

**VVER-1200 REAKTÖRÜNDE SOĞUTUCU KAYBI KAZASI VE
BELİRSİZLİK ANALİZİ**

**LOSS OF COOLANT ACCIDENT AND UNCERTAINTY
ANALYSES IN VVER-1200 REACTOR**

OSMAN BİLEN

PROF. DR. CEMİL KOCAR

Tez Danışmanı

DR. MARINA PEREZ FERRAGUT

Eş Danışman

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin

Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı için Öngördüğü

YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak hazırlanmıştır.

ETİK

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, tez yazım kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmada,

- tez içindeki bütün bilgi ve belgeleri akademik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi,
- görsel, işitsel ve yazılı tüm bilgi ve sonuçları bilimsel ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu,
- başkalarının eserlerinden yararlanılması durumunda ilgili eserlere bilimsel normlara uygun olarak atıfta bulunduğumu,
- atıfta bulunduğum eserlerin tümünü kaynak olarak gösterdiğimi,
- kullanılan verilerde herhangi bir değişiklik yapmadığımı,
- ve bu tezin herhangi bir bölümünü bu üniversite veya başka bir üniversitede başka bir tez çalışması olarak sunmadığımı

beyan ederim.

02 / 01 / 2020



OSMAN BİLEN

YAYINLANMA FİKRİ MÜLKİYET HAKLARI BEYANI

Enstitü tarafından onaylanan lisansüstü tezimin/raporumun tamamını veya herhangi bir kısmını, basılı (kağıt) ve elektronik formatta arşivleme ve aşağıda verilen koşullarla kullanıma açma iznini Hacettepe Üniversitesine verdiğimi bildiririm. Bu izinle Üniversiteye verilen kullanım hakları dışındaki tüm fikri mülkiyet haklarım bende kalacak, tezimin tamamının ya da bir bölümünün gelecekteki çalışmalarda (makale, kitap, lisans ve patent vb.) kullanım hakları bana ait olacaktır.

Tezin kendi orijinal çalışmam olduğunu, başkalarının haklarını ihlal etmediğimi ve tezimin tek yetkili sahibi olduğumu beyan ve taahhüt ederim. Tezimde yer alan telif hakkı bulunan ve sahiplerinden yazılı izin alınarak kullanması zorunlu metinlerin yazılı izin alarak kullandığımı ve istenildiğinde suretlerini Üniversiteye teslim etmeyi taahhüt ederim.

Yükseköğretim Kurulu tarafından yayınlanan “**Lisansüstü Tezlerin Elektronik Ortamda Toplanması, Düzenlenmesi ve Erişime Açılmasına İlişkin Yönerge**” kapsamında tezim aşağıda belirtilen koşullar haricinde YÖK Ulusal Tez Merkezi / H. Ü. Kütüphaneleri Açık Erişim Sisteminde erişime açılır.

- ☐ Enstitü / Fakülte yönetim kurulu kararı ile tezimin erişime açılması mezuniyet tarihinden itibaren 2 yıl ertelenmiştir.
- ☐ Enstitü / Fakülte yönetim kurulu gerekçeli kararı ile tezimin erişime açılması mezuniyet tarihinden itibaren ay ertelenmiştir.
- ☐ Tezim ile ilgili gizlilik kararı verilmiştir.

02 / 01 / 2020

 (İmza)

OSMAN BİLEN

ÖZET

VVER-1200 REAKTÖRÜNDE SOĞUTUCU KAYBI KAZASI VE BELİRSİZLİK ANALİZİ

Osman BİLEN

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Prof. Dr. Cemil KOCAR

Eş Danışman: Dr. Marina PEREZ FERRAGUT

Ocak 2020, 63 sayfa

Bu tezin amacı, RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.5 (RS MOD 3.5) en iyi tahmin analizi bilgisayar kodu kullanılarak VVER-1200 tipi bir reaktörde soğutucu kaybı kazası (LOCA) durumlarında ısı-hidrolik analizlerin yapılmasıdır. Hesaplamalar en yüksek zarf sıcaklığının (PCT) tahminine yönelik belirsizlik analizlerini de kapsamaktadır.

Çalışmada büyük ile orta boyutta kırık oluşumu durumları için acil durum kor soğutma sistemi (ECCS) performansının analiz edilmesine odaklanılmıştır. Özel olarak iki kırık boyutu incelenmiştir, bunlar: çift- taraflı giyotin kırık (DEGB) ve geçiş kırık boyutudur (TBS). Bu boyutların seçimi DEGB'nin tasarıma esas kaza olarak kabul edildiği güncel 10.CFR.50.46 kabul ölçütü ve bilhassa

“10.CFR.50.46 için önerilen risk-temelli alternatif LOCA kırık boyutu değışiklikleri” dikkate alınarak yapılmıştır.

Tez kapsamında, VVER-1200 tipi reaktörün “Moskova NPP” tasarımının temel alındığı bir RS modeli oluşturulmuştur. Model daha sonra belirtilen %200 (çift taraflı, giyotin) soğuk bacak kırılması ve %40,7 (tek taraflı, TBS) soğuk bacak kırılması LOCA koşullarında sistem davranışını gözlemlemek için kullanılmıştır. Ayrıca, PCT tahminindeki belirsizlikleri hesaplamak için RS kod versiyonunda entegre halde bulunan belirsizlik analizi paketi kullanılarak, belirsizlik analizleri yapılmıştır.

Çalışmada gerçekleştirilen analizler sonucunda her iki kaza durumu için de ECCS performansının yeterli düzeyde olduğu gözlemlenmiştir. Bu varsayımsal kazaların VVER-1200 reaktöründe tolere edilebileceği sonucuna varılmıştır. DEGB senaryosunda PCT en fazla 948,1 K değerine ulaşmıştır. TBS senaryosunda, sistem basınç kaybı DEGB’de olduğundan daha yavaş gerçekleşmektedir. Bu durum ECCS’in devreye girmesini geciktirmiştir. Bununla birlikte, kırık boyutunun daha küçük olması soğutucu kütle kaybının da daha az bir oranda olması ile sonuçlanmıştır. Dolayısıyla bozunma ısısının sistemden uzaklaştırılması başarılı bir şekilde gerçekleştirilmiştir. Hesaplanan PCT değeri normal işletme koşullarında zarf sıcaklığı değeri olan 627,7 K’i geçmemiştir. Belirsizlik hesaplamalarında PCT için üst limit değeri DEGB durumunda 1006,0 K ve TBS durumunda 630,1 K olarak belirlenmiştir. Ek olarak, her iki kaza senaryosunda da zarf oksitlenmesinin ve hidrojen üretiminin kayda değer bir düzeyde olmadığı sonucuna ulaşılmıştır.

Anahtar Kelimeler: VVER-1200, Belirsizlik Analizi, DEGB, TBS, LOCA, Isıl-Hidrolik Analiz

ABSTRACT

LOSS OF COOLANT ACCIDENT AND UNCERTAINTY ANALYSES IN VVER-1200 REACTOR

Osman BİLEN

Master of Science, Department of Nuclear Engineering

Supervisor: Prof. Dr. Cemil KOCAR

Co- Supervisor: Dr. Marina PEREZ FERRAGUT

January 2020, 63 pages

The objective of this thesis is to perform the thermal-hydraulic analysis of VVER-1200 reactor under Loss of Coolant Accident (LOCA) conditions including uncertainty calculations for the Peak Cladding Temperature (PCT) prediction using RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.5 (RS MOD 3.5) best-estimate computer code.

In this work the emphasis has been given to the analysis of the performance of the Emergency Core Cooling System (ECCS) under large to intermediate break conditions. Two specific break sizes were studied: the Double-Ended Guillotine Break (DEBG), and the Transition Break Size (TBS). The selection of these break sizes emerged from the current 10.CFR.50.46 acceptance criteria, where DEGB

is considered as a design basis accident (DBA), and particularly from the “proposed amendments to 10.CFR.50.46 providing risk-informed alternative LOCA break size”.

Within the scope of this thesis, an RS input model was generated based on the “Moscow NPP” design of VVER-1200 type reactor. The model was then used to observe the system behavior in the specified LOCA conditions namely for a 200% (double-ended, guillotine) cold leg break and for a 40.7% (single-ended, TBS) cold leg break. Furthermore, to account for the uncertainty in the PCT predictions, uncertainty calculations were carried out utilizing the integrated uncertainty package available in the RS MOD 3.5 code version.

The simulations performed in this study show that the ECCS performance is satisfactory in both accident scenarios. Therefore, we conclude that both hypothetical accidents can be tolerated in the VVER-1200 reactor. In the DEGB scenario the PCT reached a maximum of 948.1 K degree. In the TBS scenario, the system pressure loss rate is inferior to that in the DEGB case, resulting in a delay in the ECCS initiation. Nevertheless, smaller break results in a decreased mass of coolant loss rate and as a consequence decay heat removal were accomplished in a successful manner. The calculated PCT value never exceeded 627.7 K which is the cladding temperature during normal operation. Upon performing the uncertainty calculations, the upper limit for PCT was determined to be 1006.0 K under the DEGB scenario and 630.1 K for TBS. It is also concluded that the oxidation of the cladding is negligible and no remarkable hydrogen generation will result in both accidents.

Keywords: VVER-1200, Uncertainty Analysis, DEGB, TBS, LOCA, Thermal-Hydraulic Analysis

TEŞEKKÜR

Tez çalışmam boyunca değerli katkılarda bulunan ve bana sonsuz sabırla yol gösterip, beni çalışmaya teşvik eden danışmanım Sayın Prof. Dr. Cemil KOCAR'a, her ne kadar yüz yüze tanışma imkânımız olmasa da hiçbir yardımını esirgemeyen ve bu tezi yazmamda büyük emeği olan eş danışmanım Sayın Dr. Marina PEREZ FERRAGUT'a sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

RELAP5/SCDAPSIM uygulamasını öğrenmem sırasında ve ileri aşamalarda her daim bana destek olan başta Sayın Dr. Anuj TRIVEDI olmak üzere bütün ISS ailesine, hiç bir zaman gerek bilimsel anlamda ve gerekse maddi, manevi anlamda yardımını esirgemeyen kıymetli hocam Sayın Dr. Şule ERGÜN'e, tez çalışmamdaki katkılarından dolayı değerli jüri üyeleri Sayın Prof. Dr. İlker TARI'ya, Sayın Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN'e, Sayın Prof. Dr. Ayhan YILMAZER'e ve Sayın Dr. Erol ÇUBUKÇU'ya sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği Ailesine, değerli hocalarıma ve başta Sayın Dr. Osman Şahin ÇELİKTEN olmak üzere bütün araştırma görevlisi arkadaşlarıma özel teşekkürlerimi sunarım.

Her zaman aldığım kararlar konusunda beni destekleyen, maddi ve manevi her daim yanımda olan başta annem ve babam olmak üzere aileme sonsuz sevgi ve şükranlarımı iletirim.

İÇİNDEKİLER

ÖZET	i
ABSTRACT	iii
TEŞEKKÜR	v
İÇİNDEKİLER	vi
ŞEKİLLER DİZİNİ	viii
ÇİZELGELER DİZİNİ	ix
SİMGELER VE KISALTMALAR	x
1. GİRİŞ	1
1.1. Soğutucu Kaybı Kazası (LOCA), Çift-Taraflı Kırık (DEGB) ve Tasarıma Esas Kaza (DBA)	2
1.2. Geçiş Kırık Boyutu (TBS)	3
1.3. VVER-1200 Tipi Nükleer Reaktör	3
1.3.1. Temel Tasarım Parametreleri	4
1.3.2. Reaktör Temel Bileşenleri	6
1.3.2.1. Reaktör Koruması ve Yakıt Demeti	6
1.3.2.2. Basınçlandırıcı	7
1.3.2.3. Ana Soğutucu Pompası	8
1.3.2.4. Birincil Devre Boru Sistemi	8
1.3.2.5. Buhar Üretici	8
1.3.3. Acil Durum Kor Soğutma Sistemi (ECCS)	10
1.3.3.1. Aktif ECCS	10
1.3.3.1.1. Yüksek Basınç Enjeksiyon Sistemi (HPIS) ve Düşük Basınç Enjeksiyon Sistemi (LPIS) İçin Sınır Koşulları	10
1.3.3.2. Pasif ECCS	12
1.3.3.2.1. Birincil Kademe Hidro-Akümülatör Sistemi (1 st PA) ve İkincil Kademe Hidro-Akümülatör Sistemi (2 nd PA) İçin Sınır Koşulları	12
1.3.4. Diğer ECCS Bileşenleri ve Güvenlik ile İlgili Sistemler	14

1.4. RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.5	15
1.4.1. RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.5 Belirsizlik Analizi	17
2. REAKTÖRÜN MODELLENMESİ VE BENZEŞİMLER	19
2.1. Kazalar Sırasında Emre Amade Olduğu Varsayılan ECCS Bileşenleri ve Diğer Kabuller	21
2.1.1. Korunak Binası Basıncı	22
2.1.2. Kor Geometrisi	22
2.2. Kaza Senaryoları ve Benzeşimler İçin Açıklamalar	23
3. BELİRSİZLİK PARAMETRELERİNİN BELİRLENMESİ	26
4. SONUÇLAR VE TARTIŞMA	28
4.1. Kararlı Durum	28
4.2. DEGB Senaryosu İçin Sonuçlar	31
4.2.1. Olay Silsilesi (DEGB)	31
4.2.2. Temel Durum (DEGB)	32
4.2.3. Belirsizlik Analizi (DEGB)	36
4.3. TBS Senaryosu İçin Sonuçlar	37
4.3.1. Olay Silsilesi (TBS)	37
4.3.2. Temel Durum (TBS)	38
4.3.3. Belirsizlik Analizi (TBS)	40
5. SONUÇ VE ÖNERİLER	42
6. KAYNAKLAR	44
EKLER	48
EK 1 – Hidro-Akümülatörler ve Bağlantı Noktaları Tasviri	48
EK 2 – Birincil Devre Tasviri	49
EK 3 – İkincil Devre Tasviri	50
EK 4 – RELAP Hidrodinamik Elemanları	51
EK 5 – RELAP Belirsizlik Analizi Kurulum Girdisi	54
EK 6 – Belirsizlik Parametreleri, Varyasyonlar	58
EK 7 - Tez Çalışması Orijinallik Raporu	59
ÖZGEÇMİŞ	60

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1. Basitleştirilmiş VVER-1200 diyagramı [8].....	5
Şekil 1.2. Reaktör temel bileşenleri [8]	6
Şekil 2.1. ECCS ve bağlantı noktalarının tasviri	19
Şekil 2.2. Normal çalışma durumu için birincil devre tasviri	20
Şekil 2.3. İkincil devre tasviri.....	20
Şekil 2.4. Korunak binası DEGB için zamana bağlı basınç değişimi [31]	22
Şekil 2.5. VVER-1000 kor geometrisi [32]	23
Şekil 2.6. DEGB için sistem üzerinde yapılan değişikliklerin tasviri	24
Şekil 2.7. TBS için sistem üzerinde yapılan değişikliklerin tasviri	25
Şekil 4.1. Termal güç.....	29
Şekil 4.2. Kor çıkış basıncı	29
Şekil 4.3. Birincil devrede soğutucu toplam kütle debisi	30
Şekil 4.4. Kor içinde soğutucu sıcaklık değişimi	30
Şekil 4.5. PCT.....	31
Şekil 4.6. Termal güç (DEGB)	33
Şekil 4.7. Kor çıkış basıncı (DEGB).....	33
Şekil 4.8. Kaçak toplam kütle debisi (DEGB).....	34
Şekil 4.9. PCT (DEGB)	34
Şekil 4.10. Kaza başlangıcından sonra oksidasyon hızı (DEGB)	35
Şekil 4.11. Kaza başlangıcından sonra hidrojen üretim hızı (DEGB).....	35
Şekil 4.12. Kümülatif toplam hidrojen üretimi (DEGB)	36
Şekil 4.13. 60 farklı durum için PCT (DEGB).....	36
Şekil 4.14. PCT alt ve üst limitleri (DEGB).....	37
Şekil 4.15. Termal güç (TBS).....	38
Şekil 4.16. Kor çıkış basıncı (TBS)	39
Şekil 4.17. Kaçak toplam kütle debisi (TBS).....	39
Şekil 4.18. PCT (TBS)	40
Şekil 4.19. 60 farklı durum için PCT (TBS).....	41
Şekil 4.20. PCT alt ve üst limitleri (TBS).....	41

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.1. VVER-1200 temel tasarım parametreleri [7]*	4
Çizelge 1.2. Reaktör koru ve yakıt demeti parametreleri.....	7
Çizelge 1.3. Basınçlandırıcı parametreleri	7
Çizelge 1.4. Ana soğutucu pompası parametreleri.....	8
Çizelge 1.5. Buhar üretici parametreleri.....	9
Çizelge 1.6. Aktif ECCS bileşenleri [8]	10
Çizelge 1.7.a. HPIS Basınca bağlı kütle debisi değişimi [14]	11
Çizelge 1.7.b. LPIS Basınca bağlı kütle debisi değişimi [14].....	11
Çizelge 1.8. Pasif hidro-akümülatörler [8]	12
Çizelge 1.9.a. 1 st PA özellikleri ve sınır şartları [16]	12
Çizelge 1.9.b.1. 2 nd PA için zamana göre kütle debisi değişimi [16].....	13
Çizelge 1.9.b.2. 2 nd PA özellikleri [16]	13
Çizelge 1.10.a. Diğer ECCS bileşenleri ve güvenlik ile ilgili sistemler [8]	14
Çizelge 1.10.b. Diğer ECCS bileşenleri ve güvenlik ile ilgili sistemler [8]	15
Çizelge 4.1. Kararlı durum benzeşimi sonuçları ve referans değerler	28
Çizelge 4.2. DEGB olay silsilesi	31
Çizelge 4.3. PCT değer aralığı	37
Çizelge 4.4. TBS Olay Silsilesi	37

SİMGELER VE KISALTMALAR

1 st PA	Birincil Kademe Hidro-Akümülatör Sistemi (Pasif)	1 st Stage Passive Accumulator System
2 nd PA	İkincil Kademe Hidro-Akümülatör Sistemi (Pasif)	2 nd Stage Passive Accumulator System
ATR	Gelişmiş Test Reaktörü	Advanced Test Reactor
BE	En İyi Tahmin	Best Estimate
BWR	Kaynar Su Reaktörü	Boiling Water Reactor
CFR	Federal Düzenlemeler Kanunu	Code of Federal Regulations
DBA	Tasarıma Esas Kaza	Design Basis Accident
DEGB	Çift-Taraflı Giyotin Kırık	Double-Ended Guillotine Break
ECCS	Acil Durum Kor Soğutma Sistemi	Emergency Core Cooling System
GRS	Alman Tesis ve Reaktör Güvenliği Derneği	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
HPIS	Yüksek Basınç Enjeksiyon Sistemi	High Pressure Injection System
HVAC	Isıtma, Havalandırma ve İklimlendirme	Heating, Ventilation, and Air Conditioning
I&C	Enstrümantasyon ve Kontrol	Instrumentation and Control
ISS	Innovative System Software	
LOCA	Soğutucu Kaybı Kazası	Loss of Coolant Accident

LPIS	Düşük Basınç Enjeksiyon Sistemi	Low Pressure Injection System
NPP	Nükleer Güç Santrali	Nuclear Power Plant
PCT	En Yüksek Zarf Sıcaklığı	Peak Cladding Temperature
PDF	Olasılık Dağılım Fonksiyonu	Probability Distribution Function
PHRS	Pasif Isı Uzaklaştırma Sistemi	Passive Heat Removal System
PWR	Basıncılı Su Reaktörü	Pressurized Water Reactor
SBLOCA	Küçük Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası	Small Break Loss of Coolant Accident
SBO	Santral Kararması	Station Blackout
SCRAM	Ani Durdurma	Safety Cut Rope Axe Man
TBS	Geçiş Kırık Boyutu	Transition Break Size
U.S. NRC	Amerika Birleşik Devletleri Nükleer Düzenleme Komisyonu	United States Nuclear Regulatory Commission
VVER	Su-Su Enerji Reaktörü	Vodo-Vodyanoi Energetičeskiy Reaktör

1. GİRİŞ

Nükleer güç santrallerinin tasarlanması ve lisanslanması süreçlerinde birçok sayıda analizlerin yapılması gerekmektedir. Bunlar arasında tasarıma esas kaza (DBA) olarak kabul edilen soğutucu kaybı kazaları (LOCA) ve özellikle çift-taraflı giyotin kırık (DEGB) incelenmesi gereken önemli kaza koşullarıdır.

Reaktör tasarımları, LOCA ile başa çıkabilmek için acil durum kor soğutma sistemine (ECCS) sahiptirler. Bu sistem belirtilen kaza durumlarında bozunma ısısının uzaklaştırılmasını gerçekleştirilebilmek için tasarlanmaktadır. ECCS için ölçütler Amerika Birleşik Devletleri Nükleer Düzenleme Komisyonu (U.S. NRC) tarafından oluşturulmuş Federal Düzenlemeler Kanununun 10. Maddesi Bölüm 50.46'da (10.CFR.50.46) belirtilmektedir. Bu düzenlemeye göre, en yüksek zarf sıcaklığı (PCT) olarak adlandırılan zarf yüzeyi en yüksek sıcaklığının hesaplanan değeri 1204 °C (1477,59 K)'i geçmemeli; hesaplanan toplam zarf oksidasyonu, oksidasyon öncesi toplam zarf kalınlığının % 17 sini hiçbir bölgede geçmemeli ve hesaplanan toplam hidrojen üretim miktarı, "plenum" hacmini çevreleyen zarf hariç, yakıt kısmını çevreleyen bütün zarf malzemesinin su veya buhar ile kimyasal reaksiyona girmesi sonucu oluşacak varsayımsal hidrojen miktarının % 1'inden fazla olmamalıdır. [1]. (Ayrıntılar ve diğer ölçütler için lütfen referans [1]'e bakınız).

U.S. NRC, 10.CFR.50.46 için alternatif risk-temelli kurallar oluşturmaya çalışmıştır. Bu kurallarda güncel LOCA aralığının iki bölgeye ayrılması önerilmektedir. Bu iki bölge arasındaki sınır Geçiş Kırık Boyutu (TBS) olarak adlandırılmıştır. DEGB ve TBS'den daha büyük boyuttaki diğer kırıkları içeren ikinci bölgenin tasarım ötesi kaza olarak değerlendirilebileceğini belirtilmiştir. [2]

Güncel 10.CFR.50.46 ve TBS kavramı dikkate alınarak, bu çalışma kapsamında VVER-1200 reaktöründe iki özel kırık boyutu için ECCS performansını gözlemlemeye yönelik ısı-hidrolik analizler gerçekleştirilmiştir. Analizi yapılan

kırıklar TBS ve DEGB'dir. Analizler RELAP5/SCDAPSIM (RS) MOD 3.5 en iyi tahmin bilgisayar kodu kullanılarak yapılmıştır. Ayrıca, RS MOD 3.5 koduna entegre edilmiş belirsizlik analizi paketi kullanılarak, PCT'nin belirlenmesinde var olabilecek belirsizliklere yönelik belirsizlik hesaplamaları da çalışmaya dahil edilmiştir.

Rus tasarımı reaktörler, özellikle de VVER-1200 tasarımı için, bildiğimiz kadarıyla literatürde TBS kavramıyla ilgili bir çalışmanın olmaması ve buna ilaveten Türkiye'de devam eden VVER-1200 inşaatı bu çalışmanın gerçekleştirilmesindeki temel motivasyonlarımız olmuştur.

1.1. Soğutucu Kaybı Kazası (LOCA), Çift-Taraflı Kırık (DEGB) ve Tasarıma Esas Kaza (DBA)

Soğutucu kaybı kazası (LOCA), U.S. NRC tarafından şöyle tanımlanmaktadır: LOCA, reaktör soğutucusu basınç hattındaki kırıklardan reaktör soğutma sistemindeki en büyük borunun çift-taraflı kopması sonucu oluşacak kırık boyutu da dahil olmak üzere bu aralıktaki kırık boyutlarını kapsayan, reaktör toparlama ("makeup") sisteminin kapasitesinin ötesinde bir oranda reaktör soğutucusu kaybı ile sonuçlanması öngörülen kazalardır [3].

Çift-taraflı giyotin kırık (DEGB) ise bir borunun tamamen kırılması anlamına gelir. %200 kırık olarak da isimlendirilmektedir. Örneğin A büyüklüğünde akış alanına sahip olan bir boru DEGB sonrası varsayımsal olarak 2A büyüklüğünde akış alanına sahip olacaktır.

Tasarıma Esas Kaza (DBA) ise, halkın sağlığından ve güvenliğinden emin olmak için nükleer santrallerin sistemlerini, yapılarını ve bileşenlerini kaybetmeden bütünlüğünü koruyacak bir şekilde tasarımın dayandırıldığı ve buna göre inşa edildiği, varsayımsal kazadır [4].

1.2. Geçiş Kırık Boyutu (TBS)

Bahsedildiği üzere U.S. NRC 10.CFR.50.46 için alternatif risk-temelli kurallar oluşturmaya çalışmıştır. Bu kurallarda, güncel LOCA aralığını iki bölgeye ayıran Geçiş Kırık Boyutu (TBS) olarak adlandırılmış bir sınır bulunmaktadır. Bu çalışmaların bir öngörüsü olarak, mevcut ECCS ölçütlerinin küçük boyutlu kırıklardan TBS'e kadar olan bölge için aynı kalacağı ve bu kazaların DBA olarak nitelendirilmeye devam edeceği belirtilmiştir. İlave olarak, TBS'den daha büyük boyuttaki kırıkları içeren ikinci bölgenin ise tasarım ötesi kaza olarak nitelendirilebileceği vurgulanmaktadır. TBS'in tanımlanması ise şu şekilde yapılmaktadır: TBS, belirli bir reaktör için belirli bir boru sisteminin iç çapının kesitsel akış alanına eşit bir alana sahip kırık boyutudur. Basıncılı su reaktörlerinde (PWR) bu alan birincil devreye bağlı olan en büyük çaptaki boru sisteminin kesitsel akış alanı olarak belirlenmiştir [5]. Güncel kurallara ek olarak böyle bir terim ortaya koyma ihtiyacı, tanımlanan büyüklükte bir kırık oluşma olasılığının DEGB oluşumuna göre daha muhtemel olmasıdır. Bir diğer amaç da tasarımlara ve ECCS analizlerine esneklik getirmektir [6].

TBS ile ilgili VVER-1200 reaktörüne yönelik erişilebilir bir çalışma olmadığı için VVER-1200'de TBS boyutu, TBS tanımından yola çıkılarak 346 mm [7] çapa sahip basınçlandırıcı bağlantı borusunun kesit alanı olarak kabul edilmiştir.

1.3. VVER-1200 Tipi Nükleer Reaktör

İlk VVER (Vodo-Vodyanoi Energetičeskiy Reaktör) reaktörlerinin inşasına 1960'lı yıllarda başlanmıştır [8]. VVER tasarımı aslında bir PWR tasarımıdır. Ancak, batılı benzerleri ile arasında yatay buhar üretici, altıgen yakıt demetleri gibi farklılıklar bulunmaktadır.

VVER-1200 veya AES-2006 tasarımı VVER-1000 tasarımlarının bir sonraki neslidir. Reaktör 3200 MW termal güç kapasitesine sahiptir. Soğutucu ve yavaşlatıcı olarak hafif su kullanılan 4 döngülü bir tasarımıdır. Nesil 3+ olarak sınıflandırılır. Güç üretme kapasitesinde yapılan iyileştirmelerin yanı sıra, en

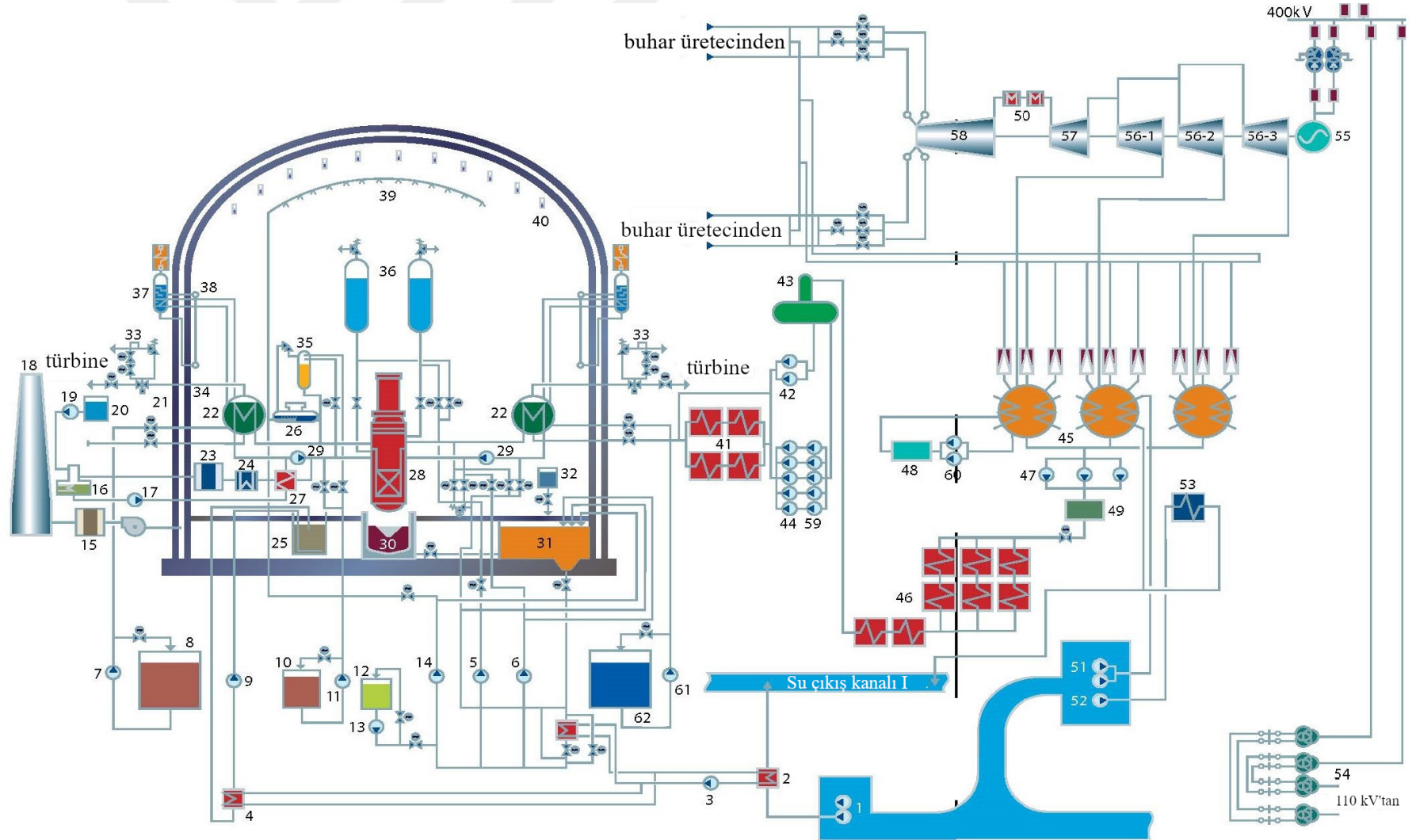
önemli ve dikkat çeken geliştirme, pasif ve aktif güvenlik sistemlerinin VVER-1200 tasarımında birlikte kullanılıyor olmasıdır. Bir DBA sırasında, bozunma ısısının uzaklaştırılması 24 saatlik bir süre zarfı için herhangi bir güç kaynağı veya kişisel müdahaleye gerek kalmadan gerçekleştirilebilmektedir. Dahası, bu süre bağımsız güç kaynakları sayesinde 72 saate kadar çıkarılabilmektedir. [9] IAEA'in 01-08-2011 tarihli durum raporuna göre tahmin edilen ciddi kor hasarı 1.0×10^{-6} /yıl değerine ulaşmamakta ve acil durum radyoaktivite salım olasılığı 1.0×10^{-7} /yıl değerini geçmemektedir [7].

1.3.1. Temel Tasarım Parametreleri

Çizelge 1.1. VVER-1200 temel tasarım parametreleri [7]*

Reaktör ısı gücü	3200 MW
Kor çıkış basıncı	16,2 MPa
Soğutucu sıcaklığı (reaktör girişinde)	298,2 °C
Soğutucu sıcaklığı (reaktör çıkışında)	328,9 °C
Soğutucu Hacimsel Debisi	86000 m ³ /sa

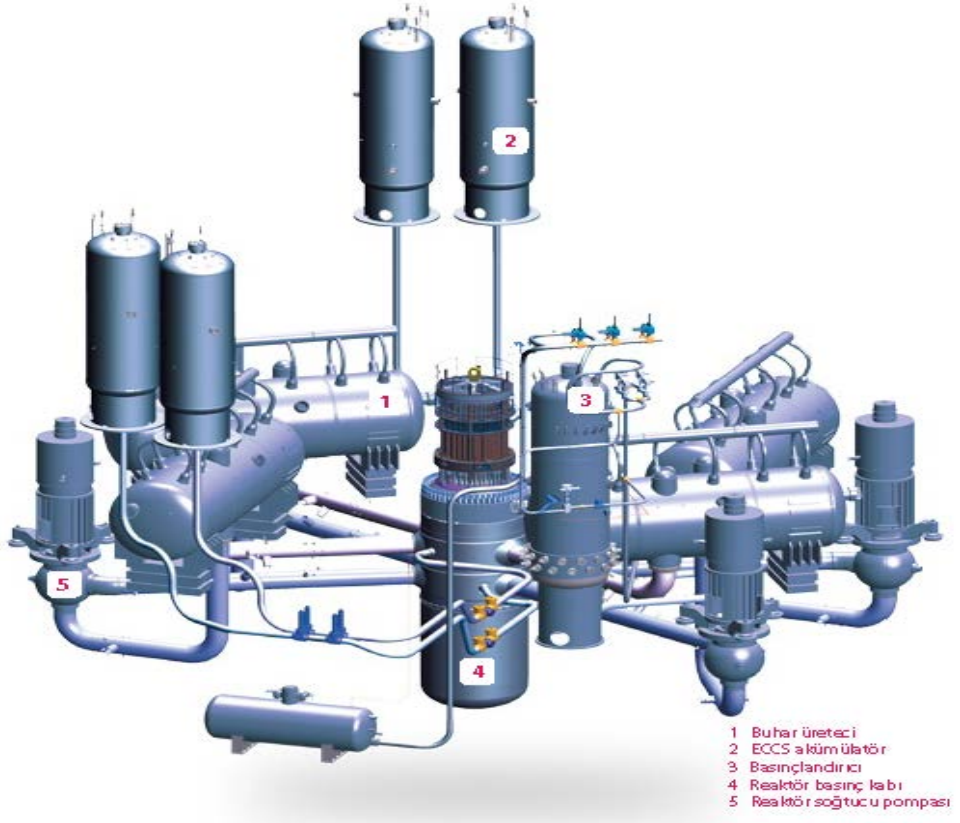
*: Farklı VVER-1200 tasarımları için Çizelge 1.1'de verilen değerlerde bazı değişiklikler gözlenebilir.



Şekil 1.1. Basitleştirilmiş VVER-1200 diyagramı [8]

1.3.2. Reaktör Temel Bileşenleri

Reaktör temel bileşenleri: reaktör kuru ve yakıt demeti, basınçlandırıcı, ana soğutucu pompası, birincil devre boru sistemi ve buhar üreticidir.



Şekil 1.2. Reaktör temel bileşenleri [8]

1.3.2.1. Reaktör Kuru ve Yakıt Demeti

Reaktör kuru içinde her biri 312 yakıt çubuğu içeren 163 adet yakıt demeti bulunmaktadır. Yakıt demetlerinin toplam uzunluğu 4,57 metredir [7]. Yakıt çubukları içerisinde aktif bölge olarak tabir edilen, yakıt peletlerinin yerleştirildiği bölgenin uzunluğu VVER-1000 reaktörlerinde 3,53 metredir. Bu uzunluk VVER-1200 reaktörlerinde 3,73 metreye çıkarılmıştır [8]. Uzunluk artışı yapılırken, yakıt demetlerinin toplam uzunluğu sabit tutulmuş sadece alt ve üst kuyruk kısımlarında kısaltmalar yapılmıştır [9]. VVER-1200 için aktif bölgedeki bu artış VVER-1000 tasarımı reaktörlere göre daha yüksek güç üretme imkânı sağlamıştır.

Çizelge 1.2. Reaktör koru ve yakıt demeti parametreleri

Yakıt demeti sayısı	163 ^a
Aktif bölge uzunluğu	3,73 m ^a
Yakıt çubuğu sayısı / Yakıt demeti	312 ^b
Kılavuz kanal sayısı / Yakıt demeti	18 ^b
Aralayıcı ızgara sayısı / Yakıt demeti	13 ^b
Enstrümantasyon kanalı sayısı / Yakıt demeti	1 ^b
Destek ızgarası sayısı / Yakıt demeti	1 ^b
Yakıt zarfı malzemesi	Zr-% 1 Nb ^c
Yakıt çubuğu dış çapı	9,1 mm ^b
Yakıt peleti dış çapı	7,6-7,8 mm ^b
Yakıt zarfı et kalınlığı	0,65 mm ^b

^a: kaynak [8]

^b: kaynak [7]

^c: kaynak [10]

1.3.2.2. Basınçlandırıcı

Basınçlandırıcı, dik olarak konumlandırılmış basınçlı bir silindirik kaptır. Sistem basıncını düzenlemek üzere birincil devreye bağlıdır [7].

Çizelge 1.3. Basınçlandırıcı parametreleri

Nominal basınç	16,1 MPa ^a
Su hacmi (denge durumu)	55 m ³ ^a
Su sıcaklığı	347,9 °C ^a
Nominal çap	850 mm ^b
Dış çap	990 mm ^b
Nominal et kalınlığı	70 mm ^b

^a: kaynak [7]

^b: kaynak [8]

1.3.2.3. Ana Soğutucu Pompası

Ana soğutucu pompası, birincil bölgede soğutucu devridaiminin sağlanması için kullanılır. VVER-1200'de dikey, bir-kademeli ve santrifüjlü GTsNA-1391 model pompa kullanılmaktadır [7].

Çizelge 1.4. Ana soğutucu pompası parametreleri

Kapasite	2200 m ³ ^a
Basma yüksekliği	0,588 MPa ^a
Nominal emme basıncı	16,02 MPa ^a
RPM (dakikadaki devir sayısı)	1000 ^a
Güç tüketimi (sıcak)	<5 MW ^a
Güç tüketimi (soğuk)	<6,8 MW ^a
Kendi kendine durma süresi	30 sn ^b
Toplam ısı katkısı	16 MW _{th} ^b

^a: kaynak [8]

^b: kaynak [11]

1.3.2.4. Birincil Devre Boru Sistemi

Birincil devre boru sistemi dört döngüden oluşmaktadır. Ana borular 850 mm iç çapa sahiptir. Basınçlandırıcı 426 mm dış çap ve 40 mm et kalınlığına sahip basınçlandırıcı bağlantı borusu ile dördüncü sıcak bacağa; dış çapı 219 mm, et kalınlığı 20 mm olan basınçlandırıcı enjeksiyon borusu ile üçüncü soğuk bacağa* bağlıdır [7].

*: Kaynak [7]'de sıcak bacak olarak belirtilmektedir. Ancak ilgili bağlantı normalde soğuk bacaktır.

1.3.2.5. Buhar Üretici

VVER-1200 tasarımında buhar üretici olarak VVER-1000 tipi reaktörlerde de kullanılan PGV-1000MKP [8] tasarımı kullanılmaktadır.

Çizelge 1.5. Buhar üretici parametreleri

Buhar çıkış basıncı	7 MPa ^a
Buhar üretici başına buhar üretim hızı	1602 ton/sa ^a
Buhar üretici besleme suyu giriş sıcaklığı	225 °C ^a
Buhar üretici çıkışı buhar nemliliği	< % 0.2 ^a
Buhar sıcaklığı	287 °C ^b
Isıl güç	800 MW _{th} ^b
Buhar üretici birincil devre tarafı basıncı	16,14 MPa ^b
Soğutucu akış hızı	21400 m ³ /sa ^b
Yükseklik	13820 mm ^c
İç çap	4200 mm ^d
Toplayıcı toplam uzunluğu	5100 mm ^c
Toplayıcı azami çapı	1176 mm (duvar et kalınlığının 171 mm olduğu yerde) ^d
Toplam buhar üretici hacmi	660 m ^{3d}
Gövde malzemesi	10GN2MFA ^b
Isı değiştirici tüp çapı	16 mm ^b
Isı değiştirici tüp et kalınlığı	1,5 mm ^b
Boru/tüp sayısı	10978 ^c
Isı aktarımının gerçekleştiği ortalama boru uzunluğu	11,18 m ^e
Isı aktarımının gerçekleştiği azami boru uzunluğu	15,5 m ^e

^a: kaynak [8] ^b: kaynak [12] ^c: kaynak [7] ^d: kaynak [11] ^e: kaynak [13]

1.3.3. Acil Durum Kor Soğutma Sistemi (ECCS)

VVER-1200 tasarımında, acil durum kor soğutma sistemlerinde (ECCS) geleneksel olarak bulunan aktif sistemlere ek olarak, pasif hidro-akümülatörler ve pasif ısı bertaraf sistemi (PHRS) gibi, pasif sistemler de eklenmiştir.

1.3.3.1. Aktif ECCS

Aktif ECCS, çalışması için dışarıdan bir güç ve genellikle bir çalışma sinyali gerektiren sistemlerdir.

Çizelge 1.6. Aktif ECCS bileşenleri [8]

Bileşen	Sayı ve Yeterlilik Oranı
Yüksek basınç enjeksiyon sistemi	2 x %100
Düşük basınç enjeksiyon sistemi	2 x %100
Acil durum bor enjeksiyon sistemi	2 x %100 (her bir dizi %50 kapasiteli 2 pompa içermektedir.)
Atmosferik boşaltma vanaları ile acil durum ısı bertaraf sistemi	4 adet buhar tahliye vanası
Buhar üretici acil durum soğutma ve rahatlatma ("blowdown") sistemi	2 x %100 (her bir dizi %100 kapasiteli 2 pompa içermektedir.)

1.3.3.1.1. Yüksek Basınç Enjeksiyon Sistemi (HPIS) ve Düşük Basınç Enjeksiyon Sistemi (LPIS) İçin Sınır Koşulları

Yüksek basınç enjeksiyon sistemi (HPIS) için kullanılabilecek sınır koşulları Çizelge 1.7.a'da verilmektedir. Düşük basınç enjeksiyon sistemi (LPIS) için ise bu sınır koşulları çizelge 1.7.b'de olduğu gibidir.

Çizelge 1.7.a. HPIS Basınca bağlı kütle debisi değişimi [14]

Basınç (MPa)	Kütle Debisi (kg/s)
7,8	0,0
7,2	11,11
6,5	22,22
5,5	33,33
4,4	44,44
2,6	55,55
0,0	65,28

Çizelge 1.7.b. LPIS Basınca bağlı kütle debisi değişimi [14]

Basınç (MPa)	Kütle Debisi (kg/s)
1,02	0,0
0,99	27,78
0,95	55,56
0,89	83,34
0,78	111,12
0,66	138,9
0,48	166,68
0,25	194,46
0,0	194,46

Enjeksiyon sistemlerinden ana sisteme gönderilecek su miktarı sistem basıncı ile orantılıdır. Bu sebeple sınır koşulu olarak basınca bağlı kütle debisi değişimi kullanılmıştır. Aktif ECCS elemanları, enjekte edilecek soğutucunun sıcaklık ve kütle debisini tanımlamaya imkân sağlayan RS zamana bağlı hacim elemanları ve RS zamana bağlı bağlantı elemanları kullanılarak modellenmiştir.

1.3.3.2. Pasif ECCS

Pasif sistemler, bir dizi koşul gerçekleştiğinde (basınç değişiminde azalma buna bir örnektir) güç beslemesi veya kişisel bir müdahaleye gerek duymadan otomatik olarak çalışabilen sistemlerdir [15].

Yedek su sağlama sisteminin pasif kısmı dört adet birincil kademe ve dört adet de ikincil kademe hidro-akümülatörlerden oluşmaktadır. Bu hidro-akümülatörler birincil sistemin basınç değeri, akümülatörlerin devreye girme basıncına düştüğünde sisteme borlanmış su enjekte etmek üzere tasarlanmışlardır. (Devreye girme değerleri için lütfen takip eden bölümlere bakınız).

Çizelge 1.8. Pasif hidro-akümülatörler [8]

Sistem	Sayı ve Yeterlilik Oranı
Birincil kademe hidro-akümülatör sistemi (1 st PA)	4 x %33
İkincil kademe hidro-akümülatör sistemi (2 nd PA)	4 x %33

1.3.3.2.1. Birincil Kademe Hidro-Akümülatör Sistemi (1stPA) ve İkincil Kademe Hidro-Akümülatör Sistemi (2ndPA) İçin Sınır Koşulları

1stPA ve 2ndPA'ya ait özellikler ve sınır koşulları Çizelge 1.9.a, Çizelge 1.9.b.1 ve Çizelge 1.9.b.2'de verilmiştir.

Çizelge 1.9.a. 1stPA özellikleri ve sınır şartları [16]

Basınç	5,9 MPa
H ₃ BO ₃ Konsantrasyonu	16 g/kg
Akümülatör/Çözelti hacmi	60/50 m ³

1stPA modellemesi RS akümülatör elemanı kullanılarak yapılmıştır.

Çizelge 1.9.b.1. 2ndPA için zamana göre kütle debisi değişimi [16]

Zaman (sn.)	Kütle Debisi (kg/s)
0-5430	10,0
5430-10860	5,0
10860-29000	3,3
29000-86400	1,6

Çizelge 1.9.b.2. 2ndPA özellikleri [16]

Çözelti hacmi	120 m ³
Bağlantı basınç değeri	1,5 MPa

2ndPA modellemesi, RS akümülatör elemanı kullanmak yerine, RS zamana bağlı hacim ve RS zamana bağlı bağlantı elemanları kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Bunun sebebi, 2ndPA enjekte edilecek çözeltinin kütle debisini kontrol eden dört kademeli bir sistemine sahiptir. Bu sistem uygun parametreler olmadan modellemesi oldukça güç bir tasarımdır. Gerekli parametrelere erişmekte yaşanan güçlükler sebebiyle, sınır şartı olarak zamana bağlı kütle debisi, birincil devre basıncı 1,5 MPa'ın altında olduğunda enjeksiyonu başlatan bir basınca bağlı tetikleyici ile birlikte kullanılmıştır. Ancak bu sınır şartını kullanırken de Çizelge 1.9.b.2'de belirtilen çözelti hacmine dikkat etmek gerekir. Toplam hacim tükendiğinde enjeksiyonun durdurulması gerekmektedir. Bu problem RS kontrol kartları kullanılarak çözülmüştür. İlave olarak şunu belirtmeliyiz ki, bu eleman için sınır şartı olarak zamana bağlı kütle debisi kullanmak yerine, ulaşılabilmesi halinde HPIS ve LPIS'de olduğu gibi, basınca bağlı kütle debisinin kullanılması daha doğru bir yaklaşımdır.

1.3.4. Diğer ECCS Bileşenleri ve Güvenlik ile İlgili Sistemler

Çizelge 1.10.a. Diğer ECCS bileşenleri ve güvenlik ile ilgili sistemler [8]

Sistem	Sayı ve Yeterlilik Oranı
Korunak binası acil durum püskürtme sistemi	2 x %100
Bozunma ısısı uzaklaştırma ve reaktör soğutma sistemi	2 x %100
Orta düzey soğutma sistemi (bileşen soğutma sistemi)	2 x %100 (her bir dizi %100 kapasiteli 2 pompa içermektedir.)
Temel soğutma suyu sistemi (servis suyu sistemi)	2 x %100 (her bir dizi %100 kapasiteli 2 pompa içermektedir.)
Güvenlik sistem odaları için HVAC sistemi	2 x %100
Korunak binası izolasyon vanası sistemi	2 x %100
Borlu su depolama sistemi	Yakıt havuzu
Acil durum gaz uzaklaştırma sistemi	2 x %100
Birincil devre aşırı basınç koruma sistemi	3 x %50
İkincil devre aşırı basınç koruma sistemi	2 x %100
Ana buhar hattı izolasyon sistemi	2 x %100
Acil durum dizel jeneratör güç sistemi	2 x %100
Güvenlik sistemi aktivasyonu	2 x %100, her bir dizide, 2/3 mantıklı, 3 algılayıcı
Acil durum reaktör kapatma sistemi	2 x %100, her bir dizide, 2/3 mantıklı, 3 algılayıcı
Korunak binası halkasal boşluğunu düşük basınçta tutma HVAC sistemi	2 x %100 (pasif)
Korunak binası hidrojen bertaraf etme sistemi	1 x %100
Çift korunak binası	√

Çizelge 1.10.b. Diğer ECCS bileşenleri ve güvenlik ile ilgili sistemler [8]

Buhar üretici pasif ısı bertaraf sistemi (PHRS)	4 x %33 (hava soğutmalı)
Kor yakalayıcı	√
Reaktör koru kontrol mili acil su kullanım sistemi	√
Birincil devre aşırı basınç koruma ve acil durum gaz bertaraf sistemi	√
Kor yakalayıcı için uzun süreli soğutma sistemi	√
Kullanılmış yakıt havuzu su besleme sistemi	√
Taşınabilir dizel jeneratörlü ve bataryalı acil durum elektrik besleme sistemi	√
Ana kontrol odasında acil durum I&C ekipmanı ve kontrol paneli	√

1.4. RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.5

Tarihsel olarak, U.S. NRC tarafından kabul edilen lisanslama ölçütleri deterministik analizlere dayanmaktaydı. 1988 yılının Ağustos ayında U.S. NRC “ECCS, Kabul Ölçütleri Revizyonu” kuralını onaylamıştır ve bu kuralda ECCS performansı analizlerinde, en iyi tahmin (BE) yöntemlerinin “lisans sahibinin tahminlerdeki belirsizlikleri hesaplaması ve sonuçları, öngörülen kabul limitleriyle hesaplanan belirsizlikleri de dâhil ederek karşılaştırması” şartıyla kullanılabileceği belirtilmiştir [17]. Bu düzenlemeden daha önce BE ısı-hidrolik kodlarının oluşturulmasına başlanılmıştır ve o zamandan beri RELAP5, TRACE, CATHARE, ATHLET gibi çeşitli kodlar geliştirilmiştir [18].

RELAP5/SCDAPSIM (RS), normal işletme durumu ve reaktör kabı hasarına kadar ciddi kazalar da dahil olmak üzere, kaza durumlarında nükleer reaktörlerin

davranışını tahmin etmede kullanılan BE bilgisayar kodlarından. Uluslararası SCDAP geliştirme programının bir parçası olarak geliştirilmektedir ve program yöneticisi “Innovative System Software (ISS)”’dir [19].

RS iki bölümden oluşmaktadır: RELAP5 ve SCDAPSIM. RELAP5, normal işletme sırasındaki süresiz olaylarda, tasarıma esas ve tasarım ötesi kaza durumlarında genel reaktör soğutma sisteminin ısıl-hidrolik davranışını, kontrol sistemi davranışını, reaktör kinetiğini ve reaktör bileşenlerinin davranışını benzeştirmek için kullanılır. SCDAP bölümü ise, normal ve ağır kaza koşullarında kor ve reaktör kabı davranışının benzeşiminde kullanılır [19]. Ek olarak, RS/MOD 3.5’e entegre edilen belirsizlik paketi ile belirsizlik hesaplamalarının gerçekleştirilmesi de mümkün hâle getirilmiştir.

RELAP5’te, sistem modellerini temsil etmek için hidrodinamik elemanlar kullanılmaktadır. Bu elemanlar şunları içerir; tekil hacim, zamana bağlı hacim, tekil bağlantı, zamana bağlı bağlantı, boru, dairesel halka, dağıtıcı, ayırıcı, püskürtmeli karıştırıcı, türbin, ECC karıştırıcı, vana, pompa, kompresör, çoklu bağlantı ve akümülatör. Sistem davranışı ise, buhar fazında yoğunlaşmayan bir bileşen ve sıvı fazda çözünmüş uçucu olmayan başka bir bileşenin varlığını içeren iki fazlı bir model kullanılarak hesaplanır. İki fazlı sistem için temel alan denklemleri her faz için; kütle, momentum ve enerji denklemlerinden oluşur. Hidrodinamik modelde kullanılan sayısal yöntem, sabit ama aşamalı bir uzaysal bölümlendirme kullanan sonlu farklar yöntemidir. Bu sayısal yöntem fazlar arası sürüklenme, fazlar arası kütle aktarımı, duvar sürtünmesi ve duvar ısı transferi için kullanılan temel modeller tarafından desteklenmektedir. Bu modeller temel numerik eşitliklerdeki katsayıları elde etmek için kullanılmaktadır. Büyük uzaysal gradyanlar içeren veya karmaşıklıklarından dolayı sadece deneysel yaklaşımların mümkün olduğu fiziksel işlemler için RELAP5’te özel modeller de bulunmaktadır. Yakıt peletleri, boru duvarları, kor silindiri, basınçlandırıcı ısıtıcıları ve ısı değiştiricisi gibi ekipmanların temsilinde RELAP5 ısı yapıları kullanılır. Bir ısı yapısı için sıcaklık dağılımının modellenmesi; tek boyutlu, süresiz ısı iletim denkleminin kartezyen, silindirik veya küresel koordinatlarda çözülmesi ile gerçekleştirilir [20].

SCDAP'ta ise, reaktör korunu temsil etmek için kullanılan kor elemanları mevcuttur. Bu elemanlar: yakıt çubuğu, benzeştirici (elektrikle ısıtılmalı yakıt çubuğu), PWR kontrol çubuğu, BWR kontrol bıçağı / kanal kutusu, kor kaplaması ve Gelişmiş Test Reaktörü (ATR) yakıt elemanıdır. SCDAP, elemanların sıcaklık dağılımını hesaplamak için iki boyutlu bir ısı iletimi denklemi çözer. SCDAP; yakıt çubuğu ısınması, şişme ve yarıma, fisyon ürünü salınımı, hızlı oksitlenme, zirkaloy erimesi, UO_2 çözünmesi, ZrO_2 çatlaması, erimiş yakıt ve zarf malzemesi akışı ve donması, enkaz oluşumu ve davranışı gibi hasar ilerlemelerini hesaplayabilir. Kod, ayrıca kontrol çubuğu ve akış kılıfı davranışlarını da modelleyebilir [19].

Yukarıdaki paragraflardan anlaşılabacağı üzere, kor bileşenleri RELAP ısı yapıları veya SCDAP elemanları kullanılarak modellenenebilir. SCDAP elemanları kor modellemesi için daha özelleşmiştir ve ağır kaza koşullarının benzeşimini yapabilir. Çalışmamızda kor modellemesi için yakıt çubuğu, kontrol çubuğu gibi SCDAP bileşenleri kullanılmıştır.

1.4.1. RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.5 Belirsizlik Analizi

RS/MOD 3.5 belirsizlik analizi yapma imkânı sunan entegre bir belirsizlik analizi paketine sahiptir. Bu paket olasılıksal yaklaşımları kullanır, daha özel olarak GRS (Alman Tesis ve Reaktör Güvenliği Derneği) yöntemini temel almaktadır [21].

GRS yöntemi parametrelerin birleşik olasılık dağılımına göre belirsizlik parametrelerini örneklemek için rastgele bir örnekleme işlemi izler. Bu yöntemde hesaplamaların sayısı sadece tolerans ve güven aralığı gereksinimlerine bağlıdır, yani seçilen belirsizlik parametrelerinin sayısı hesaplama sayısını etkilemez. Gerekli en düşük hesaplama sayısı Wilks formülü ile elde edilir. Örneğin, tek taraflı tolerans sınırı %95 ve %95 güven seviyesinde belirsizlik limitlerini elde etmek için 59 hesaplama gerekmektedir. Bu 95/95 tek

tarafli limit, lisanslama ölçütleri yani güvenlik payi birincil ilgi alanı olduđu durumlarda, lisanslama hesaplamaları için kullanılabilir [22]–[26].

RS belirsizlik analizi paketinde normal girdi dosyasına ek olarak iki girdi dosyasına daha ihtiyaç vardır. Bunlar kurulum girdisi (setup) ve son işlem girdisi (post-processing) dosyalarıdır. Kurulum girdisi tolerans aralığını tahmin etmek için gereken hesaplama sayısını belirleme ve seçilen belirsizlik parametreleri için rastgele örneklenmiş değerler üretme aşamalarında kullanılır [27]. Kurulum aşamasında gerekli olan bilgi daha önce de belirttiğimiz üzere Wilks formülü ve belirsizlik girdisinde normal dağılım ve tekdüze dağılım gibi olasılık dağılım fonksiyonlarının tanımlanması ile ilgilidir. Giriş parametrelerinin seçimi analizi yapılacak güvenlik ölçütüne/ölçütlerine dayanmaktadır. Yani farklı ölçütler için belirsizliğe etki edecek parametrelerin önem derecesi de farklı olabilmektedir. Ayrıca incelenecek olan kaza senaryosu da belirsizlik kaynaklarının belirlenmesinde dikkate alınması gereken bir diğer husustur. Örneğin, PCT tahminine yönelik yapılacak olan hesaplamalar için koruyucu binası basınç değişimi, başlangıç kor ısı gücü vb. parametreler (Çizelge 3.1'e bakınız) önem arz etmektedir. Belirsizlik analizi paketi içerisinde önceden tanımlı kod çarpanları da mevcuttur, bunlar kod korelasyonlarının pertürbe edilmesi için kullanılır, standart bir girdi dosyasında bu özellik mevcut değildir. Yakıt boşluğu ısı iletkenliği, doymamış kabarcıklı kaynama ısı aktarımı modeli mevcut korelasyonlara birer örnektir (Çizelge 3.1'e bakınız). Son işlem aşaması için, girdi dosyasına belirsizlik limitlerinin üretileceği parametreler listesinin tanımlanması gerekmektedir. Bu aşamadan elde edilen çıktı, temel duruma ilave olarak alt ve üst belirsizlik limitlerini içeren şekiller ve benzeşim sırası ve derecesine göre verilerin sıralandığı EXCEL uyumlu dosyalardır.

2.1. Kazalar Sırasında Emre Amade Olduğu Varsayılan ECCS Bileşenleri ve Diğer Kabuller

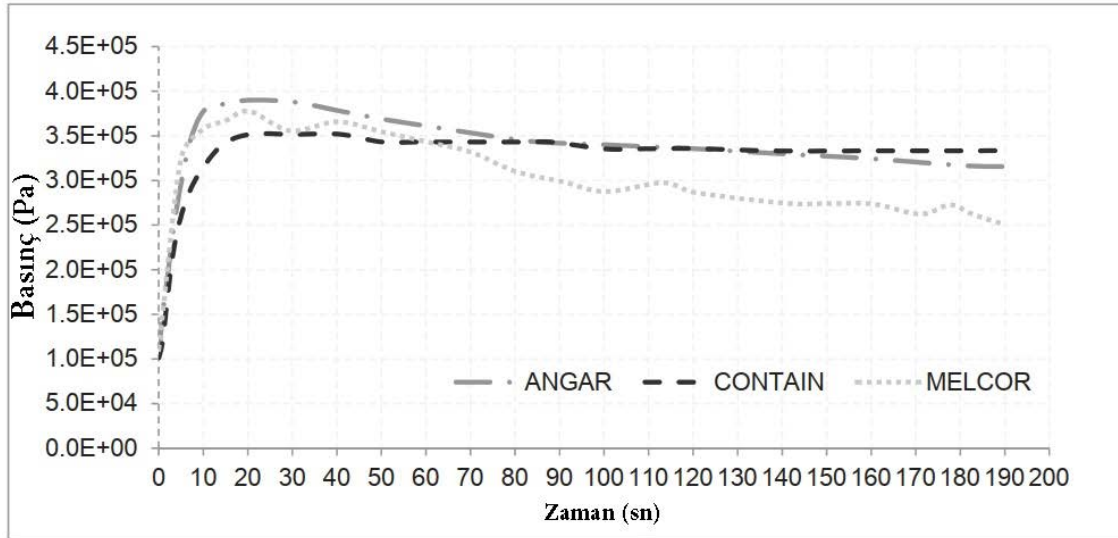
Her iki kaza senaryosunda da HPIS, LPIS, 1stPA, ve 2ndPA sistemlerinin emre amade olduğu varsayılmıştır. PHRS modele dahil edilmemiştir. PHRS'in işlevi, santral kararması (SBO) ve küçük boyutlu kırık oluşmasına bağlı soğutucu kaybı kazalarında (SBLOCA), sistemden bozunma ısısının uzaklaştırılmasına katkı sağlamaktır. Çalışma mantığı doğal taşınım ilkesine dayanmaktadır. Sistem ikincil devreyi, ısıyı pasif olarak havaya atmak suretiyle soğutur. Bu sayede birincil devrenin soğutulmasına katkı sağlar. Ancak, PHRS'nin düzgün ve verimli bir şekilde çalışabilmesi birincil ve ikincil devrelerde kayda değer bir miktarda soğutucu olması ile mümkündür. DEGB ve TBS durumlarında ise, birincil devreden çok hızlı bir şekilde soğutucu kaybedilmektedir ve bu nedenden PHRS etkisiz hale gelmektedir. Dolayısı ile bu sisteme hazırladığımız modelde yer verilmemiştir.

Ayrıca, kontrol çubuklarının çalışmaması durumuna karşı yüksek bor derişimine sahip çözeltiyi reaktöre enjekte ederek hızlı kapama işlemini gerçekleştiren Acil Durum Bor Enjeksiyon Sisteminin, ani durdurmanın (SCRAM) kaza başlangıcından 0,4 saniye sonra kusursuzca gerçekleştiği varsayılarak, modele eklenmesine gerek duyulmamıştır.

Normal bir reaktör tasarımında SCRAM daha önceden belirlenmiş basınç, sıcaklık gibi parametrelere bağlı tetikleyiciler ile gerçekleştirilir. Ancak kaynak [28]'de SCRAM'in kaza başlangıcı ile aynı anda gerçekleştirildiği ve kaynak [29]'da da 0,2 saniye sonra bahsettiğimiz tetikleyiciler tarafından gerçekleştirildiği görülmektedir. VVER-1000 için yapılmış başka bir çalışmada ise DEGB durumunda acil durum sinyalinin 0,01. saniyede oluştuğu bilgisi verilmektedir. (Ayrıntılar için kaynak [30]'a bakınız). Kaynaklarımızda belirtilen zamanlardan yola çıkılarak ve tutucu bir şekilde SCRAM'in kaza başlangıcından 0,4 saniye sonra gerçekleştiği varsayılmıştır.

2.1.1. Korunak Binası Basıncı

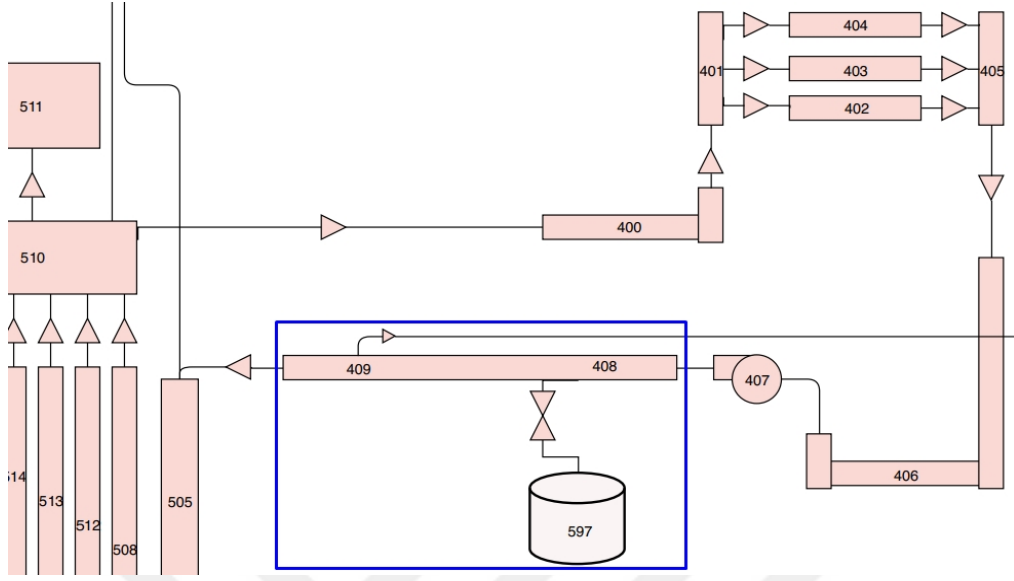
DEGB durumu için korunak binasının zamana göre basınç değişimi Şekil 2.4'te verilmiştir. Bu veri VVER-1000 korunak binası içindir [31]. Burada VVER-1200 korunak binasının VVER-1000'deki basınç dağılımına sahip olduğu kabul edilmiştir. Kaynak [31]'de ilgili basınç değişimi için üç farklı veri sunulmaktadır. Bunlar arasından "CONTAIN" programı kullanılarak elde edildiği belirtilen veriler dikkate alınmıştır. Ayrıca, elde edilen veride yer alan son zaman bilgisinden itibaren basıncın sabit kaldığı varsayılmıştır. Şekildeki değerler "WebPlotDigitizer" uygulaması kullanılarak tablo halinde elde edilmiş ve modele eklenmiştir.



Şekil 2.4. Korunak binası DEGB için zamana bağlı basınç değişimi [31]

2.1.2. Kor Geometrisi

Kor geometrisi VVER-1200 için yeterli veri bulunamamasından dolayı VVER-1000 ile aynı kabul edilmiş sadece aktif yakıt uzunluğu artırılmıştır.



Şekil 2.7. TBS için sistem üzerinde yapılan değişikliklerin tasviri

3. BELİRSİZLİK PARAMETRELERİNİN BELİRLENMESİ

En iyi tahmin analizleri bölüm 1.4'te de belirtildiği gibi belirsizlik hesaplamalarını da içerecek şekilde yapılmalıdır. Belirsizlik analizinin yapılmasındaki amaç güvenlik ölçütlerine yönelik güvenlik payını elde etmektir. Bu çalışmada U.S. NRC tarafından belirtilmiş ölçütler arasından 1204 °C (1477,59 K) [1] PCT ölçütüne odaklanılmıştır. Analize başlamadan önce, ölçüt üzerinde muhtemel etkisi en yüksek olan parametrelerin belirlenmesi gerekmektedir. Temel olarak dikkate alınan belirsizlik kaynakları: kod korelasyonları ve çoğunlukla başlangıç şartları ve malzeme özelliklerini de içeren sınır şartları ile alakalı olan santral belirsizlikleridir. Belirlenen parametreler ve ilgili PDF tipleri Çizelge 3.1'de verilmiştir.

Çizelge 3.1.a Belirsizlik parametreleri ve ilgili PDF tipleri [21]

Parametre	PDF tipi
Başlangıç kor ısı gücü	Normal dağılım
Yakıt ısı iletkenliği	Normal dağılım
Yakıt hacimsel ısı kapasitesi,	Normal dağılım
Yakıt elemanları içerisinde en yüksek sıcaklıklara ulaşan bölümler için çarpan faktörü,	Normal dağılım
Korunak binası basınç değişimi	Tekdüze dağılım
ECCS devreye girme basınç değerleri	Normal dağılım
SCRAM zamanı	Normal dağılım
Başlangıç Debi/Pompa performansı	Normal dağılım
Başlangıç soğutucu sıcaklığı	Normal dağılım
Başlangıç basıncı	Normal dağılım
Yakıt boşluğu ısı iletkenliği,	Tekdüze dağılım

Çizelge 3.1.b. Belirsizlik parametreleri ve ilgili PDF tipleri [21]

Kabarcıklı kaynama modeli (doymamış ve doymuş),	Tekdüze dağılım, Yamuksal dağılım
Geçiş kaynama modeli (doymamış ve doymuş),	Yamuksal dağılım, Yamuksal dağılım
Film kaynama modeli (doymamış ve doymuş),	Yamuksal dağılım, Yamuksal dağılım
Kritik ısı akısı modeli,	Tekdüze dağılım

4. SONUÇLAR VE TARTIŞMA

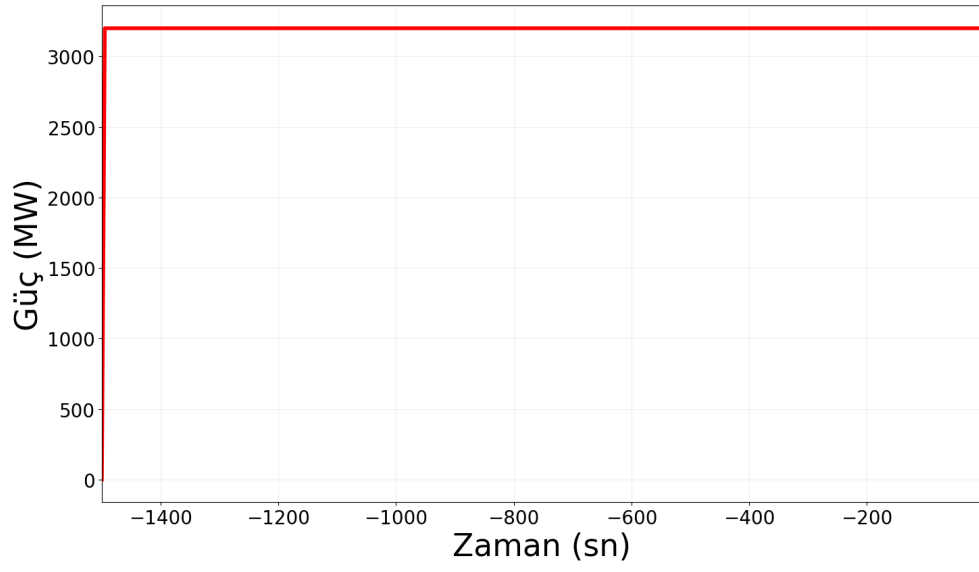
Bu çalışma kapsamında VVER-1200 reaktör tasarımına yönelik bir RS modeli oluşturulmuş, varsayımsal DEGB ve TBS kaza senaryolarında ısı-hidrolik güvenlik analizleri ve bu kaza durumları için PCT ölçeği odaklı belirsizlik analizleri gerçekleştirilmiştir. Sonuçlar ve tartışma bölümünün ilk kısmında, kararlı durum benzeşiminden reaktör temel parametreleri için elde edilen sonuçlar referans değerler ile birlikte verilmiştir. Takip eden bölümlerde, kazalar sırasındaki parametre değişimleri ve ilgili belirsizlik analizi sonuçları sunulmaktadır.

4.1. Kararlı Durum

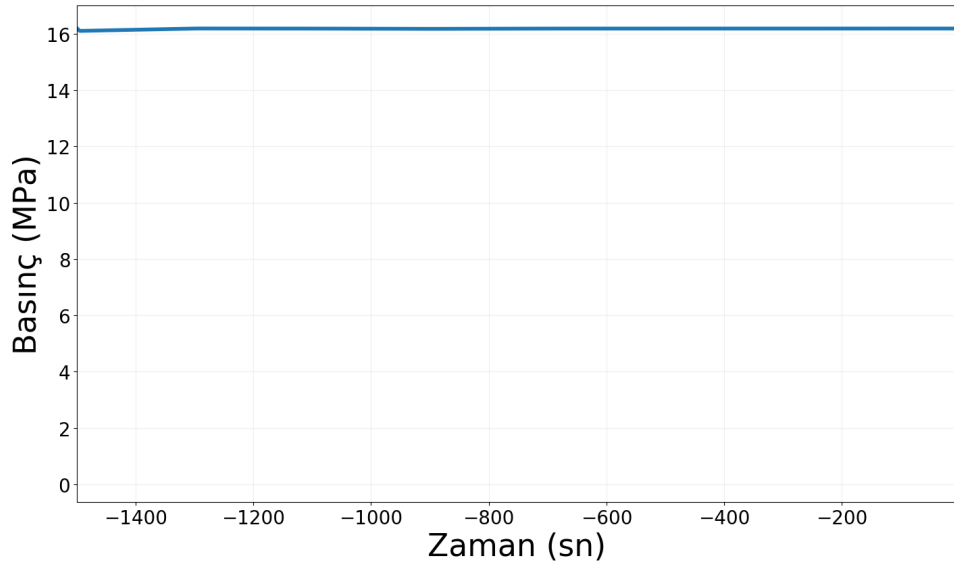
Kararlı durum benzeşimi durağan bir modele ulaşabilmek maksadıyla 1500 saniye boyunca sürdürülmüştür. Elde edilen sonuçlar Çizelge 4.1'de ve takip eden şekillerde verilmektedir. Sunulan sonuçlar çözümün kararlı duruma ulaştığını göstermektedir. Şekillerin zaman ölçeğinde kaza öncesine aidiyeti ifade etmek amacıyla eksi değerler kullanılmıştır. Model kararlı hale ulaşıldıktan sonra DEGB ve TBS kaza durumları için analizler gerçekleştirilmiştir.

Çizelge 4.1. Kararlı durum benzeşimi sonuçları ve referans değerler

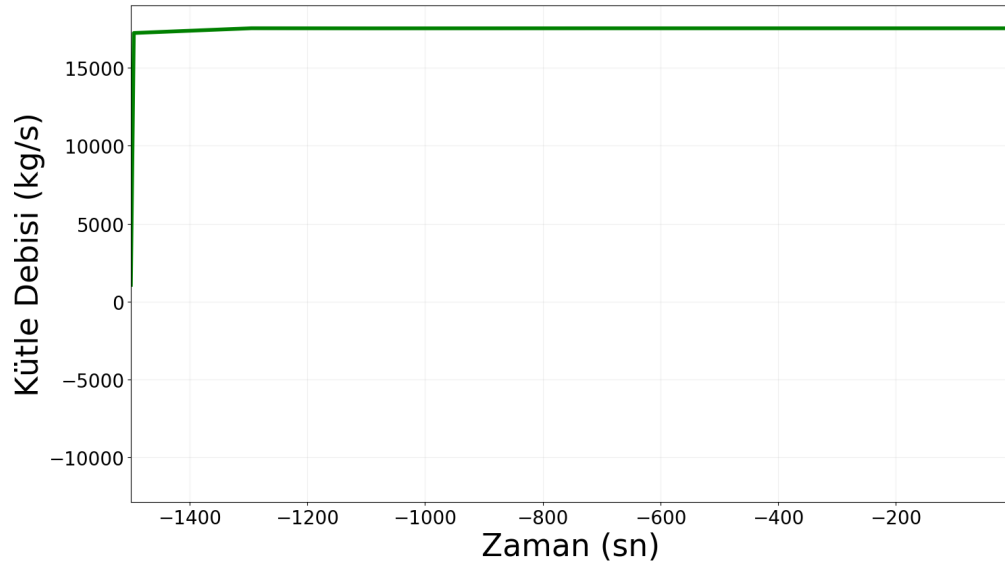
Parametre	RS Benzeşim Sonuçları	Referans Değerler	Bağıl Hata
Termal güç	3200 MW (önceden belirlendiği gibi)	3200 MW	---
Birincil basınç (kor çıkışında)	16,19 MPa	16,2 MPa	% 0,062
Kor içi kütle debisi	85823,2 m ³ /sa	86000 m ³ /sa	% 0,210
Soğutucu sıcaklık değişimi	30,89 K	30,7 K	% 0,620
PCT	628,7 K	628,2 K	% 0,080



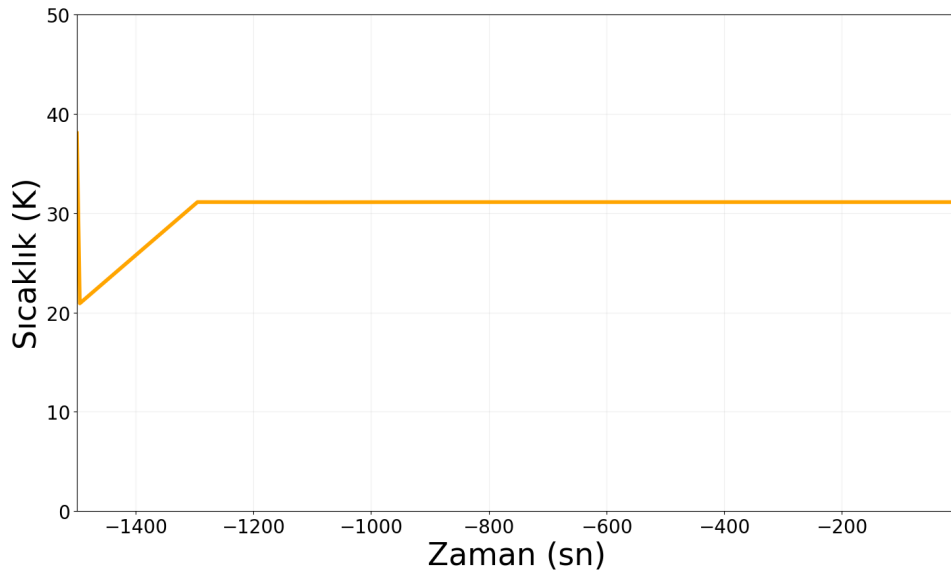
Şekil 4.1. Termal güç



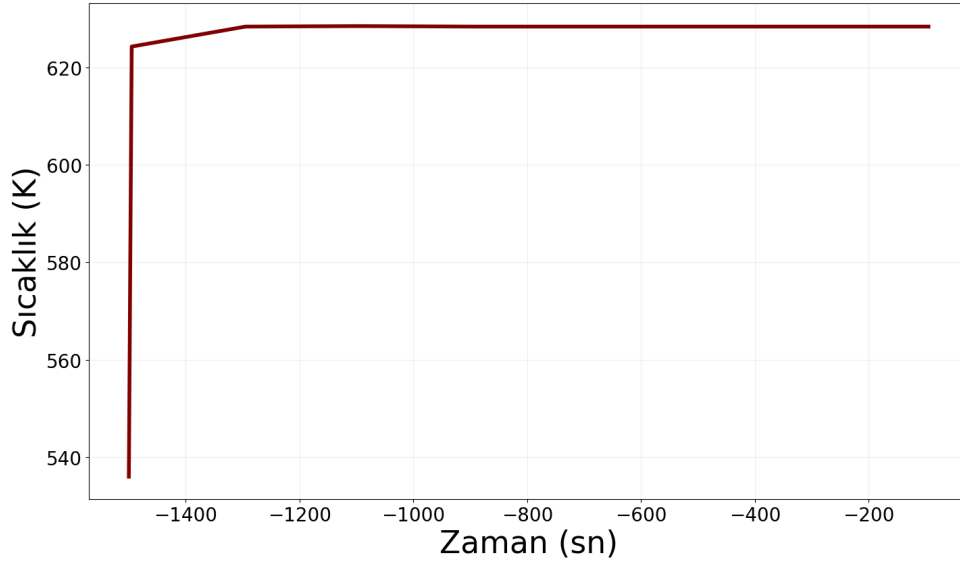
Şekil 4.2. Kor çıkış basıncı



Şekil 4.3. Birincil devrede soğutucu toplam kütle debisi



Şekil 4.4. Kor içinde soğutucu sıcaklık değişimi



Şekil 4.5. PCT

4.2. DEGB Senaryosu İçin Sonuçlar

4.2.1. Olay Silsilesi (DEGB)

Çizelge 4.2. DEGB olay silsilesi

Zaman (sn)	Olay
0,000	Kırık akışı başladı
0,400	SCRAM
5,956	HPIS devrede
10,419	1 st PA devrede
17,365	2 nd PA devrede
28,858	LPIS devrede
250,00	Hesaplama sonu

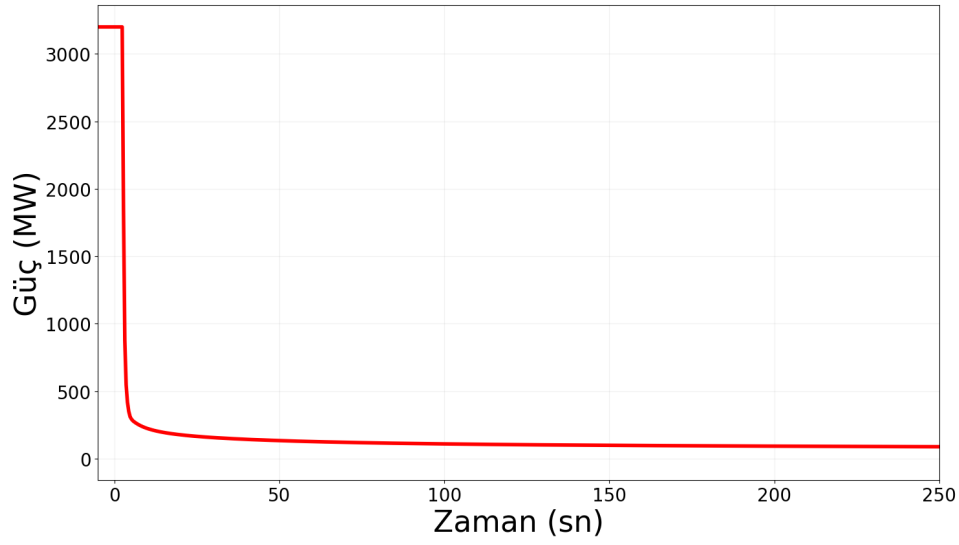
4.2.2. Temel Durum (DEGB)

Reaktör SCRAM'ı kazanın başladığı zamandan 0,4 saniye sonra, bir zamana bağlı tetikleyici kart kullanılarak, aktive edilmiştir. SCRAM sonrası Şekil 4.6'da görüleceği üzere güç bozunma ısı seviyesine düşmüştür. Bozunma ısı bilgisi için fisyon ürünü ve aktinit bozunması hesaba katılacak şekilde, RS'de önceden tanımlı ANS79-3 verisi kullanılmıştır. Kırık oluşturulduktan sonra, birinci devre basıncı hızlı bir şekilde düşmektedir (Şekil 4.7). Şekil 4.8'de kırık bölgesinden kaybedilen soğutucu debisi verilmiştir. Burada oluşan tepeler enjeksiyon ve akümülatör sistemlerinin devreye girmeleri ile oluşmaktadır. HPIS enjeksiyonu sistem basınç değeri 7,88 MPa'a ulaştığında başlamaktadır. Birinci devre basıncı 5,9 MPa ve 1,5 MPa değerlerine ulaştığında, sırasıyla 10,4. saniyede 1stPA ve 17,4. saniyede 2ndPA enjeksiyonu başlamaktadır. Ani soğutucu ve basınç kaybı fazı (blowdown phase)'de yaklaşık olarak 21. saniyede, yani birinci devre basıncının korunak binasına eşit olduğu yerde [33] sonlanıp yeniden doldurma fazı başlamaktadır. Ani soğutucu ve basınç kaybı fazının ilk kısımlarında ECCS'den gelen soğutucunun büyük bir miktarı basınç yüksekliğine bağlı olarak hızlı bir şekilde kaybedilmektedir. Ek olarak, basınç değeri 1,02 MPa iken de LPIS aktif duruma geçmektedir. Yeniden doldurma fazı yaklaşık olarak 7 saniye sürmüştür ve sonrasında su yükselme fazı başlamıştır.

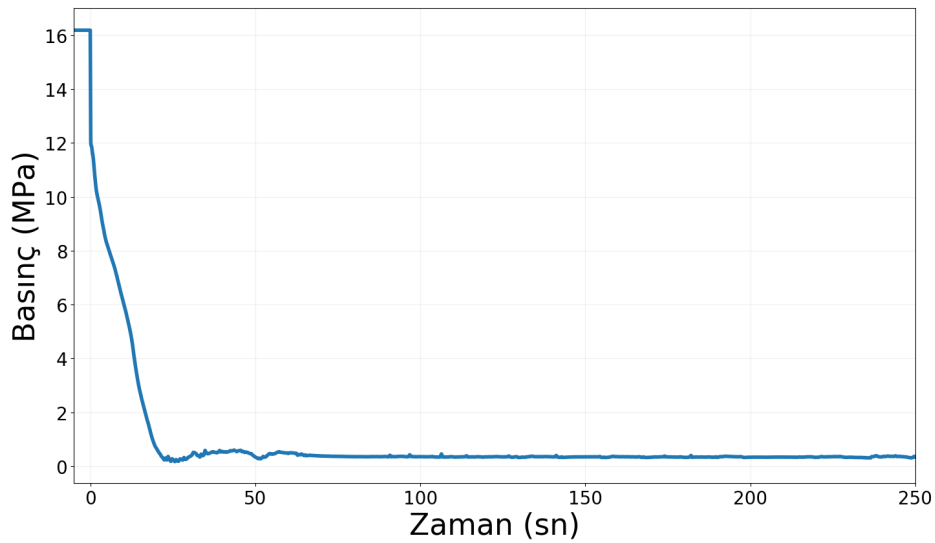
Şekil 4.9 kaza sürecinde PCT davranışını göstermektedir. Ani soğutucu ve basınç kaybı fazı en yüksek sıcaklığı olarak adlandırılan ilk PCT kaza başlangıcından 3,5 saniye sonra gözlemlenmiştir. Burada PCT değeri 948,1 K'dir. 858,36 K değeri ile ikinci en yüksek zarf sıcaklığı olan su yükselme fazı en yüksek sıcaklığı 22,4. saniyede oluşmaktadır. Genel bir davranış olarak, DEGB durumunda su yükselme fazına ait en yüksek sıcaklık değerinin ani soğutucu ve basınç kaybı fazında oluşan değerden daha yüksek olması beklenmektedir. Ancak pasif hidro-akümülatörlerin sayesinde, yedek su miktarı artmış ve bu durum zarf sıcaklığı davranışını iyi yönde etkilemiştir.

Zarf oksitlenmesi ve hidrojen üretim hızı sırasıyla Şekil 4.10 ve Şekil 4.11'de verilmiştir. Ayrıca, Şekil 4.12'de de kümülatif toplam hidrojen üretim bilgisi

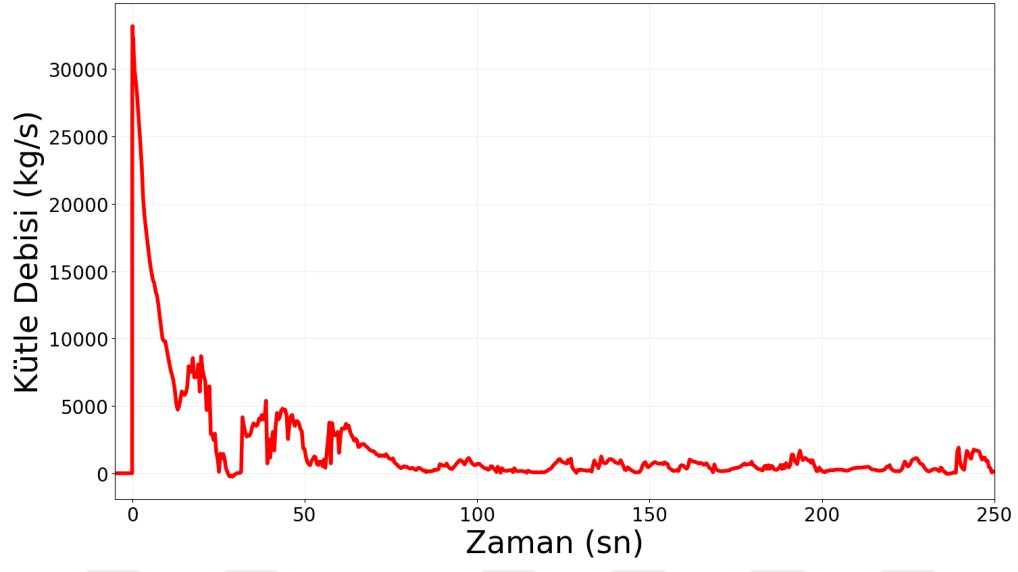
sunulmaktadır. Toplam üretilen hidrojen miktarı 10^{-4} kg mertebesinde ve oksitlenme oranındaki değişim RS tarafından sıfır olarak hesaplanmıştır. Bu sonuçlar neticesinde zarf oksitlenmesinin ve hidrojen üretiminin ihmal edilebilir düzeyde küçük olduğu çıkarımı yapılmıştır. Daha iyi bir kıyaslama için kaynak [34]'de bulunan bir VVER-1000 reaktörünün ciddi bir kaza durumunda üretilen hidrojen miktarına bakılmıştır. Burada üretilen toplam hidrojen miktarının 300 kg'dan fazla olduğu gözlenmektedir. (Ayrıntılar için kaynak [34]'e bakınız).



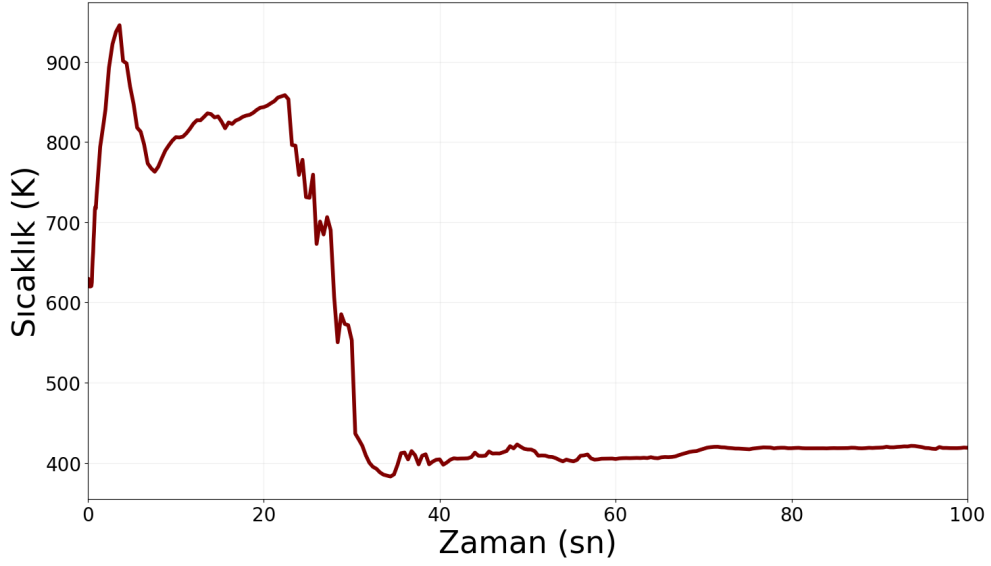
Şekil 4.6. Termal güç (DEGB)



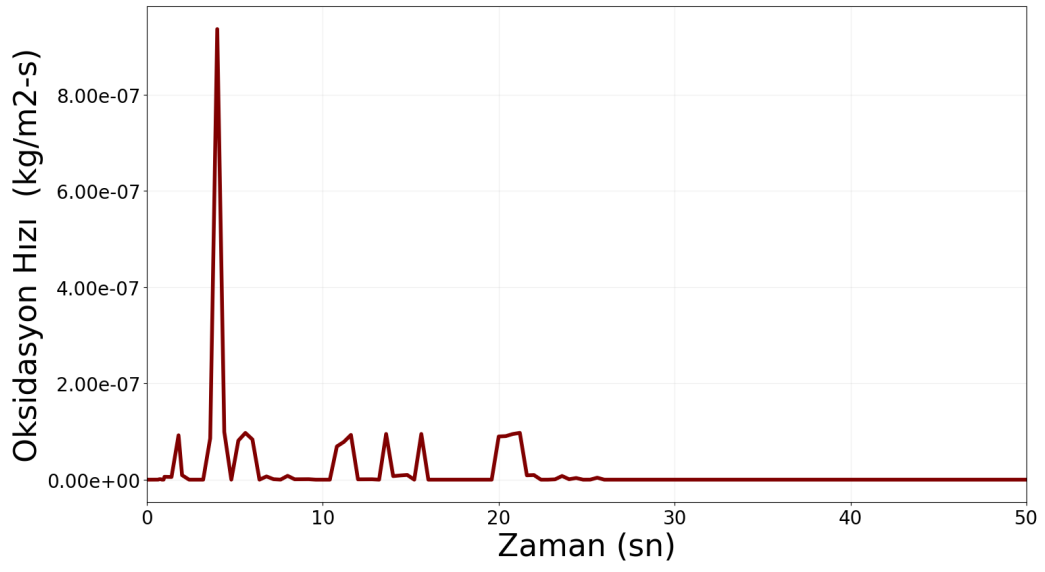
Şekil 4.7. Kor çıkış basıncı (DEGB)



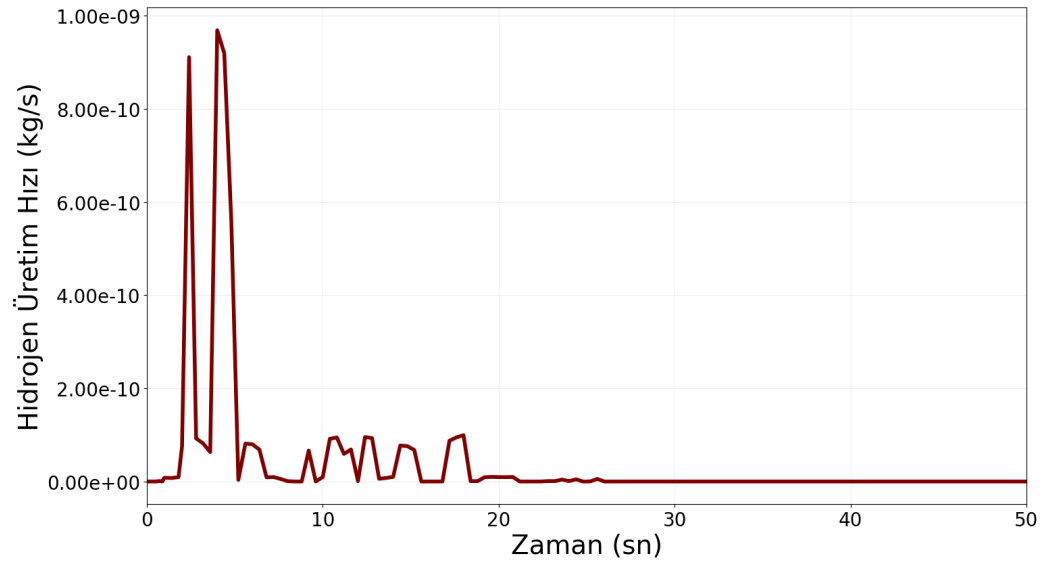
Şekil 4.8. Kaçak toplam kütle debisi (DEGB)



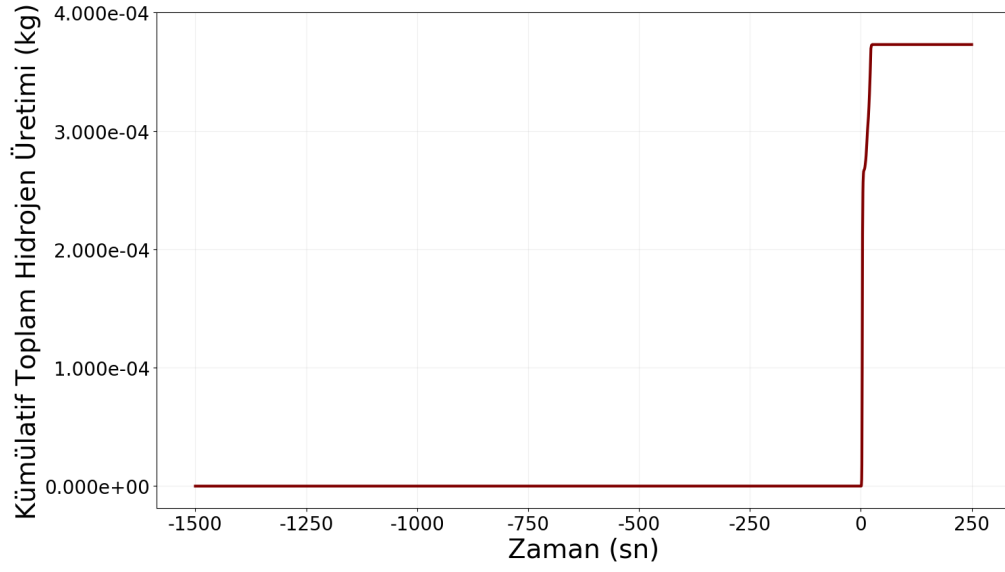
Şekil 4.9. PCT (DEGB)



Şekil 4.10. Kaza başlangıcından sonra oksidasyon hızı (DEGB)



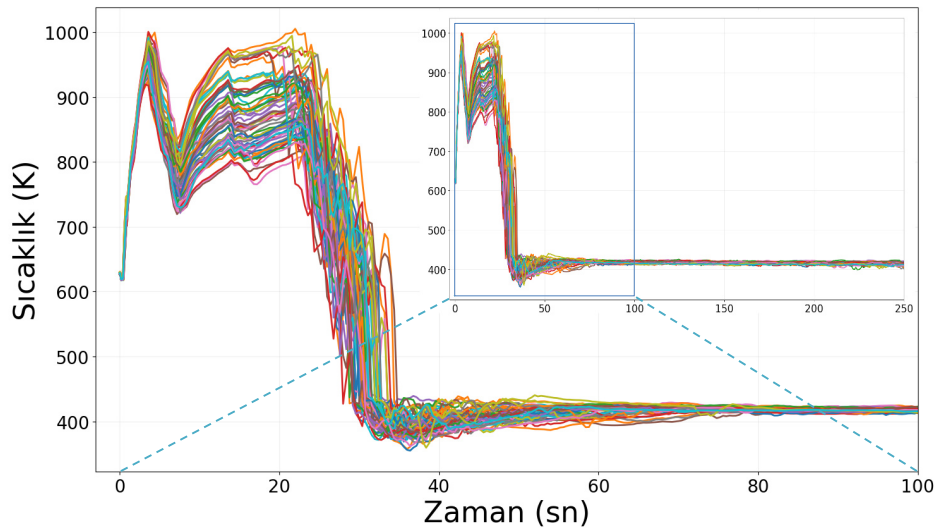
Şekil 4.11. Kaza başlangıcından sonra hidrojen üretim hızı (DEGB)



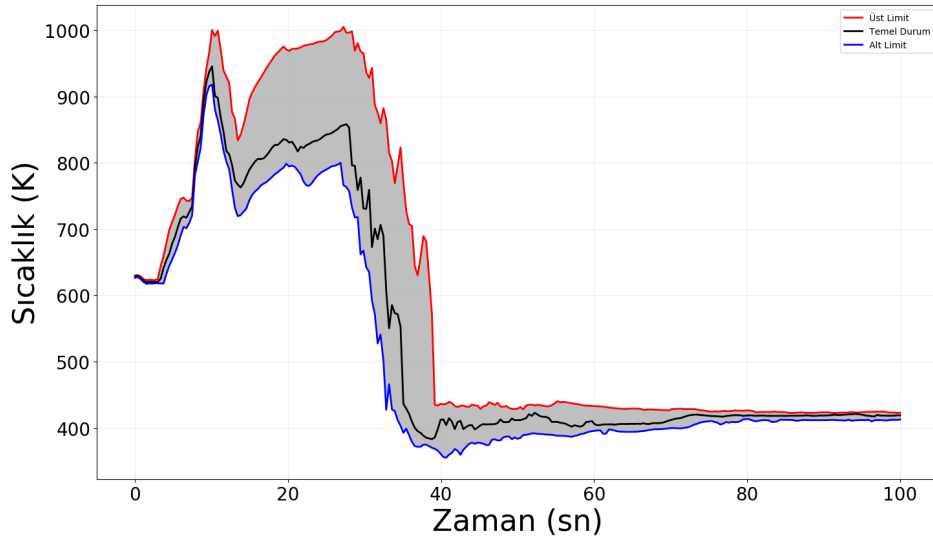
Şekil 4.12. Kümülatif toplam hidrojen üretimi (DEGB)

4.2.3. Belirsizlik Analizi (DEGB)

Belirsizlik analizi kısmında, 59 (+1 temel durum) adet farklı benzeşim vardır. Bunlar için PCT davranışı Şekil 4.13'te verilmiştir. En ciddi durum için en yüksek sıcaklık 1006,0 K olarak ikinci PCT'de gözlemlenmiştir ve ani soğutucu ve basınç kaybı fazı en yüksek sıcaklık değeri de 1004,7 K'e ulaşmıştır (Şekil 4.14). Bu iki değer de 1204 °C (1477,59 K) [1] limitinin oldukça altındadır.



Şekil 4.13. 60 farklı durum için PCT (DEGB)



Şekil 4.14. PCT alt ve üst limitleri (DEGB)

Çizelge 4.3. PCT değer aralığı

Üst Limit (95/95)	Temel Durum	Alt Limit (5/95)	Bant Genişliği
1006,0 K	948,1 K	927,0 K	79,0 K

4.3. TBS Senaryosu İçin Sonuçlar

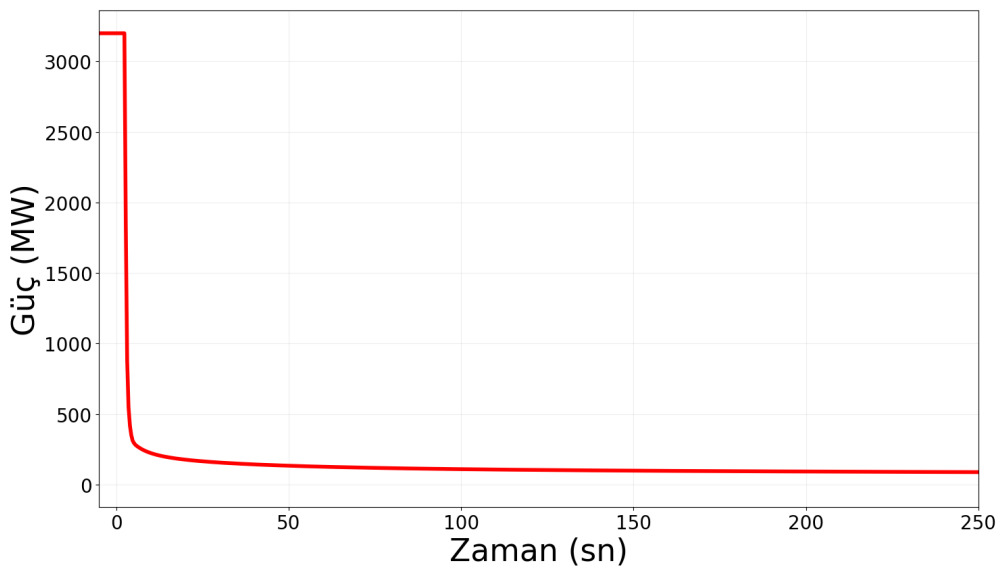
4.3.1. Olay Silsilesi (TBS)

Çizelge 4.4. TBS Olay Silsilesi

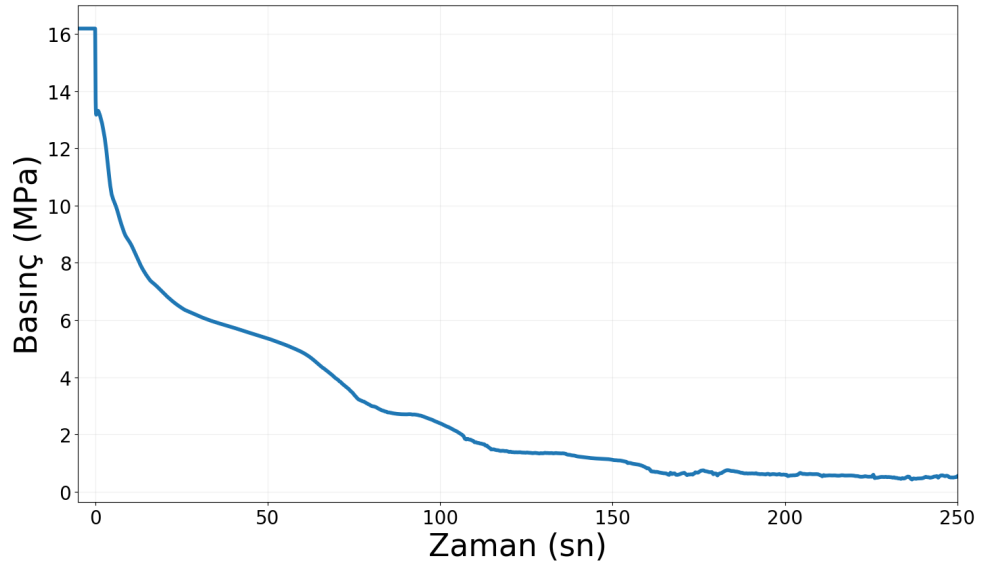
Zaman (sn)	Olay
0,000	Kırık akışı başladı
0,400	SCRAM
13,055	HPI devrede
34,966	1 st PA devrede
166,783	2 nd PA devrede
240,159	LPI devrede
250,000	Hesaplama sonu

4.3.2. Temel Durum (TBS)

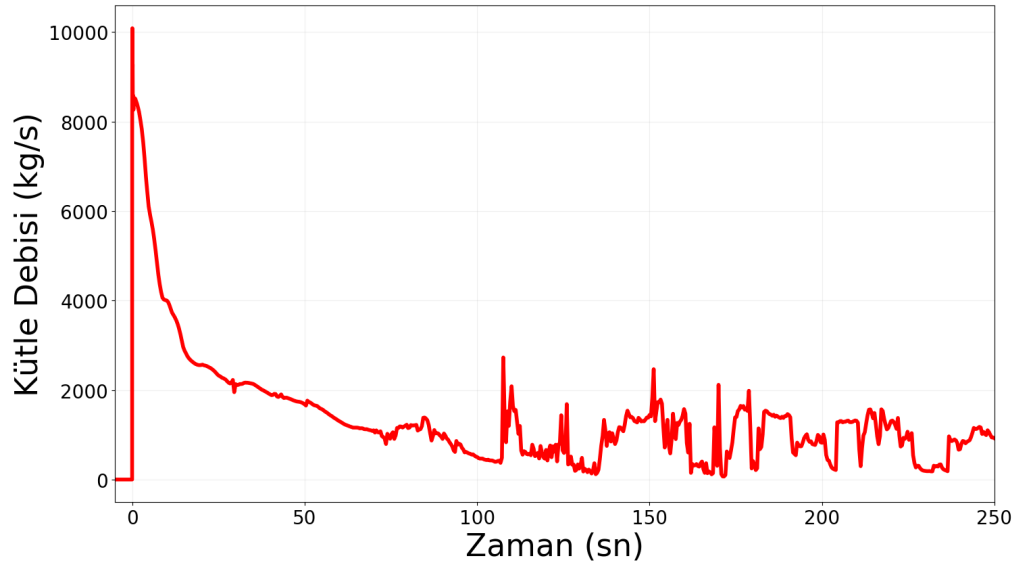
TBS benzeşiminde SCRAM yine kazadan 0,4 saniye sonra tetiklenmiştir. Bu durum iki kaza senaryosu için de bölüm 2.1’de belirtildiği üzere bir varsayımdır. Güç değişimi (Şekil 4.15), TBS ve DEGB için reaktör kinetiğinde aynı girdi parametreleri kullanıldığından dolayı, her iki senaryoda da aynıdır. Kırık akış alanı bu kaza durumunda daha küçüktür. Kırık alanının daha küçük olmasının bir sonucu olarak, Şekil 4.16’da görüleceği üzere, birincil basınç değeri DEGB’ye göre daha yavaş düşmektedir ve kaçak debisi de benzer şekilde daha düşüktür. (Şekil 4.17’ye bakınız). 13. saniyede HPIS sisteme su beslemeye başlamıştır. Kaza başlangıcından 35 saniye sonra 1stPA, 167 saniye sonra 2ndPA ve 240. saniyede de LPIS enjeksiyona başlamaktadır. Belirtilen zamanlarda sistem basıncı ECCS elemanlarının aktivasyon basınç değerlerine ulaşmıştır. TBS senaryosunda benzeşimi yapılan zaman aralığı için kaza daha etkili bir şekilde kontrol edilmiştir. PCT başlangıç değeri olan 627,7 K’i geçmemiştir. (Şekil 4.18’e bakınız). TBS durumunda, en yüksek oksidasyon ve en yüksek hidrojen üretimi hızları sırasıyla 10^{-11} kg/m²s ve 10^{-16} kg/s mertebesinde. Bu değerler bir önceki senaryodaki değerlerden bile daha küçüklüdür, bu sebeple oksidasyon ve hidrojen üretimi daha fazla dikkate alınmamıştır.



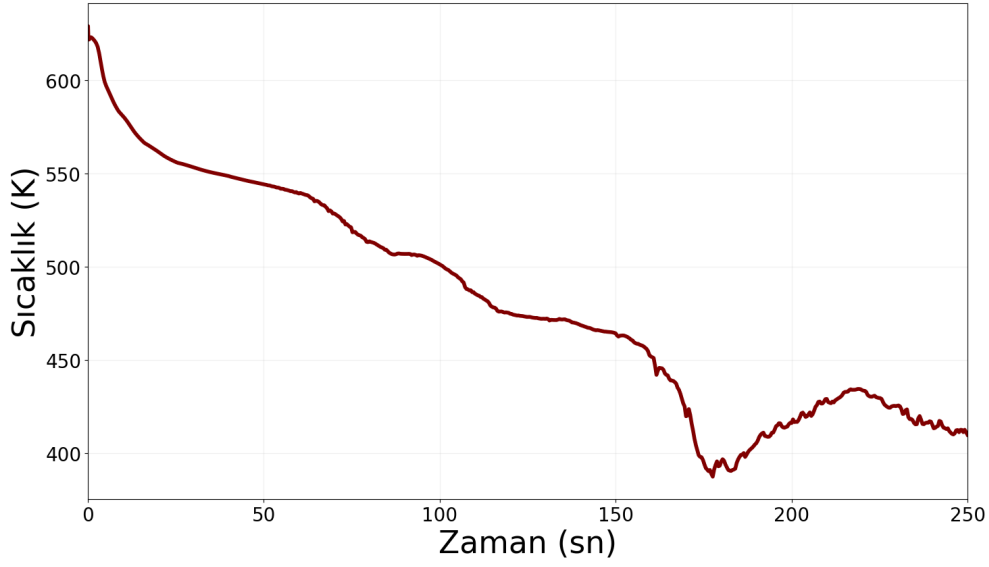
Şekil 4.15. Termal güç (TBS)



Şekil 4.16. Kor çıkış basıncı (TBS)



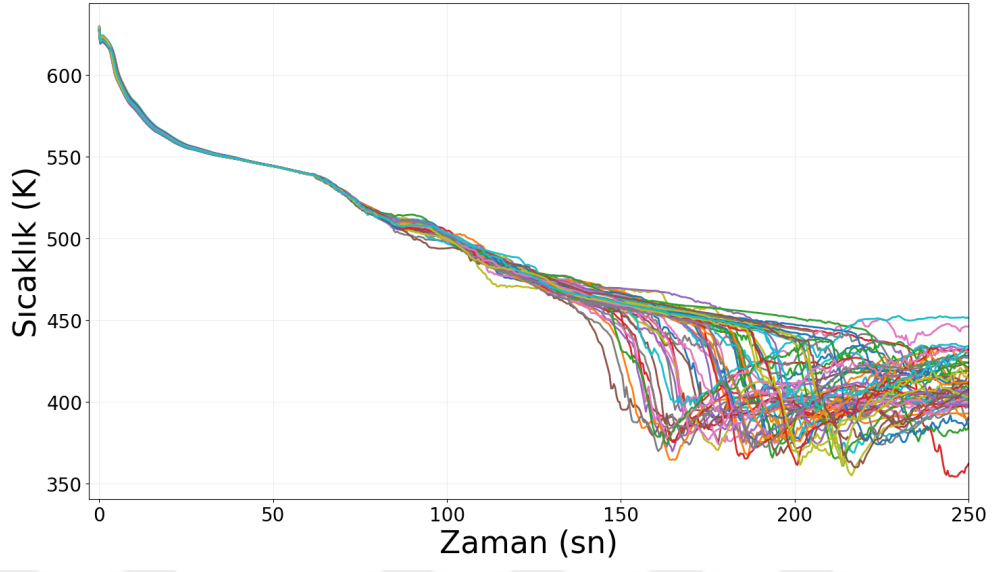
Şekil 4.17. Kaçak toplam kütle debisi (TBS)



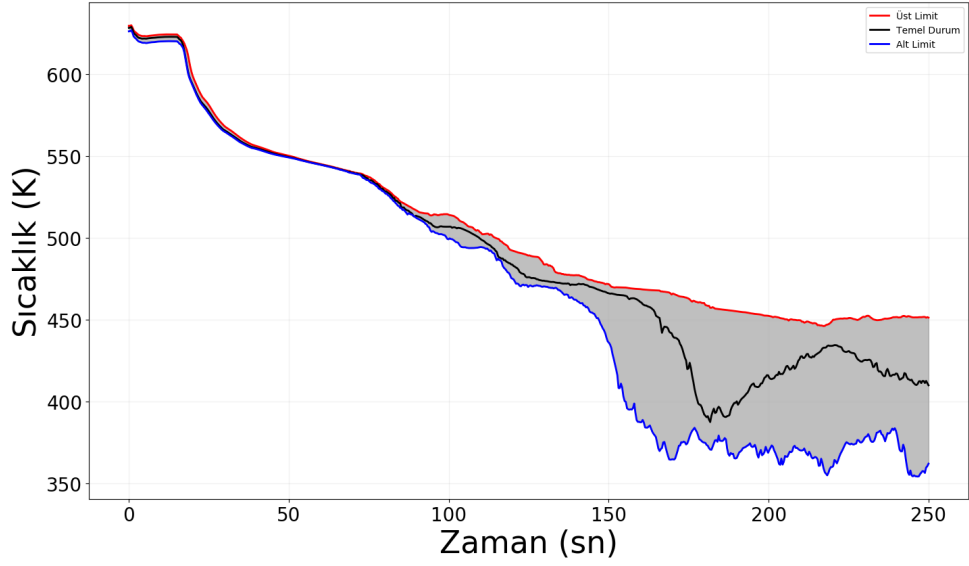
Şekil 4.18. PCT (TBS)

4.3.3. Belirsizlik Analizi (TBS)

TBS durumunda PCT için üst limit 630,1 K değerini geçmemektedir (Şekil 4.19 ve Şekil 4.20). Sadece, kaza başlangıcından 150 saniye sonrasında göze çarpan bir kaotik bölge bulunmaktadır. Bu bölgede gözlemlediğimiz davranışın nedenleri: daha önceden de belirtildiği gibi 60 farklı benzeşim yapılmıştır, her bir benzeşim için santral parametreleri ve kaynak kodu çarpanları farklı olarak üretilmektedir. Bu durum başta sistem basıncı olmak üzere genel sistem davranışını değiştirmektedir. Sonuç olarak, ECCS başlama zamanları ve sıcaklık dağılımları her bir benzeşim için farklılık göstermektedir.



Şekil 4.19. 60 farklı durum için PCT (TBS)



Şekil 4.20. PCT alt ve üst limitleri (TBS)

5. SONUÇ VE ÖNERİLER

Bu çalışmada, VVER-1200 tasarımına yönelik RS modeli oluşturulmuş ve DEGB ve TBS LOCA durumlarında ECCS performansını gözlemlemek için benzeşimler gerçekleştirilmiştir. Ek olarak PCT hesaplamalarına yönelik RS entegre belirsizlik analizi paketi kullanılarak belirsizlik analizleri de yapılmıştır. Belirsizlik analizleri için PCT üzerinde yüksek etkiye sahip olabilecek 15 parametre seçilmiştir. Bu parametrelerin belirlenmesinde kod korelasyonları ve santral sınır ve başlangıç koşulları gibi belirsizlik kaynakları dikkate alınmıştır.

İlk olarak kararlı durum benzeşimi gerçekleştirilmiştir. Buradan elde edilen sonuçlar ilgili temel tasarım parametreleri ile karşılaştırılarak, sonuçlarımızın tasarım parametreleri ile uyumlu olduğu gözlemlenmiştir. Soğuk bacakta DEGB'nin (%200) temel durum benzeşimleri sırasında PCT 948,1 K değerine ulaşmıştır. Üst ve alt limit (95/95 – 5/95) değeri olarak PCT sırasıyla 1006,0 K ve 927 K değerlerini almıştır. Soğuk bacak TBS (%40,7) temel durumunda ise PCT 627,7 K olan nominal değerini geçmemiştir. Üst ve alt limit (95/95 – 5/95) değeri olarak PCT sırasıyla 630,1 K ve 627 K değerlerini almıştır. PCT ölçütü olan 1204 °C (1477,59 K) [1] ihlâl edilmemiştir. Dahası, hesaplanan toplam zarf oksidasyonun ve toplam hidrojen üretim miktarının her iki kaza durumunda da ihmâl edilebilir düzeyde düşük olduğu gözlemlenmiştir.

Pasif hidro-akümülatörlerin sağladığı ilave su envanterinin, benzeşimi gerçekleştirilen kaza durumlarında, en yüksek zarf sıcaklığının limit değerin çok altında kalmasında büyük etkisi olduğu gözlemlenmiştir. VVER-1200 ECCS'inin DEGB ve TBS koşulları altında reaktörü güvenli bir durumda tutmak için yeterli olduğu çıkarımı yapılmıştır.

Tez kapsamında küçük kırıklı soğutucu kaybı kazası ve santral kararması kazaları incelenmemiştir. Gelecek çalışmalar için bu kaza senaryolarının da incelenmesi daha geniş bir yelpazede VVER-1200 ECCS davranışlarını öğrenmemize katkı sağlayacaktır. Ancak, bahsettiğimiz kaza durumları için, her

ne kadar büyük kırıklı kazalarda kritik olmasa da, PHRS ve mevcut modelde bulunmayan diğ er ECCS bileş enleri de modellemeye katılmalıdır. Bu şekilde reakt r benzeşimi daha dođru ve ger ek i sonu lara ulaş abilir. Ek olarak belirsizlik parametrelerinin sayısının da artırılması elde edilen sonu ların daha g venilir olmasını sađlayacaktır.



6. KAYNAKLAR

- [1] U.S.NRC, 50.46 Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light-Water Nuclear Power Reactors, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0046.html> (Eriřim tarihi: **18 Temmuz 2019**).
- [2] U.S.NRC, Rulemaking Issue Affirmation, Final Rule: Risk-Informed Changes to Loss-of-Coolant Accident Technical Requirements (10 CFR 50.46a) (RIN 3150-AH29), SECY-10-0161, **2010**.
- [3] U.S.NRC, Loss of Coolant Accident (LOCA), <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/loss-of-coolant-accident-loca.html> (Eriřim tarihi: **28 Haziran 2019**).
- [4] U.S.NRC, Design-Basis Accident, <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/design-basis-accident.html> (Eriřim tarihi: **5 Aralık 2019**).
- [5] K. Demjančuková, Influence of Large Loca by Seismic Event, University of West Bohemia, Faculty of Mechanical Engineering, Department of Power System Engineering, Pilsen, Czech Republic, **2007**.
- [6] U.S.NRC, Nuclear Regulatory Commission, 10 CFR Parts 50 and 52: Risk-Informed Changes to Loss-of-Coolant Accident Technical Requirements; Proposed Rule, Federal Register, Vol. 74, No. 152, **2009**.
- [7] IAEA, Status Report 108 - VVER-1200 (V-491), **2011**.
- [8] ROSATOM, The VVER today, VVER Brochure, <https://www.rosatom.ru/upload/iblock/0be/0be1220af25741375138ecd1afb18743.pdf> (Eriřim tarihi: **04 Nisan 2018**).
- [9] O. ř. ÇELİKTEN, Altıgen Geometri Nükleer Reaktör Kor Modeli İçin Nötronik Hesaplamalar, Yüksek Lisans Tezi, Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara, **2011**.
- [10] TVEL, Nuclear Fuel for VVER Reactors, https://www.tvcl.ru/wps/wcm/connect/tvel/tvelsite.eng/resources/b00eb08047178c38abfbfb39942cc531/brochure_nuclea_eng.pdf (Eriřim tarihi: **4 Eylül 2018**).
- [11] Micro-Simulation Technology, PCTran VVER1200, **2012**.
- [12] Н. Б. Трунов, Б. И. Лукасевич, В. В. Сотсков и С. А. Харченко, Прошлое и будущегогоризонтальных парогенераторов. Сборник трудов 7 Международного семинарапо горизонтальным парогенераторам, ФГУП ОКБ «Гидропресс», 3-5 Ekim, Podolsk, Russia, **2006**.

- [13] Д. А. Лахов, Н. Ф. Коротаев, С. А. Харченко и Н. Б. Трунов, Горизонтальный парогенератор. Проблемы повышения мощности и возможные пути решения, Вопросы атомной науки и техники, Серия: Обеспечение безопасности АЭС, 31, 14–23, **2012**.
- [14] S. K. Mousavian, F. D'Auria, G. M. Galassi, A. Petruzzi, M. A. Salehi and T. Zagar (Ed.), Uncertainty Analysis of LB-LOCA in VVER-1000 Geometry, Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe, Slovenia, 8-11 Sept. 2003, Nuclear Society of Slovenia, Slovenia, 309, **2015**.
- [15] T. Malakyan, H. Hovhannisyan, Task 1.2 Detailed Computational Fluid Dynamics Calculations to Assess the Design Features of The New Nuclear Unit, Subtask 1.2.1 Survey of Safety Features of New Designs and Formulation of a Task Specification for Modelling and Analysis, NRSC-RT-USAID-001, NRSC Report, Yerevan, Armenia, **2015**.
- [16] Hidropress, Design, Safety Technology and Operability Features of Advanced VVERs, <https://businessdocbox.com/Logistics/76250155-Design-safety-technology-and-operability-features-of-advanced-vvers.html> (Erişim tarihi: **7 Mart 2019**).
- [17] B. E. Boyack, I. Catton, R. Duffey, P. Griffith, K. R. Katsma, G. S. Lellouche, S. Levy, U. S. Rohatgi, G. E. Wilson, W. Wulff and N. Zuber, Quantifying Reactor Safety Margins Part 1: An Overview of the Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology, Nuclear Engineering and Design, vol. 119, no. 1, 1–15, **1990**.
- [18] A. Petruzzi and F. D'Auria, Thermal-Hydraulic System Codes in Nuclear Reactor Safety and Qualification Procedures, Science and Technology of Nuclear Installations, vol. 2008, no. 6, **2008**.
- [19] J. Freixa, M. Perez-Ferragut, F. Reventos, C. M. Allison, J. K. Hohorst, Revisiting Isp-13 with a RELAP / SCDAPSIM / MOD3.5 Model Using Core SCDAP Components, Int. Top. Meet. Nucl. React. Therm. Hydraul., NURETH 2015, vol. 7, no. September, 5996–6007, **2015**.
- [20] V. H. Ransom, R. J. Wagner, and J. A. Trapp, RELAP5 Two-Phase Fluid Model and Numerical Scheme for Economic LWR System Simulation, CSNI Heat Transfer Conference, Pasadena/California, 23 Mart 1881, USA, **1981**.
- [21] M. Perez, F. Reventos, R. Wagner, and C. Allison, Integrated Uncertainty Analysis using RELAP / SCDAPSIM / MOD4.0, NURETH-13: Proceedings of the 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Ishikawa, 27 Sept.- 2 Oct., 4617, Japan, **2009**.
- [22] H. Glaeser, GRS method for uncertainty and sensitivity evaluation of code results and applications, Science and Technology of Nuclear Installations, vol. 2008, Article ID 798901, **2008**.

- [23] M. Kloos, W. Pointner, A More Realistic Uncertainty Analysis Approach for the Loca Safety Criterion, 13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 13), Seoul, 2-7 Ekim, **2016**.
- [24] T. Wickett (Ed.), D. Sweet, A. Neill, F. D'Auria, G. Galassi, S. Belsito, M. Ingegneri, P. Gatta, H. Glaeser, T. Skorek, E. Hofer, M. Kloss, E. Chojnacki, M. Ounsy, C. L. Perez and J. I. S. Sanchis, Report on the Uncertainty Methods Study, NEA Report, NEA/CSNI/R(1997)35, Issy-les-moulineaux, Fransa, **1998**.
- [25] F. D'Auria and A. Petruzzi, Background and Qualification of Uncertainty Methods, Seminar on the Transfer of Competence, Knowledge and Experience Gained Through CSNI Activities in the Field of Thermmal-Hydraulics, Pisa, 3-5 May, 283–303, Italy, **2008**.
- [26] F. D'Auria, H. Glaeser, S. Lee, J. Mišák, M. Modro and R. Schultz, Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation, IAEA Safety Reports Series, no. 52, Vienna, **2008**.
- [27] J. Hohorst, RELAP/SCDAPSIM Input Manual MOD 3.4 3.5 & 4.0, Innovative Systems Software (ISS), **2013**.
- [28] M. Perez, F. Reventos, R. Wagner and C. Allison, Integrated Uncertainty Analysis Using RELAP/SCDAPSIM/MOD4.0, NUTHOS-7: The 7th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety, Seoul, 5-9 Oct., Korea, **2008**.
- [29] M. Perez Ferragut, F. Reventos, L. Batet, R. Pericas, Toth I., P. Bazin, A. de Crécy, P. Germain, S. Borisov, H. Glaeser, T. Skorek, Joucla J., Probst P., A. Ui, B. D. Chung, D. Oh, M. Kyncl, R. Pernica, A. Manera, F. D'Auria, Petruzzi A. and A. D. Nevo, Main Results of phase IV BEMUSE project: Simulation of LBLOCA in an NPP, Science and Technology of Nuclear Installations, **2010**.
- [30] OECD Nuclear Energy Agency (NEA), Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions, State-of-the-art Report, Paris, **2009**.
- [31] M. Rahgoshay and M. Hashemi-Tilehnoee, Pressure Distribution in the Containment of VVER-1000 During the First Seconds of Large Break LOCA, Progress in Nuclear Energy, vol. 88, 211–217, **2016**.
- [32] IAEA, In-core fuel management code package validation for WWERs, IAEA-TECDOC-847, no. 847, Vienna, **1995**.
- [33] M. A. Shockling, C. F. and K. O., The ability of the Westinghouse FULL SPECTRUM LOCATM (FSLOCATM) best-estimate code to adequately capture the phenomena most important and dominant for small, intermediate, and large breaks of the cold leg is demonstrated for a three-loop Westinghouse PWR. N, Calculating LOCA system effects, <https://www.neimagazine.com/features/featurecalculating-loca-system-effects/> (Erişim tarihi **18 Aralık 2019**).

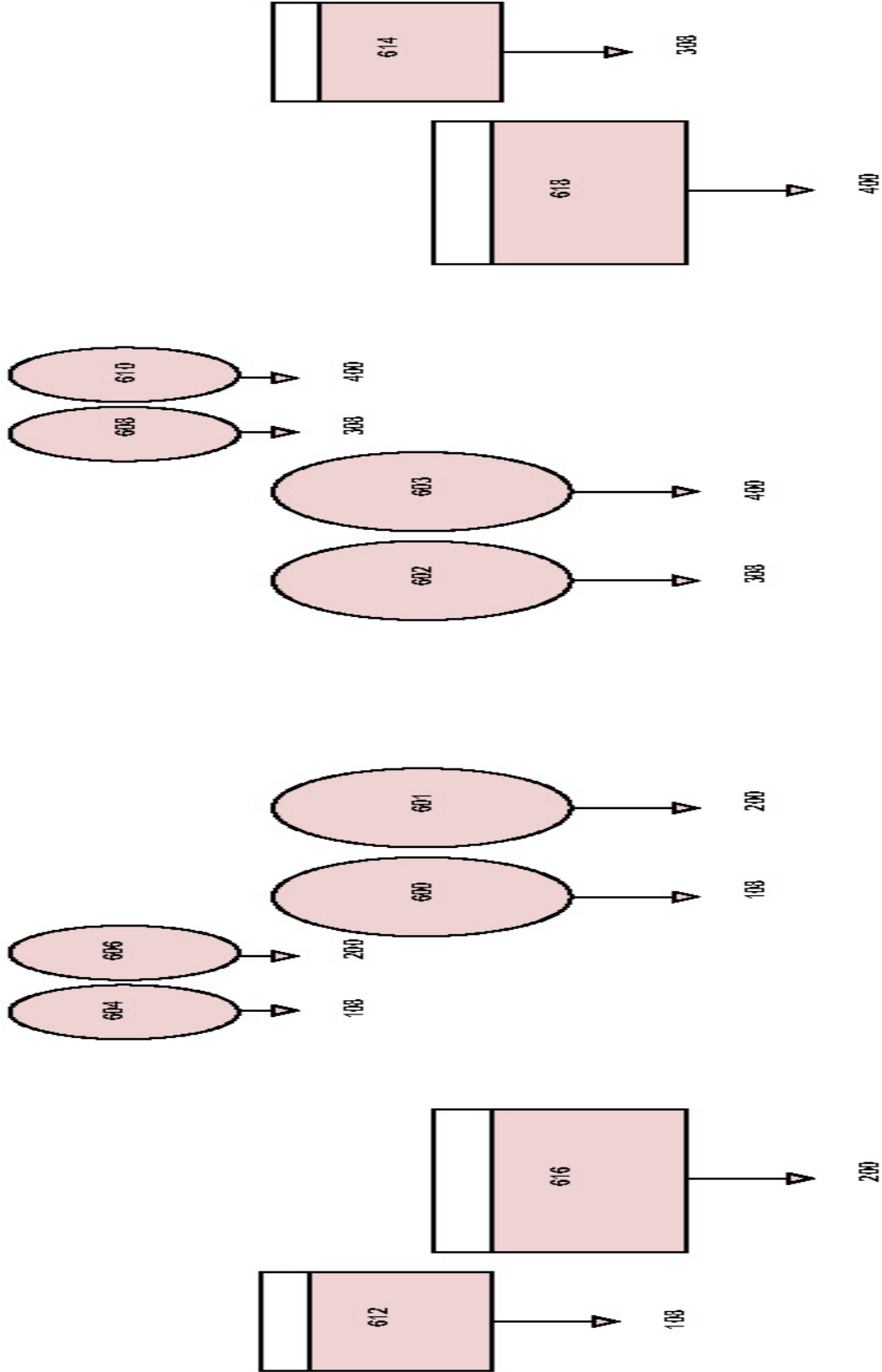
[34] P. Tusheva, N. Reinke, E. Altstadt, F. Schaefer, F. P. Weiss and A. Hurtado, Analysis of severe accidents in VVER-1000 reactors using the integral code ASTEC, International Conference on Nuclear Engineering, Proceedings, ICONE, 3, 449–458, **2009**.

[35] Bemuse Phase V Report, NEA/CSNI/R(2009)13, Dec., **2009**.

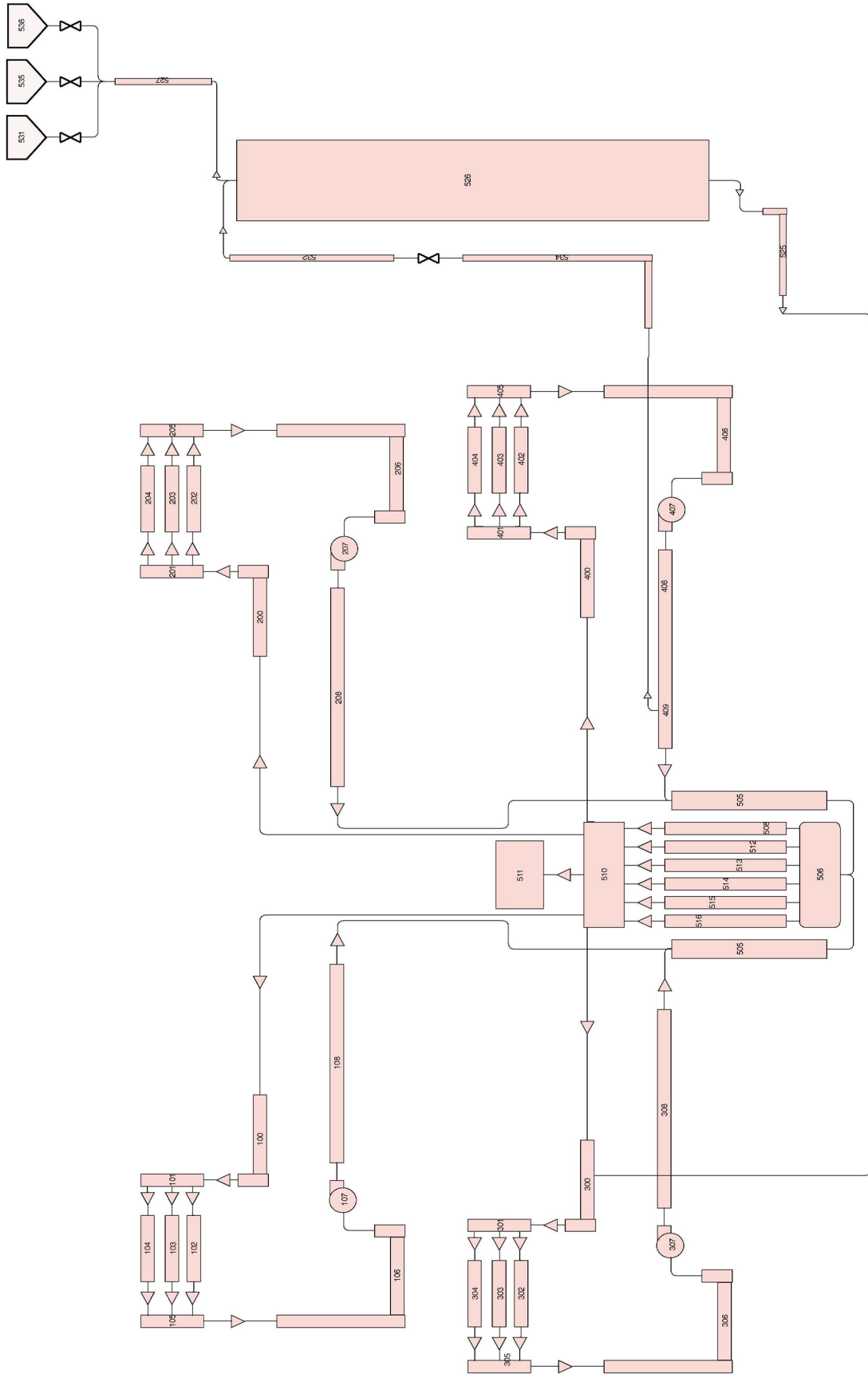


EKLER

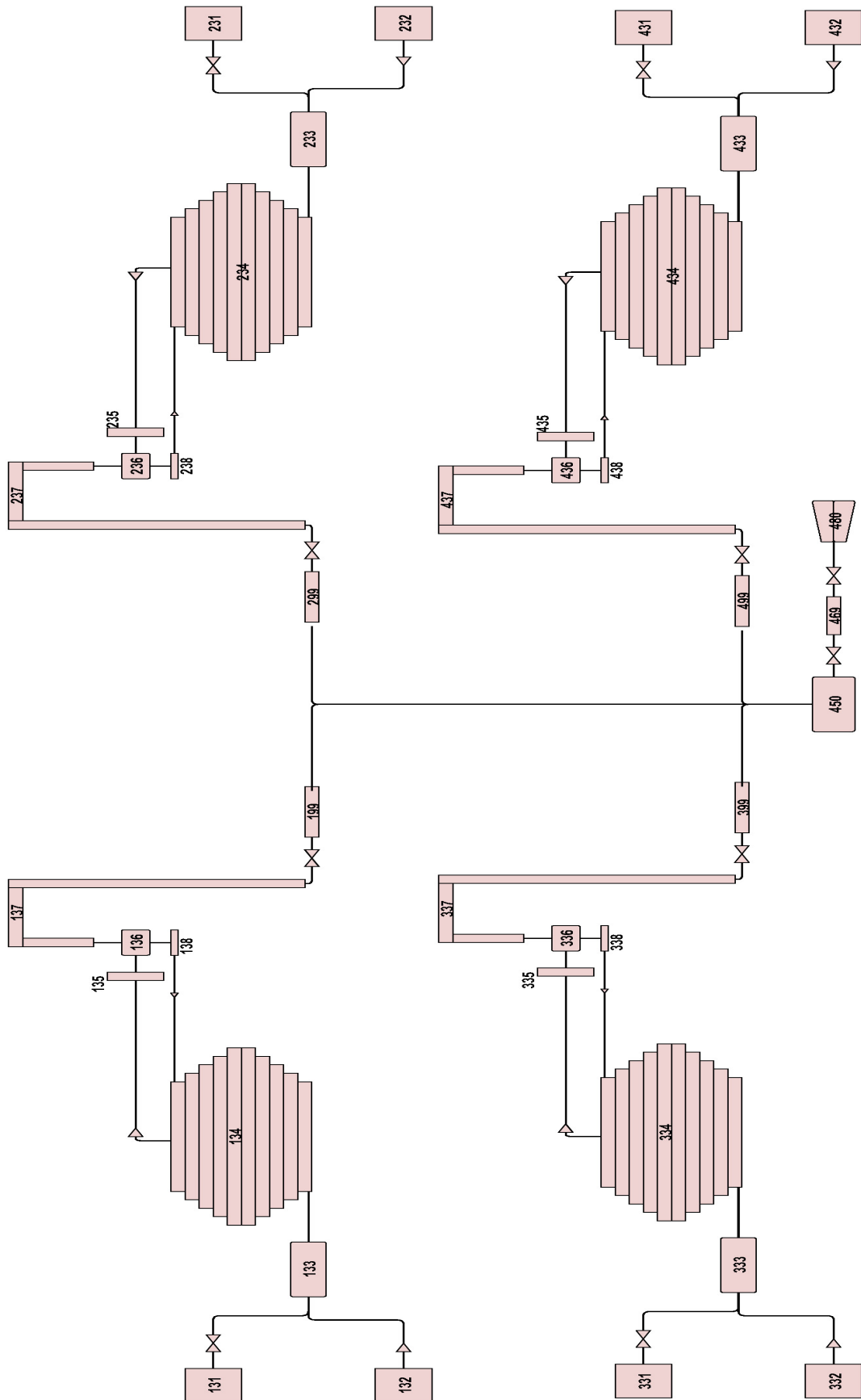
EK 1 – Hidro-Akümülatörler ve Bağlantı Noktaları Tasviri



EK 2 – Birincil Devre Tasviri



EK 3 – İkincil Devre Tasviri



EK 4 – RELAP Hidrodinamik Elemanları

Hidrodinamik Eleman	Açıklama
Tekil hacim (Single volume)	Sabit hacimli bir elemandır. Sıcaklık, basınç gibi özellikleri model içinde yer alan diğer parameter ve sınır koşullarına göre otomatik olarak hesaplanmaktadır. Ancak, başlangıç durum koşulları belirlenmelidir.
Zamana bağlı hacim (Time-dependent volume)	Bu eleman için, tekil hacim elemanının aksine, zamana bağlı özellikler girilmelidir. (Örneğin zamana bağlı debi gibi). Belirlenmiş olan koşullar hesaplamalar sırasında program tarafından değiştirilmez.
Boru (Pipe)	Boru elemanı, tekil hacim elemanının bölümlere ayrılabilir hâli olarak düşünülebilir.
Silindirik Halka (Annulus)	Silindirik halka elemanı reaktör içinde bulunan silindirik halka kısmını modellemede kullanılan boru elemanının halkalı yapıdaki şeklidir.
Tekil bağlantı (Single junction)	İki elemanı birbirine bağlamak amacıyla kullanılan bir elemandır. Başlangıç koşulları sağlanmalıdır.
Zamana bağlı bağlantı (Time-dependent junction)	Bu elemanda, tekil bağlantı elemanının aksine, zamana bağlı özellikler girilmelidir. Belirlenmiş olan koşullar, hesaplamalar sırasında program tarafından değiştirilmez.

Dağıtıcı (Branch)	Tekil hacim elemanının bir çok bağlantıya sahip olan şekline benzetilebilir. Birden fazla miktarda giriş ve çıkış bağlantısı tanımlanabilir, hacim ve boru elemanlarının aksine bağlantı oluşturmak için bağlantı elemanına ihtiyaç duymaz.
Ayırıcı (Seperator)	Bu eleman, doymuş su içinde bulunan buhar ve sıvı kısmın birbirinden ayrılması için tasarlanmış yine aynı isme sahip reaktör bileşeninin modellenmesinde kullanılır.
Püskürtmeli karıştırıcı (Jet mixer)	Üç tane bağlantı elemanına sahip dağıtıcı elemanın özel bir türüdür [27]
Türbin (Turbine)	Türbin özelliklerinin girilebileceği bir tür dağıtıcı eleman olarak düşünülebilir [27]
ECC karıştırıcı (ECC mixer)	Üç tane bağlantı gerektiren dağıtıcı elemanın özel bir türüdür. Fiziksel büyüklüğü bir takım kurallara bağlı olarak belirlenir. [27]
Vana (Valve junction)	Bir tür bağlantı elemanıdır. Hesaplamalar sırasında akış alanı değiştirilebilir. Bu özellik tekil ve zamana bağlı bağlantı elemanlarında yoktur.
Pompa (Pump)	Pompaların modellenmesinde kullanılır. Program içinde özellikleri önceden tanımlanmış bir kaç pompa tasarımı da mevcuttur.
Kompresör (Compressor)	Kompresörü temsil eden bu eleman bir hacim ve bu hacmin giriş ucuna takılı en az bir bağlantı elemanından oluşur. [27]

Çoklu bağlantı (Multiple junction)	Birden fazla tekil bağlantı elemanının yerine kullanılabilecek bir elemandır. Tekil bağlantı elemanından tek farkı bağlanan tüm hacimlerin aynı hidrodinamik sistemde olması gereğidir. [27]
Akümülatör (Accumulator)	Bu eleman akümülatörlerin temsili için kullanılır. Akümülatör elemanına ilave olarak bağlantı elemanı bağlanmasına gerek yoktur. Toplam hacim ve sıvı hacmi gibi parametrelerin tanımlanması gerekmektedir. Bu eleman için başlangıç basınç değeri akümülatörün bağlı olduğu noktanın basınç değerinden düşük olmalıdır ve başlangıç basınç değeri için yükseklik etkisi de göz önünde bulundurulmalıdır. [27]

EK 5 – RELAP Belirsizlik Analizi Kurulum Girdisi

EK 5 kısmının tamamında kaynak [27]'den yararlanılmıştır.

Kart 100

Bu satırda girdi türü belirlenmektedir. Dosyanın bir belirsizlik analizi kurulum girdisi olduğunu belirtmek için 'uncsetup' ifadesi kullanılır.

100 uncsetup

Kart 29000000

Bu kartta belirsizlik analizine ait temel parametreler tanımlanmaktadır.

Kart yapısı şu şekildedir:

29000000 W1 W2 W3 W4 W5 W6 W7 W8 W9

W1: belirsizlik analizinin kaçınıcı koşudan ('run') başlatılacağı buraya yazılır.

W2: belirsizlik analizinin kaçınıcı koşuda durdurulacağı buraya yazılır.

W1 ve W2 kullanıcıya gerçekleştirmek istediği koşu sayısını belirleme imkanı tanır. W1 ve W2 yerine 0 0 değeri girilirse program Wilks Formülü'nü kullanacaktır. Ayrıca W1 ve W2 daha önceden gerçekleştirilen koşulara ekleme yapmak maksadıyla da kullanılabilir.

W3: tek-tarafli güven seviyesi burada belirtilir. Bu değer sıfır ile bir arasında bir değer olmalıdır. ($0 < W3 < 1$).

W4: tek-tarafli tolerans limitinin altında kalacak popülasyon yüzdesi burada belirtilir. Bu değer de sıfır ile bir arasında olmalıdır. ($0 < W4 < 1$).

W5: Wilks Formülü'nün derecesi buraya yazılır. W1 tanımlanmış dâhi olsa W5'e değer girmek gerekmektedir.

Opsiyonel Kelimeler:

W6: Wilks Formülü'ne ilâve olarak eklenmek istenen koşu sayısı buraya girilir.

W7: istenilen en düşük koşu sayısı belirtilir.

W8: istenilen en yüksek koşu sayısı belirtilir.

W9: rastgele örneklemeyi başlatmada kullanılacak olan ilk kaynak ('seed') buraya yazılabilir. Yazılmaz ise 298341 olarak alınacaktır. Her kurulum aşamasında elde

edilecek çıktı dosyası bir sonraki kurulumda kullanılabilecek kaynak sayısını vermektedir.

Kart 29000001-29001000

Kod korelasyonlarının pertürbe edilmesinde bu kartlar kullanılır.

Kart yapısı şu şekildedir:

29000WWW W1W2 W3 W4 W5 W6 W7 W8 W9

W1 ve W2: kaynak belirsizlik sabitinin alfanumerik tanımlanması burada yapılır.

W3: dağılım fonksiyonu tipi buraya girilir; ND: Normal, UD: Tekdüze ve TD:Yamuksal. Sadece üç tip dağılım fonksiyonunun tanımlanmasına izin verilmektedir.

W4: W3=ND ise W4: ortalama

W3=UD ise W4: en küçük değer

W3=TD ise W4: alt sol limit

W5: W3=ND ise W5: standart sapma

W3=UD ise W5: en yüksek değer

W3=TD ise W5: üst sol limit

W6: W3=TD ise W6: üst sağ limit, diğerleri için 0.0 girilmelidir.

W7: W3=TD ise W7: alt sağ limit, diğerleri için 0.0 girilmelidir.

W8: Ağırlık hesaplaması ile ilgili kelimedir. -1.0 girilirse, W3-W7 arasında girilen değerlere göre bir ağırlık hesabı yapılacaktır. Eğer sıfırdan farklı pozitif bir sayı girilirse, bu sayı serideki tüm belirsizlik koşullarında ağırlık olarak kullanılır.

W9: pertürbe edilecek korelasyon yakıt boşluğu ısı iletkenliği ise buraya sıcaklık bilgisi girilir. Diğer parametreler için sıfır girilmelidir.

Mevcut kod korelasyonlarının alfanumerik ifadeleri için lütfen kaynak [27]'ye bakınız.

Kart 291DD000 ve Kart 291DDWWW

Bu kartlar normal girdi dosyasında tanımlanmış olan parametrelerin pertürbe edilmesinde kullanılır. Kartlara sırasıyla dağılım ve ağırlık ile ilgili bilgiler girilir.

Kart 291DD000 yapısı şu şekildedir:

291DD000 W1 W2 W3 W4 W5

W1: dağılım fonksiyonu tipi buraya girilir; ND: Normal, UD: Tekdüze ve TD:Yamuksal. Sadece üç tip dağılım fonksiyonunun tanımlanmasına izin verilmektedir.

W2: W1=ND ise W2: ortalama

W1=UD ise W2: en küçük değer

W1=TD ise W2: alt sol limit

W3: W1=ND ise W3: standart sapma

W1=UD ise W3: en yüksek değer

W1=TD ise W3: üst sol limit

W4: W1=TD ise W4: üst sağ limit, diğerleri için 0.0 girilmelidir.

W5: W1=TD ise W5: alt sağ limit, diğerleri için 0.0 girilmelidir.

Kart 291DDWWW yapısı şu şekildedir:

291DDWWW W1 W2 W3 W4 W5 W6

W1: Ağırlık hesaplaması ile ilgili kelimedir. -1.0 girilirse, W2-W7 arasında girilen değerlere göre bir ağırlık hesabı yapılacaktır. 0.0 girilirse, bir önceki basamakta hesaplanan veya girilen ağırlık bilgisi kullanılır. Eğer sıfırdan farklı pozitif bir sayı girilirse, bu sayı serideki tüm belirsizlik koşullarında ağırlık olarak kullanılır.

W2: bu kelime wn şeklinde iki basamaklıdır. Başına eksi işareti eklenirse (-wn) ağırlık program tarafından küçültülür, yani “temel değer x ağırlık” çarpımından elde edilecek sonuç bir veya birden küçük olacak şekilde ayarlanır.

- w: ağırlık hesaplamalarını ve uygulanmasını kontrol eder.
 - w=0 ise ağırlık W1’de girilen değerdir ve W1 pozitif sıfır olmayan bir sayı olmalıdır.
 - w=1 ise bir önceki basamakta hesaplanan veya girilen ağırlık bilgisi kullanılır, W1=0.0 olmalıdır.

- $w=2$ ise bir ağırlık hesaplanır ve ilgili serinin tamamında hesaplanan bu ağırlık kullanılır.
- $w=3$ ise seri içindeki her bir kelime için farklı bir ağırlık hesaplanır.
- n : seçilen bir ağırlık aralığında normalizasyona izin verir.
 - $n=0$ normalizasyon yapılmayacak veya setteki kelimeler üzerinde devam edecektir.
 - $n=1$ normalizasyon bölümünün başladığını gösterir.
 - $n=2$ normalizasyon ilgili sette belirtilen son sözcük ile sonlandırılır.
 - $n=3$ normalizasyon bölümü setin ilk kelimesiyle başlar ve setin son kelimesiyle biter.

W3: normal girdi dosyasında pertürbe edilecek parametreleri içeren kart bilgisi buraya girilir.

W4: pertürbe edilecek karttaki ilk parametrenin sözcük numarası buraya girilmelidir.

W5: pertürbe edilecek karttaki son parametrenin sözcük numarası buraya girilmelidir.

W6: Atlama ('skip') faktörü. Bir olsa dahi girilmelidir.

Not: Belirsizlik girdisinin en sonuna normal girdi kopyalanmalıdır. Sadece normal girdide bulunan başlık ve 100 kartı atlanmalıdır.

EK 6 – Belirsizlik Parametreleri, Varyasyonlar

Parametre	Varyasyon aralığı (en düşük- en yüksek)
Başlangıç kor ısı gücü	0,98/1,02
Yakıt ısı iletkenliği	0,9/1,1 (T<2000 K) ve 0,9/1,2 (T>2000 K)
Yakıt hacimsel ısı kapasitesi,	0,98/1,02 (T<1800 K) ve 0,87/1,13 (T>1800 K)
Yakıt elemanları içerisinde en yüksek sıcaklıklara ulaşan bölümler için çarpan faktörü,	0,95/1,05
Korunak binası basınç değişimi	0,85/1,15
ECCS devreye girme basınç değerleri	-0,2/+0,2 MPa
Başlangıç debi/pompa performansı	0,96/1,04
Başlangıç basıncı	-0,1/+0,1 MPa
Yakıt boşluğu ısı iletkenliği,	0,8/1,2

*EK 6'da sunulan bilgiler kaynak [35]'ten alınmıştır. Detaylı bilgi için ilgili kaynağa bakınız.



HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
YÜKSEK LİSANS/DOKTORA TEZ ÇALIŞMASI ORJİNALLİK RAPORU

HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLER ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI BAŞKANLIĞI'NA

Tarih:30/12/2019

Tez Başlığı: VVER-1200 Reaktöründe Soğutucu Kaybı Kazası Ve Belirsizlik Analizi

Yukarıda başlığı gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç kısımlarından oluşan toplam 71 sayfalık kısmına ilişkin, 30/12/2019 tarihinde tez danışmanım tarafından *Turnitin* adlı intihal tespit programından aşağıda belirtilen filtrelemeler uygulanarak alınmış olan orijinallik raporuna göre, tezimin benzerlik oranı % 3 'tür.

Uygulanan filtrelemeler:

- 1- Kaynakça hariç
- 2- Alıntılar hariç/dâhil
- 3- 5 kelimedenden daha az örtüşme içeren metin kısımları hariç

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Tez Çalışması Orijinallik Raporu Alınması ve Kullanılması Uygulama Esasları'nı inceledim ve bu Uygulama Esasları'nda belirtilen azami benzerlik oranlarına göre tez çalışmamın herhangi bir intihal içermediğini; aksinin tespit edileceği muhtemel durumda doğabilecek her türlü hukuki sorumluluğu kabul ettiğimi ve yukarıda vermiş olduğum bilgilerin doğru olduğunu beyan ederim.

Gereğini saygılarımla arz ederim.

Adı Soyadı: Osman BİLEN

Öğrenci No: N16229623

Anabilim Dalı: Nükleer Enerji Mühendisliği

Programı: Nükleer Enerji Mühendisliği Tezli Yüksek Lisans

Statüsü: ☒ Y.Lisans ☐ Doktora ☐ Bütünleşik Dr.

Tarih ve İmza
30/12/2019

DANIŞMAN ONAYI

UYGUNDUR.

Prof. Dr. Cemil KOCAR

ÖZGEÇMİŞ

OSMAN BİLEN

Adres: Hacettepe Üniversitesi, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü 06800,
Beytepe/ANKARA
Gsm: +90 533 026 01 42 **İş:** +90 312 297 73 00
e-mail: osmanbilen06@gmail.com , osman.bilen12@hacettepe.edu.tr



EĞİTİM

YÜKSEK LİSANS

Ekim 2017 - Aralık 2019

Hacettepe Üniversitesi, Ankara/TÜRKİYE

- **Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı**

LİSANS

Eylül 2012 - Haziran 2017

Hacettepe Üniversitesi, Ankara/TÜRKİYE

- **Mühendislik Fakültesi, Nükleer Enerji Mühendisliği Programı (İngilizce).**

STAJLAR

Ağustos 2015

- **EUAS 18 Mart Çan Termik Santrali,**
Çanakkale/TÜRKİYE (15 İş günü).

Ağustos 2016

- **Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK),**
Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi
(ÇNAEM), İstanbul/TÜRKİYE (20 İş günü).

İLGİ ALANLARI

- Akışkanlar Mekaniği
- Tek Fazda Isı Transferi ve Tek Fazlı Akış Dinamikleri
- Çift Fazda Isı Transferi ve Çift Fazlı Akış Dinamikleri
- Risk and Accident Analysis in Nuclear Power Plants
- Nükleer Santrallerde Risk ve Kaza Analizi
- Nükleer Reaktör
 - Isıl-Hidrolik Tasarım ve Analiz
 - Kor Tasarımı ve Analizi
- Termodinamik Analiz

- **Mühendislik Programları ve Programlama Dilleri**
 - MATLAB®
 - ANSYS Fluent
 - Python
- **Nükleer Alana Özgü Kodlar**
 - MCNP
 - WIMS
 - RELAP5/SCDAPSIM
 - COBRA-IV
 - ZEBRA

ASİSTANLIKLAR (Aralık 2017-...)

- Nükleer Mühendisliğe Giriş
- Malzeme Bilimi
- Termodinamik
- Fluid Mechanics
- Hesaplamalı Akışkanlar Dinamiği Uygulamaları
- Isı Transferi
- Mühendislik Projesi dersleri
- Nükleer Yakıt Çevrimi
- Nükleer Emniyete Giriş
- Nükleer Reaktör Güvenliği
- Mühendislikte Ölçme Teknikleri
 - Doğal ve Zorlanmış Taşınım Deneyi
- Radyasyon Algılama ve Ölçme Laboratuvarı
 - BF₃ ile Akı ve Kaynak Gücü Tayini

