



**BASINÇLI SU REAKTÖR KABININ FAVOR (FRACTURE  
ANALYSIS OF VESSELS OAK RIDGE) KODU İLE  
YAPISAL ANALİZİNİN YAPILMASI**

**STRUCTURAL ANALYSIS OF PWR (PRESSURIZED  
WATER REACTORS) VESSEL WITH FAVOR (FRACTURE  
ANALYSIS OF VESSELS OAK RIDGE) CODE**

**ALEV YILDIRIM**

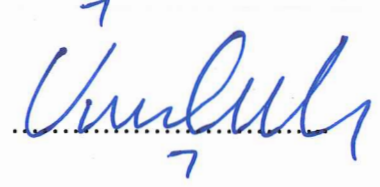
**Doç. Dr. Şule ERGÜN**  
**Tez Danışmanı**

Hacettepe Üniversitesi  
Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin  
Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı için Öngördüğü  
YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak hazırlanmıştır.

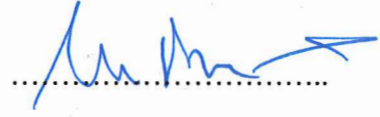
2018

ALEV YILDIRIM' ın hazırladığı “Basınçlı Su Reaktör Kabının FAVOR (Fracture Analysis of Vessels Oak Ridge) ile Yapısal Analizinin Yapılması” adlı bu çalışma aşağıdaki jüri tarafından NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI' nda YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Üner Çolak  
Başkan



Doç. Dr. Şule ERGÜN  
Danışman



Prof. Dr. Cemil KOÇAR  
Üye



Dr. Öğr. Üy. Erol Çubukçu  
Üye



Dr. Öğr. Üy. Banu Bulut Acar  
Üye



Bu tez Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü tarafından YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul onaylanmıştır.

Prof. Dr. Menemşe GÜMÜŞDERELİOĞLU  
Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

## YAYINLAMA VE FİKRİ MÜLKİYET HAKLARI BEYANI

Enstitü tarafından onaylanan lisansüstü tezimin / raporunun 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 kullanılması zorunlu metinlerin yazılı izin alınarak 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.

- o Enstitü / Fakülte yönetim kurulu kararı ile tezimin erişime açılması mezuniyet tarihimden itibaren 2 yıl ertelenmiştir. <sup>(1)</sup>
- o Enstitü / Fakülte yönetim kurulunun gerekçeli kararı ile tezimin erişime açılması mezuniyet tarihimden itibaren .... Ay ertelenmiştir. <sup>(2)</sup>
- o Tezimle ilgili gizlilik kararı verilmiştir. <sup>(3)</sup>

13 / 11 / 2018  
012

(İmza)

ALEV YILDIZIM

Öğrencinin Adı SOYADI

“Lisansüstü Tezlerin Elektronik Ortamda Toplanması, Düzenlenmesi ve Erişime Açılmasına İlişkin Yönerge”

- (1) Madde 6. 1. Lisansüstü teze ilgili patent başvurusu yapılması veya patent alma sürecinin devam etmesi durumunda, tez danışmanının önerisi ve enstitü anabilim dalının uygun görüşü üzerine enstitü veya fakülte yönetim kurulu iki yıl süre ile tezin erişime açılmasının ertelenmesine karar verebilir
- (2) Madde 6. 2. Yeni teknik, materyal ve metotların kullanıldığı, henüz makaleye dönüşmemiş veya patent gibi yöntemlerle korunmamış ve internetten paylaşılması durumunda 3. Şahıslara veya kurumlara haksız kazanç imkanı oluşturabilecek bilgi ve bulguları içeren tezler hakkında tez danışmanının önerisi ve enstitü anabilim dalının uygun görüşü üzerine enstitü ve fakülte yönetim kurulunun gerekçeli kararı ile altı ayı aşmamak üzere tezin erişime açılması engellenebilir.
- (3) Madde 7. 1. Ulusal çıkarları veya güvenliği ilgilendiren, emniyet, istihbarat, savunma ve güvenlik, sağlık vb. konulara ilişkin lisansüstü tezlerle ilgili gizlilik kararı, tezin yapıldığı kurum tarafından verilir\*. Kurum ve kuruluşlarla yapılan işbirliği protokolü çerçevesinde hazırlanan lisansüstü tezlere ilişkin gizlilik kararı ise, ilgili kurum ve kuruluşun önerisi ile enstitü veya fakültenin uygun görüşü üzerine üniversite yönetim kurulu tarafından verilir. Gizlilik kararı verilen tezler Yükseköğretim Kuruluna bildirilir.  
Madde 7. 2. Gizlilik kararı verilen tezler gizlilik süresince enstitü veya fakülte tarafından gizlilik kuralları çerçevesinde muhafaza edilir, gizlilik kararının kaldırılması halinde Tez Otomasyon Sistemine yüklenir.

\* Tez danışmanının önerisi ve enstitü anabilim dalının uygun görüşü üzerine enstitü veya fakülte yönetim kurulu tarafından karar verilir.

## 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 tahrifat yapmadığımı,
- ve bu tezin herhangi bir bölümünü bu üniversitede veya başka bir üniversitede başka bir tez çalışması olarak sunmadığımı

beyan ederim

13/11/2018



ALEV YILDIRIM

## ÖZET

### **BASINÇLI SU REAKTÖR KABININ FAVOR (FRACTURE ANALYSIS OF VESSELS OAK RIDGE) KODU İLE YAPISAL ANALİZİNİN YAPILMASI**

**ALEV YILDIRIM**

**Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü**

**Tez Danışmanı: Doç. Dr. Şule ERGÜN**

**(Ekim 2018)**

Reaktör basınç kabı bir nükleer santralde bütünlüğünün korunmasına en fazla önem verilen yapıdır. Geçtiğimiz son otuz yılda reaktör basınç kaplarını analiz etmek için kırılma mekaniği ve risk bazlı metotlarda belirli gelişmeler ve iyileştirmeler olmuştur. Bu gelişmeler hali hazırdaki kırık analizi yapan kodlara entegre edilmiştir. Ömrünü dolduran veya doldurmaya yakın olan reaktör basınç kaplarının lisans ömrünü uzatıp uzatmamaya veya bakımın gerekip gerekmediğine bu kodlarla yapılan analizler sonucu karar verilmektedir.

Reaktör basınç kabının kırık analizini yapan kodlar deterministik ve olasılıksal yaklaşımlar kullanır. Fracture Analysis of Vessels-Oak Ridge (FAVOR) kodunda olasılıksal analiz yapan algoritma blokları bulunmaktadır. Analiz nötron akımının fazla olduğu kemer bölgesinde yoğunlaşmaktadır, başlangıçta FAVOR basınç termal şokunun meydana geldiği geçiş durumları için kullanılmaktayken güncellenen kodun sürümleri ile reaktörü başlatma-durdurma durumları ve çeşitli soğutucu sızıntılarının olduğu kaza durumları için de reaktör basınç kabının olasılıksal kırık analizini yapmak mümkündür.

Bu çalışmada Buhar Üretici Tüp Kırığı Kazası (SGTR) ve Pilot Kumandalı Rahatlatma Vanasının (PORV) 20. saniyede açıldığı durumda RELAP5 ile termal-hidrolik analiz

yapılmış ve alınan veriler FAVOR kodunda girdi olarak kullanılmıştır. Bu durumlarda reaktör basınç kabını tehdit eden bir çatlak başlama durumu dolayısıyla reaktör basınç kabının yapısal bütünlüğünün bozulmadığı görülmüştür, bu beklenen bir durumdur çünkü literatürde de Amerika Birleşik Devletleri'nde bütün reaktör basınç kaplarının Nükleer Düzenleme Kurumu'nun (NRC) belirlediği sınırların altında özellikler gösterdiği ve güvenli bölgede oldukları belirtilmektedir.

Oak Ridge Laboratuvarı tarafından bu tezde kullanılmak üzere gönderilen FAVOR kodu içeriğinde 3 reaktör için basınç kaplarındaki kusurları belirleyen dosyalar bulunmaktadır. Bu reaktör basınç kapları ABD'de bulunan reaktör basınç kaplarında nötron akımı nedeniyle en fazla gevrekleşmesi olan reaktör basınç kaplarıdır. Bu çalışmada 3 döngülü Westinghouse tipi Basınçlı Su Reaktörü olan 'Beaver Valley' nükleer reaktörü incelenmiştir ve Buhar Üretici Tüp Kırığı kazası için kusur dosyalarında basınç kabının dayanımını kötüleştirecek değişimler yapılarak analiz sonuçları sunulmuştur. Aynı analizler Pilot Kumandalı Rahatlatma Vanasının 20. saniyede açıldığı durum için de yapılmıştır.

**Anahtar Kelimeler:** Reaktör Basınç Kabı, Buhar Üretici Tüp Kırığı (SGTR) kazası, FAVOR kodu, RELAP5, Olasılıksal Kırık Analizi

## **ABSTRACT**

### **STRUCTURAL ANALYSIS OF PWR (PRESSURIZED WATER REACTORS) VESSEL WITH FAVOR (FRACTURE ANALYSIS OF VESSELS OAK RIDGE) CODE**

**ALEV YILDIRIM**

**Master of Science, Department of Nuclear Engineering**

**Supervisor: Associate Prof. Dr. Şule ERGÜN**

Pressure vessels are the most important components of nuclear reactors in the view of protecting its integrity. In the past 30 years there have been a great development and innovative studies about the fracture mechanics and risk based methods to analyze the nuclear reactor pressure vessels. These improvements have been integrated into the developed computer codes which perform fracture mechanics analysis of pressure vessels. The decision of whether to extend or not to extend the operational license of the expired or near to be expired nuclear reactors and whether it is necessary to make maintenance to the pressure vessels or not are made by using these codes.

The codes which make fracture mechanics analysis of pressure vessels perform their analysis with deterministic and probabilistic approximations. In **Fracture Analysis of Vessels-Oak Ridge (FAVOR)** there are algorithm modules which perform probabilistic analysis. The analyses are concentrated on the belt line of the pressure vessel which is exposed to fast neutrons along its lifetime. Previously, the FAVOR code was only used for performing analysis of PTS (Pressurized Thermal Shock), however, currently it is possible to make probabilistic fracture mechanics analysis of the transients such as start-up, cool-down conditions and some coolant leakage accidents with the updated forms of FAVOR.



In this study, the Steam Generator Tube Rupture (SGTR) accident and the case during which the Pilot Operated Relief Valve (PORV) opens at 20<sup>th</sup> second were analyzed by using the thermal hydraulic code named as RELAP5 and the data obtained from thermal hydraulic analyses were used in FAVOR code as input data. In the analyzed cases, the initiation of cracks threatening the reactor pressure vessel and therefore, causing the deterioration of the integrity of the reactor pressure vessel have not been observed; this is a result which is expected, since in the literature, it is stated that all of the nuclear reactor pressure vessels in U.S. do not deteriorate and reach below the safe limits which have been defined by Nuclear Regulatory Commission (NRC).

In FAVOR code which was opened to use by Oak Ridge National Laboratory 3 reactor pressure vessels with their flaw files were inputted. These are the reactors in U.S with the most damaged vessels since they were exposed to the fast neutrons during their lifetimes. In this study, the Beaver Valley 3-Loop Westinghouse type nuclear reactor has been analyzed and for the Steam Generator Tube Rupture Accident (SGTR) the flaws data have been worsened in a way that they may threat the pressure vessel's integrity and the results obtained from these cases have been analyzed. The same analyzes have been performed for the accident case in which the Pilot Operated Relief Valve (PORV) was opened at 20<sup>th</sup> second.

**Key Words:** Reactor Pressure Vessels, Steam Generator Tube Rupture (SGTR) Accident, FAVOR Code, RELAP5, Probabilistic Fracture Analysis

## TEŐEKKÜR

Geređinden uzun süren tez alıőmam boyunca her türlü desteđini esirgemeyen, umutsuzluđa düőtüđümde bana yol gösteren, bilgisi, tecrübesi ve sevgisiyle bana ışık olan, hayatımdaki en kıymetli insanlardan biri olan danışmanım Do. Dr. Őule ERĐÜN' e sonsuz teőekkürlerimi ve minnettarlıđımı sunmak istiyorum.

Hayatlarında hep ağır yükler yüklenmiş bu yüzden istedikleri okullara gidememiş olan, en büyük isteklerinin çocuklarının iyi bir meslek sahibi olmaları olan, her zaman beni destekleyen, sevgisini esirgemeyen canım babam Mirzat YILDIRIM'a ve canım annem Vahide YILDIRIM'a teőekkürü bor bilirim.

Yolun çođunu beraber yürüdüđüm, desteđe ihtiyacım olduđunda her zaman yanımda olan canım ablalarım Fatma DURMAZ ve Filiz YILDIRIM TUNCER 'e sonsuz sevgi ve teőekkürlerimi sunmak istiyorum.

# İÇİNDEKİLER

	<u>Sayfa</u>
ÖZET .....	i
ABSTRACT .....	iii
TEŞEKKÜR .....	v
İÇİNDEKİLER .....	vi
ÇİZELGELER .....	viii
ŞEKİLLER .....	x
SİMGE VE KISALTMALAR .....	xii
TERİMLERİN ÇEVİRİLERİ .....	xiv
1. GİRİŞ .....	1
1.1 Tezin Amacı .....	1
1.2 Literatür Taraması .....	1
1.3 Yöntem .....	5
1.4 Tezin İçeriği .....	5
2. FAVOR KODU .....	7
2.1 FAVOR Kodunun Özellikleri .....	7
2.2 FAVOR Kodunun Özellikleri ve Çalışma Prensipleri .....	7
2.2.1 FAVLOAD Modülünün Özellikleri .....	10
2.2.2 FAVPFM Modülünün Özellikleri .....	10
2.2.3 FAVPOST Modülünün Özellikleri .....	15
3. İNCELENEN PROBLEMLER .....	16
3.1 Buhar Üreteci Tüp Kırığı Kazası (SGTR) .....	16
3.2 Buhar Üreteci Tüp Kırığı Kazasına 20. Saniyede PORV'un Açık Kalma Durumu .....	16
3.3 Reaktör Basınç Kabında Seçilen Kusurlar, Derinlik-Boy (Aspect Ratio) Özellikleri ..	17
4. HESAPLAMA .....	20
4.1 FAVLOAD Modülünde Yapılan Hesaplamalar .....	20
4.1.1 Isıl Analiz .....	20
4.1.2 Gerilim Analizi .....	21
4.2 FAVPFM Modülünde Hesaplamalar için Kullanılan Bazı Eşitlikler .....	23
4.2.1 $\Delta RT_{NDT}$ 'nin Artması Durumu .....	23
4.2.2 Hızlı-Nötron Akımı Azaltılma ve Örnekleme Dağılımı .....	23

4.2.3 Olasılıksal Hesaplamalar Kullanılan Weibull Dağılımı Formülleri $W(a,b,c)$ .....	24
5. SONUÇLAR ve DEĞERLENDİRME .....	25
5.1 FAVOR Kodunun FAVLoad Modülü Sonuçları .....	25
5.1.1 SGTR Kazası için Sonuçlar .....	25
5.1.2 Pilot Kumandalı Rahatlatma Valfinin (PORV) 20. Saniyede Açık Kaldığı Kaza Durumu için Sonuçlar .....	33
5.2 FAVPFM Modülünün Sonuçları .....	40
5.2.1 SGTR Kazası için Sonuçlar .....	40
5.2.2 PORV'un 20. Saniyede Açık Kaldığı Kaza Durumu için Sonuçlar .....	45
5.3 FAVPOST Modülünün Sonuçları .....	48
5.3.1 SGTR Kazası için Sonuçlar .....	49
5.3.2 PORV'un 20. Saniyede Açık Kaldığı Kaza Durumu için Sonuçlar .....	50
5.4 Sonuçların Değerlendirilmesi .....	50
KAYNAKLAR .....	52
EKLER .....	53
1. RELAP5 Kodu Sonuçları ile SGTR Kazası Grafikleri .....	53
2. RELAP5 Kodu Sonuçları ile SGTR Kazası PORV Açılması Durumu Grafikleri .....	54
3. Kaynak Birleşim Yerlerinin Gösterimi a) Eksenel-Kaynak Alt Elemanları b) Teğetsel Kaynak Alt Elemanları [11] .....	55
4. FAVOR'da Global Olarak Modellenen Bölgelerin Gösterimi .....	56
ÖZGEÇMİŞ .....	57

# ÇİZELGELER

## Sayfa

Çizelge 1.1 Tayvan Nükleer Güç Reaktörü için Basınç Termal Şoku ve Buhar Üretici Tüp Kırığı Kazaları Sırasındaki Parametreler [2].....	2
Çizelge 5.1 Reaktör Basınç Kabının Kemer Bölgesinde Ana Alt Bölgelerdeki Kusur Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi .....	41
Çizelge 5.2 Ana Alt Bölgede Kaynak Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi .....	41
Çizelge 5.3 Ana Alt Bölgede Plaka Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi .....	42
Çizelge 5.4 Alt Alt Bölgede Plaka Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi .....	42
Çizelge 5.5 Ana Alt Bölgenin Kaynak Bölgesinde Oryantasyona göre Basınç Kabının Bütünlüğünü Bozan Kusurların Gösterimi .....	43
Çizelge 5.6 Alt Alt Bölgede Plaka Bölgesinde Oryantasyona göre Basınç Kabının Bütünlüğünü Bozan Kusurların Gösterimi .....	43
Çizelge 5.7 Alt Alt Bölge için Koşula Bağlı Olasılıksal Çatlak Başlama Durumunun Bozukluk Sayısı ve Derinliğine Bağlı Değişimi.....	44
Çizelge 5.8 Reaktör Basınç Kabının Kemer Bölgesinde Ana Alt Bölgelerdeki Kusur Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi .....	45
Çizelge 5.9 Ana Alt Bölgede Kaynak Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi .....	46
Çizelge 5.10 Alt Alt Bölgede Plaka Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi .....	46
Çizelge 5.11 Ana Alt Bölgenin Kaynak Bölgesinde Oryantasyona göre Basınç Kabının Bütünlüğünü Bozan Kusurların Gösterimi .....	47
Çizelge 5.12 Alt Alt Bölgede Plaka Bölgesinde Oryantasyona göre Basınç Kabının Bütünlüğünü Bozan Kusurların Gösterimi .....	47
Çizelge 5.13 Alt Alt Bölge için Koşula Bağlı Olasılıksal Çatlak Başlama Durumunun Bozukluk Sayısı ve Derinliğine Bağlı Değişimi.....	48
Çizelge 5.14 Reaktör Basınç Kabında Çatlak Başlama ve Bozulma Olasılıksal Oluşma Değerleri .....	50

Çizelge 5.15 Reaktör Basınç Kabında Çatlak Başlama ve Bozulmanın Olasılıksal Oluşma Değerleri .....	50
---	----

## ŞEKİLLER

### Sayfa

Şekil 2.1 FAVOR 3 Modül Arasında Veri Akışı [10].....	8
Şekil 2.2 FAVOR Çalışma Akış Şeması [6] .....	10
Şekil 2.3 FAVPFM Akış Şeması [10] .....	14
Şekil 3.1 Kusur Çeşitlerinin Gösterimi .....	19
Şekil 4.1 Reaktör Basınç Kabı (RPV) Boyunca Sıcaklık ve Gerilim Hesaplamak için FAVOR'da Kullanılan Bir Boyutta Eksenel Simetrik Sonlu Elemanlar Metodu [10] .....	21
Şekil 5.1 Farklı Derinlik-Boy Oranlarında İç Yüzeysel Eksenel Yarı Eliptik Kusur için En Derindeki Gerilim Şiddet Faktörünün Zamanla Değişim Grafiği.....	26
Şekil 5.2 Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik-Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=0.22 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi .....	27
Şekil 5.3 İç Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik- Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=1.1 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi .....	27
Şekil 5.4 İç Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik- Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=11 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi .....	28
Şekil 5.5 Reaktör Basınç Kabındaki Çevresel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi.....	29
Şekil 5.6 Reaktör Basınç Kabındaki Eksenel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi.....	30
Şekil 5.7 Reaktör Basınç Kabı Sıcaklığının Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi.....	31
Şekil 5.8 Teğetsel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerinde Zaman Değerlerindeki Değişimi .....	32
Şekil 5.9 Eksenel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Farklı Zaman Değerlerinde Değişimi .....	32
Şekil 5.10 Reaktör Basınç Kabı Sıcaklığının Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Farklı Zaman Değerlerinde Değişimi .....	33
Şekil 5.11 Farklı Derinlik-Boy Oranlarında İç Yüzeysel Eksenel Yarı EliptikKusur için En Derindeki Kusur için Gerilim Şiddet Faktörünün Zamanla Değişim Grafiği .....	34

Şekil 5.12 Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik-Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=0.22 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi .....	34
Şekil 5.13 Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik-Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=1.1cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi .....	35
Şekil 5.14 Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik-Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=10.2 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Yoğunluk Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi .....	36
Şekil 5.15 Reaktör Basınç Kabındaki Teğetsel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi .....	37
Şekil 5.16 Reaktör Basınç Kabındaki Eksenel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi .....	37
Şekil 5.17 Reaktör Basınç Kabındaki Sıcaklığın Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi .....	38
Şekil 5.18 Teğetsel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerinde Değişimi .....	39
Şekil 5.19 Eksenel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerinde Değişimi .....	39
Şekil 5.20 Reaktör Basınç Kabı Sıcaklığının Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerinde Değişimi .....	40
Şekil 5.21 Reaktör Yılı Başına Olay Sayısının Frekans Dağılımı .....	49
EK 1 SGTR Kazasında Basıncın Zamanla Değişimi Grafiği .....	53
EK 2 SGTR Kazasında Isı Transferi Katsayısının Zamanla Değişimi Grafiği .....	53
EK 3 SGTR Kazası için PORV Açılması Durumunda Soğutucu Basıncının Zamanla Değişimi Grafiği .....	54
EK 4 SGTR Kazası için PORV Açılması Durumunda Soğutucu Isı Transfer Katsayısının Zamanla Değişimi .....	54
EK 5 Kaynak Birleşim Yerlerinin Gösterimi a) Eksenel-Kaynak Alt Elemanları b) Teğetsel Kaynak Alt Elemanları [11] .....	55
EK 6 FAVOR'da Global Olarak Modellenen Bölgelerin Gösterimi [11] .....	56



## SİMGE VE KISALTMALAR

<b>Simgeler</b>		<b>Birim</b>
$K_{Ic}$	Kritik Kırılma Tokluğu	(MPa $\sqrt{m}$ )
$K_I$	Mode 1 Gerilme Şiddet Faktörü	(MPa $\sqrt{m}$ )
$K_{Ia}$	Çatlak Tutma Tokluğu	(MPa $\sqrt{m}$ )
$a$	Lokasyon Parametresi	
$b$	Ölçek Parametresi	
$c$	Şekil Parametresi	
$\rho$	Yoğunluk	(kg/m <sup>3</sup> )
$k$	Isı İletkenlik	(w/m.K)
$c_p$	Özgül Isı	(J/kg.K)
$h$	Taşınım İle Isı Transfer Katsayısı	(w/m <sup>2</sup> . K)
$q''$	Isı Akımı	(w/m <sup>2</sup> )
$T$	Sıcaklık	(K)
$\tau_{r\theta}, \tau_{\theta z}$	Kesme Gerilimleri	(kPa)
$\gamma_{r\theta}, \gamma_{\theta z}$	Mühendislik Kesme Gerilimleri	(kPa)
$\varepsilon_{rr}$	Radyal Normal Gerinim	
$\varepsilon_{\theta\theta}$	Teğetsel Normal Gerinim	
$E$	Young Elastik Modülü	(kPa)
$\nu$	Poisson Oranı	
$\alpha$	Termal Yayınım Katsayısı	(m <sup>2</sup> /s)
$Fr$	Olay Frekansı	(Olay/Yıl)
$Fl$	Bozulma Frekansı	(Olay/Yıl)
$m_{fra}$	Çatlayan Nükleer Reaktör Kabı Sayısı	
$m$	Toplam Nükleer Reaktör Kabı Sayısı	

### Kısaltmalar

AFW	Yedek Besleme Suyu
AR	Uzunluk/Derinlik Oranı
ASP	En Boy Oranı

BWR	Kaynar Su Reaktörü
CDF	Kümülatif Dağılım Fonksiyonu
CPF	Durumsal Bozulma Olasılığı
CPI	Durumsal Başlama Olasılığı
FAVOR	Oak Ridge Basınç Kaplarının Kırık Analiz Kodu
LOCA	Soğutucu Kaybı Kazası
MBLOCA	Orta Ölçekli Soğutucu Kaybı Kazası
MFW	Ana Besleme Suyu Sistemi
NDT	Sıfır Süneklik Sıcaklığı
NRC	Nükleer Düzenleme Kurulu
PDF	Olasılıksal Dağılım Fonksiyonu
PORV	Pilot Kumandalı Rahatlatma Vanası
PTS	Basınçlı Termal Şok
PWR	Basınçlı Su Reaktörü
RCS	Reaktör Soğutma Sistemi
RELAP5	Reaktör Ekskürsiyon ve Sızıntı Analizi Programı
RHR	Atık Isı Uzaklaştırma
RPV	Reaktör Basınç Kabı
RTNDT	Sıfır Süneklik Referans Sıcaklığı
SBLOCA	Küçük Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası
SG	Buhar Üretici
SGTR	Buhar Üretici Tüp Kırığı Kazası
SI	Güvenlik Enjeksiyon
SIFIC	Gerilim Yoğunluk Faktörü Etkileme Katsayısı
VVER	Rus Tasarımlı Basınçlı Su Reaktörü

## TERİMLERİN ÇEVİRİLERİ

$K_{Ic}$	Fracture Toughness
$K_I$	Mode I Stress Intensity Factor
$K_{Ia}$	Crack Arrest Toughness
$a$	Location Parameter
$b$	Scale Parameter
$c$	Shape Parameter
$\rho$	Density
$k$	Thermal Conductivity
$c_p$	Specific Heat
$h$	Convection Heat Transfer Coefficient
$q''$	Heat Flux
$T$	Temperature
$\tau_{r\theta}, \tau_{\theta z}$	Shearing Strain
$\gamma_{r\theta}, \gamma_{\theta z}$	Engineering Shearing Strain
$\varepsilon_{rr}$	Radial Normal Strain
$\varepsilon_{\theta\theta}$	Circumferential Normal Strain
$E$	Young Elasticity Module
$\nu$	Poisson's Ratio
$\alpha$	Thermal Expansion Coefficient
$fr$	Frequency (Events/year)
$FR$	Frequency of Vessel Failure (Events/year)

AFW	Auxiliary Feed Water
AR	Length/Depth Ratio
ASP	Aspect Ratio
BWR	Boiling Water Reactor
CDF	Cumulative Distribution Function
CDF	Conditional Probability of Failure
CPI	Conditional Probability of Initiation
FAVOR	Fracture Analysis of Vessels Oak Ridge
LOCA	Loss of Coolant Accident
MBLOCA	Medium Break Loss of Coolant Accident
MFW	Main Feed Water
NDT	Nil Ductility Temperature
NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
PDF	Probability Density Function
PORV	Pilot Operated Relief Valve
RCS	Reactor Coolant System
PTS	Pressurized Thermal Shock
RELAP5	Reactor Extrusion and Leakage Analysis Program
RHR	Residual Heat Removal
RPV	Reactor Pressure Vessel
RTNDT	Reference Temperature Nil Ductility Temperature
SBLOCA	Small Break Loss of Coolant Accident
SG	Steam Generator
SGTR	Steam Generator Tube Rupture
SI	Safety Injection
SIFIC	Stress Intensity Factor Influence Coefficient
VVER	Water-Water Energetic Reactor

# 1. GİRİŞ

## 1.1 Tezin Amacı

Bu çalışmanın amacı, halihazırda hızlı nötron akımına maruz kalmış ve reaktör kemer bölgesindeki malzemesi gevrekleşmiş Basınçlı Su Reaktörü (PWR) basınç kabının, Buhar Üretici Tüp Kırığı (SGTR) kazası ve Pilot Kumandalı Rahatlatıcı Vanasının (PORV) 20. saniyede açık bırakıldığı kaza durumu sonucunda oluşabilecek kırık mekanizmalarının olasılıksal hesap yapan **Fracture Analysis of Vessels Oak Ridge (FAVOR)** kodu ile değerlendirilmesidir.

## 1.2 Literatür Taraması

Nükleer reaktör basınç kaplarında güvenlik analizini araştıran birçok çalışma mevcuttur. Amerika'da Nükleer Düzenleme Kurulu (NRC) Basınçlı Su Reaktörleri (PWR) basınç kaplarında özellikle Basınçlı Termal Şok durumunun sonuçlarını irdelemek için bazı kodların geliştirilmesini gerekli görmüştür. Bu amaçla OCA-P gibi olasılıksal analiz yapan kodlarla Basınçlı Su Reaktörleri (PWR) basınç kaplarında Basınçlı Termal Şok durumu incelenmiştir. FAVOR, Nükleer Düzenleme Kurulunun (NRC) talebi üzerine en son geliştirilen koddur, kodda hala iyileştirmeler yapılmaktadır.

Tezin bu kısmında genel olarak reaktör basınç kabını mekaniksel olarak zorlayan ve FAVOR'a temel olan Basınçlı Termal Şok gibi olaylar üzerine yapılan çalışmalardan bahsedilmiştir.

Basınçlı Termal Şok durumu, Basınçlı Su Reaktörü (PWR) basınç kabının ısıl gerilim ve basınç gerilimi olarak yüklenmesi, uzun süre radyasyona maruz kalması, iç yüzeyinde çatlak benzeri kusurların olması gibi nedenlerin birleşerek reaktör basınç kabının bütünlüğünü kaybetmesi olasılığını arttıran bir durumdur. Termal şok durumu reaktör basınç kabını en fazla zorlayan etmendir, sıcaklık aşırı düştüğünde yüksek gerilim kuvveti oluşur ve iç yüzeye yakın malzemenin kırılma sağlamlık değeri azalır, iç yüzeyde radyasyon hasarı daha fazla olduğundan bu durum yüzeye yakın kusurların daha fazla çatlak başlama frekansı göstermesine sebep olur. [1]

Tayvan Basınçlı Su Reaktöründe FAVOR kodu ile olasılıksal kırık mekaniği analizinin yapıldığı çalışmada, Nükleer Düzenleme Kurulu (NRC)-Elektrik Enerjisi Araştırma Enstitüsü'nün (EPRI) karşılaştırmalı değerlendirmelerinde belirtilen basınç termal şok durumuna maruz kalma durumları, nükleer santralin tamamen elektrikten yoksun kaldığı kaza durumu, Büyük Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası, Ana Buhar Hattı Kırığı Kazası,

Buhar Üretici Tüp Kırığı Kazası incelenmiştir. Tayvan Nükleer Santrali için VFLAW koduyla hata dosyaları oluşturulmuştur. Bütün belirtilen kaza durumlarında kemer bölgesinde kusurların yayılmadığı belirlenmiştir. Çizelge 1.1’de bu kaza durumlarındaki reaktör basınç kabında bulunan soğutucu sıcaklığı, soğutma hızı gibi parametreler belirtilmiştir. [2]

Çizelge 1.1 Tayvan Nükleer Güç Reaktörü için Basınç Termal Şoku ve Buhar Üretici Tüp Kırığı Kazaları Sırasındaki Parametreler [2].

<b>Basıncılı Termal Şok Durumu İçin Belirtilen Değerler</b>		<b>Buhar Üretici Tüp Kırığı Durumu İçin Belirtilen Değerler</b>	
<b>Suyun İlk Giriş Sıcaklığı Ti(°F)</b>	550.40	<b>Suyun İlk Giriş Sıcaklığı Ti(°F)</b>	550.40
<b>Suyun Son Sıcaklığı Tf(°F)</b>	150.08	<b>Suyun Son Sıcaklığı Tf(°F)</b>	199.94
<b>Soğutma Hızı k (1/dakika)</b>	0.15	<b>Soğutma Hızı k (1/dakika)</b>	0.04
<b>İç Basınç p (ksi)</b>	0.9998	<b>İç Basınç p (ksi)</b>	0.9998

Chen, Mingya Lu ve Feng Wang [3], FAVOR kodunun mevcut kusur dosyalarını değiştirmeden analiz yapmışlardır. Bu çalışmada kırık derinliğinin, hızlı nötron akımının reaktör basınç kabının güvenlik marjine etkisi incelenmiştir. Kusur dağılımının sonuçları ciddi bir şekilde etkilediği görülmüştür. En fazla kırık başlama frekansının gömülü kusurlarda olduğu görülmüştür, yoğunluk olarak bu kusurlar reaktör basınç kabında daha fazladır. Hızlı nötron akımının artmasıyla kırık başlama frekansının arttığı gözlemlenmiştir. Ilık ön germe etkisi de araştırılmıştır, ılık ön germenin direkt kırılma sağlamlığını arttırmadığı fakat gerilim alanı dağılımını değiştirerek kırılmanın başlaması için daha fazla gerilim şiddet faktörü değeri gerektirdiği görülmüştür. Bu çalışmada FAVOR kodunun eksikliklerine de değinilmiştir. Çatlakların birbirini kısıtlama etkisinin (constraint effect) FAVOR kodunda kırık mekanizmasına katılmaması, çatlakların birbiriyle etkileşimi, birbirini etkilemesinin değerlendirmelere katılmaması, elastik-plastik kırık mekanizması değerlendirme eksikliği değinilen durumlardır. Kısıtlama etkisini araştırmak için Sonlu Elemanlar yöntemiyle 3-Boyutlu kırık analizi yapan ABAQUS koduyla modelleme yapılmıştır ve kısıtlama etkisinin basınç yükü ve sıcaklık yükü olmasına bağlı olarak farklı sonuçlar oluşturduğu görülmüştür. Baskın değerler sıcaklık yükü olduğu durumda yüzeydeki ve derinlerdeki kısıtlama etkisi farkının daha büyük olduğu görülmüştür.

Huang, Chin Cheng ve bu çalışmadaki diğer arkadaşları [4], Tayvan Kaynamalı Su Reaktöründe (BWR) farazi olarak reaktör basınç kabını zorlayacak düşük sıcaklık yüksek basınç durumlarını analiz etmişlerdir. Kaynar Su Reaktörleri (BWR) Basınçlı Su Reaktörlerine (PWR) göre yarı yarıya düşük basınç değerlerinde çalıştıklarından basınç termal şok durumu açısından daha az kritik durum gösterirler. Kaynar Su Reaktörleri basınç kabının bel kısmında çevresel kaynaklarda görülen kırık olasılığı aksel yönde olabilecek kırık olasılığından yarı yarıya daha az çıkmaktadır. Bu yüzden Kaynar Su Reaktörlerinde Çalışırken Denetleme (In-Service Inspection) yapılmasının gerekli olmadığı belirtilmiştir. ABD’de bu denetleme kaldırılmışken Tayvan’da hala bu denetleme gereklidir, bu çalışma bu denetlemenin Tayvan’da gerekli olmadığını göstermek için yapılan bir çalışmadır. Çalışma sonucunda çevresel doğrultuda Çalışırken Denetleme (ISI) gerekli görülmezken aksel yönde gerekli görülmüştür. Kusurların hepsi yüzey kusurları olarak düşünülmüş, gömülü kusurlar düşünülmemiştir ve PVRUF en iyi tahmin eksponansiyel kusur dağılımı hesabıyla analiz yapılmıştır. Düşük sıcaklık, yüksek basınç durumu farazi olarak sabit 85 °F sıcaklık ve 1150 psi basınç olarak düşünülmüştür. Nötron akımı için en yüksek değerler Düzenleme Rehberinden (Regulatory Guide 1.190, 1993) 1.190 alınmıştır. Bu değerlerden yüzeydeki nötron akımı 32 yıllık olan reaktör ömrü de dikkate alınarak hesaplanmıştır. Reaktör basınç kabının kemer bölgesindeki kaynak noktalarında nötron akımı normalize edilerek hesaplanıp bu değerler koda yerleştirilmiştir.

Qian, Guian ve Niffenegger, Markus [5], çalışmalarında Küçük Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası (SBLOCA) ve Orta Ölçekli Soğutucu Kaybı Kazası (MBLOCA) termal hidrolik verileriyle farazi olarak tasarlanan reaktör basınç kabında kırılma mekanizması açısından ‘kısıtlama etkisini’ (constraint effect) 3-Boyutlu Kırık analizi yapan ABAQUS kodu ile incelemişlerdir. Kısıtlama etkisi, çatlak uçlarında farklı bölgelerde basınç ve sıcaklık yüklemesi ile oluşan aynı gerilim şiddet faktörleri değerleri için, farklı gerilim değerlerinin oluşmasıyla meydana gelir. Daha konservatif bir yaklaşım ile derinlerdeki çatlaklar ve yüksek kısıtlanma etkisine sahip malzemeler için veriler alınmıştır. Daha derinlerdeki çatlakların kırılma sağlamlık değeri sığ bölgeninkinden daha düşüktür, bunun nedeni derin yerlerin daha yüksek hidrostatik gerilim değerine sahip olmasıdır. Eğer derinlerdeki çatlaklar için direkt düşük kısıtlama etkisi kullanılırsa çok fazla konservatif bir yaklaşım kullanılmış olur bu da yapıların kullanımdan çıkarılmasını gerektirir. Bu yüzden Basınçlı Termal Şok durumlarında reaktör basınç kabındaki sığ yerlerdeki çatlaklar daha fazla dikkate alınır. Kısıtlama etkisinin kırılma sağlamlığı üzerinde önemli bir etkisi olduğu bu

çalışmada belirtilmiştir. Kısıtlama etkisi azaldığında sığ kırıklarda kırılma sağlamlığının arttığı gözlemlenmiştir.

ABD'de Üretimden çıkmış olan Shoreham ve PVRUF nükleer reaktörlerinde belirli çatlaklar belirlenmiştir. Shoreham ve PVRUF reaktörlerinin her ikisi de Combustion Engineering tarafından üretilmiştir. Shoreham Kaynamalı Su Reaktörü (BWR) tipi, PVRUF Basınçlı Su Reaktörü (PWR) tipidir. Bu reaktörler için Küçük Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası (SBLOCA) ve Orta Ölçekli Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası (MBLOCA) modellenerek FAVOR ile olasılıksal güvenlik analizi yapılmıştır. Bozulma olasılığı SBLOCA için MBLOCA'dan daha yüksek çıkmıştır. Bunun sebebi kırılma tokluğu değerlerinin ve kırık tutma tokluk değerlerinin farklı dağılımlarıdır. Çatlaklar içerisinde en fazla bozulma olasılığına yol açan kırık boyutu 5.13 mm derinliği olan yüzey kırığı ve 6.83 mm derinliği olan gömülü kırıktır. Bozulmanın en fazla olduğu zaman aralığı MBLOCA için 0-9 dakika arasında, SBLOCA için 150-170 dakika aralığında görülmüştür .[6]

Üner Çolak ve Oya Özdere [7], Batı ve Doğu reaktörlerindeki tasarım farklılıklarını göz önüne alarak deterministik ve olasılıksal yaklaşımları değerlendirmişlerdir. İncelenen reaktörler 4 çevrimli Westinghouse tipi Basınçlı Su Reaktörü (PWR) 1000 MW ve Rus Tasarımlı Basınçlı Su Reaktörü (VVER) 1000 MW reaktörleridir. Deterministik ve olasılıksal analizler VISA II koduyla gerçekleştirilmiştir. Sıfır Süneklik Sıcaklığındaki (NDT) değişimlere bakılarak reaktör basınç kabının güvenilirliği ABD ve Rusya'nın değişik düzenleme yaklaşımları ile analiz edilmiştir. PWR için analiz edilen kaza senaryosu 50 santimetre karelik birincil çevrimdeki sıcak bacakta oluşan Soğutucu Kaybı Kazası'dır (LOCA). Rus Tasarımlı Basınçlı Su Reaktörü (VVER) için analiz edilen kaza sıcak bacakta 20 santimetre karelik LOCA'dır. Benzeşimi yapılan reaktör basınç kapları için Sıfır Süneklik Sıcaklığı (NDT) geçerli değerlerin altında bulunmuştur, yani sorun yaratmamaktadır.

Bir diğer tez çalışmasında [8] reaktör basınç kabında bulunan çatlaktaki gerilim şiddeti faktörünün sonlu elemanlar yöntemi ile hesaplanması yapılmıştır. Bunun için ANSYS kodu kullanılmıştır. Marshall dağılımıyla 7 farklı kırık için analizler yapılmıştır. Kırıklar kaynak bölgesinde ve yarı eliptik şekilde alınmıştır. Analiz 2 boyutta yapılmıştır. Reaktör basınç kabının bütünlük analizini yapmak için VISA-II kodu kullanılmıştır. VISA-II koduna kırık büyüklükleri, bakır, nikel konsantrasyonu, nötron akımı, Sıfır Süneklik Sıcaklığı (NDT) gibi değerler girilmiştir. Basınç kabı malzemesi olarak SA5333B-1 çeliği kullanılmıştır. Basınç ve sıcaklık değerleri birincil çevrimde olan Küçük Kırıklı Soğutucu



Kayıp Kazası (SBLOCA) için literatürden alınmıştır. SBLOCA 3000 saniye için analiz edilmiştir. Sonuçta gerilim şiddeti faktörleri ve kırık başlaması için kırılma tokluğu ve kırık tutma tokluk değerleri kırık yayılımını analiz etmek amacıyla elde edilmiştir. Marshall dağılımdan elde edilen kırıkların reaktör basınç kabında yayılmadığı görülmüştür. Bunun için kırık büyüklüğü 2 katına çıkarılmıştır, ulaşılan en büyük kırık boyutuyla değişik kırık derinliği ve boy oranlarında analizler yapılmıştır. Kırık boyutu büyütüldüğünde kırık yayılmasının daha erken gerçekleştiği görülmüştür.

### **1.3 Yöntem**

Tez araştırmalarının ilk aşamalarında Küçük Kırıklı Soğutucu Kayıp Kazası (SBLOCA) ve Buhar Üretici Kırığı Kazası (SGTR) kazalarının halihazırda verilen kusur dosyalarıyla reaktör basınç kabında çatlak yayılımı başlatmadığı görülmüştür. Literatürde basınç kabında çatlak ilerlemesine yol açan durumların farazi olarak soğutucu sıcaklığının oda sıcaklığına kadar düştüğü durumlarda gerçekleştiği görülmüştür, FAVOR ile kullanıma açılan giriş ve çıkış dosyalarında da sıcaklığın bu değerlere düştüğü durumlarda incelenen Beaver Valley Ünite 2 basınç kabında çatlak başlama ve ilerleme frekanslarının arttığı gözlemlenmiştir.

Bu çalışmada kaza senaryoları olarak Buhar Üretici Kırığı Kazası (SGTR) ve SGTR kazasında 20. Saniye Pilot Kumandalı Rahatlama Vanası (PORV)'nin açık bırakılması kazaları incelenmiştir. Kusur dosyaları değiştirilmiştir, kaynak kısmında gömülü kusurlar dosyasında değişik derinliklerde kusur yoğunluklarında abartılacak kadar değişimler yapılmıştır ve sonuçta Nükleer Düzenleme Kurulu (NRC) kriterlerine göre kabul edilemeyecek Durumsal Başlama Olasılığı (CPI) değerleri elde edilmiştir fakat reaktör basınç kabında bozulma durumunun yaşanmadığı gözlemlenmiştir.

### **1.4 Tezin İçeriği**

Bu tez beş ana bölümden oluşmaktadır. Genel olarak tezden bahsedilen birinci bölümde tezin amacından, tezle ilgili konularda daha önce yapılan çalışmalardan, tezin yönteminden bahsedilmektedir. İkinci bölümde FAVOR kodunun özelliklerinden ve çalışma prensiplerinden bahsedilmektedir. Üçüncü bölümde tezde incelenen problemlerden ve kullanılan kusur özelliklerinden bahsedilmektedir. Dördüncü bölümde FAVOR modüllerinde yapılan hesaplamalardan ve kullanılan formüllerden bahsedilmektedir. Beşinci bölümde Buhar Üretici Kırığı Kazası (SGTR) ve SGTR kazasında Saniye Pilot Kumandalı Rahatlama Vanası'nın (PORV) 20. saniyede açık bırakıldığı kaza durumlarında

FAVOR kodunun alıřtırılması sonucu elde edilen veriler ve grafikler sunulmuřtur. Son olarak genel deęerlendirme yapılmıřtır.

## 2. FAVOR KODU

### 2.1 FAVOR Kodunun Özellikleri

FAVOR kodunun geliştirilmesinde motivasyon kaynağı reaktör basınç kaplarında oluşabilecek Basınçlı Termal Şok (PTS) durumudur. Reaktör basınç kabı duvarıyla teması olan soğutucunun zamanla aşırı soğuması durumunda reaktör basınç kabı duvarı boyunca sıcaklık gradyanları oluşur ve bu durum reaktör basınç kabı duvarı boyunca değişen iki boyutlu değişken gerilim durumları meydana getirir. Eğer iç basınç da yeterince yüksekse termal ve mekanik yüklenme sonucu Basınçlı Termal Şok (PTS) durumu oluşur.

Günümüze kadar değişime ve gelişime uğrayan bilgi ve modeller (malzeme etkileşimi, kırık mekanizmaları, hesaplama teknolojisi, olasılıksal teknikler) Nükleer Düzenleme Kurulu'nun (NRC) isteği üzerine geliştirilen FAVOR koduna katılmıştır.

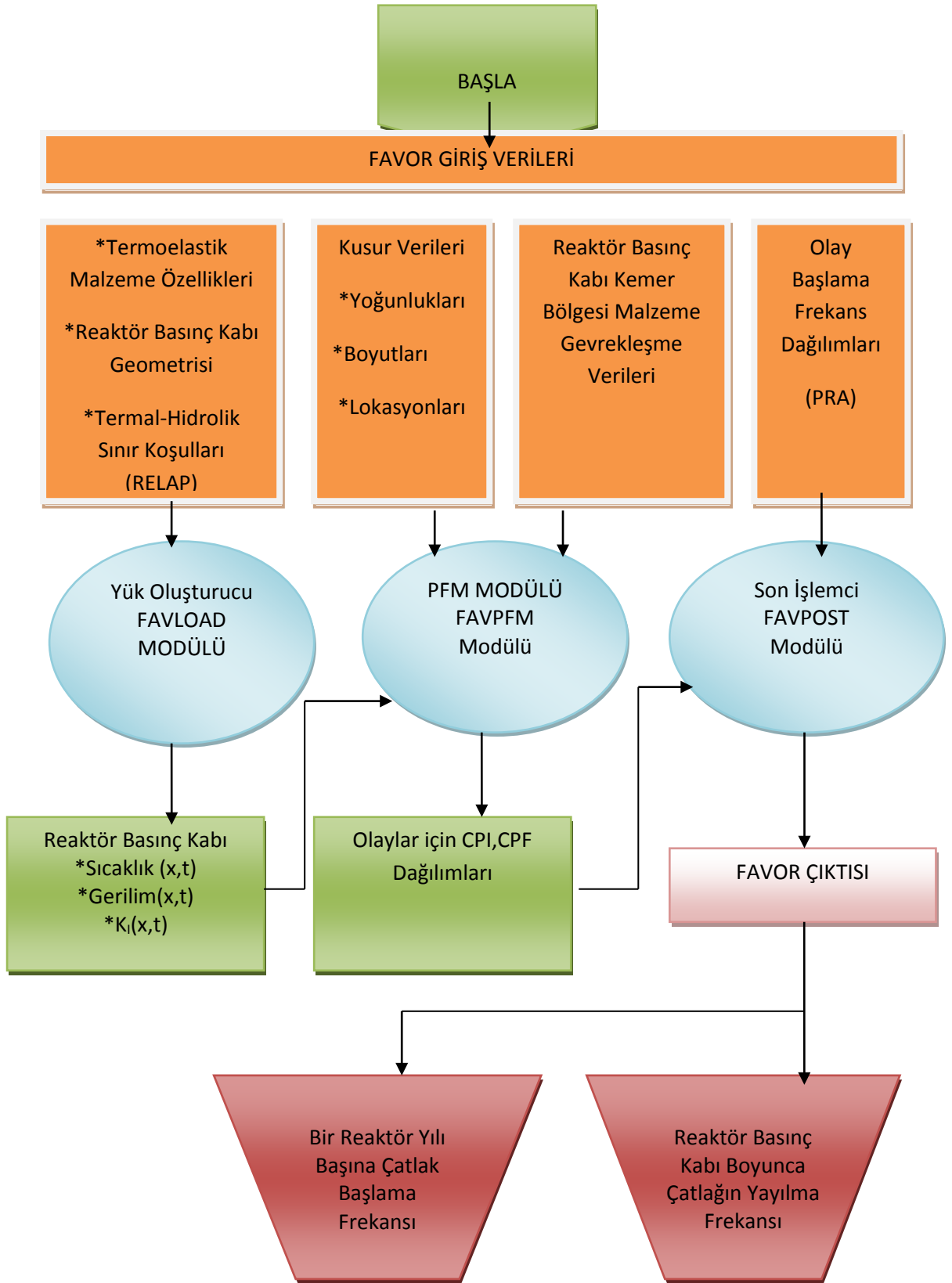
FAVOR kodu Basınçlı Termal Şok durumu (PTS), cool-down, heat-up gibi senaryolar dışında soğutucu kaybı kazaları gibi durumlar için de reaktör basınç kabı bütünlük analizi yapabilmektedir. Analizler PWR ve BWR için yapılabilmektedir. Bu kod ABD menşei olan reaktörler için hazırlanmıştır, veri tabanlarında ABD'deki reaktör basınç kapları için yapılan testler ve ölçümler sonucu oluşturulan malzeme özelliklerine göre bir yapılandırma mevcuttur, bu veri dosyaları FAVOR koduna eklenmiştir ve analizler buna göre yapılır.

### 2.2 FAVOR Kodunun Özellikleri ve Çalışma Prensipleri

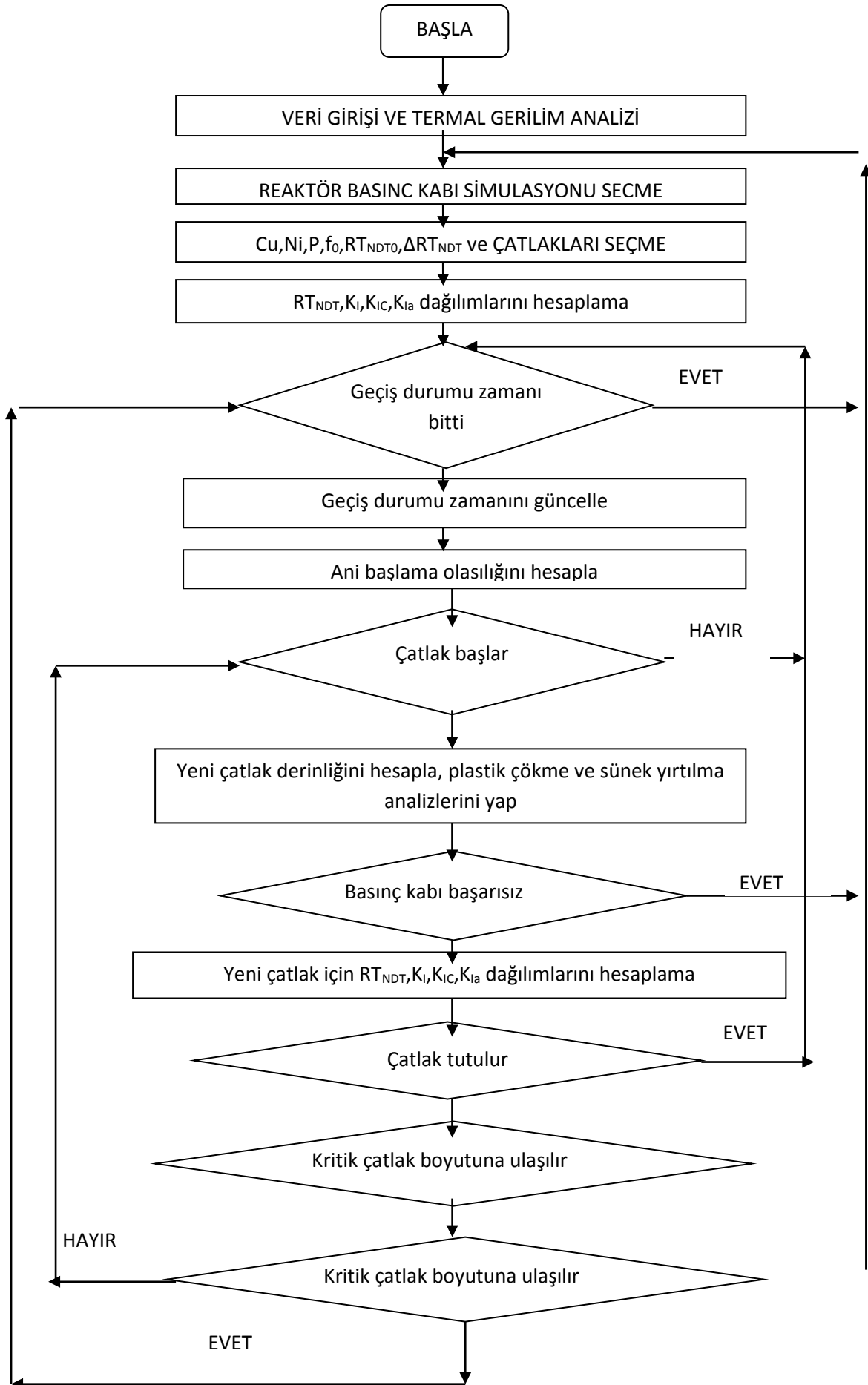
FAVOR kodu 3 modülden oluşmaktadır:

1. Sonlu Elemanlar yöntemiyle reaktör basınç kabı boyunca gerilim, sıcaklık dağılımını hesaplayan **FAVLOAD** modülü
2. Monte Carlo yöntemiyle olaylar için CPI ve CPF değerlerini hesaplayan **FAVPFM** modülü
3. Kaza frekansları ve olay frekansları sonucunda reaktör basınç kabında reaktör yılı başına çatlak başlama ve yayılma frekanslarını hesaplayan **FAVPOST** modülü

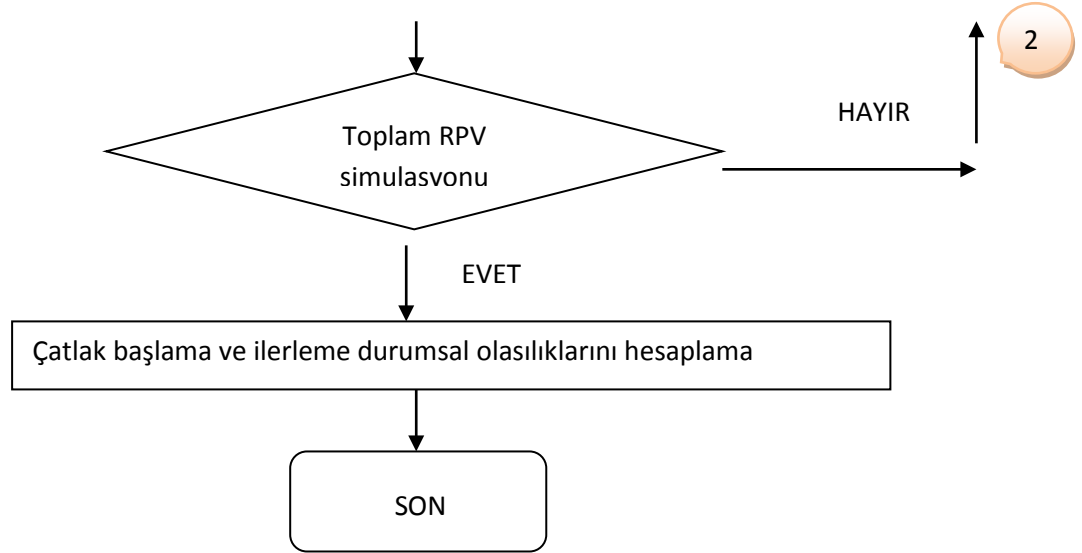
Şekil 2.1'de bu modüller arasındaki veri akışı gösterilmektedir, Şekil 2.2'de FAVOR' un çalışma prensibi gösterilmektedir.



Şekil 2.1 FAVOR 3 Modül Arasında Veri Akışı [10]



2



Şekil 2.2 FAVOR Çalışma Akış Şeması [6]

### 2.2.1 FAVLOAD Modülünün Özellikleri

FAVLOAD modülü ısı ve mekanik olarak yüklenmiş reaktör basınç kabının duvarı boyunca sonlu elemanlar yöntemiyle aksenal gerilim, teğetsel gerilim, sıcaklık ve gerilim şiddeti faktörünü hesaplar.

FAVLOAD modülüne girdi olarak termal hidrolik veriler, reaktör basınç kabı geometrisi, termo-elastik özellikler girilir.

Termal hidrolik veriler reaktör basınç kabının kemer bölgesine yakın olan düden (downcomer ) kısmında soğutucu sıcaklığının, soğutucu basıncının ve soğutucu taşınım ısı-transfere katsayısının zamanla değişimini gösteren değerlerdir. Bu değerler bilgisayar hafızasına bağlı olarak birden fazla durum için de girilebilir.

Reaktör basınç kabı geometrisi verileri reaktör iç yarı çap değeri, reaktör basınç kabı kalınlığı ve zarf kalınlığını içerir. Termo-elastik özellik değerleri, reaktör basınç kabı temel malzemesi ve iç çeperindeki paslanmaz çelik zarf malzemesi için ayrı olarak girilmiştir. Bu değerler Termal iletkenlik, Özgül ısı, yoğunluk, Young Elastisite Modülü, Termal Yayınım Katsayısı, Poisson Oranı gibi değerlerdir.

### 2.2.2 FAVPFM Modülünün Özellikleri

FAVPFM modülü çalışma prensibi Monte Carlo hesaplama tekniğine dayanır, bu teknik deterministik kırık analizlerinin olasılıksal olarak yaratılan RPV denemeleri ile yapılmasını sağlar. Monte Carlo metodunda uygun olasılık dağılımlarıyla birçok kusur geometrisi ve Reaktör Basınç Kabı (RPV) malzeme değerleri seçilir. Belirtilmiş olan olay için FAVLOAD modülüyle hesaplanmış gerilim, sıcaklık, geometri, gerilim şiddeti faktörleri

ve RPV'nin olasılıksal analizlerle hesaplanan kırılma tokluğu değeri karşılaştırılıp kırık başlama ve RPV bozulma matrisleri oluşturulur. Bozulma kriteri FAVPFM modülünün giriş dosyasında sayısal olarak belirtilmiştir.

FAVPFM modülünde stokastik olarak alınan değerler şunlardır:

- Kusur Bilgisi (Kusur Yoğunluğu, ölçüsü, derinlik-boy oranı ve Reaktör Basınç Kabındaki (RPV) konumu)
- Malzeme parametreleri, nötron akımı, başlangıç Sıfır Süneklik Referans Sıcaklığı (RTNDT) değeri ve radyasyonla beraber artış değeri

Aşağıdaki denklemler olasılıksal hesap ve değerlendirme ile ilgili denklemlerdir.

$$CPI_{jlk}(t) = 1 - \exp \left[ - \left( \frac{K_I(t)_{jlk} - a_{KIC}}{b_{KIC}} \right)^{c_{KIC}} \right] \quad (\text{Denklem 2.1})$$

**CPI:** Durumsal Çatlak Başlama Olasılığı,  $CPI_{jlk}$  basınç termal şoku boyunca maksimum değerinden bulunur.

**j:** Temsili Olay, **I:** Seçilen RPV, **k:** Seçilen kusur

**$K_I(t)_{jlk}$ :** Seçilen Olay, RPV ve seçilen kusur için Gerilim Şiddet Faktörünün zamanla değişimi

$a_{KIC}$ ,  $b_{KIC}$ ,  $c_{KIC}$  kırılma sağlamlık değerleri için Weibull dağılımları

$$CPI_{jlk}(t) = \max(CPI_{jlk}(t)) \quad (\text{Denklem 2.2})$$

Olasılıksal olarak oluşturulan n tane hatanın toplamında oluşan kırık yayılma başlangıcı değeri aşağıdaki gibi olur.

$$CPI_{jl} = 1 - \prod_{k=1}^n [1 - CPI_{jlk}(t)] \quad (\text{Denklem 2.3})$$

Reaktör basınç kabı sayısı "m" ise,  $m_{fra}$  tanesi bozulmuşsa; j. Geçiş durumu için kırık yayılma başlangıcı aşağıdaki gibi bulunur.

$$CPI_j = \frac{m_{fra}}{m} \quad (\text{Denklem 2.4})$$

J geçiş durumunun oluşma frekansıyla kırık yayılma başlangıcı frekansıyla çarparsak ve bütün senaryo adımları için toplarsak, hızlı kırık başlama frekansının son değeri elde edilir.

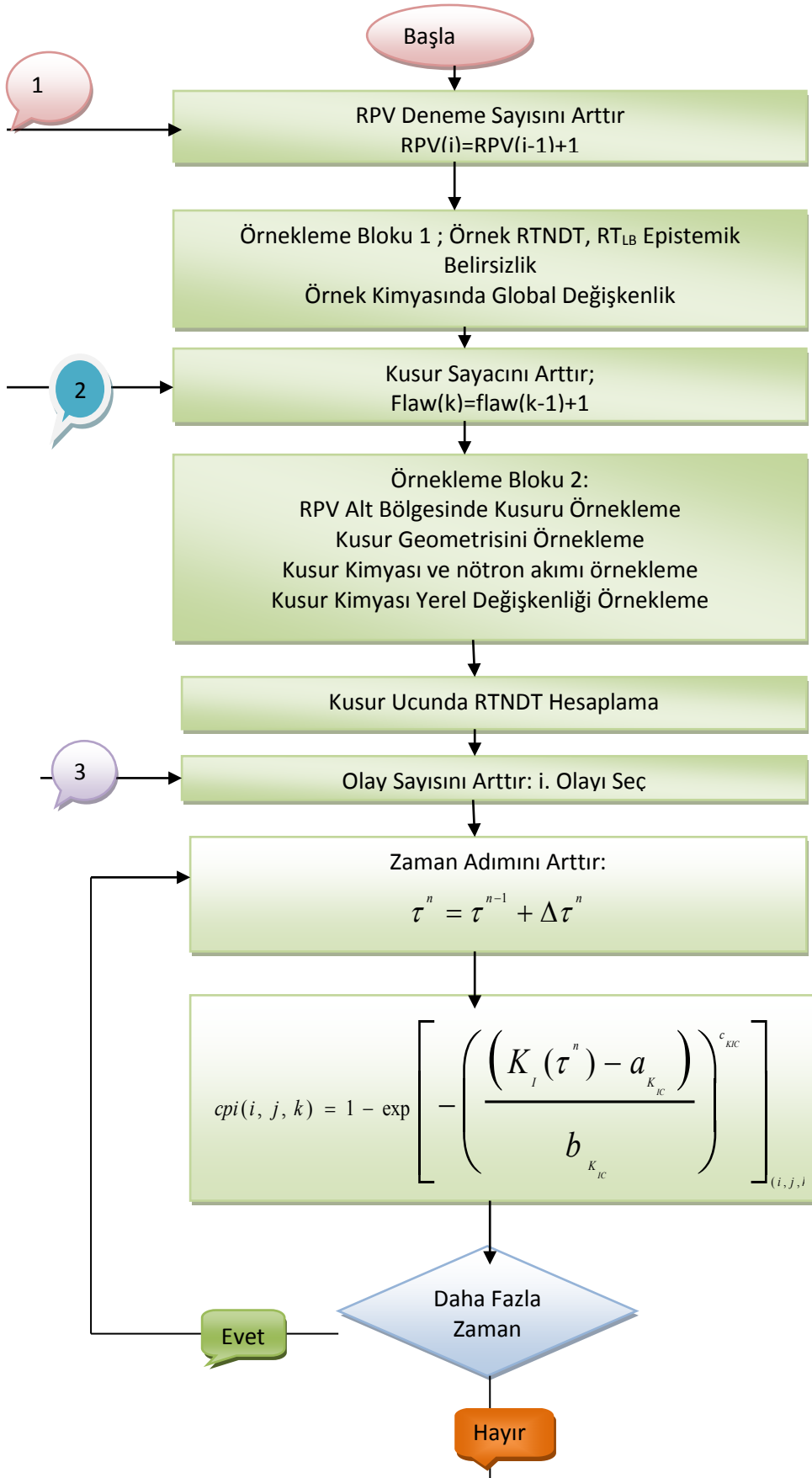
$$FI = \sum_{j=1}^p f_j \text{CPI}_j = \sum_{j=1}^p FI_j$$

(Denklem 2.5)

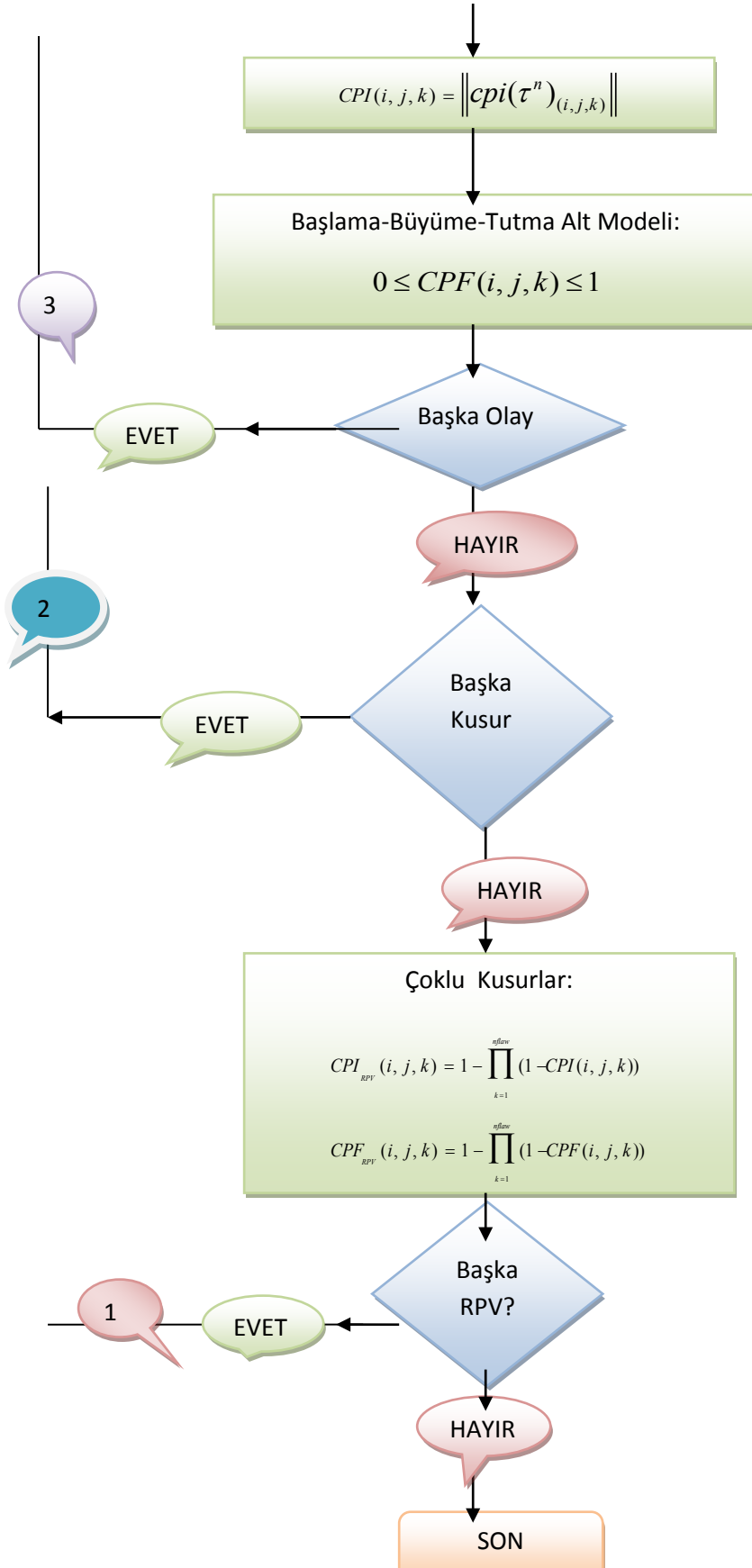
$$FI < 5 \times 10^{-6} (\text{olay} / \text{yıl})$$

Şekil 2.3'te FAVPFM'in akış şeması verilmiştir.





(Şekil Devam Ediyor)



Şekil 2.3 FAVPFM Akis Seması [10]

### **2.2.3 FAVPOST Modülünün Özellikleri**

FAVPOST modülü için girdi olarak belirlenen olaya ait reaktör yılı başına olay frekansı ve dağılımı gerekir. FAVPFM modülünden gelen Çatlak Başlama Frekans matrisi ve Bozulma matrisi ile sonuçta reaktör yılı başına çatlak başlama frekansı ve bozulma frekansı elde edilmektedir.

### 3. İNCELENEN PROBLEMLER

#### 3.1 Buhar Üretici Tüp Kırığı Kazası (SGTR)

Buhar Üretici Tüp Kırığı (SGTR) kazaları Basınçlı Su Reaktörlerinde ( PWR) sık görülen kazalardandır. Buhar üreteçleri birincil ve ikincil çevrimleri birbirine bağlayan önemli yapılardır. SGTR kazası bir veya birden fazla tüpün çatlaması veya kırılması, duvarının aşınması ve tüplerden sızıntı olması şeklindedir. SGTR kazası ikincil çevrimde olan Küçük Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası (SBLOCA) olarak düşünülebilir. Bu türlü bir kazada çevreye radyoaktif sızıntı olabileceğinden reaktörün planlanmamış bir şekilde kapanması ve güç kapasite kaybı yaşanması mümkündür.

Eğer SGTR kazasında tüp kırılırsa yüksek basınçtaki birincil çevrimdeki soğutucu su ikincil tarafa doğru dolmaya başlar. Bu durumda dışarıya radyoaktivite sızıntısı olabilir. Reaktöre özgü durumlara ve operatör davranışına göre SGTR kazasında değişik seyirler olabilmektedir.

Westinghouse tipi 3 döngülü PWR için SGTR kazası RELAP5 ile modellenmiştir, analiz sonucu alınan veriler FAVOR kodunda girdi olarak kullanılmıştır. RELAP5'ten elde edilen kaza seyriyle alakalı basınç ve ısı transferi katsayıları Ek 1'de grafiklerle gösterilmiştir.

#### 3.2 Buhar Üretici Tüp Kırığı Kazasına 20. Saniyede PORV'un Açık Kalma Durumu

SGTR kaza seyrinde şu adımlar gerçekleşir [12];

- SGTR'daki soğutucunun azalmasıyla manuel veya otomatik olarak kontrol çubuklarıyla reaktör durdurulması. Reaktör Soğutma Sistemindeki (RCS) basınç düşmesi nedeniyle Düşük Basınç SI (Safety Injection) sinyali, Ana Besleme Suyu Sistemi (MFW ,Main Feed Water System) sinyal başlaması ve Yedek Besleme Suyu (AFW ) Sistemini başlatma ile bütün buhar üreteçlerine soğutucu akışı sağlanır.
- Kırık tanımlandıktan sonra, iyileştirme çalışmaları başlar kırık olan Buhar Üretici'ne (SG) giden Yedek Besleme Suyu Sistemi (AFW) izole edilir. Radyoaktif sızıntıyı en aza indirmek, Buhar Üreticinin (SG) fazla dolmasını önlemek, birincil çevrimden ikincil çevrime akışı durdurmak isteyen operatörün manevralarını kolaylaştırmak için kırığın olduğu buhar hattında Ana Buhar İzole Etme Valfi (MSIV) kapatılır.
- Düzgün çalışan Buhar Üreteçleriyle (SG) Reaktör Soğutma Sisteminin (RCS) soğutulması: Kırılan Buhar Üretici (SG) izole edildikten sonra çalışan SG'lerle buhar boşaltılarak RCS acilen soğutulur. Normal olarak sistemden kondensere buhar boşaltılması gerçekleşmezse bu soğutma işlemi, çalışan SG'deki Pilot Kumandalı

Rahatlatma Valflarıyla (Pilot Operated Relief Valves, PORV) yapılır. İstenilen sıcaklığa ulaşıldığında soğutma işlemi tamamlanır.

- Reaktör Soğutma Sisteminin (RCS) basıncının düşürülmesi: Soğutma işlemi boyunca, Güvenlik Enjeksiyonu (Safety Injection, SI) akışı birincil çevrimden ikincil çevrime RCS basıncı dengelenene kadar sürecektir. Sonuç olarak, akışın durması için SI durdurulmalıdır, fakat öncelikle sistemin şartlara uygunluğu sağlanmalıdır. Bu durum RCS'in yeterince soğuma-altı (subcooled) durumunda olması ve basınçlandırıcı biriminin SI akışı durdurulduktan sonra güvenli bir basınçta sürdürülmesinin her ikisini de gerektirir. Basınç düşürme işlemi normal basınçlandırıcı spreyi kullanarak veya basınçlandırıcı Pilot Kumandalı Rahatlatma Valfi (PORV) kullanarak yapılabilir.
- Güvenlik Enjeksiyonu (SI) Durdurmak: Reaktör Soğutma Sistemi (RCS) soğuma-altı (subcooled) durumu sağlandıktan sonra, ikincil çevrimdeki ısı alıcı (heat sink) ve reaktör soğutma birimi uygun bir hale getirilir, SI akışı artık gerekli değildir. Böylece SI durdurulur, birincil çevrimden ikincil çevrime akış durur ve RCS tekrar basınçlanması engellenir.
- Uzun Dönem Soğutma: Atık Isı Uzaklaştırma (Residual Heat Removal, RHR) sistemiyle uzun dönemli soğutma sağlanır.

Bu çalışmada 20. Saniyede PORV açık bırakılmıştır, sıcaklıkların daha fazla düşmesi hedeflenmiştir. Bu durum RELAP5 ile modellenmiştir, FAVOR için gerekli olan soğutucu basıncı ve soğutucu taşınımıyla ısı transferi katsayısı zamanla değişim grafikleri Ek 2'de belirtilmiştir.

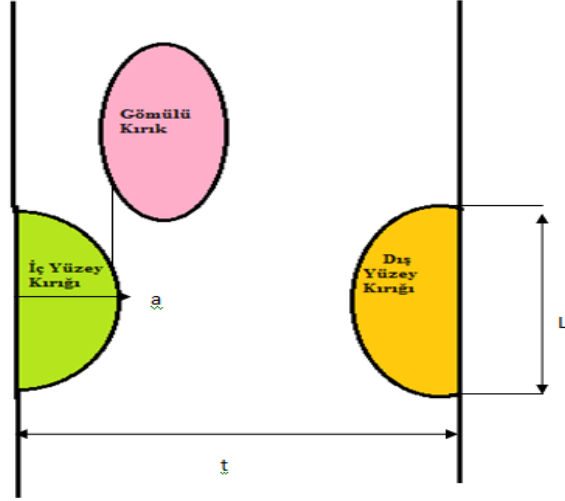
### **3.3 Reaktör Basınç Kabında Seçilen Kusurlar, Derinlik-Boy (Aspect Ratio) Özellikleri**

Kusur dosyaları yüzey kusurları dosyası, kaynaktaki kusurlar ve plaka kusurları olarak Beaver Valley nükleer reaktörü için hazırlanmış kusur dosyalarıdır. Kusur dosyalarında reaktör basınç kabı kalınlığı 100 eşit aralığa bölünmüştür. Bu kalınlıklarda ASP (Aspect Ratio, Boy-Derinlik) aralıklarındaki kusur yoğunluklarının yüzde olarak dağılımları vardır. Yüzey kusurları  $ASP=L/a=2,6,10,\infty$  için reaktör basınç kabı kalınlıklarında yüzde dağılımları vardır. Bir reaktör basınç kabı için toplam 1000 farklı kusur dağılımı verisi mevcuttur. Kaynak kusurlarında değişik ASP değerleri olan 11 aralık için reaktör basınç kabı kalınlıklarında kusurların yüzde dağılımları verilmiştir, bu dosya da basınç kabı için 1000 farklı kusur dağılımı ile oluşturulmuştur, yani 100\*1000 adet satır vardır. Plaka kusur dosyası da kaynak dosyasındaki gibidir.

Bu özel Derinlik- Boy (Aspect Ratio, ASP) oranlarının kullanılmasının sebebi deęişik kusur geometrileri için FAVLOAD modülüne gömülü olarak bulunan dosyalarda bu deęerler için Gerilim Şiddeti Etkileme Katsayısı (SIFIC, Stress Intensity Influence Coefficient) verilerinin olmasıdır. SIFIC katsayısı gerilim şiddeti faktörünün (KI) hesaplanması için kullanılır. FAVLOAD çıktısı olarak 32 deęişik geometri ve durum için deęişik kusur derinliklerinde zamanla deęişen  $K_I$  deęerleri elde edilir. Bu FAVLOAD çıktı dosyası ve  $K_I$  deęerleri FAVPFM modülü için girdi dosyası olarak kullanılır. Seçilen kusurun ASP oranı olasılıksal olarak seçilir, buna karşılık gelen  $K_I$  deęeri bulunur, kusurun ASP oranına göre reaktör basınç kabında bulunduğu noktanın malzeme özelliklerinden RTNDT deęeri bulunur,  $K_{IC}$  deęeri hesaplanır ve  $K_I-K_{IC}$  karşılaştırması ile PFM analizi sonucu çatlak başlama durumu belirlenir.

Deęiştirilmemiş kusur dosyalarıyla Buhar Üretici Tüp Kırığı Kazası (SGTR) ve Pilot Kumandalı Rahatlatma Valfinin( PORV) açık kalması kaza durumlarında sıcaklıklar örnek durumda belirtilen sıcaklıklara düşmediğinden basınç kabını tehdit eden hiçbir çatlak başlama durumu elde edilememiştir. Bu çalışmada Beaver Valley nükleer güç reaktörünün kaynak dosyasında kusurların yoğunlukları her bir Reaktör Basınç Kabı (RPV) için artırılıp, reaktör basınç kabı mekaniksel olarak zorlanmıştır. Bu kaza durumları için verilen sıcaklıklarda reaktör basınç kabı kalınlığının deęişik deęerlerinde ASP aralıkları 1.00-1.25, 1.25-1.50, 1.5-2.0, 2.0-3.0, 3.0-4.0 aralık deęerlerinde kusur yoğunlukları artırılmıştır. Normalde reaktör basınç kabının bu derinlik deęerlerinde kusur bulunmazken kaza durumunu katastrofik bir hale getirmek için bu işlemler yapılmıştır.

Reaktör basınç kabında kusurlar Yüzey Kusurları, Gömülü Kusurlar, Dış Yüzey Kusurları olmak üzere üç kategoriye ayrılır. Şekil 3.1' de kusur çeşitlerinin reaktör basınç kabındaki konumları gösterilmiştir.



Şekil 3.1 Kusur Çeşitlerinin Gösterimi

FAVPFM modülünde 3 çeşit kusur popülasyonu seçeneği vardır:

IPFLAW=1 Bu seçim reaktör basınç kabı duvarının iç yüzeyindeki kusurları ve reaktör basınç kabının iç yüzeyden itibaren 3/8'inin olduğu kısımdaki gömülü kusurları değerlendirir. Bu seçenek genellikle soğuma (cool-down) senaryoları içindir.

IPFLAW=2 Bu seçim reaktörün dış tarafının 3/8 derinliğindeki gömülü kusurları ve dış yüzey kusurlarını modele dahil eder. Bu seçim genellikle ısınma (heat-up) senaryoları içindir.

IPFLAW=3 Bu seçim iç ve dış yüzey kusurlarının hepsini ve RPV duvarı boyunca sabit dağılmış tüm gömülü kusurları modele katar.

Bu seçimler bilgisayarın hesaplama hızına göre tercih edilebilir. Bu çalışmada IPFLAW =1 seçeneği tercih edilmiştir. Bu seçim yapılırken FAVOR' un kendi örneğinde sıcaklık değişim seyrinin bu çalışmada analiz edilen kaza senaryolarındaki seyrine benzemesi dikkate alınmıştır.

## 4. HESAPLAMA

### 4.1 FAVLOAD Modülünde Yapılan Hesaplamalar

FAVLOAD modülü deterministik ısı analiz ve gerilim analizi hesaplamalarını yapan modüldür.

#### 4.1.1 Isıl Analiz

RPV kalınlığı boyunca  $T(r,\tau)$  sıcaklığın zamana göre dağılımı, Reaktör Basınç Kabını (RPV) aksenal simetrik, sıcaklığın tek boyutta sadece radyal yönde zamana ve duruma göre değiştiği bir yapı olarak düşünülerek elde edilmiştir.

İçeride ısı üretiminin olmaması durumunda İkinci Mertebe Parabolik Diferansiyel Denklemlerle zamana bağlı ısı iletim denklemi aşağıdaki gibidir.

$$\rho c_p(T) \frac{\partial T}{\partial \tau} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left[ k(T) \frac{\partial T}{\partial r} \right] \quad (\text{Denklem 4.1})$$

$\rho$ : Kütleli Yoğunluk

$c_p(T)$ : Sıcaklığa Bağlı Kütleli Özgül Isı Kapasitesi

$k(T)$ : Sıcaklığa Bağlı Isıl İletkenlik

Başlangıç Koşulu:

$$T(r, 0) = T_{initial} \quad R_i \leq r \leq R_o$$

Sınır Koşulları:

$$q(R_i, t) = h(t)(T_\infty(t) - T(R_i, t)) \quad r = R_i$$

$$q(R_o, t) = 0 \quad r = R_o \quad (\text{Denklem 4.2})$$

$q$ : Sınırdaki Isı Akısı

$h(t)$ : Zamana Bağlı Konveksiyon Film Katsayısı

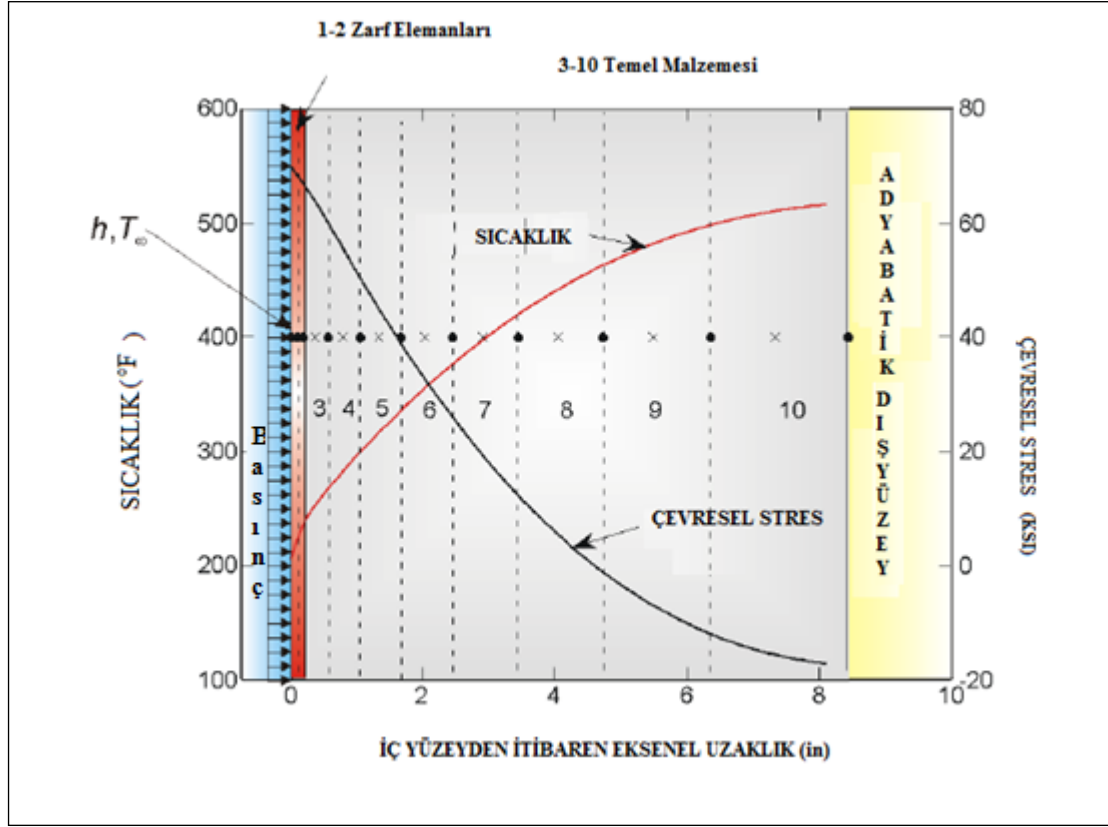
$T_\infty(t)$ : Zamana Bağlı Yığın Soğutucu Sıcaklığı

$R_i, R_o$ : RPV iç ve dış yarıçap

Denklem 4.1 ve Denklem 4.2 Sonlu Elemanlar Yöntemi ile çözülür. Açık İleri İntegrasyon yöntemi (Explicit Forward Time Integration) 1 saniyelik zaman adımları ile kullanılır.

Şekil 4.1'de Sonlu Elemanlar Yönteminin reaktör basınç kabında kullanılma şekli gösterilmiştir.





Şekil 4.1 Reaktör Basınç Kabı (RPV) Boyunca Sıcaklık ve Gerilim Hesaplamak için FAVOR'da Kullanılan Bir Boyutta Eksenel Simetrik Sonlu Elemanlar Metodu [10]

#### 4.1.2 Gerilim Analizi

FAVLOAD modülü reaktör basınç kabı duvarının bir boyutta eksenel simetrik modeliyle yer değiştirme durumuna dayalı olarak sonlu elemanlar yöntemi ile analizini yapmaktadır. Hesaplanan yer değiştirmeler yer değiştirme-gerinim arasındaki ilişkiden gerinim değerlerine çevrilir ve lineer- elastik gerilim-gerinim ilişkisinden ilgili gerilimler hesaplanır. [10]

Silindirik koordinat sisteminde koordinatları  $(r, \theta, z)$  olan malzemede bir noktaya karşılık,  $(u, v, w)$  sırasıyla radyal, teğetsel ve eksenel yer değiştirmeleri gösterir. Genel olarak iki boyutta eksenel simetrik geometride gerilim değerleri aşağıdaki gibidir.

$$\nu = 0; \tau_{r\theta} = \tau_{\theta z} = 0; \gamma_{r\theta} = \gamma_{\theta z} = 0$$

$\tau_{r\theta}, \tau_{\theta z}$  : Kesme Gerilimleri

$\gamma_{r\theta}, \gamma_{\theta z}$  : Mühendislik Kesme Gerilim

$$\begin{Bmatrix} \varepsilon_{rr} \\ \varepsilon_{\theta\theta} \\ \varepsilon_{zz} \\ \gamma_{zr} \end{Bmatrix} = \begin{bmatrix} \frac{\partial}{\partial r} & 0 \\ \frac{1}{r} & 0 \\ 0 & \frac{\partial}{\partial z} \\ \frac{\partial}{\partial z} & 0 \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} u \\ w \end{Bmatrix}$$

(Denklem 4.3)

Bir boyutlu aksenal simetrik durum için, (r,θ,z) ana yönler ve w=0,  $\frac{\partial}{\partial z} = 0$  alınır.

$$\varepsilon_{rr} = \frac{\partial u}{\partial r}, \varepsilon_{\theta\theta} = \frac{u}{r}, \varepsilon_{zz} = \frac{\partial w}{\partial z} = 0; \gamma_{zr} = \frac{\partial u}{\partial r} + \frac{\partial w}{\partial r} = 0 \quad (\text{Denklem 4.4})$$

Uzun silindir için serbest uçlarda ve aksenal-teğetsel yönde sıcaklıklarda ve malzeme özelliklerinde değişimin olmadığı düşünülmüştür, bir boyutta aksenal simetrik geometride radyal ve teğetsel yönlerde gerinimlerden hesaplanan gerilim aşağıdaki gibi hesaplanmıştır.[10]

$$\sigma_{rr} = \frac{E}{(1+\nu)(1-2\nu)} [(1-\nu)\varepsilon_{rr} + \nu\varepsilon_{\theta\theta}] - \frac{\alpha E}{1-2\nu} (T - T_{\text{Ref}}) \quad (\text{Denklem 4.5})$$

$$\sigma_{\theta\theta} = \frac{E}{(1+\nu)(1-2\nu)} [(1-\nu)\varepsilon_{\theta\theta} + \nu\varepsilon_{rr}] - \frac{\alpha E}{1-2\nu} (T - T_{\text{Ref}}) \quad (\text{Denklem 4.6})$$

$\sigma_{rr}$  = Radyal Normal Stres

$\sigma_{\theta\theta}$  = Teğetsel Normal Stres

$\varepsilon_{rr}$  = Radyal Normal Gerinim

$\varepsilon_{\theta\theta}$  = Çevresel Normal Gerinim

T = Yarıçapın Fonksiyonu Olarak Duvar Sıcaklığı

$T_{\text{Ref}}$  = Termal Stresten Bağımsız Referans Sıcaklığı

r=Duvardaki Radyal Pozisyon

E = Young Elastik Modülü

$\nu$  = Poisson Oranı

$\alpha$  = Termal Yayılım Lineer Katsayısı

Genelleştirilmiş Tabaka-Gerinim (Plane Strain) durumları için aksenal yöndeki gerilim aşağıdaki gibi ifade edilmiştir.[10]

$$\sigma_{zz}^{PS} = \nu(\sigma_{rr} + \sigma_{\theta\theta}) - \alpha E(T - T_{\text{REF}}) \quad (\text{Denklem 4.7})$$

FAVOR kodu Lineer Elastik Kırılma Mekaniği (LEFM, Linear Elastic Fracture Mechanics) analizleri yaparken aksenal kusurları bir-boyutlu aksenal simetrik gerilim

alanına tabii tutar, çevresel kusurları ise genelleştirilmiş tabaka-gerilim (Generalized Plane Stres Field) alanına tabii tutar. Bu kusurların, Mod 1 tipi yüklenmeye yani ana yükün çatlak tabaka alanına normal yönünde yüklendiği durumda olduğu ve böylece çatlak açılmaya yönlendiği durumlarda olduğu kabul edilir. Aynı zamanda çatlak ucundaki plastik bölgenin tamamen içerildiği ve bu bölgede toplam deformasyon yüklenimi yapısının lineer olduğu düşünülmektedir.[10]

Mod 1 Tipi Gerilim Şiddeti Faktörü  $K_I$  aşağıdaki gibi hesaplanır;

$$\sigma_{\theta\theta} = \frac{K_I}{\sqrt{2\pi r}} \text{ Eksenel Kusurlar için}$$

$$\sigma_{zz} = \frac{K_I}{\sqrt{2\pi r}} \text{ Teğetsel Kusurlar için}$$

Yarı eliptik kusurlar, gömülü kusurlar, sonsuz uzunluktaki kusurlar için gerilim şiddeti faktörleri farklı hesaplanır, bunlara [10]'da değinilmiştir.

## 4.2 FAVPFM Modülünde Hesaplamalar için Kullanılan Bazı Eşitlikler

### 4.2.1 $\Delta RT_{NDT}$ 'nin Artması Durumu

10CFR50.61'de (Reaktör Basınç Kapları için PTS durumu için Düzenleme Olan Kısım) Regulatory Guide 1.99 (Düzenleme Rehberi) ' dan alınan radyasyonla  $\Delta RT_{NDT}$  'nin artması durumunu gösteren aşağıdaki formül kullanılmıştır.

$$\Delta RT_{NDT} = (CF) f_0(\delta)^{(0.28-0.10\log_{10}(f_0(\delta)))} \quad (\text{Denklem 4.8})$$

$CF$  = Kimyasal Faktör, bakır ve nikelin devamlı fonksiyonu

$f_0(\delta)$  = İç Yüzeyden Zarf/Temel Malzeme

Yüzeyine Doğru Azalan En İyi-Tahminli Nötron Akısı

$[10^{19} n / cm^2, E > 1MeV]$

$\delta$  = İç Yüzeyden Zarf/Temel Yüzeyine Olan Uzaklık

### 4.2.2 Hızlı-Nötron Akımı Azaltılma ve Örnekleme Dağılımı

Çatlak ucundaki örneklenen hızlı nötron akımı kendisi için örneklenen RPV'nin iç yüzeyinden referans değerinden,  $\widehat{f}_0(0)$  'nın azaltılması formülüyle bulunur.

$$\widehat{f}_0(a) = \widehat{f}_0(0) \times \exp(-0.24a) \quad (\text{Denklem 4.9})$$

$a$  = İç Yüzeye Göre Kusur Ucunun Pozisyonu

İç yüzeydeki nötron akımı 2 normal dağılımdan elde edilir, bunlar aşağıda gösterilmiştir.

$$\sigma_{\text{global}} = \text{SIGFGL} \times \text{fluence}_{\text{subregion}}$$

$$\widehat{f}_{\text{mean}} \leftarrow N(\text{fluence}_{\text{subregion}}, \sigma_{\text{global}})$$

$$\widehat{\sigma}_{\text{local}} = \text{SIGFLC} \times \widehat{f}_{\text{mean}}$$

$$\widehat{f}_0(0) \leftarrow N(\widehat{f}_{\text{mean}}, \widehat{\sigma}_{\text{local}})$$

Global SIGFGL ve lokal SIGFLC çarpanları kullanıcı tarafından belirlenir. Tavsiye edilen değerler SIGFGL=0.118 ve SIGFLC=0.056'dır.

#### 4.2.3 Olasılıksal Hesaplamalar Kullanılan Weibull Dağılımı Formülleri W(a,b,c)

a= Lokasyon Parametresi, b=Ölçek Parametresi, c=Şekil Parametresi

PDF = Olasılıksal Dağılım Fonksiyonu

CDF=Kümülatif Dağılım Fonksiyonu

$$\text{PDF: } f_w(x, a, b, c) = \begin{cases} 0; & x \leq a \\ \frac{c}{b} y^{c-1} \exp(-y^c); & (y = (x - a) / b, x > a, b, c > 0 \end{cases} \quad (\text{Denklem 4.10})$$

$$\text{CDF: } \Pr(X \leq x) = F_w(x | a, b, c) = \begin{cases} 0; & x \leq a \\ 1 - \exp[-y^c] & (y = (x - a) / b, x > a, b, c > 0 \end{cases} \quad (\text{Denklem 4.11})$$

Momentler;

$$\text{Ortalama : } \mu = a + b\Gamma\left(1 + \frac{1}{c}\right) \quad (\text{Denklem 4.12})$$

$$\text{Varyans: } \sigma^2 = b^2 \left[ \Gamma\left[1 + \frac{2}{c}\right] - \Gamma^2\left[1 + \frac{1}{c}\right] \right] \quad (\text{Denklem 4.13})$$

$\Gamma(x)$  : Euler Gama Fonksiyonu

## 5. SONUÇLAR ve DEĞERLENDİRME

### 5.1 FAVOR Kodunun FAVLoad Modülü Sonuçları

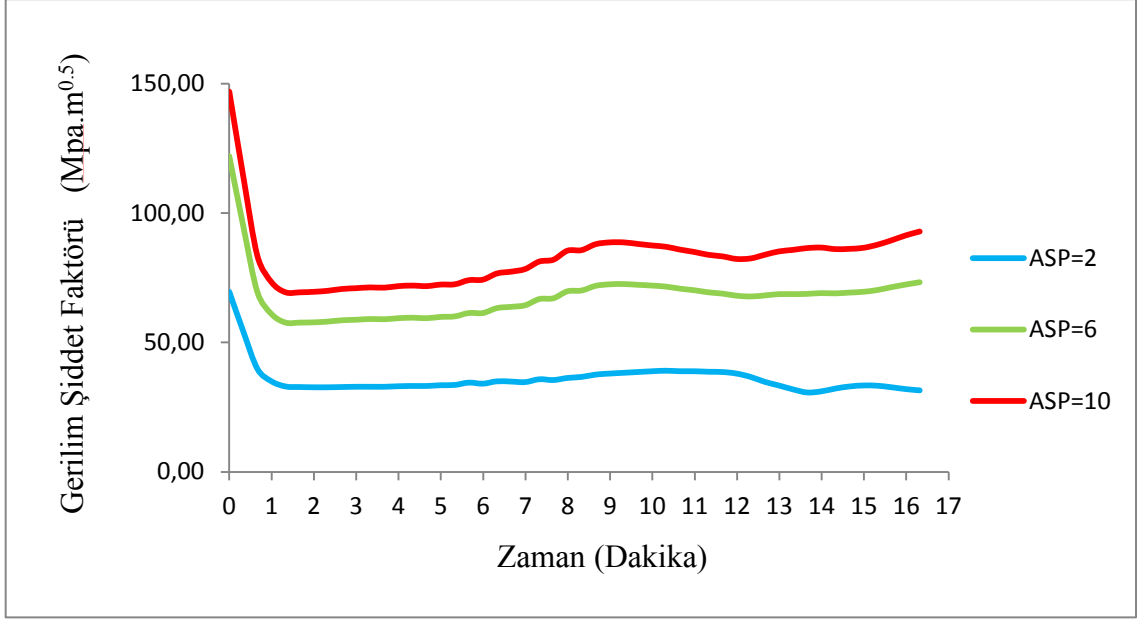
Bu kısımda Buhar Üretici Tüp Kırığı (SGTR) kazası için ve Pilot Kumandalı Rahatlatma Valfinin (PORV) 20. Saniyede açılması kaza durumları için FAVLoad modülü ile çeşitli veriler elde edilmiştir. Bu kazaların RELAP5 ile simülasyonu sonucu zamana göre değişen soğutucu sıcaklığı, soğutucu basıncı, soğutucu taşınımına ısı transferi katsayısı gibi değerler elde edilmiştir ve bu değerler FAVLoad modülüne girdi olarak girilmiştir. Sonuçta FAVLoad modülünün çalıştırılmasıyla farklı boyutlarda kusurlar için reaktör basınç kabı duvarı boyunca zamana bağlı sıcaklık, çevresel gerilim, eksenel gerilim, gerilim şiddeti faktörü gibi değerler elde edilmiştir.

#### 5.1.1 SGTR Kazası için Sonuçlar

Bu kısımda Buhar Üretici Tüp kırığı (SGTR) kazası için FAVLoad modülünün sonuçları analiz edilmiştir. Reaktör basınç kabı boyunca gerilim şiddeti faktörünün, eksenel gerilim, teğetsel gerilim ve sıcaklık değerlerinin zamana ve kusur konumlarına, kusur boyutlarına göre değişimleri gösterilmiştir.

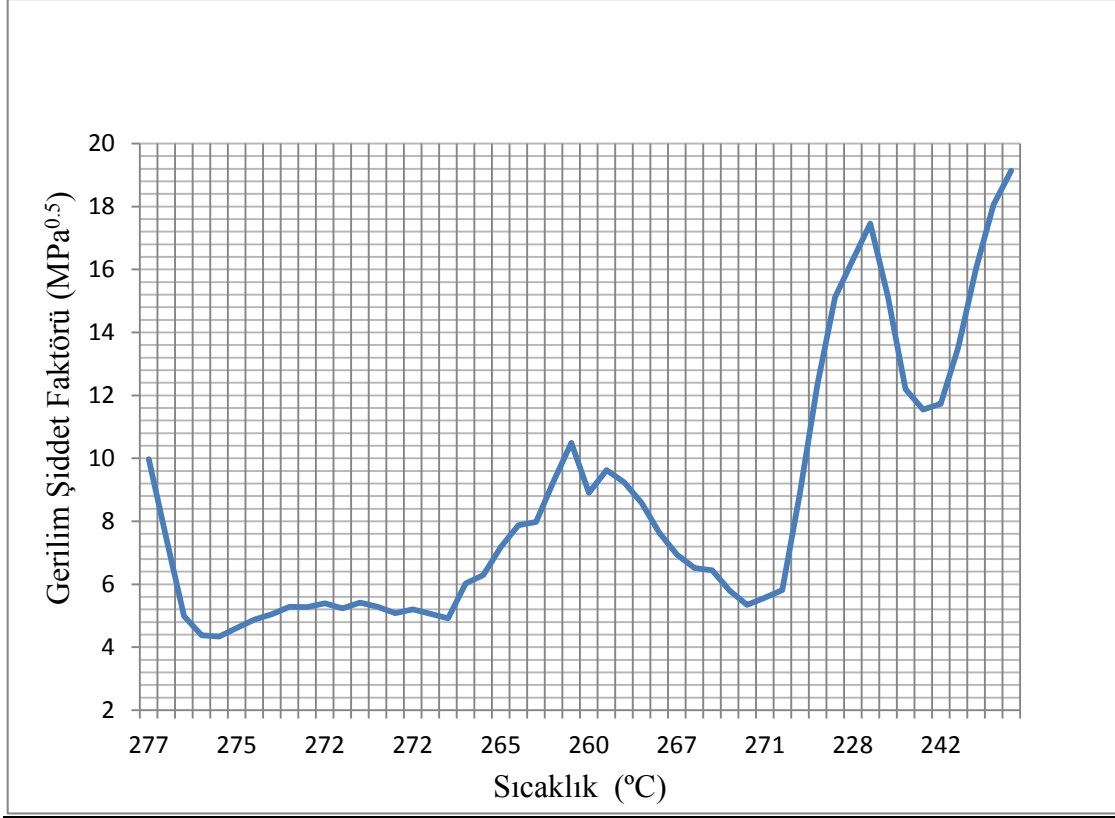
Gerilim şiddet faktörünün değeri reaktör basınç kabında çatlak başlaması ve yayılması için önemli bir parametredir, gerilim şiddet faktörü kusur derinliği, kusurun bulunduğu yer, kusur şekli, reaktör basınç kabında kusurun bulunduğu yerdeki sıcaklık değeri ve buna bağlı ısıl gerilim, basınç gibi değerlere bağlı olarak değişen bir değerdir. Gerilim şiddet faktörünün kırılma tokluk değerinden yüksek olması çatlak başlamasını beraberinde getirir. Kırılma tokluk değeri reaktör basınç kabı için kusurun bulunduğu noktanın malzeme özellikleri, nötron akımı, Sıfır Süneklik Sıcaklığı (Nil Ductility Transition Temperature, NDT) gibi değerlere bağlı olarak kodun kendi içerisinde hesaplanan bir değerdir.

Şekil 5.1'de kusurlar için farklı boy derinlik oranlarında (Kusur Boyu=L, Kusur Derinliği=a, L/a) gerilim şiddet faktörünün reaktör basınç kabının en derinindeki nokta için zamana bağlı değişimi gösterilmiştir. Kusur boyunun (L) düşük olduğu dolayısıyla kusur boyutlarının düşük olduğu oranlarda gerilim şiddet faktörü de düşük çıkmıştır, ayrıca basıncın yüksek olduğu durumda da gerilim şiddet faktörünün yüksek değerler aldığı görülmüştür. Gerilim şiddet faktörü sıcaklık, çevresel ve teğetsel gerilimin kombinasyonları olarak değişkenlik göstermektedir.



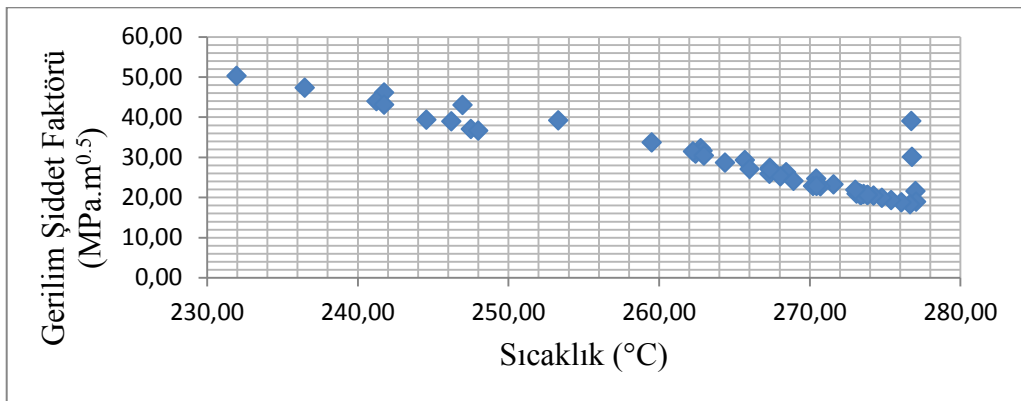
Şekil 5.1 Farklı Derinlik-Boy Oranlarında İç Yüzeysel Eksenel Yarı Eliptik Kusur için En Derindeki Gerilim Şiddet Faktörünün Zamanla Değişim Grafiği

Şekil 5.2’de kusur derinliğinin 0.22 cm olduğu durumda sıcaklığın zamana göre değişen değerlerinde sıcaklığa bağlı olarak gerilim şiddet faktörünün değerleri analiz edilmek istenmiştir. Sıcaklığın düşük olduğu durumlarda gerilim şiddet faktörünün yüksek olduğu gözlemlenmiştir. Gerilim şiddet faktörünün en yüksek değerinin 19 MPa.m<sup>0.5</sup> civarında olduğu görülmektedir.



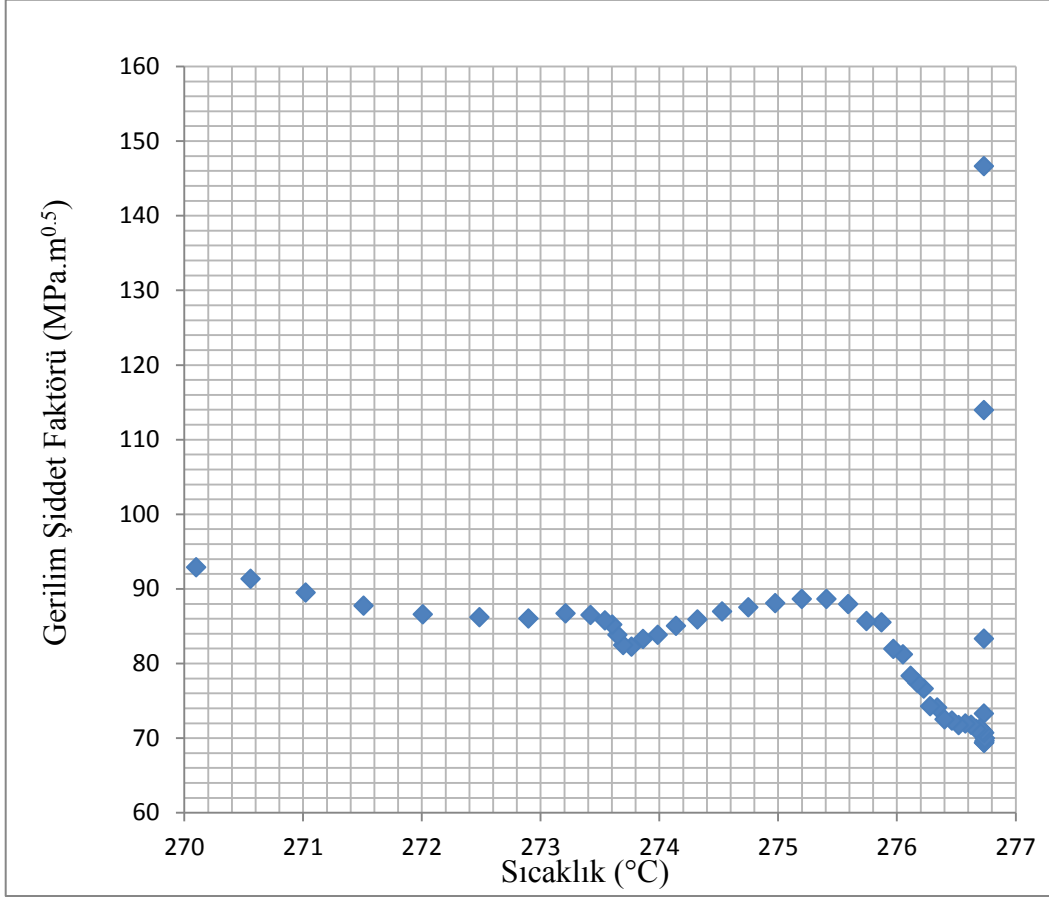
Şekil 5.2 Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik-Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=0.22 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi

Şekil 5.3'te kusur derinliğinin 1.1 cm olduğu durumda gerilim şiddet faktörünün sıcaklığa bağlı değişimi analiz edilmek istenmiştir. Gerilim şiddet faktörünün kusur derinlik değeri artınca önemli derecede arttığı gözlemlenmiştir. Düşük sıcaklık değerlerinde gerilim şiddet faktörünün yüksek değerler aldığı gözlemlenmiştir. En yüksek gerilim şiddet faktörü değerinin 50 MPa.m<sup>0.5</sup> civarında olduğu gözlemlenmiştir.



Şekil 5.3 İç Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik- Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=1.1 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi

Şekil 5.4' te kusur derinliğinin 11 cm olduğu durumdaki gerilim şiddet faktörünün sıcaklığa bağlı değişimi analiz edilmek istenmiştir. Genel olarak Şekil 5.2 ve Şekil 5.3'deki gibi bir seyir görülmektedir. Kusur derinliğinin diğerlerinden daha fazla olması gerilim şiddet faktörü değerinin daha yüksek değerler almasına neden olmuştur. Kusur derinliğinin reaktör basınç kabının iç yüzeyine denk gelmesi sebebiyle ve soğutucu basıncının yüksek olması nedeniyle iç çepere denk gelen noktada gerilim şiddet faktörü değerinde ani bir sıçrayış gözlemlenmektedir.

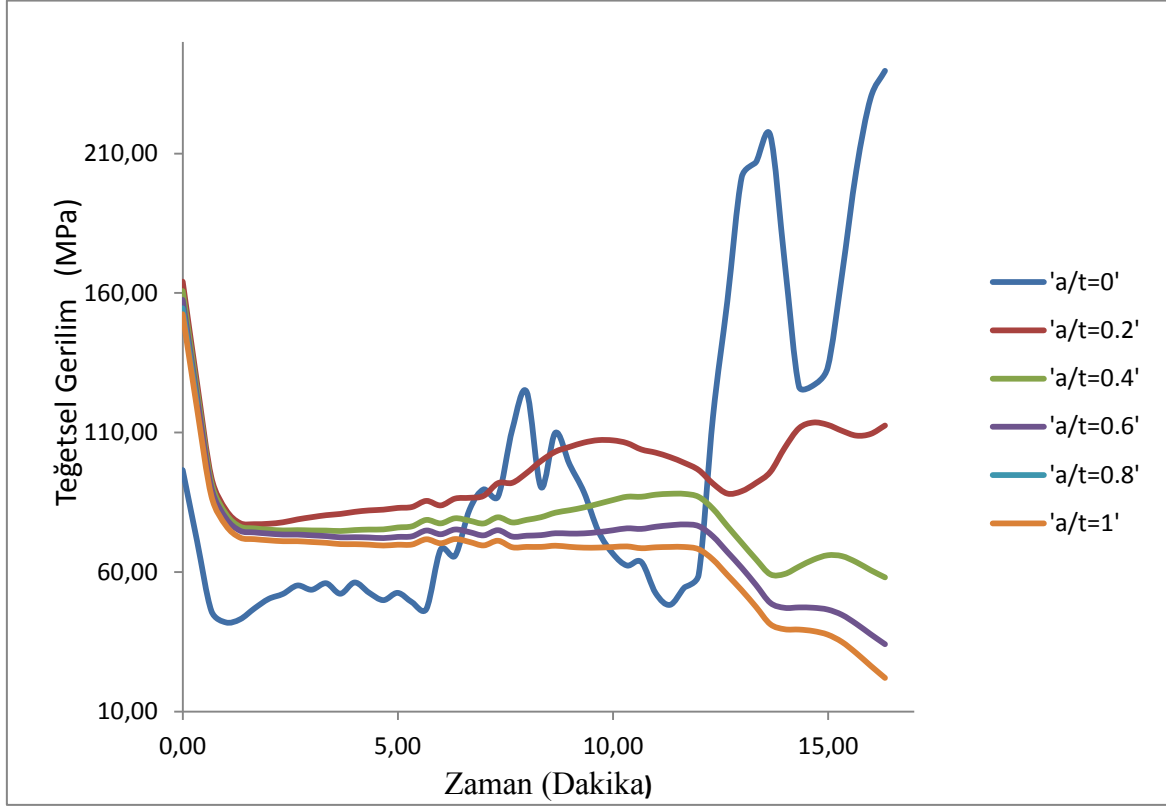


Şekil 5.4 İç Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik- Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=11 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi

Şekil 5.5'te farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı derinliğine olan oranlarında teğetsel gerilimin zamana karşı değerleri gözlemlenmiştir. Kusur derinliğinin reaktör basınç kabının içerisine doğru arttığı noktalarda yani reaktör basınç kabının dış çeperine geldiği noktalarda teğetsel gerilimin en düşük değerleri aldığı gözlemlenmiştir. Bu beklenen bir durumdur, soğutucu basıncının yüksek olduğu reaktör basınç kabının iç yüzeyinden dış yüzeyine gidildikçe teğetsel gerilim değerleri genel olarak düşme

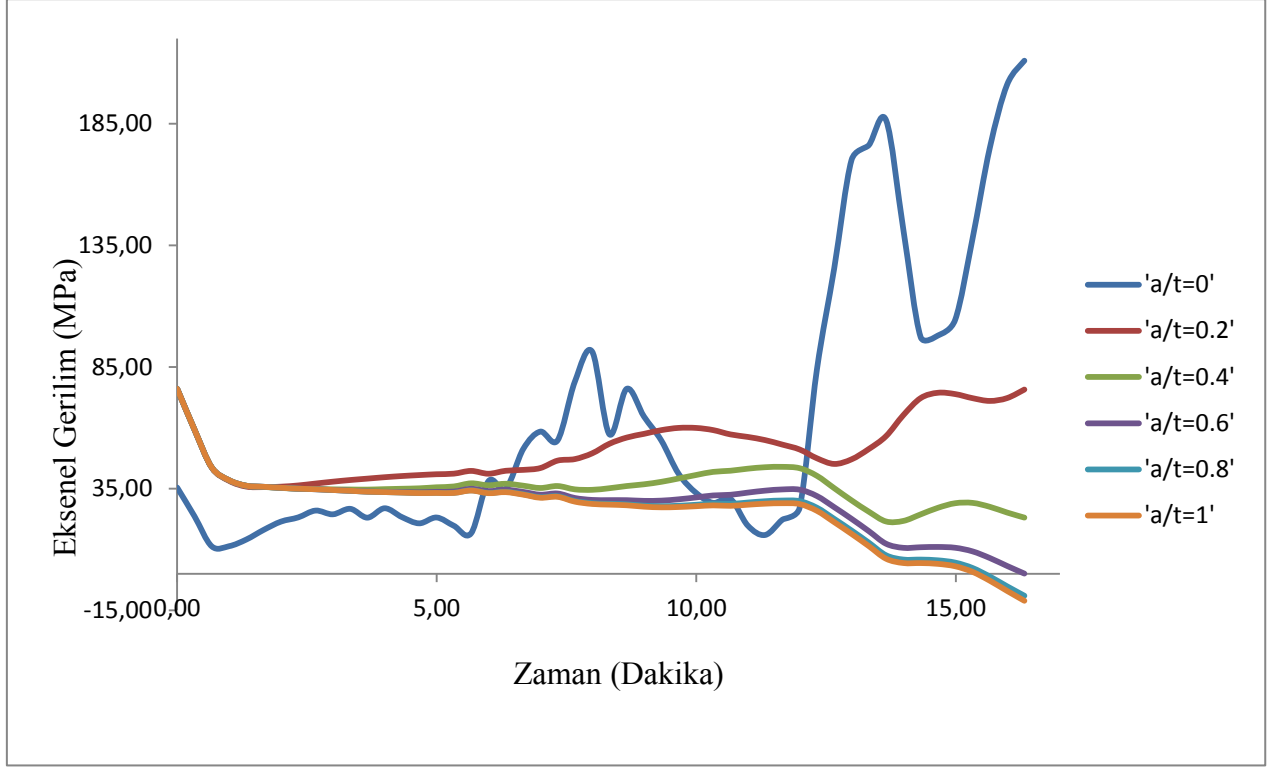


eğilimindedir. Teğetsel ve eksenel gerilimler gerilim şiddet faktörüne de bağlıdır gerilim şiddet faktörünün yükseldiği noktalarda teğetsel gerilim de yükselmiştir.



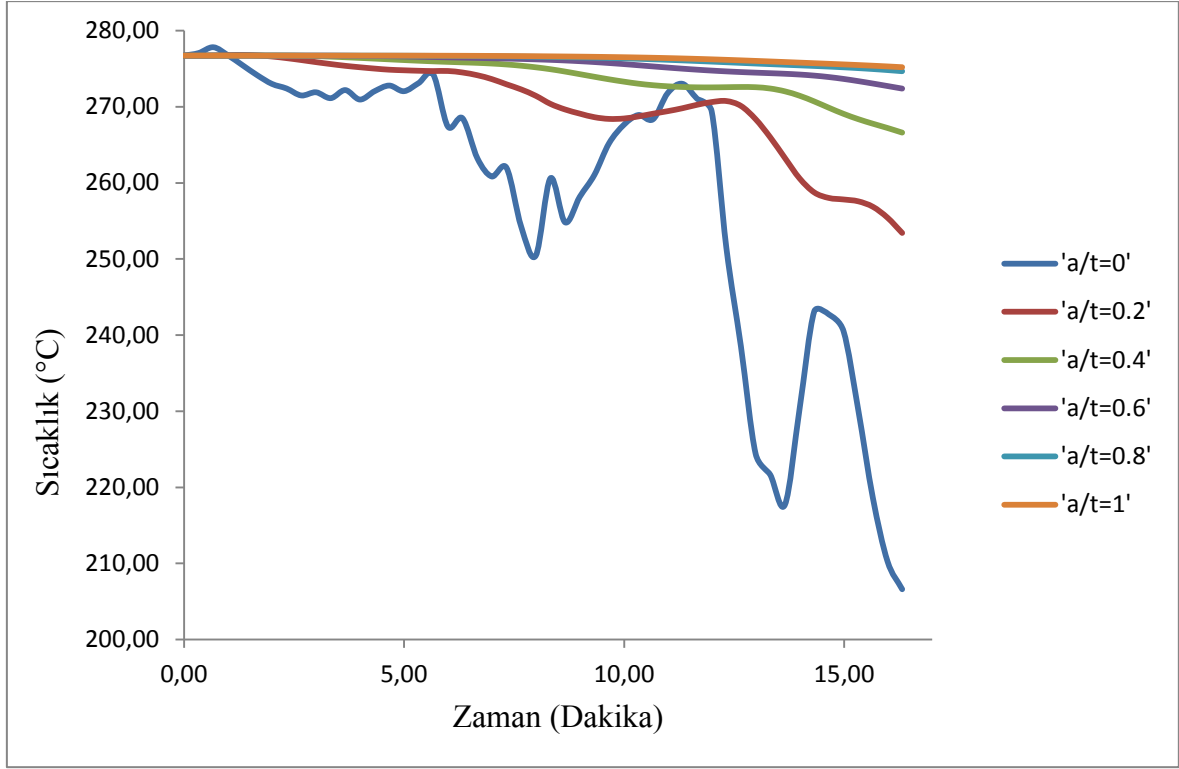
Şekil 5.5 Reaktör Basınç Kabındaki Çevresel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi

Şekil 5.6'da farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı derinliğine olan oranlarında eksenel gerilimin zamana karşı değerleri gözlemlenmiştir. Şekil 5.5'te gözlemlenen durumlar burada da geçerlidir.



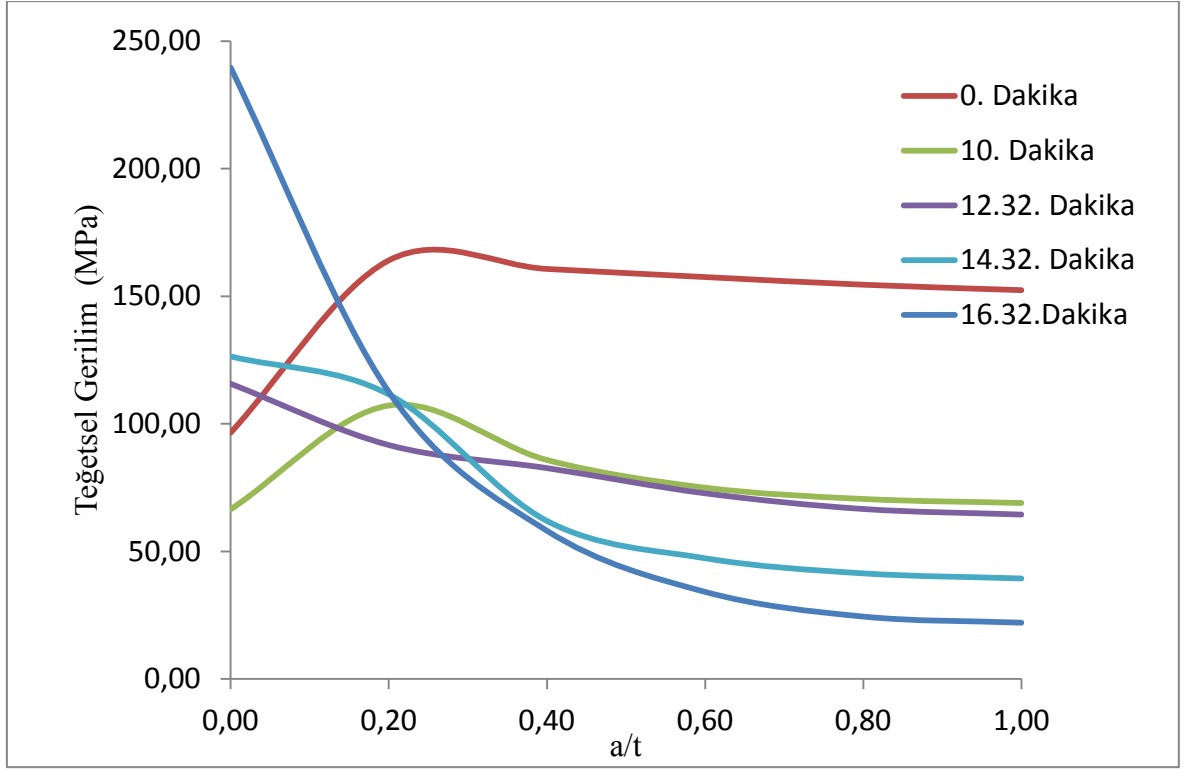
Şekil 5.6 Reaktör Basınç Kabındaki Eksenel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi

Şekil 5.7’de farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı derinliğine olan oranlarında reaktör basınç kabı sıcaklığının zamana karşı değerleri gözlemlenmiştir. İç yüzeyde olan yani ‘a/t=0’ olan durumda sıcaklığın zamana karşı değişimi daha belirgin ve sıcaklık düşümü daha fazladır, bunun nedeni bu iç kısmın soğutucuyla direkt temasta olmasıdır.



Şekil 5.7 Reaktör Basınç Kabı Sıcaklığının Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi

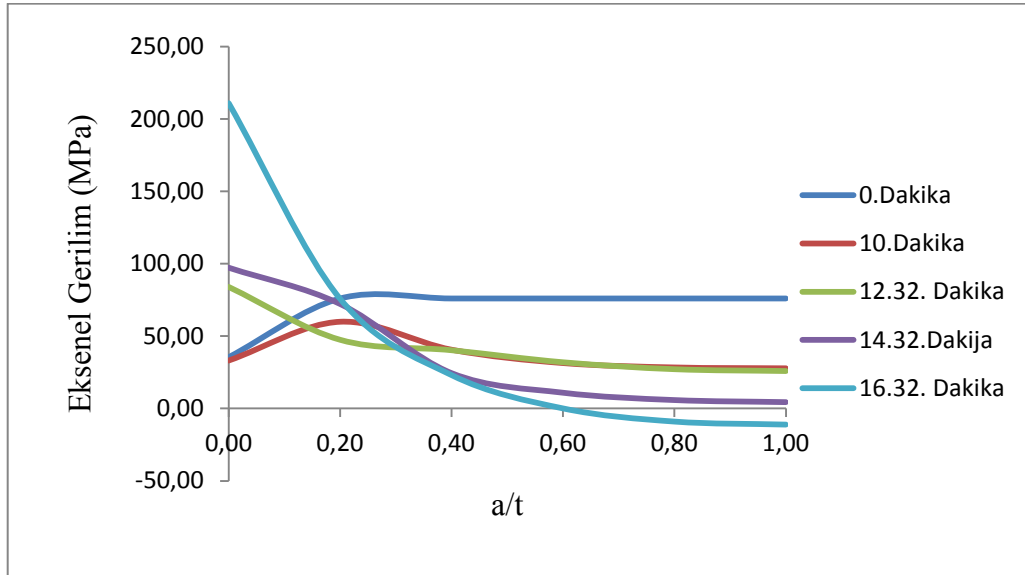
Şekil 5.8'de SGTR kazasında farklı zaman adımlarında teğetsel gerilimin farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı kalınlığına oranlarında aldığı değerler gözlemlenmek istenmiştir. 16.32. dakikada kusur derinliğinin reaktör basınç kabı kalınlığına oranının '0' olduğu nokta yani iç çeperde en yüksek çevresel gerilim değeri gözlemlenmiştir, farklı zaman adımlarında farklı seyirler gözlemlenmiştir, genel olarak reaktör basınç kabının dış çeperine doğru çevresel gerilim değeri bütün zaman adımlarında düşük değerler almaktadır.



Şekil 5.8 Teğetsel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerinde Zaman Değerlerindeki Değişimi

Şekil 5.9'da SGTR kazasında farklı zaman adımlarında aksenal gerilimin farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı kalınlığına oranlarında aldığı değerler gözlemlenmiştir.

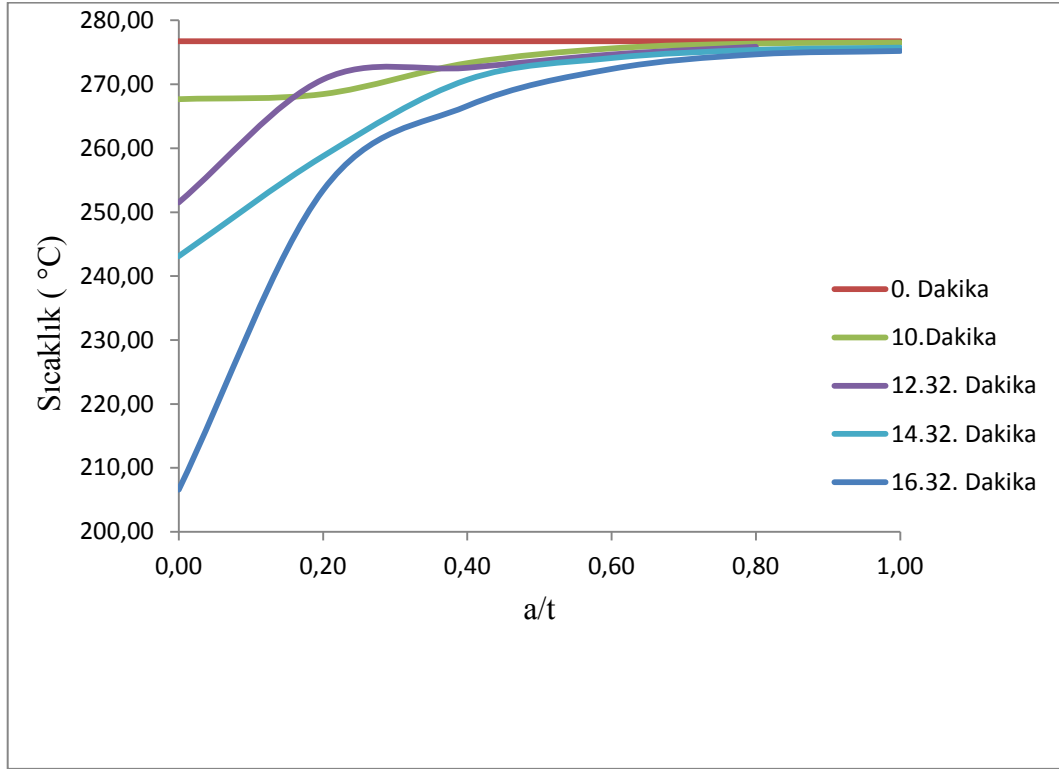
Şekil 5.8'de yapılan değerlendirmeler burada da geçerlidir.



Şekil 5.9 Aksenal Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Farklı Zaman Değerlerinde Değişimi

Şekil 5.10'da SGTR kazasında farklı zaman adımlarında reaktör basınç kabının sıcaklığının farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı kalınlığına oranlarında aldığı

değerler gözlemlenmiştir. En düşük sıcaklıklar reaktör basınç kabının iç yüzeyinde yani soğutucuyla direkt temasta olduğu bölümde ve 16.32. Dakikada gözlemlenmiştir.

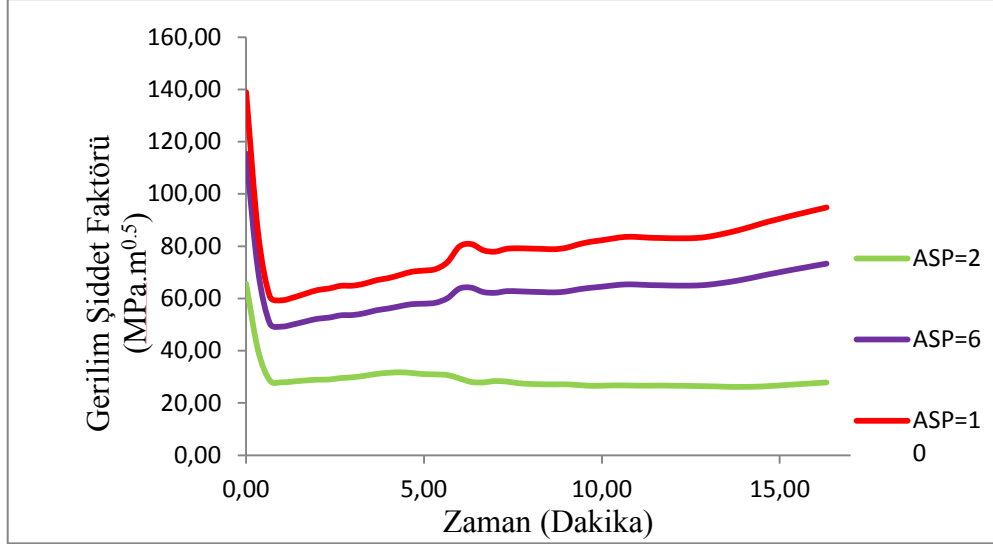


Şekil 5.10 Reaktör Basınç Kabı Sıcaklığının Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Farklı Zaman Değerlerinde Değişimi

### 5.1.2 Pilot Kumandalı Rahatlatma Valfinin (PORV) 20. Saniyede Açık Kaldığı Kaza Durumu için Sonuçlar

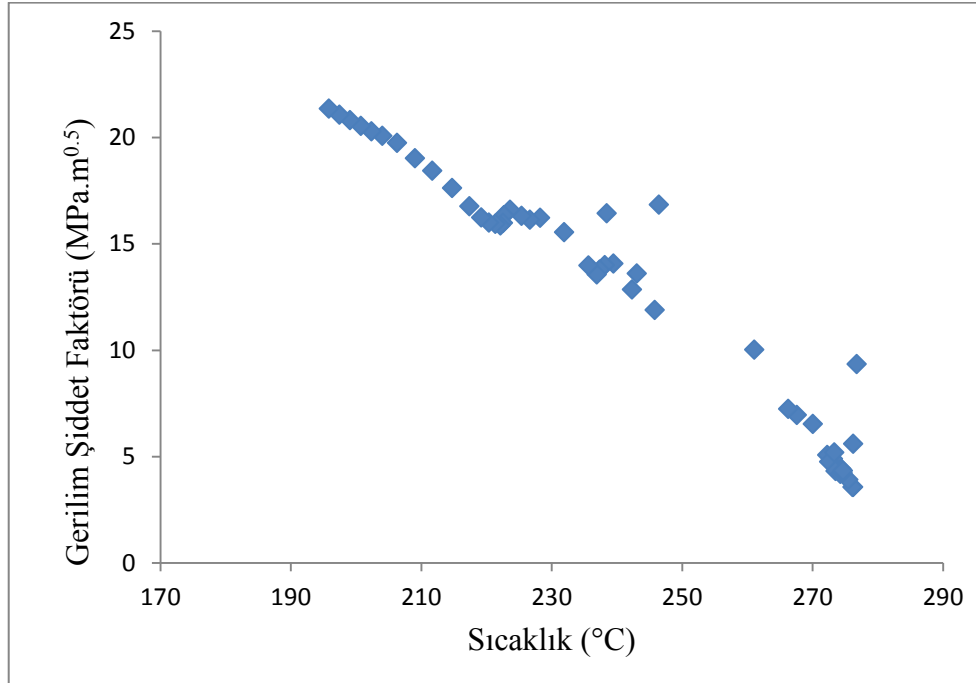
Bu kısımda SGTR kazasında PORV'un 20. Saniyede açık bırakıldığı kaza senaryosu sonucunda FAVOR'un FAVLoad modülü sonuçları analiz edilmiştir.

Şekil 5.11'de farklı boyutlardaki kusurlar için gerilim şiddeti faktörünün zamanla değişimi SGTR kazasındakine benzer çıkmıştır. Kusur boyunun (L) düşük olduğu dolayısıyla kusur boyutlarının düşük olduğu oranlarda gerilim yoğunluk faktörü de düşük çıkmıştır, ayrıca basıncın yüksek olduğu durumda da gerilim yoğunluk faktörünün yüksek değerler aldığı görülmüştür. Gerilim şiddet faktörü sıcaklık, teğetsel ve eksenel gerilimin kombinasyonları olarak değişkenlik göstermektedir.



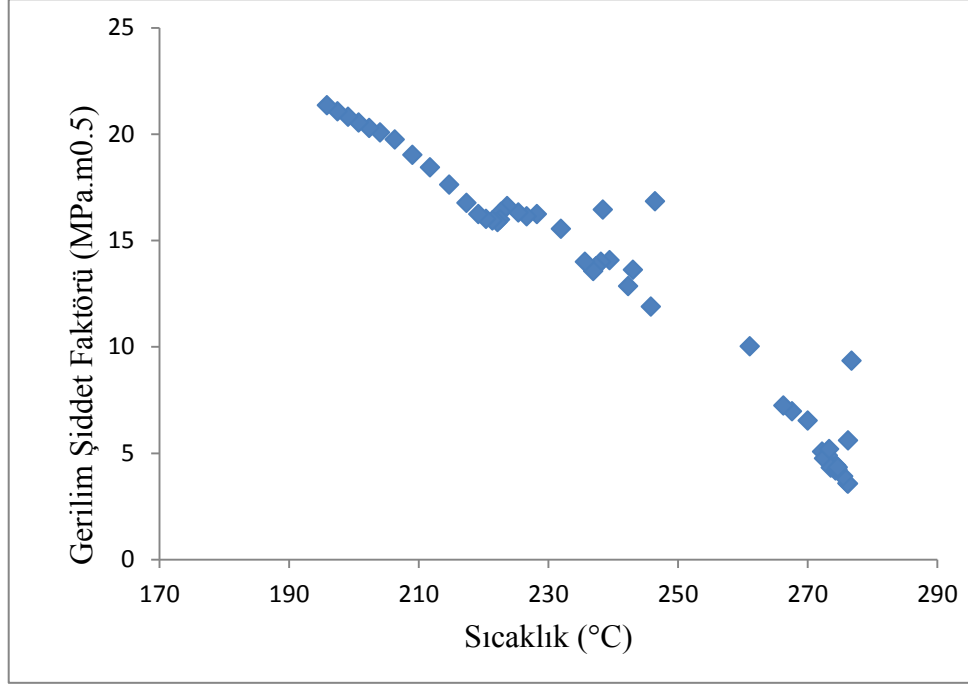
Şekil 5.11 Farklı Derinlik-Boy Oranlarında İç Yüzeysel Eksenel Yarı Eliptik Kusur için En Derindeki Kusur için Gerilim Şiddet Faktörünün Zamanla Değişim Grafiği

Şekil 5.12’de kusur derinliğinin 0.22 cm olduğu durumda sıcaklığın zamana göre değişen değerlerinde sıcaklığa bağlı olarak gerilim şiddet faktörünün değerleri analiz edilmek istenmiştir. Sıcaklığın düşük olduğu durumlarda gerilim şiddet faktörünün yüksek olduğu gözlemlenmiştir. Gerilim şiddet faktörünün en yüksek değerinin 21.0 MPa.m<sup>0.5</sup> olduğu görülmektedir.



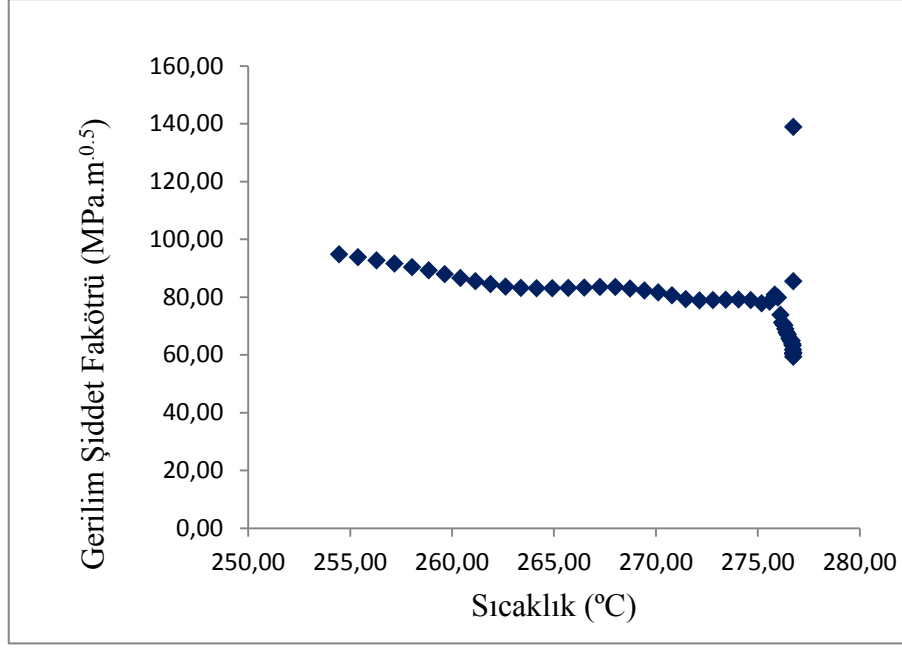
Şekil 5.12 Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik-Boy Oranı=10 Kusur Derinliği= 0.22 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi

Şekil 5.13’de kusur derinliğinin 1.1cm olduğu durumda gerilim şiddet faktörünün sıcaklığa bağlı değişimi analiz edilmek istenmiştir. Gerilim şiddet faktörünün kusur derinlik değeri artınca önemli derecede arttığı gözlemlenmiştir. Düşük sıcaklık değerlerinde gerilim şiddet faktörünün yüksek değerler aldığı gözlemlenmiştir. En yüksek gerilim şiddet faktörünün 21 MPa.m<sup>0.5</sup> civarında olduğu görülmektedir.



Şekil 5.13 Yüzey Eksenel Yarı Eliptik Kusur için Derinlik-Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=1.1cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Şiddet Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi

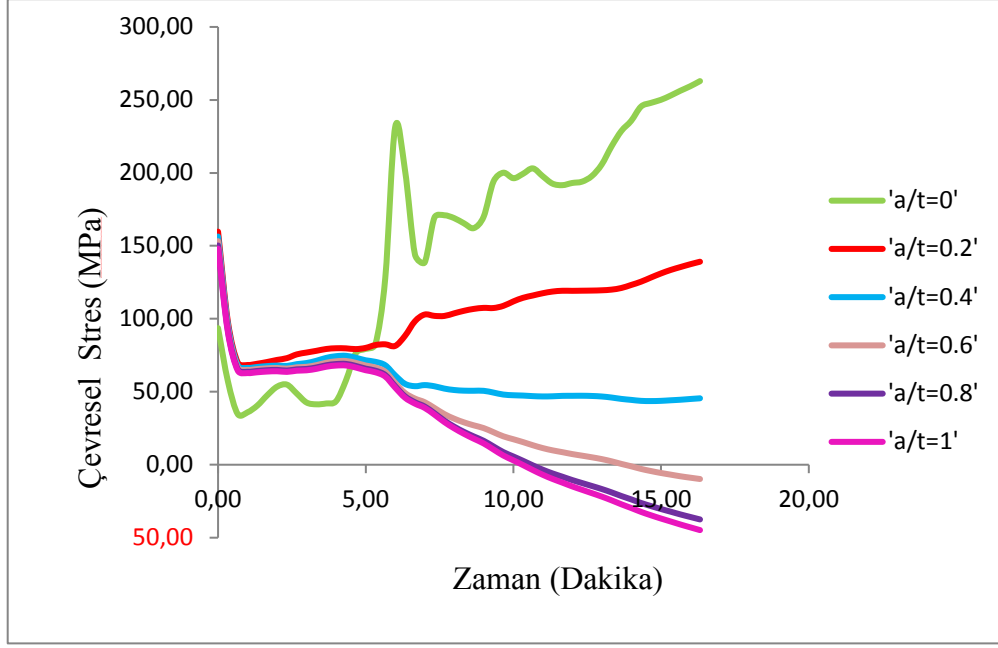
Şekil 5.14’te kusur derinliğinin 10.2 cm olduğu durumdaki gerilim şiddet faktörünün sıcaklığa bağlı değişimi analiz edilmek istenmiştir. Genel olarak Şekil 5.12 ve Şekil 5.13’deki gibi bir seyir görülmektedir. Kusur derinliğinin diğerlerinden daha fazla olması gerilim şiddet faktörü değerinin daha yüksek değerler almasına neden olmuştur. Kusur derinliğinin reaktör basınç kabının iç yüzeyine denk gelmesi sebebiyle ve soğutucu basıncının yüksek olması nedeniyle iç çepere denk gelen noktada gerilim şiddet faktörü değerinde ani bir sıçrayış gözlemlenmektedir. En yüksek gerilim şiddet faktörü değerinin 21.36 MPa.m<sup>0.5</sup> olduğu görülmektedir.



Şekil 5.14 Yüzey Aksenal Yarı Eliptik Kusur için Derinlik-Boy Oranı=10 Kusur Derinliği=10.2 cm Olduğu Durumda Artık Gerilim Olmadan Gerilim Yoğunluk Faktörünün Sıcaklıkla Değişimi

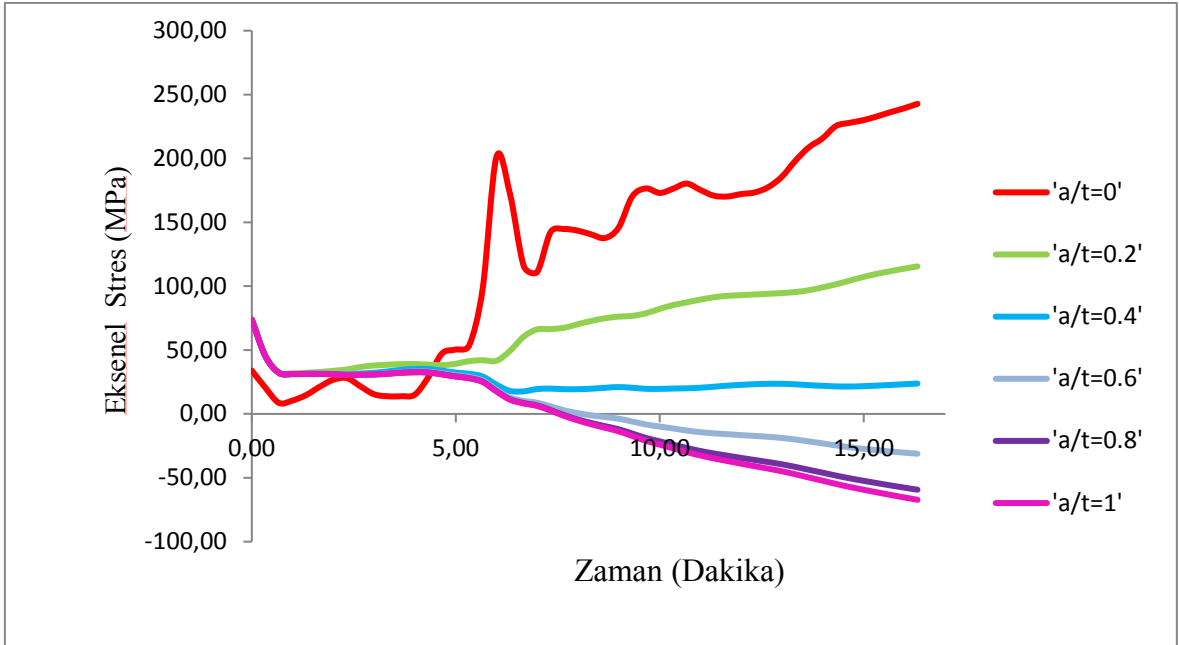
Şekil 5.15'te farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı derinliğine olan oranlarında teğetsel gerilimin zamana karşı değerleri gözlemlenmiştir. Kusur derinliğinin reaktör basınç kabının içerisine doğru arttığı noktalarda yani reaktör basınç kabının dış çeperine geldiği noktalarda teğetsel gerilimin en düşük değerleri aldığı gözlemlenmiştir. Bu beklenen bir durumdur, soğutucu basıncının yüksek olduğu reaktör basınç kabının iç yüzeyinden dış yüzeyine gidildikçe teğetsel gerilim değerleri genel olarak düşme eğilimindedir. Teğetsel ve aksenal gerilimler gerilim şiddet faktörüne de bağlıdır, gerilim şiddet faktörünün yükseldiği noktalarda teğetsel gerilim de yükselmiştir.





Şekil 5.15 Reaktör Basınç Kabındaki Teğetsel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi

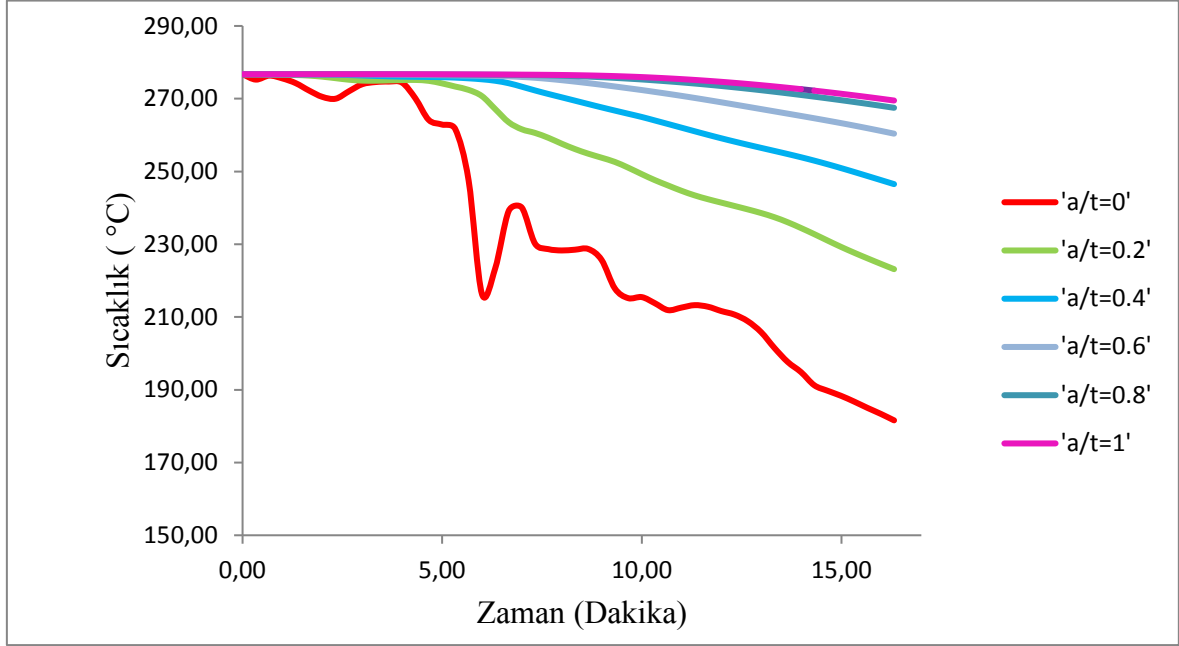
Şekil 5.16'da farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı derinliğine olan oranlarında aksenal gerilimin zamana karşı değerleri gözlemlenmiştir. Şekil 5.15'te gözlemlenen durumlar burada da geçerlidir.



Şekil 5.16 Reaktör Basınç Kabındaki Eksenel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi

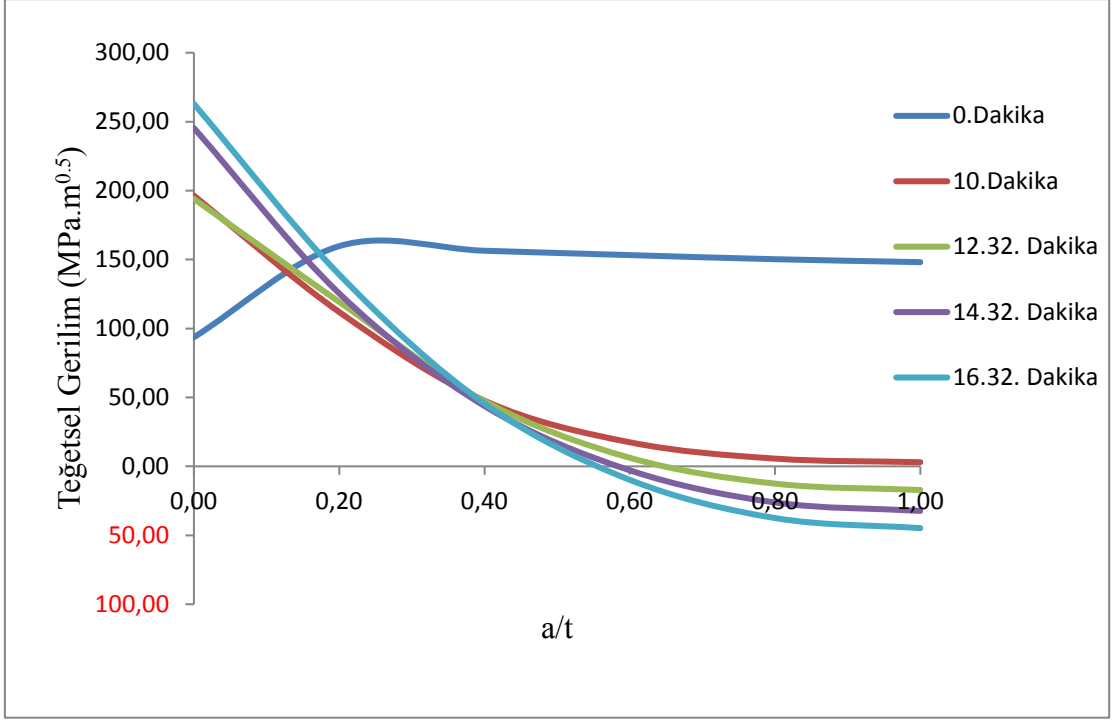
Şekil 5.17'de farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı derinliğine olan oranlarında reaktör basınç kabı sıcaklığının zamana karşı değerleri gözlemlenmiştir. İç yüzeyde olan

yani ' $a/t=0$ ' olan durumda sıcaklığın zamana karşı değişimi daha belirgin ve sıcaklık düşümü daha fazladır, bunun nedeni bu iç kısmın soğutucuyla direkt temasta olmasıdır.



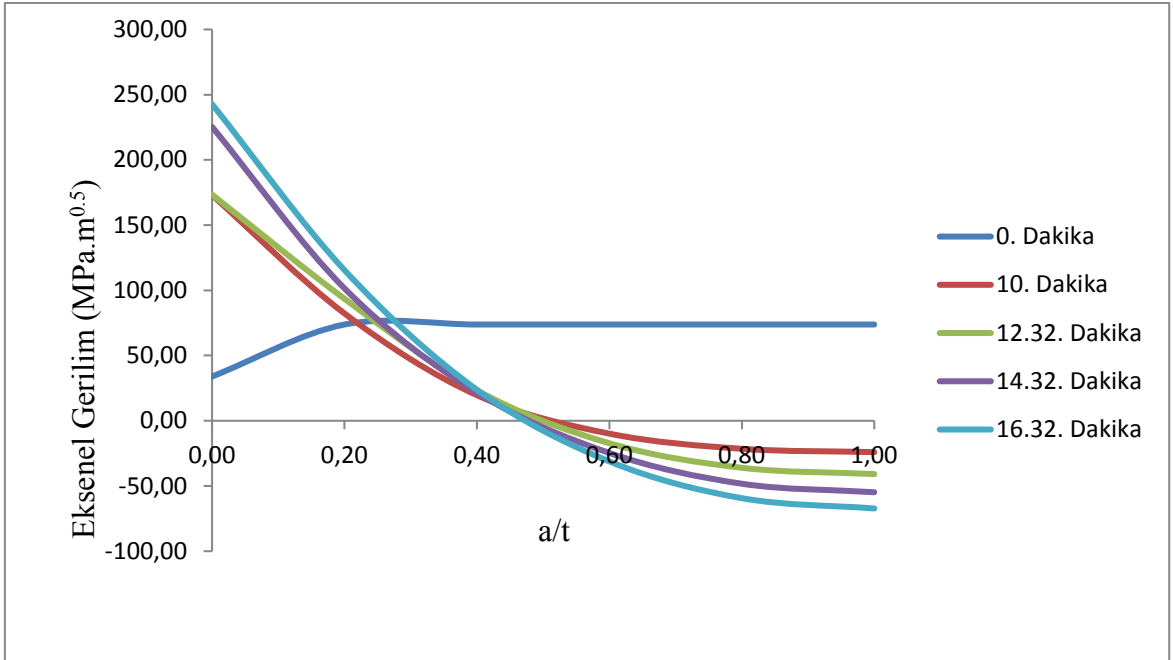
Şekil 5.17 Reaktör Basınç Kabındaki Sıcaklığın Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerine Karşı Zamanla Değişimi

Şekil 5.18'de SGTR kazasında PORV'un 20. Saniyede açık bırakıldığı kaza senaryosu için farklı zaman adımlarında teğetsel gerilimin farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı kalınlığına oranlarında aldığı değerler gözlemlenmek istenmiştir. 16.32. dakikada kusur derinliğinin reaktör basınç kabı kalınlığına oranının '0' olduğu nokta yani iç çeperde en yüksek teğetsel gerilim değeri gözlemlenmiştir.



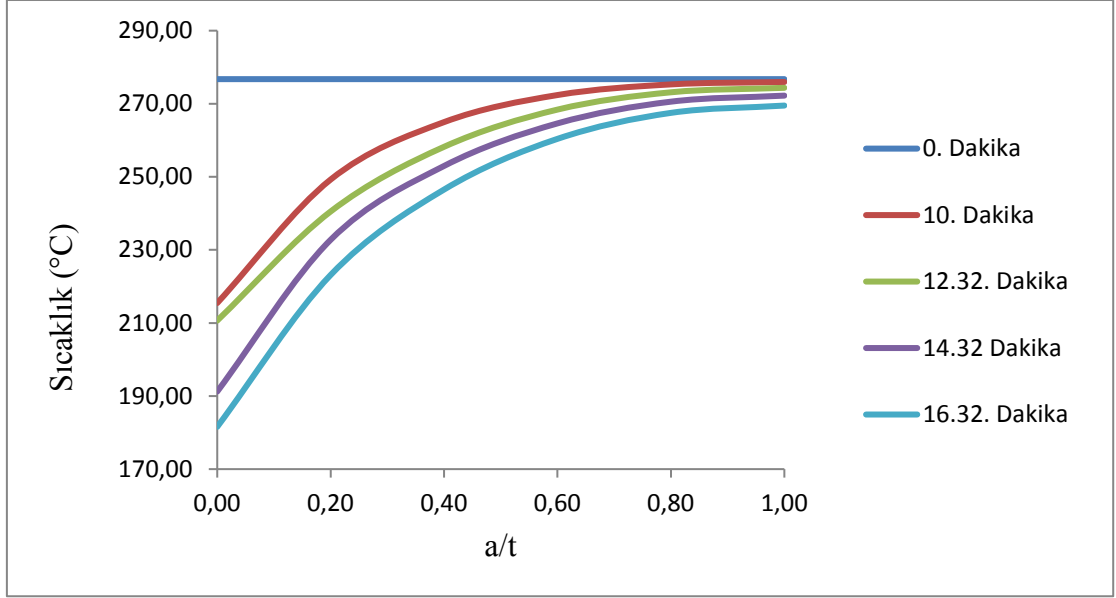
Şekil 5.18 Teğetsel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerinde Değişimi

Şekil 5.19'da farklı zaman adımlarında aksenal gerilimin farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı kalınlığına oranlarında aldığı değerler gözlemlenmiştir. Şekil 5.18'de yapılan değerlendirmeler burada da geçerlidir



Şekil 5.19 Eksenel Gerilimin Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerinde Değişimi

Şekil 5.20’de farklı zaman adımlarında reaktör basınç kabının sıcaklığının farklı kusur derinliklerinin reaktör basınç kabı kalınlığına oranlarında aldığı değerler gözlemlenmiştir. En düşük sıcaklıklar reaktör basınç kabının iç yüzeyinde yani soğutucuyla direkt temasta olduğu bölümde ve 16.32. Dakikada gözlemlenmiştir.



Şekil 5.20 Reaktör Basınç Kabı Sıcaklığının Farklı Kusur Derinliği/Basınç Kabı Kalınlığı Değerlerinde Değişimi

## 5.2 FAVPFM Modülünün Sonuçları

Bu kısımda FAVLoad modülü sonuçlarını girdi dosyası olarak alan FAVPFM modülünün sonuçları gösterilmiştir. Bu sonuçlar ana bölgede, alt bölge ve alt alt bölgelerde kaynak bölgesinde ve plaka bölgelerinde malzeme, oryantasyon ve bozukluk kategorisine göre çatlak başlama ve bozulma sayılarını veren değerlerdir, bu bölgelerdeki maksimum maksimum Sıfır Süneklik Referans Sıcaklığı (RTNDT) değeri de belirtilmiştir.

### 5.2.1 SGTR Kazası için Sonuçlar

SGTR kazası için Çizelge 5.1’de reaktör basınç kabının ana alt bölgelerinde kusur sayısı ve bunların çatlak başlatma sayısı üzerindeki etkisi gösterilmiştir. 5. Bölgedeki kusur yoğunluğunun çok fazla olduğu görülmektedir, tüm çatlak başlatma sayısı bu bölgede çıkmıştır. Bu kusurların yayılması ve reaktör basınç kabının bozulur hale gelmesi söz konusu değildir, bu değer sıfır çıkmıştır.

Çizelge 5.1 Reaktör Basınç Kabının Kemer Bölgesinde Ana Alt Bölgelerdeki Kusur Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi

Ana Alt Bölgeler ile Reaktör Basınç Kabı Kemer Bölgesi Ana Alan Bilgisi Raporu									
				Başlama		Kesilme		Sünek	Kesilme
Ana Alan	RTNDT MAK (°F)	% Bozukluk	Benzeşim Bozukluk Sayısı	Bozukluk Sayısı CPI>0	% CPI	Bozukluk Sayısı CPF>0	% CPF	Bozukluk Sayısı CPF>0	% CPF
1	160	5.24	21779	0	0	0	0	0	0
2	160	5.24	21665	0	0	0	0	0	0
3	150.4	8.45	34922	0	0	0	0	0	0
4	150.4	8.45	34942	0	0	0	0	0	0
5	67.6	44.12	182698	2	100	0	0	0	0
6	195.5	5.45	73844	0	0	0	0	0	0
7	166.3	5.45	74498	0	0	0	0	0	0
8	226	8.79	120130	0	0	0	0	0	0
9	196	8.79	119716	0	0	0	0	0	0
TOPLAM									
		100	684194	2	100	0	0	0	0

Çizelge 5.2’de Ana Alt Bölgede kaynak malzemesinde bozukluk kategorisine göre benzeşimi yapılan bozukluk sayısı ve bunların çatlak başlatma durumları gösterilmiştir. Çatlak başlatan kusurların Kategori 2’ye ait kusurlar olduğu görülmektedir. Kategori 2 kusurları reaktör basınç kabının iç yüzeyinde zarf malzemesi ve temel malzemesinin 1/8’lik diliminde yer alan kusurlardır.

Çizelge 5.2 Ana Alt Bölgede Kaynak Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi

Ana Alt Bölgede Malzeme ve Kategori Olarak Bozukluk Dağılımı Kaynak Malzemesi					
	Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI	Sayı İle CPF>0	Toplamın % CPF
Bozukluk Kategori 1	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Bozukluk Kategori 2	98688.00	2.00	100.00	0.00	0.00
Bozukluk Kategori 3	197318.00	0.00	0.00	0.00	0.00
TOPLAM	296006	2.00	100.00	0.00	0.00

Çizelge 5.3’te plaka malzemesinde çatlak başlama durumu gözlemlenmemiştir.

Çizelge 5.3 Ana Alt Bölgede Plaka Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi

Ana Alt Bölgede Malzeme ve Kategori Olarak Bozukluk Dağılımı Plaka Malzemesi					
	Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI	Sayı İle CPF>0	Toplamın % CPF
Bozukluk Kategori 1	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Bozukluk Kategori 2	129091.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Bozukluk Kategori 3	259097.00	0.00	0.00	0.00	0.00
TOPLAM	388188	0.00	0.00	0.00	0.00

Çizelge 5.4'te çatlak başlama durumuna sebep olan kusurların Alt Alt Bölgede plaka malzemesinde olduğu görülmektedir.

Çizelge 5.4 Alt Alt Bölgede Plaka Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi

Alt Alt Bölgede Malzeme ve Kategori Olarak Bozukluk Dağılımı Plaka Malzemesi					
	Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI	Sayı İle CPF>0	Toplamın % CPF
Bozukluk Kategori 1	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Bozukluk Kategori 2	227779.00	2.00	100.00	0.00	0.00
Bozukluk Kategori 3	456415.00	0.00	0.00	0.00	0.00
TOPLAM	684194	2.00	100.00	0.00	0.00

Çizelge 5.5'te Ana Alt Bölgede kaynak bölgesinde oryantasyona göre kusurların çatlak başlatma sayıları gösterilmektedir, çatlak başlatan kusurların çevresel kusurlar olduğu görülmektedir.

Çizelge 5.5 Ana Alt Bölgenin Kaynak Bölgesinde Oryantasyona göre Basınç Kabının Bütünlüğünü Bozan Kusurların Gösterimi

	Kaynak Malzemesi				
	Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI	Sayı İle CPF>0	Toplamın % CPF
Eksenel Bozukluk Kategori 1	0	0	0.00	0.00	0.00
Eksenel Bozukluk Kategori 2	37536	0	0.00	0.00	0.00
Eksenel Bozukluk Kategori 3	75772	0	0.00	0.00	0.00
Eksenel Alt Topamlar	113308	0	0	0	0
Çev. Bozukluk Kategori 1	0	0	0.00	0.00	0.00
Çev. Bozukluk Kategori 2	61152	2	100.00	0.00	0.00
Çev. Bozukluk Kategori 3	121546	0	0.00	0.00	0.00
Çev. Alt Topamlar	182698	2	100	0	0
Kaynak Toplam	296006	2	100	0	0

Çizelge 5.6'da Alt Alt Bölgede plaka bölgesinde reaktör basınç kabının bütünlüğünü bozan kusurların çevresel kusurlar olduğu görülmektedir.

Çizelge 5.6 Alt Alt Bölgede Plaka Bölgesinde Oryantasyona göre Basınç Kabının Bütünlüğünü Bozan Kusurların Gösterimi

	Plaka Malzemesi				
	Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI	Sayı İle CPF>0	Toplamın % CPF
Eksenel Bozukluk Kategori 1	0	0	0.00	0.00	0.00
Eksenel Bozukluk Kategori 2	102134	0	0.00	0.00	0.00
Eksenel Bozukluk Kategori 3	205268	0	0.00	0.00	0.00
Eksenel Alt Topamlar	307402	0	0	0	0
Çev. Bozukluk Kategori 1	0	0	0.00	0.00	0.00
Çev. Bozukluk Kategori 2	125645	2	100.00	0.00	0.00

Çev. Bozukluk Kategori 3	251147	0	0.00	0.00	0.00
Çev. Alt Toplamlar	194094	0	0	0	0
Plaka Toplam	684194	2	100.00	0	0.00

Çizelge 5.7’de Alt Alt Bölgede çatlak başlama durumunun bozukluk sayısı ve derinliğe bağlı değişimi gösterilmektedir. Kusur derinliğinin en fazla olduğu durumda çatlak başlama görülmüştür.

Çizelge 5.7 Alt Alt Bölge için Koşula Bağlı Olasılıksal Çatlak Başlama Durumunun Bozukluk Sayısı ve Derinliğine Bağlı Değişimi

Koşula Bağlı Olasılıksal Çatlak Başlama için Kaynak Bozukluk Ölçüsü Dağılım Raporu									
Bozukluk Derinliği (cm)	Benzeşimi yapılan kategori 1 bozuklukları	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI	Benzeşimi yapılan kategori 2 bozuklukları	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI	Benzeşimi yapılan kategori 3 bozuklukları	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI
0.23	0.00	0.00	0.00	40297.00	0.00	0	80769	0	0
0.43	0.00	0.00	0.00	9336.00	0.00	0	18268	0	0
0.66	0.00	0.00	0.00	844.00	0.00	0	1721	0	0
0.89	0.00	0.00	0.00	172.00	0.00	0	355	0	0
1.09	0.00	0.00	0.00	73.00	0.00	0	132	0	0
1.32	0.00	0.00	0.00	27.00	0.00	0	60	0	0
1.55	0.00	0.00	0.00	12.00	0.00	0	22	0	0
1.75	0.00	0.00	0.00	8.00	0.00	0	8	0	0
1.98	0.00	0.00	0.00	5.00	0.00	0	9	0	0
2.21	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	5	0	0
2.41	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	3	0	0
2.64	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	3	0	0
2.87	0.00	0.00	0.00	1.00	0.00	0	2	0	0
3.07	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	2	0	0
3.30	0.00	0.00	0.00	1.00	0.00	0	1	0	0
3.53	0.00	0.00	0.00	1.00	0.00	0	0	0	0
3.73	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
3.96	0.00	0.00	0.00	1.00	0.00	0	1	0	0
4.19	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
4.62	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	1	0	0
4.85	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
5.51	0.00	0.00	0.00	4947.00	0.00	0	10121	0	0
5.72	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
7.49	0.00	0.00	0.00	446.00	0.00	0	959	0	0
7.70	0.00	0.00	0.00	4482.00	0.00	0	9170	0	0
7.92	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
9.91	0.00	0.00	0.00	5049.00	0.00	0	10174	0	0
10.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
12.09	0.00	0.00	0.00	5505.00	0.00	0	11103	0	0
12.32	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
14.30	0.00	0.00	0.00	5024.00	0.00	0	10111	0	0



14.53	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
15.39	0.00	0.00	0.00	458.00	0.00	0	881	0	0
15.62	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
16.51	0.00	0.00	0.00	5645.00	0.00	0	11174	0	0
16.71	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
17.60	0.00	0.00	0.00	480.00	0.00	0	943	0	0
17.83	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
18.69	0.00	0.00	0.00	4665.00	0.00	0	9107	0	0
18.92	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
19.81	0.00	0.00	0.00	946.00	0.00	0	1787	0	0
20.90	0.00	0.00	0.00	5280.00	0.00	0	10233	0	0
21.13	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0	0	0	0
22.00	0.00	0.00	0.00	4983.00	2.00	100	10193	0	0
<b>TOPLAM</b>	0.00	0.00	0.00	98688	2.0	100	197318	0	0

### 5.2.2 PORV'un 20. Saniyede Açık Kaldığı Kaza Durumu için Sonuçlar

Çizelge 5.8' de Ana Alt Bölgede kusur sayısı ve çatlak başlama sayıları verilmiştir. Çatlak başlama durumuna sebep olan kusurların 5. Bölgede olduğu görülmektedir. Kusur yoğunluğunun bu bölgede diğerlerine göre daha fazla olduğunu görmekteyiz.

Çizelge 5.8 Reaktör Basınç Kabının Kemer Bölgesinde Ana Alt Bölgelerdeki Kusur Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi

<b>Ana Alt Bölgeler ile Reaktör Basınç Kabı Kemer Bölgesi Ana Alan Bilgisi Raporu</b>									
				--Başlama--		--Yarılma--		--Süneklik--	
Ana Alan	RTndt MAK	% Bozukluk	Benzeşim Bozukluk Sayısı	Bozukluk Sayısı CPI>0	% CPI	Bozukluk Sayısı CPF>0	% CPF	Bozukluk Sayısı CPF>0	% CPF
1	160	2.92	16021	0	0	0	0	0	0
2	160	2.92	16350	0	0	0	0	0	0
3	150.4	4.71	25985	0	0	0	0	0	0
4	150.4	4.71	26096	0	0	0	0	0	0
5	67.6	24.58	136229	94	100	0	0	0	0
6	195.5	11.51	63105	0	0	0	0	0	0
7	166.3	11.51	63814	0	0	0	0	0	0
8	226	18.57	102493	0	0	0	0	0	0
9	196	18.57	102606	0	0	0	0	0	0
<b>TOPLAM</b>									
		100	552699	94	100	0	0	0	0

Ana Alt Bölgede kaynak malzemesinde bozukluk kategorisine göre benzeşimi yapılan bozukluk sayısı ve bunların çatlak başlatma durumları gösterilmiştir. Çatlak başlatan kusurların Kategori 2 ve Kategori 3'e ait kusurlar olduğu görülmektedir. Kategori 2 kusurları reaktör basınç kabının iç yüzeyinde zarf malzemesi ve temel malzemesinin 1/8'lik diliminde yer alan kusurlardır, Kategori 3 kusurları reaktör basınç kabının temel malzemesinin 1/8 ve 3/8 kalınlığında bulunan kusurlardır.

Çizelge 5.9 Ana Alt Bölgede Kaynak Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi

<b>Ana Alt Bölgede Malzeme ve Kategori Olarak Bozukluk Dağılımı</b>					
<b>Kaynak Malzemesi</b>					
	<b>Benzeşimi Yapılan Bozukluk #</b>	<b>Sayı İle CPI&gt;0</b>	<b>Toplamın % CPI</b>	<b>Sayı İle CPF&gt;0</b>	<b>Toplamın % CPF</b>
<b>Bozukluk Kategori 1</b>	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
<b>Bozukluk Kategori 2</b>	73400.00	90.00	98.69	0.00	0.00
<b>Bozukluk Kategori 3</b>	147281.00	4.00	1.31	0.00	0.00
<b>TOPLAM</b>	<b>220681</b>	<b>94</b>	<b>100</b>	<b>0</b>	<b>0</b>

Çizelge 5.10'da Alt Alt Bölgede plaka malzemesinde kusur sayılarının- ve çatlak başlama sayıları gösterilmektedir.

Çizelge 5.10 Alt Alt Bölgede Plaka Malzemesinde Bozukluk Kategorisine Göre Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı ve Reaktör Basınç Kabı Bütünlüğüne Etkisi

<b>Alt Alt Bölgede Malzeme ve Kategori Olarak Bozukluk Dağılımı</b>					
<b>Plaka Malzemesi</b>					
	<b>Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı</b>	<b>Sayı İle CPI&gt;0</b>	<b>Toplamın % CPI</b>	<b>Sayı İle CPF&gt;0</b>	<b>Toplamın % CPF</b>
<b>Bozukluk Kategori 1</b>	0.00	0.00	0.00	0	0
<b>Bozukluk Kategori 2</b>	184129.00	90.00	98.69	0	0
<b>Bozukluk Kategori 3</b>	368570.00	4.00	1.31	0	0
<b>TOPLAM</b>	<b>552699.00</b>	<b>94</b>	<b>100</b>	<b>0</b>	<b>0</b>

Çizelge 5.11'de Ana Alt Bölgede kaynak bölgesinde oryantasyona göre reaktör basınç kabının bütünlüğünü bozan kusurların dağılımı gösterilmektedir. Reaktör basınç kabında çatlak başlamaya sebep olan kusurların çevresel kusurlar olduğu görülmektedir.

Çizelge 5.11 Ana Alt Bölgenin Kaynak Bölgesinde Oryantasyona göre Basınç Kabının Bütünlüğünü Bozan Kusurların Gösterimi

	Kaynak Malzemesi				
	Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayısı	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI	Sayı İle CPF>0	Toplamın % CPF
<b>Eksenel Bozukluk Kategori 1</b>	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
<b>Eksenel Bozukluk Kategori 2</b>	28190.00	0.00	0.00	0.00	0.00
<b>Eksenel Bozukluk Kategori 3</b>	56262.00	0.00	0.00	0.00	0.00
<b>Eksenel Alt Topamlar</b>	84452.00	0.00	0.00	0.00	0.00
<b>Çev. Bozukluk Kategori 1</b>	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
<b>Çev. Bozukluk Kategori 2</b>	45210.00	90.00	98.69	0.00	0.00
<b>Çev. Bozukluk Kategori 3</b>	91019.00	4.00	1.31	0.00	0.00
<b>Çev. Alt Topamlar</b>	136229	94	100	0,00	0,00
<b>Kaynak Toplam</b>	220681	94	100.00	0.00	0.00

Çizelge 5.12’de Alt Alt Bölgede plaka bölgesinde oryantasyona göre basınç kabının bütünlüğünü bozan kusurların sayıları gösterilmiştir. Reaktör basınç kabının bütünlüğünü bozan kusurlar çevresel kusurlardır.

Çizelge 5.12 Alt Alt Bölgede Plaka Bölgesinde Oryantasyona göre Basınç Kabının Bütünlüğünü Bozan Kusurların Gösterimi

	Plaka Malzemesi				
	Benzeşimi Yapılan Bozukluk Sayı	Sayı İle CPI>0	Toplamın % CPI	Sayı İle CPF>0	Toplamın % CPF
<b>Eksenel Bozukluk Kategori 1</b>	0	0	0	0	0
<b>Eksenel Bozukluk Kategori 2</b>	83423	0	0	0	0
<b>Eksenel Bozukluk Kategori 3</b>	167038	0	0	0	0
<b>Eksenel Alt Topamlar</b>	250461	0	0	0	0
<b>Çev. Bozukluk Kategori 1</b>	0	0	0	0	0
<b>Çev. Bozukluk Kategori 2</b>	100706	90	98.69	0	0

<b>Çev. Bozukluk Kategori 3</b>	201532	4	1.31	0	0
<b>Çev. Alt Toplamlar</b>	302238	94	100	0	0
<b>Plaka Toplam</b>	552699	94	100	0	0

Çizelge 5.13'te Alt Alt Bölgede çatlak başlama sayısının bozukluk sayısı ve derinliğe bağlı değişim gösterilmektedir. Kusur derinliğinin en fazla olduğu durumda çatlak başlama gözlemlenmiştir.

Çizelge 5.13 Alt Alt Bölge için Koşula Bağlı Olasılıksal Çatlak Başlama Durumunun Bozukluk Sayısı ve Derinliğine Bağlı Değişimi

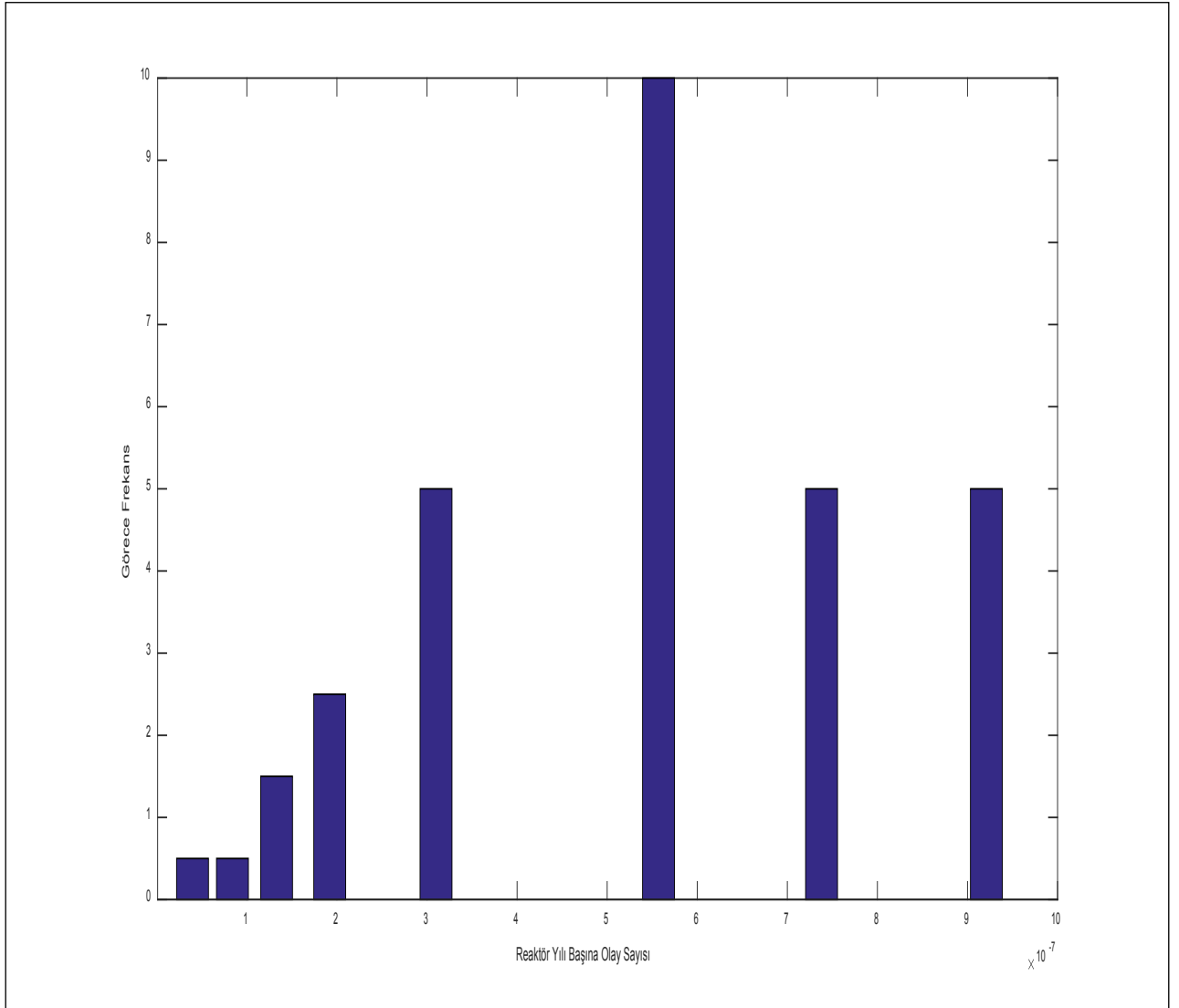
<b>Koşula Bağlı Olasılıksal Çatlak Başlama için Kaynak Bozukluk Ölçüsü Dağılım Raporu</b>									
<b>Bozukluk -Derinliği (cm)</b>	<b>Benzeşimi yapılan kategori 1 bozuklukları</b>	<b>Sayı İle CPI&gt;0</b>	<b>Toplamın % CPI</b>	<b>Benzeşimi yapılan kategori 2 bozuklukları</b>	<b>Sayı İle CPI&gt;0</b>	<b>Toplamın % CPI</b>	<b>Benzeşimi yapılan kategori 3 bozuklukları</b>	<b>Sayı İle CPI &gt;0</b>	<b>Toplamın % CPI</b>
0.20	0	0	0	40426	0	0	80480	0	0
0.41	0	0	0	9086	0	0	18340	0	0
0.61	0	0	0	869	0	0	1702	0	0
0.82	0	0	0	185	0	0	341	0	0
1.02	0	0	0	61	0	0	152	0	0
1.22	0	0	0	35	0	0	63	0	0
1.43	0	0	0	8	0	0	24	0	0
1.63	0	0	0	3	0	0	12	0	0
1.84	0	0	0	3	0	0	9	0	0
2.04	0	0	0	1	0	0	3	0	0
2.25	0	0	0	0	0	0	4	0	0
2.45	0	0	0	0	0	0	1	0	0
2.65	0	0	0	1	0	0	0	0	0
2.86	0	0	0	2	0	0	1	0	0
3.06	0	0	0	1	0	0	2	0	0
3.27	0	0	0	0	0	0	0	0	0
3.47	0	0	0	0	0	0	1	0	0
3.67	0	0	0	0	0	0	1	0	0
3.88	0	0	0	0	0	0	0	0	0
4.08	0	0	0	0	0	0	0	0	0
4.29	0	0	0	1	0	0	0	0	0
4.49	0	0	0	0	0	0	0	0	0
18.37	0	0	0	22718	90	98.69	46145	4	1.31
<b>TOPLAM</b>	0	0	0	73400	90	98.69	147281	4	1.31

### 5.3 FAVPOST Modülünün Sonuçları

Bu kısımda kaza durumları için belirlenen frekanslar ve FAVPFM modülünün sonuçları olan çatlak başlama matrisleri ve bozulma matrisleri çarpılarak reaktör yılı başına çatlak başlama frekansları ve bozulma frekansları elde edilmiştir.

### 5.3.1 SGTR Kazası için Sonuçlar

Şekil 5.21’de reaktör yılı başına olay frekansları ve bunların görece miktarları ifade edilmiştir.



Şekil 5.21 Reaktör Yılı Başına Olay Sayısının Frekans Dağılımı

Çizelge 5.14’de SGTR kazası için reaktör basınç kabında çatlak başlama frekansı verilmiştir. Bu değer  $1.23 \cdot 10^{-3}$  reaktör yılı<sup>-1</sup>’dir. Reaktör basınç kabında bozulma durumu görülmemiştir.

Çizelge 5.14 Reaktör Basınç Kabında Çatlak Başlama ve Bozulma Olasılıksal Oluşma Değerleri

Olay Numarası	Çatlak Başlatmanın Durumsal Olasılığı CPI=P(I E)			Bozulmanın Durumsal Olasılığı CPF=P(F E)			
	Ortalama CPI	95. % CPI	99. % CPI	Ortalama CPF	95. % CPF	99. % CPF	Oran CPFmin /CPImin
7	1,21E-03	8,36E-03	2,78E-02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0

### 5.3.2 PORV'un 20. Saniyede Açık Kaldığı Kaza Durumu için Sonuçlar

Çizelge 5.15'te PORV'un 20. Saniyede açık kalma kazası için reaktör basınç kabında çatlak başlama frekansı  $1.61 \cdot 10^{-2}$  reaktör yılı<sup>-1</sup>'dir.

Çizelge 5.15 Reaktör Basınç Kabında Çatlak Başlama ve Bozulmanın Olasılıksal Oluşma Değerleri

Olay Numarası	Çatlak Başlatmanın Durumsal Olasılığı CPI=P(I E)			Bozulmanın Durumsal Olasılığı CPF=P(F E)			
	Ortalama CPI	95. % CPI	99. % CPI	Ortalama CPF	95. % CPF	99. % CPF	Oran CPFmin /CPImin
7	1.61E-02	1.19E-01	2.31E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0

### 5.4 Sonuçların Değerlendirilmesi

Bu çalışmada SGTR kazası ve SGTR kazasında PORV'un 20. Saniyede açık kaldığı kaza sonuçları FAVOR kodu ile analiz edilmiştir.

SGTR kazası için FAVOR kodunun FAVPOST modülünün sonucuna göre Çatlak Başlatma Durumsal Olasılığı (CPI)  $1.21 \cdot 10^{-3}$  reaktör yılı<sup>-1</sup> çıkmıştır, SGTR kazasında PORV'un 20. Saniyede açık kaldığı durumda ise Çatlak Başlatma Durumsal Olasılığı (CPI)  $1.61 \cdot 10^{-2}$  reaktör yılı<sup>-1</sup> çıkmıştır. Her iki kaza durumunda reaktör basınç kabının bozulma frekansı sıfırdır. Çatlak Başlatma Durumsal olasılığı NRC tarafından üst sınır olarak kabul edilen frekans olan  $5 \cdot 10^{-6}$  reaktör yılı<sup>-1</sup> değerinden çok fazla çıkmıştır. Bunun sebebi kusur dosyalarında yapılan abartılmış kusur yoğunluk değerleridir. Bu değerleri aşırı abartılmasının nedeni bu kazalarda sıcaklığın aşırı düşmemesi ve aslında reaktör basınç kabının bütünlüğünü zorlayıcı kazalar olmamalarıdır. Bu nedenle reaktör basınç kabını zorlamak için kusurlarda değişim yapılmıştır.

FAVOR'un kendi örneğinde verilen durumda sıcaklıklar 80 °F' a kadar düşmüştür, bu çalışmada incelenen kazalar dışında tez çalışması boyunca reaktör basınç kabında farklı

konumlarda kırıklar yerleştirerek RELAP5'le sıcaklık deęerleri incelenmiřtir fakat sıcaklıklar SBLOCA için çok fazla dūřmemiřtir, sıcaklık dūřse de basınç da dūřtüęünden koda belirtilen PTS durumu oluřmamıřtır.

FAVOR kodu ABD'de mevcut olan reaktör basınç kapları için tasarlanmış bir koddur, kusur dosyaları ve malzeme özelliklerini gösteren tablolar bu reaktör basınç kaplarına göre oluřturulmuřtur. Gelecekte dięer reaktör basınç kapları için de bu kodun kullanılabilmesi için çalıřmalar yapılabilir, örneęin VVER tipi reaktörler için FAVOR kodu tasarlanabilir.

FAVOR kodunda oluřan çatlakların birbirini etkileme ve kısıtlama durumu tam olarak modellenememiřtir. Oluřan çatlakların birbirini etkileme ve kısıtlama durumlarını analiz etmek için deneysel çalıřmalar yapılıp, modellemeler FAVOR koduna eklenebilir.

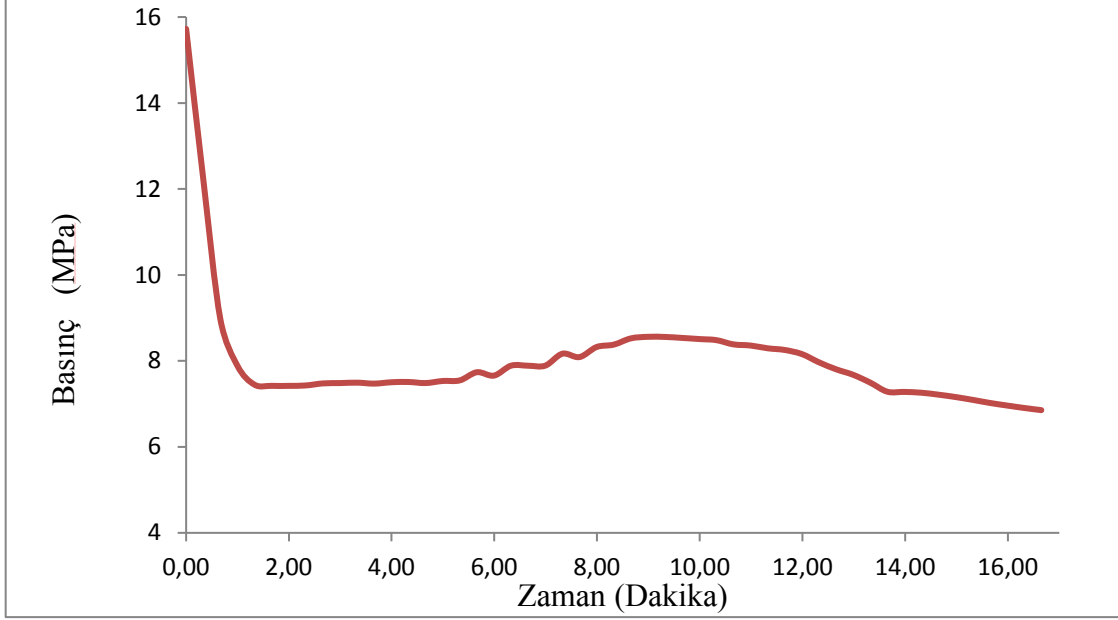
## KAYNAKLAR

- [1] R. D. Cheverton, D. G. Ball, Oak Ridge National Laboratory, *Application of Probabilistic Fracture Mechanics to the PTS Issue*
- [2] K.-R. Huang, C.-C. Huang, and H.-W. Chou, “Deterministic and Probabilistic Fracture Mechanics Analysis for Structural Integrity Assessment of Pressurized Water Reactor Pressure Vessel,” *J. Press. Vessel Technol.*, vol. 138, no. 3, p. 31202, **2016**.
- [3] M. Chen *et al.*, “The probabilistic structural integrity assessment of reactor pressure vessels under pressurized thermal shock loading,” *Nucl. Eng. Des.*, vol. 294, pp. 93–102, **2015**.
- [4] C. C. Huang, H. W. Chou, B. Y. Chen, R. F. Liu, and H. C. Lin, “Probabilistic fracture analysis for boiling water reactor pressure vessels subjected to low temperature over-pressure event,” *Ann. Nucl. Energy*, vol. 43, pp. 61–67, **2012**.
- [5] G. Qian and M. Niffenegger, “Deterministic and probabilistic analysis of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks,” *Nucl. Eng. Des.*, vol. 273, pp. 381–395, **2014**.
- [6] G. Qian, V. F. González-Albuixech, and M. Niffenegger, “Probabilistic assessment of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks by using crack distributions,” *Nucl. Eng. Des.*, vol. 270, pp. 312–324, **2014**.
- [7] O. Ö. Gülol and Ü. Çolak, “Comparison of pressure vessel integrity analyses and approaches for VVER 1000 and PWR vessels for PTS conditions,” *Nucl. Eng. Des.*, vol. 226, no. 3, pp. 231–241, **2003**.
- [8] Güzel Tuğçe, “Calculation Of Stress Intensity Factor Of Cracks In Pressure Vessel Using Finite Elements Method”, Master of Science Thesis, Hacettepe University, Nuclear Engineering Department, **2010**.
- [9] Taş Fatma Burcu, “Analysis Of Nuclear Fuel Reliability Under Steam Generator Tube Rupture Accident Conditions”, Master of Science Thesis, Hacettepe University, Nuclear Engineering Department, **2012**.
- [10] P. T. Williams and T. L. Dickson, “Fracture Analysis of Vessels – Oak Ridge Theory and Implementation of Algorithms , Methods , and Correlations,” **2004**.
- [11] T. L. Dickson, P. T. Williams, S. Yin, O. Ridge, and U. S. N. R. Commission, “Fracture Analysis of Vessels – Oak Ridge User ’ s Guide,” **2012**.
- [12] C. Queral *et al.*, “ICONE21-16369,” pp. 1–10, **2017**.

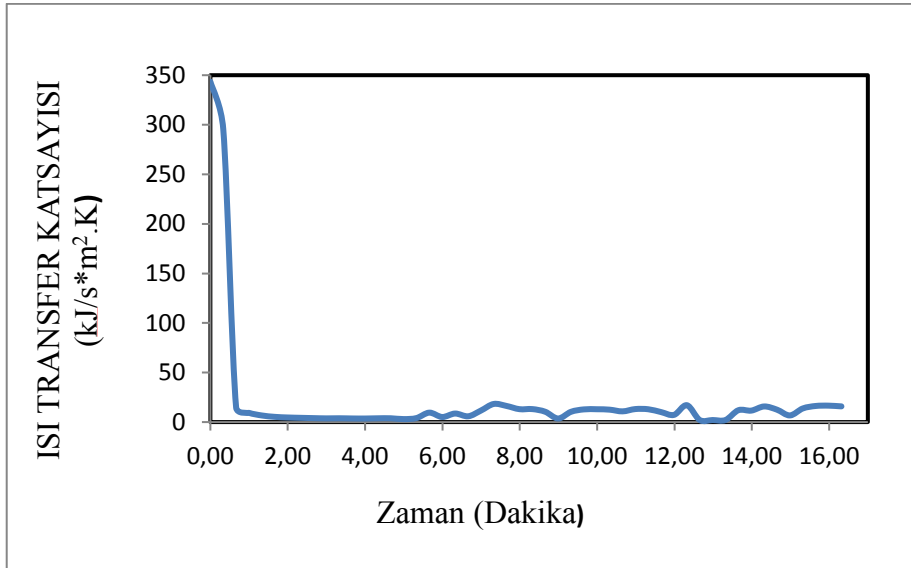


## EKLER

### 1. RELAP5 Kodu Sonuçları ile SGTR Kazası Grafikleri

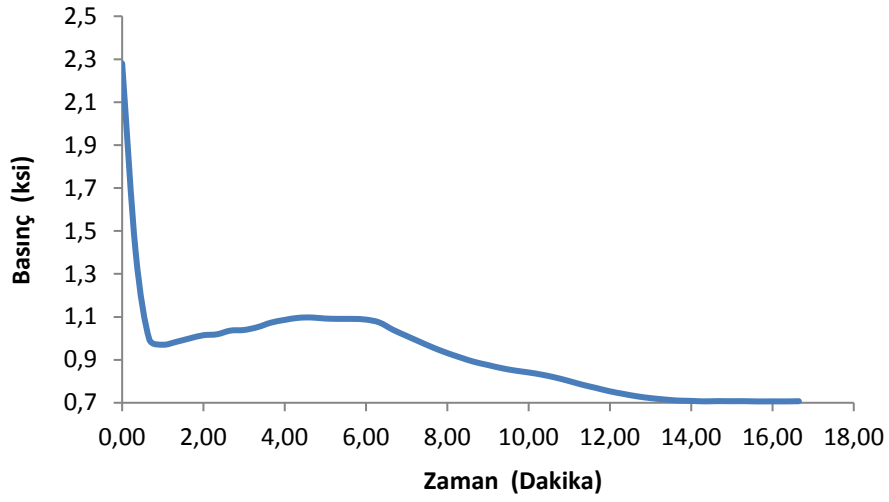


EK 1 SGTR Kazasında Basıncın Zamanla Değişimi Grafiği

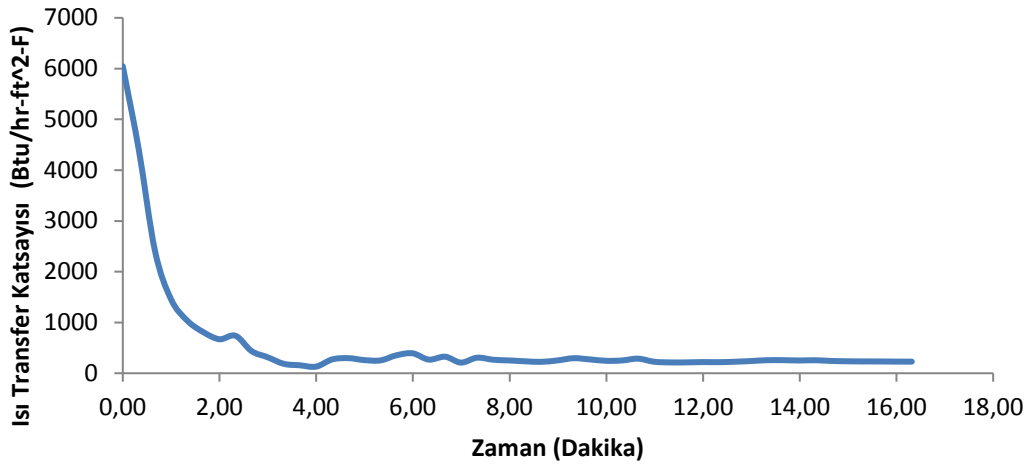


EK 2 SGTR Kazasında Isı Transferi Katsayısının Zamanla Değişimi Grafiği

## 2. RELAP5 Kodu Sonuçları ile SGTR Kazası PORV Açılması Durumu Grafikleri

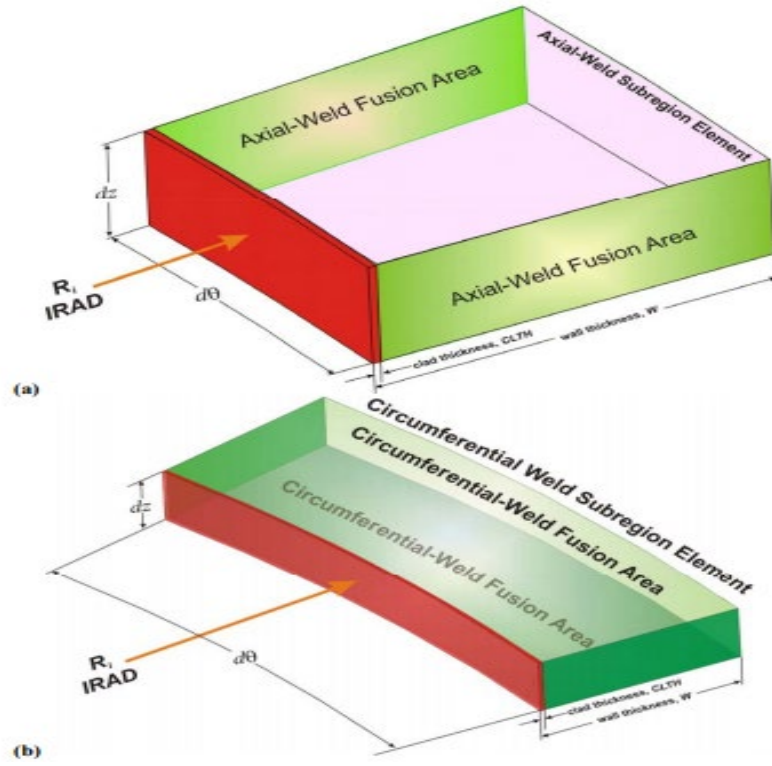


EK 3 SGTR Kazası için PORV Açılması Durumunda Soğutucu Basıncının Zamanla Değişimi Grafiği



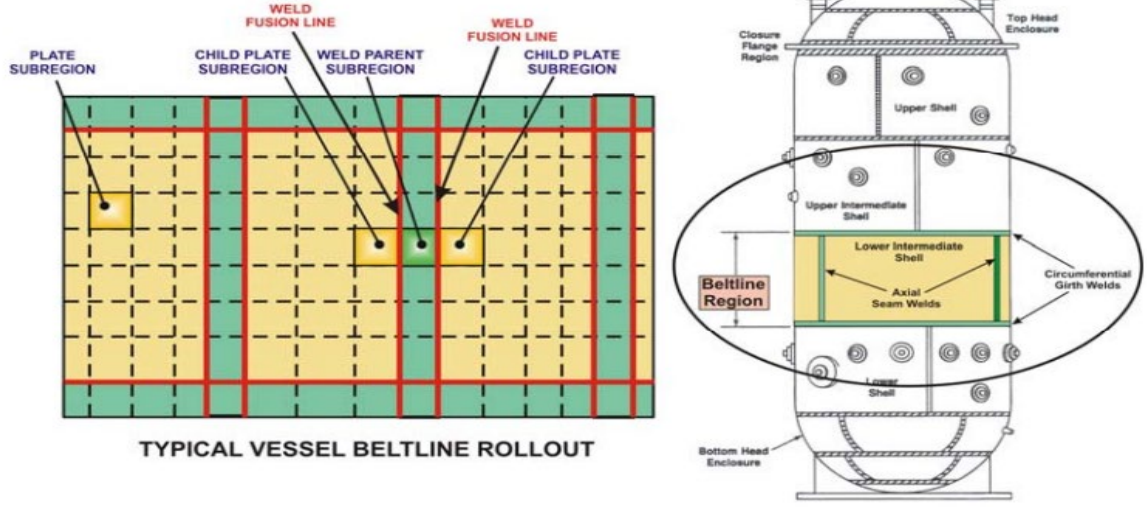
EK 4 SGTR Kazası için PORV Açılması Durumunda Soğutucu Isı Transfer Katsayısının Zamanla Değişimi

3. Kaynak Birleşim Yerlerinin Gösterimi a) Eksenel-Kaynak Alt Elemanları b) Teğetsel Kaynak Alt Elemanları [11]



EK 5 Kaynak Birleşim Yerlerinin Gösterimi a) Eksenel-Kaynak Alt Elemanları b) Teğetsel Kaynak Alt Elemanları [11]

#### 4. FAVOR'da Global Olarak Modellenen Bölgelerin Gösterimi [11]



EK 6 FAVOR'da Global Olarak Modellenen Bölgelerin Gösterimi [11]

## ÖZGEÇMİŞ

### Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Alev Yıldırım

Doğum Yeri : Ankara

Medeni Hali : Bekar

E-posta : alevyildirim1789@hotmail.com

Adresi : Aşağıeğlence Mah. Melek Sok. No:1/2 Yeşilköşe Apt. Etlik/Ankara

### Eğitim

Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği

Yüksek Lisans: Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı

### Yabancı Dil ve Düzeyi

İngilizce

YDS Eylül 2014 87.5/100

### İş Deneyimi

- 12/2012-09/2013  
BİO-TEK MEDİKAL CİHAZLAR SİSTEM LTD.ŞTİ  
Görevi: İthalat-İhracat Sorumlusu



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: 8/11/2018

Tez Başlığı / Konusu: BASINÇLI SU REAKTÖR KABİNİN FAVOR (FRACTURE ANALYSIS OF VESSELS OAK RIDGE) KODU İLE YAPISAL ANALİZİNİN YAPILMASI

Yukarıda başlığı/konusu gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç kısımlarından oluşan toplam 56 sayfalık kısmına ilişkin, 7/11/2018 tarihinde tez danışmanım tarafından *Turnitin* adlı intihal tespit programından aşağıda belirtilen filtrelemeler uygulanarak alınmış olan orijinallik raporuna göre, tezimin benzerlik oranı % 5'dir.

Uygulanan filtrelemeler:

- 1- Kaynakça ~~dahil~~ *hariç*
- 2- Alıntılar ~~dahil~~ *hariç*
- 3- 5 kelimedenden daha az örtüşme içeren metin kısımları hariç

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Tez Çalışması Orjinallik 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.

08.11.2018

Tarih ve İmza

Adı Soyadı: Alev Yıldırım  
Öğrenci No: N14226476  
Anabilim Dalı: NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ  
Programı: NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ  
Statüsü:  Y.Lisans  Doktora  Bütünleşik Dr.

**DANIŞMAN ONAYI**

UYGUNDUR.

Doç. Dr. Şule Ergün

(Unvan, Ad Soyad, İmza)