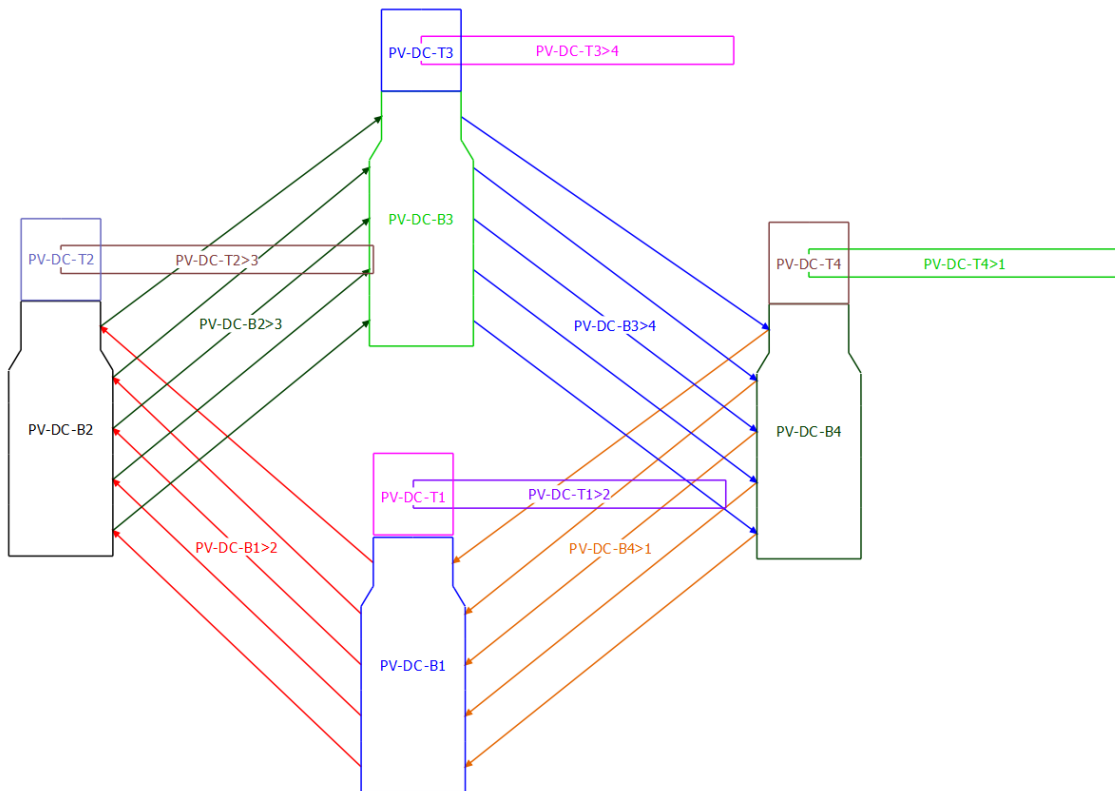
[30] Osman BİLEN, VVER-1200 Reaktöründe Soğutucu Kaybı Kazası ve Belirsizlik Analizi, 2020.

[31] M. Pouresgandar, O. Safarzadeh and S. Talebi, Evaluation of advanced accumulator in a VVER-1000 reactor in loss of coolant accident, 2022.

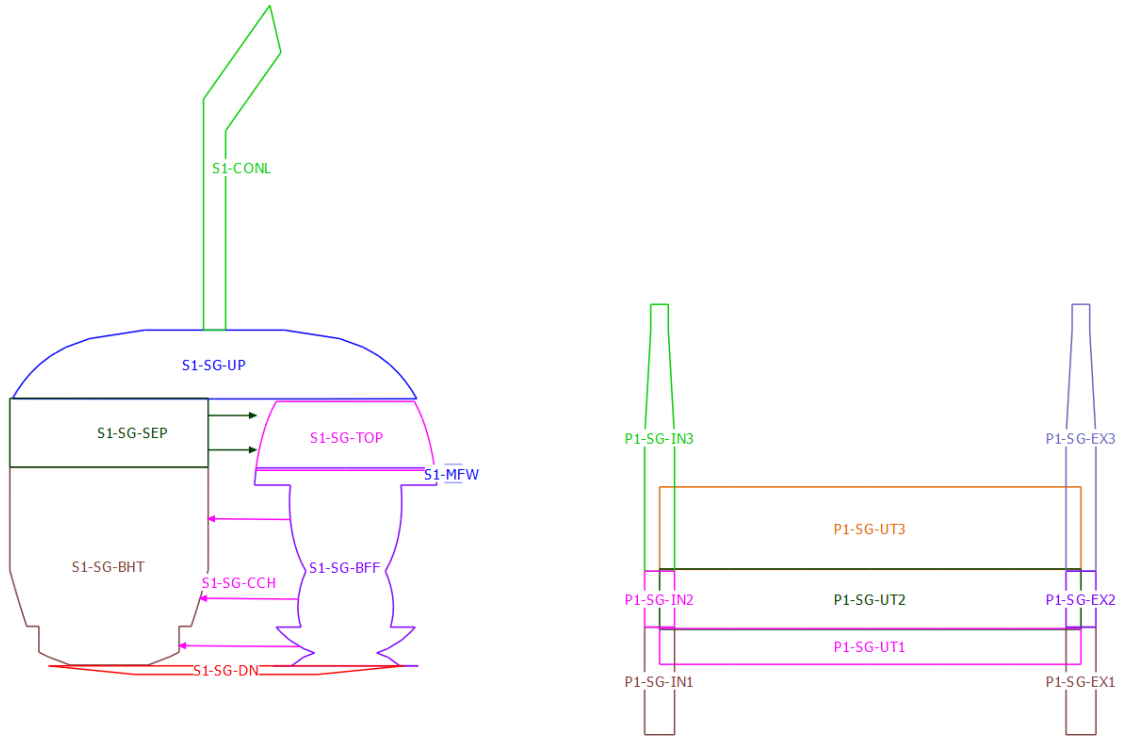
EK 3 – Dördüncü Döngü ve Basınçlandırıcının Nodalizasyonu



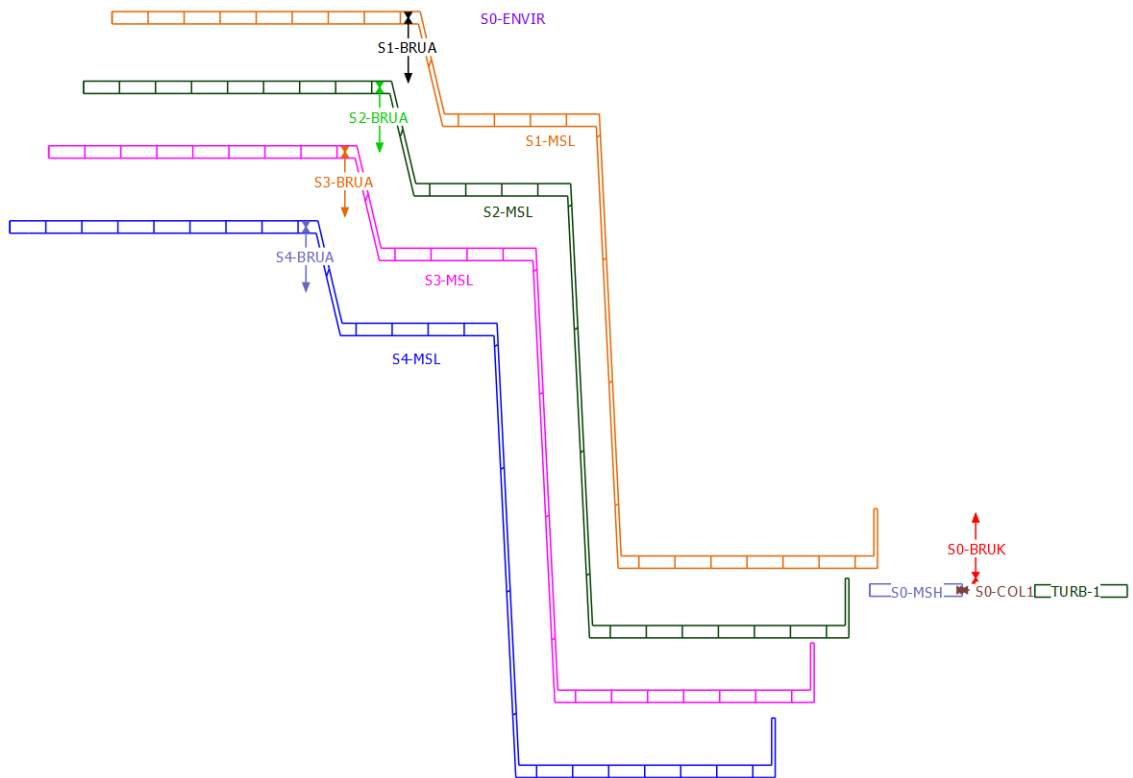
EK 4 – İnış Bölgesi Nodalizasyonu



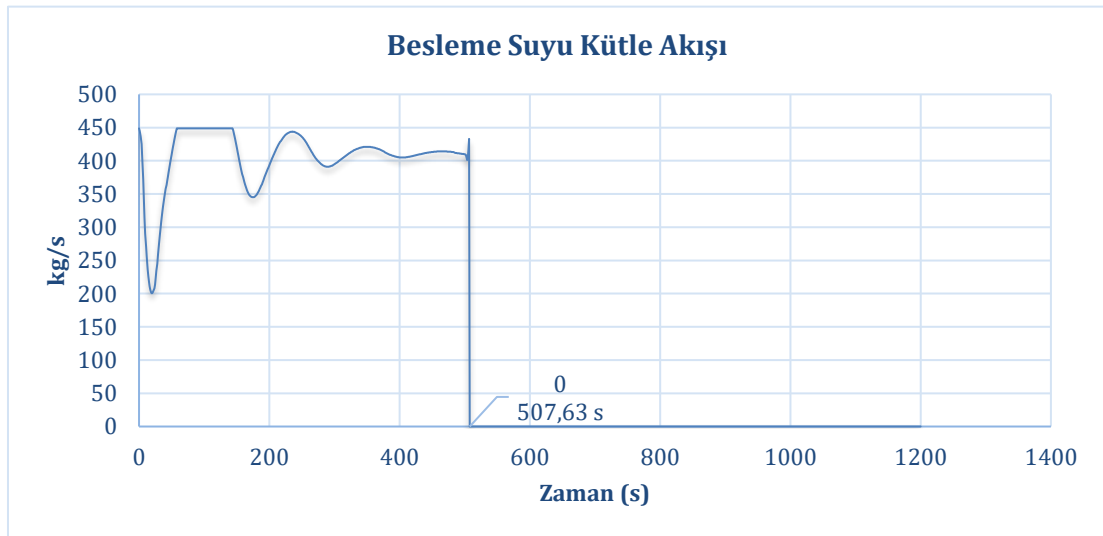
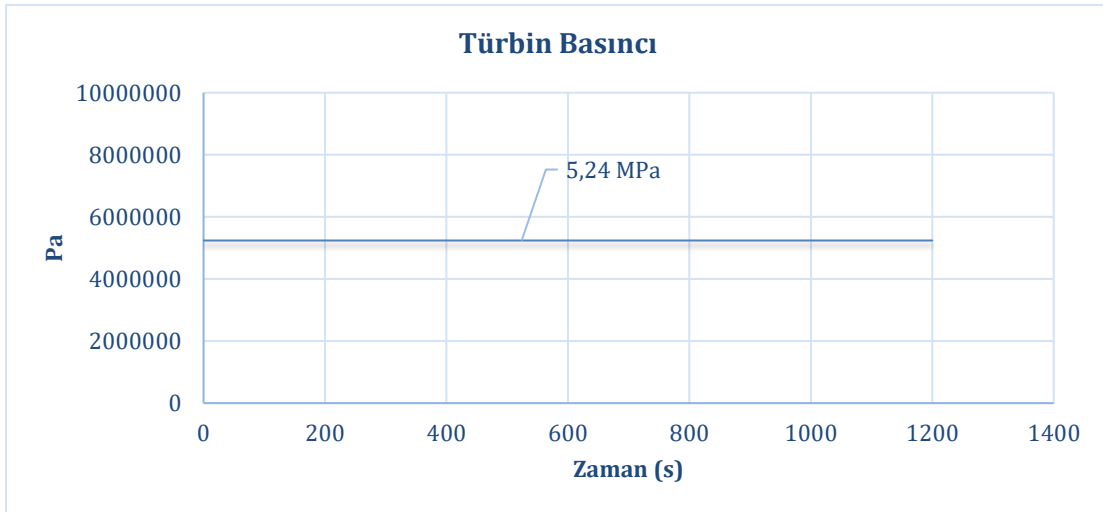
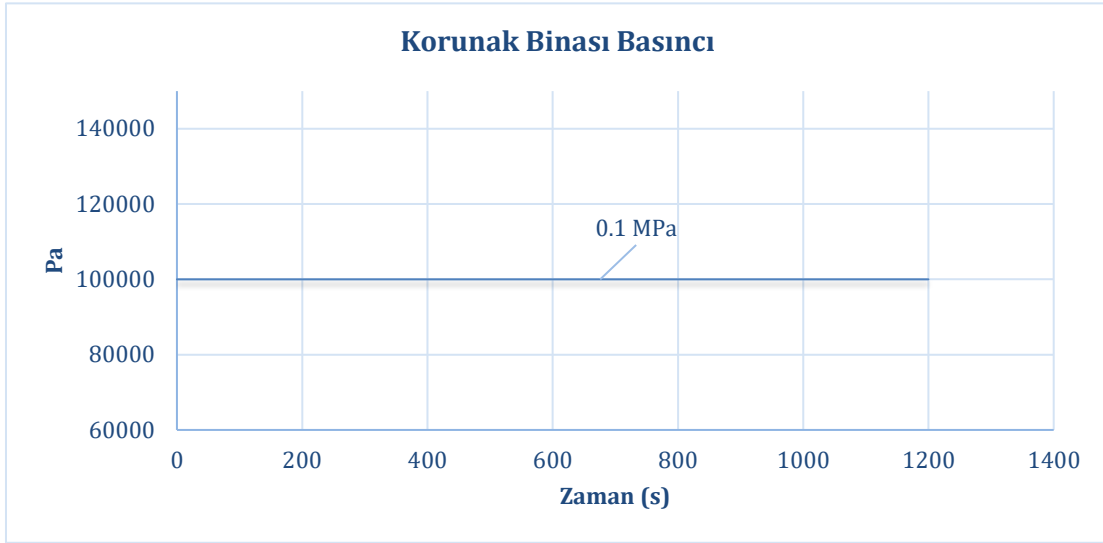
EK 5 – Yatay Buhar Üretcinin Nodalizasyonu

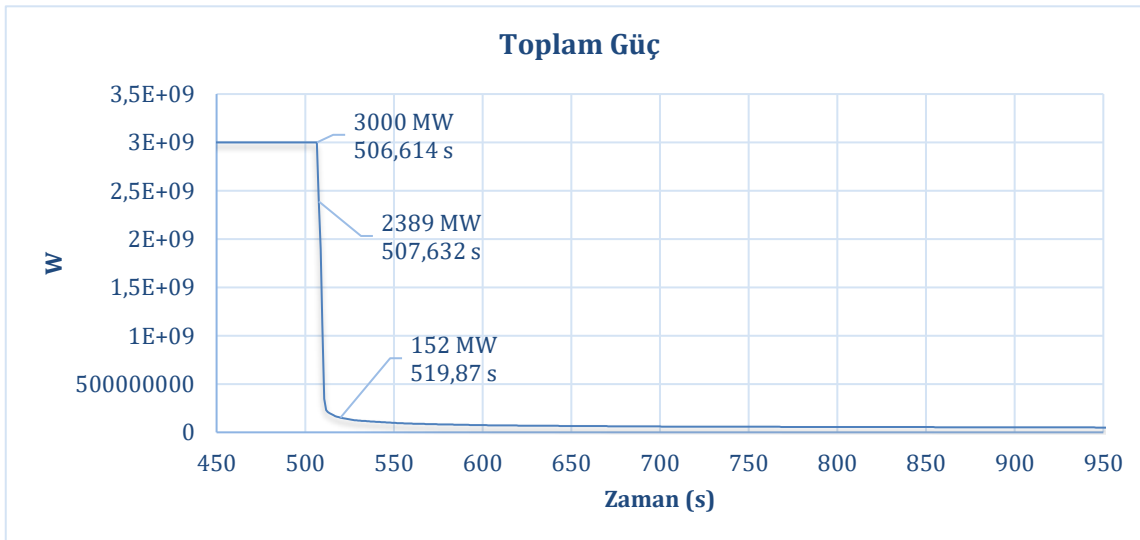
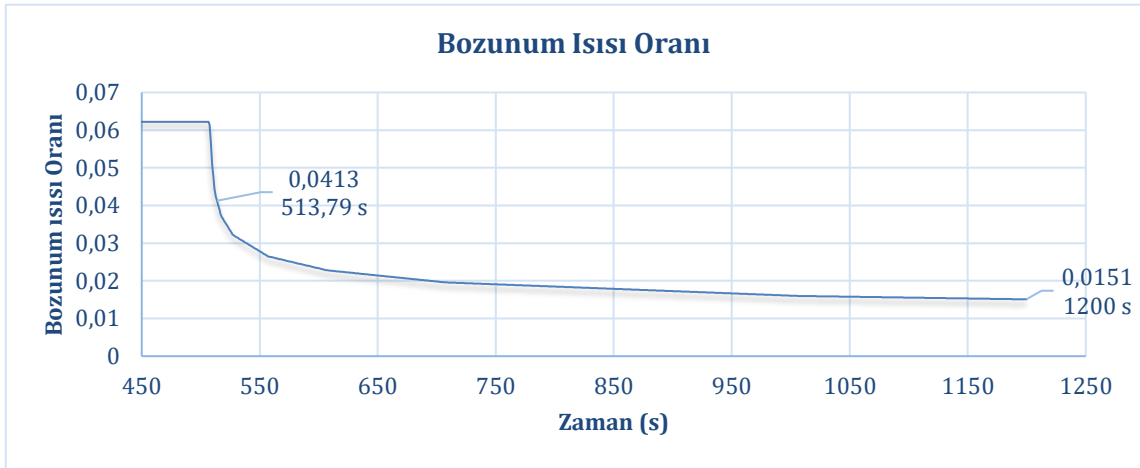
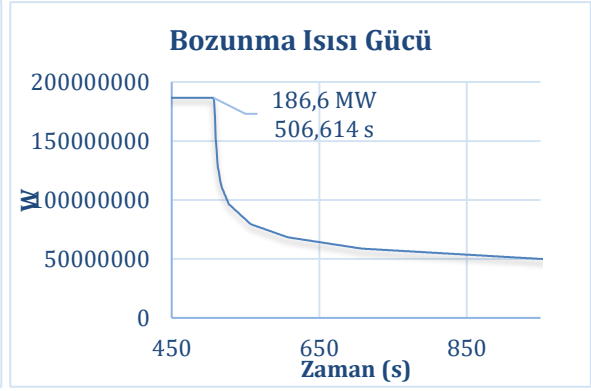
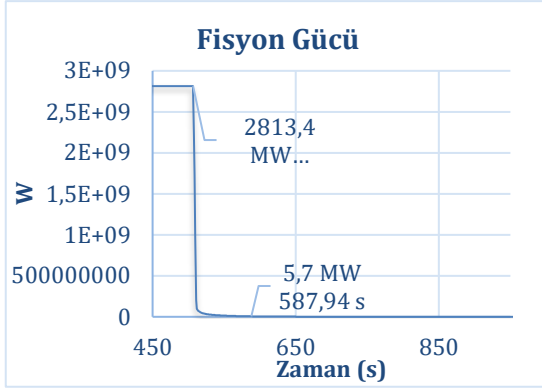


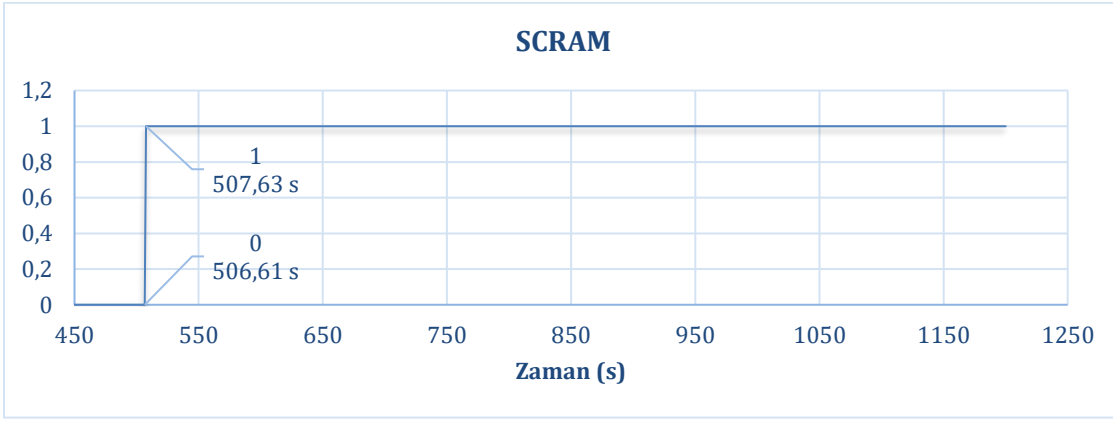
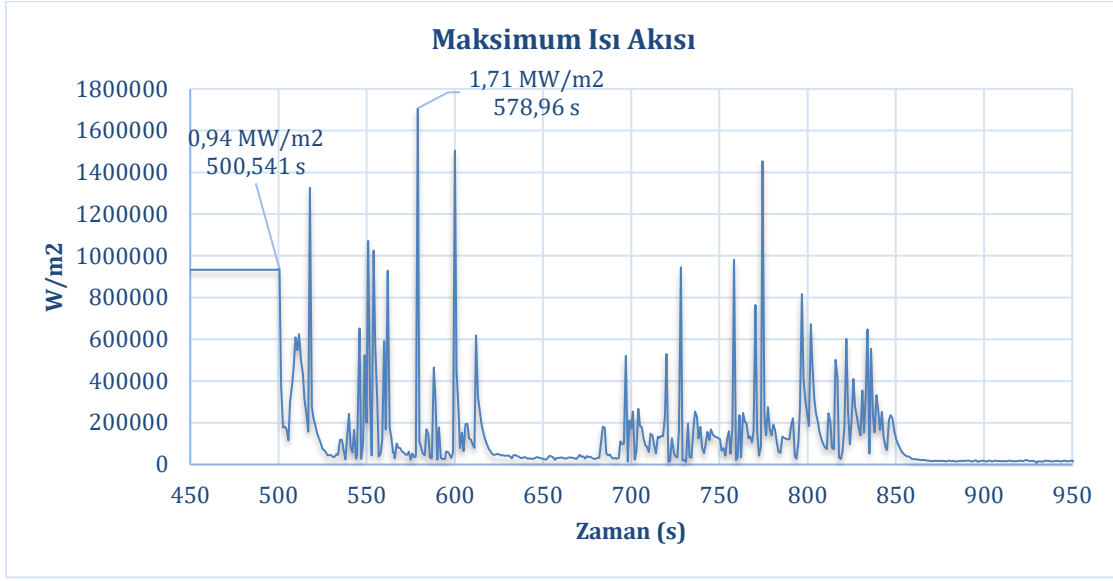
EK 6 – Ana Buhar Hatlarının Nodalizasyonu



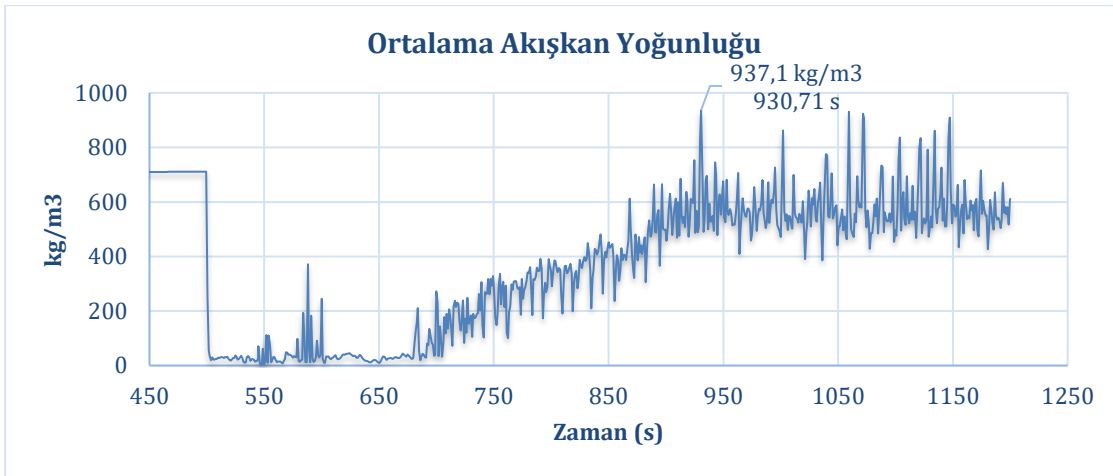
EK 7 – Senaryo 0 Kazasındaki Diğer Sonuçlar

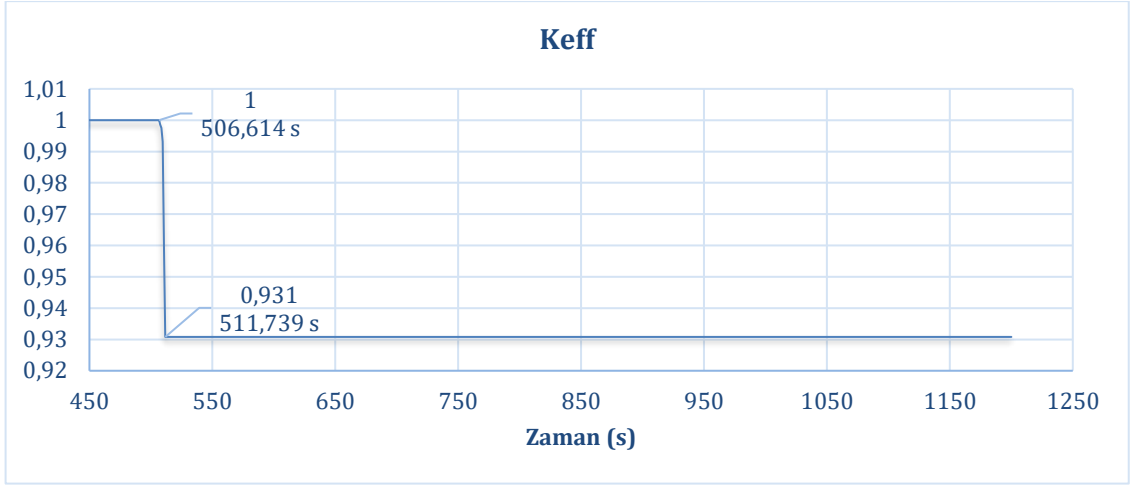




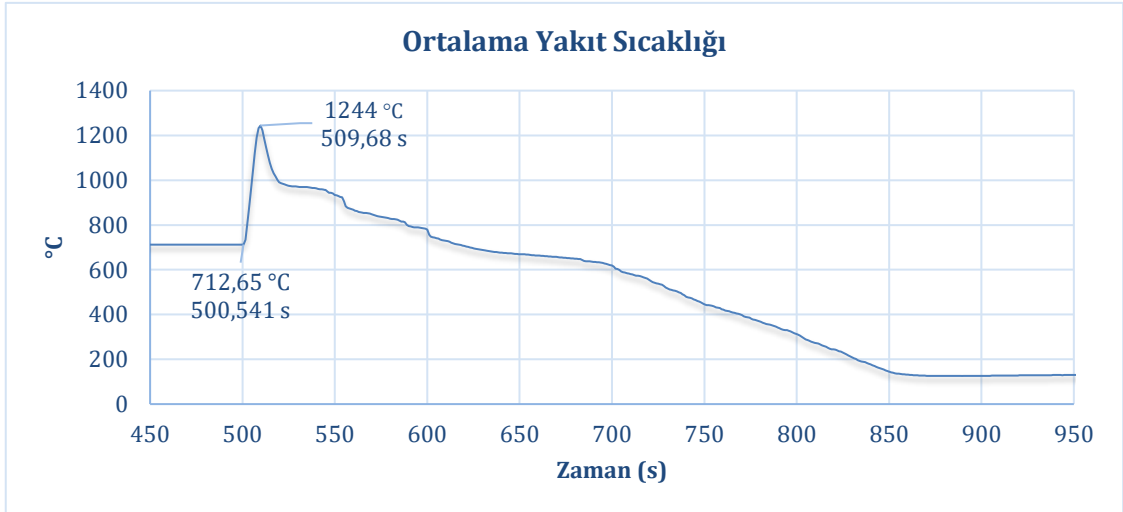
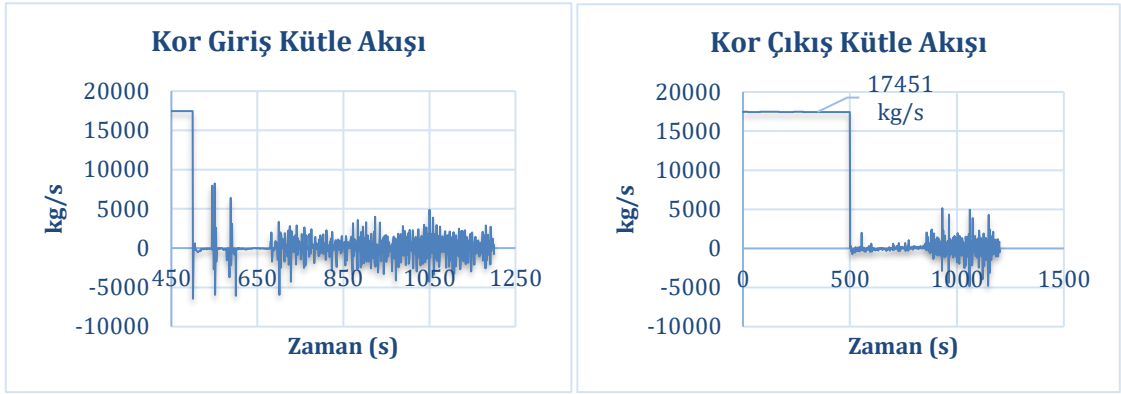


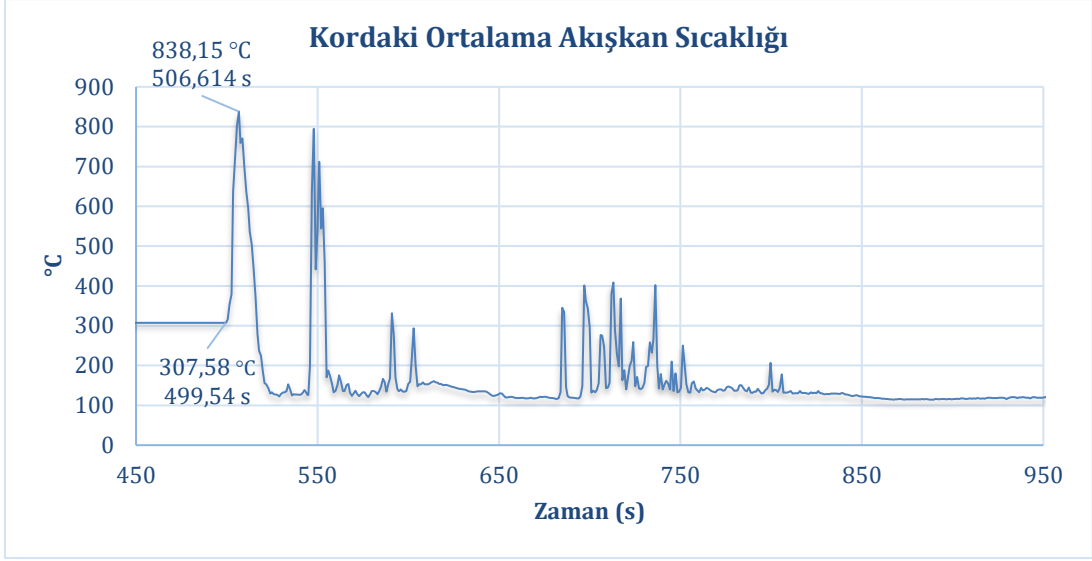
(Sistem, basınçlandırıcı seviyesi 4 m'nin altına düştüğünde ani olarak durdurulacak şekilde tasarlanmıştır. Bu durumda yukarıdaki şekilde de gösterildiği üzere tesis kazadan yaklaşık 7,5 s sonra SCRAM sınırını geçmiştir.)





(Çarpım faktöründeki bu azalma, boşluk yüzdesindeki artışa bağlı olarak su hacmi azaldıkça nötronun yavaşlatma olasılığının azalmasından kaynaklanmaktadır.)





ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Yasin YAMAN
Doğum yeri : Kırşehir
Doğum tarihi : 14.06.1985
Medeni hali : Evli
Yazışma adresi : Atapark mahallesi, Hâkim sokak, Evapark Konutları, B blok, 23 numara, Keçiören, Ankara
Telefon : 05348880477
Elektronik posta adresi : yasin.sare@hotmail.com.tr
Yabancı dili : İngilizce

EĞİTİM DURUMU

Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği
Yüksek Lisans :
Doktora :

İş Tecrübesi

2015 Mart – 2020 Nisan : Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
2020 Nisan - : Nükleer Düzenleme Kurumu

