

743775

**MTR TİPİ ARAŞTIRMA REAKTÖRLERİNDE
HAVUZ SUYU KAYBI KAZASININ ANALİZİ**

143115

**İ.C. YÖNETİM KURULU
BÜYÜK MÜHÜR**

**DOKTORA TEZİ
Y. Müh. Ayhan YILMAZER
(302972001)**

**Tezin Enstitüye Verildiği Tarih : 9 Mayıs 2003
Tezin Savunulduğu Tarih : 29 Eylül 2003**

**Tez Danışmanı :
Diğer Jüri Üyeleri**

Prof.Dr. Hasbi YAVUZ

Prof.Dr. Sümer ŞAHİN (Gazi Ü.)

Prof.Dr. Fahir BORAK (Yeditepe Ü.)

Prof.Dr. A.Cihat BAYTAŞ (İ.T.Ü)

Doç.Dr. H. Mehmet ŞAHİN (Gazi Ü.)

23.10.2003

24.10.2003

23.10.2003

23-10-2003

24-10-2003

EYLÜL 2003

ÖNSÖZ

Araştırma reaktörlerinin güvenlik analizlerinde, soğutucu kaybı kazası kaza envanterleri içerisinde önemli bir yer tutar ve tasarıma esas bir kazadır. Özellikle, havuz tipi araştırma reaktörlerinde havuz suyunun kaybı neticesinde, reaktör kalbinin güvenli bir şekilde soğutulduğunun ve reaktörün durmasıyla üretilen atık ısının uzaklaştırılabileceğinin gösterilmesi gerekir. Bu çalışma ile MTR tipi yakıt elemanı kullanılan araştırma reaktörlerinde havuz suyunun kaybedilmeye başlandığı andan kalbin tamamen susuz kaldığı ana kadar olan kazanın analizinin yapılması amaçlanmıştır. Sonlu farklar kullanılarak geliştirilen CRANK kodu ile integral metodu kullanılarak yarı-analitik bir çözüme olanak tanıyan ANALITIK kodları geliştirilmiş ve her iki kodun sonuçları karşılaştırılmıştır. Sonuç olarak, araştırma reaktörlerinin akış geçişlerinde kullanılmak amacı ile günümüze kadar geliştirilen ticari kodlara oranla basit ve hızlı bir şekilde sonuç verebilen iki farklı kod ortaya konmuş ve bu analizlerle uğraşan araştırmacılara bir kaynak oluşturulmuştur.

Bu çalışmamın her safhasında her türlü yardımını esirgemeyen, her zaman yol gösteren ve çalışma azmini hep örnek almaya çalıştığım Sayın Hocam Prof.Dr.Hasbi YAVUZ ile tez izleme komitemdeki Sayın Prof.Dr. Fahir BORAK ile Sayın Prof.Dr. A.Cihat BAYTAŞ'a tezin tüm safhalarındaki değerli katkı ve önerilerinden dolayı şükran ve minnetlerimi sunmayı borç bilirim.

Doktora tez çalışmama başladığım Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi Nükleer Reaktör Teknolojisi Bölümü'nün tüm çalışanlarına teşvik ve katkılarından dolayı teşekkürlerimi sunmak isterim.

Bu çalışmayı benden bile daha çok sonuçlandırmamı arzulayan ve bana hep güvenen, her türlü özveriye gösteren eşim Sibel'e ve tüm aileme sabır, hoşgörü ve teşvikleri için teşekkür ederim.

Son olarak, yazım aşamasındaki katkılarından dolayı meslektaşım ve mesai arkadaşım Sayın Ufuk YAVUZ'a teşekkürlerimi sunarım.

Eylül 2003

Ayhan YILMAZER

İÇİNDEKİLER

KISALTMALAR	vi
TABLO LİSTESİ	vii
ŞEKİL LİSTESİ	viii
SEMBOL LİSTESİ	x
ÖZET	xiii
SUMMARY	xv
1. GİRİŞ	1
2. TR-2 REAKTÖRÜ'NÜN TANITIMI VE HAVUZ SUYU KAYBININ İNCELENMESİ	8
2.1. TR-2 Reaktörü	8
2.2. Reaktör Havuzu ve Soğutma Sistemi	10
2.2.1. Reaktör Havuzu ve Soğutma Sistemi	10
2.3. Çeşitli Kırık Senaryoları için Havuz Suyunun Kaybı	13
2.3.1. TR-2 Soğutma Borusunun Kırılması	14
2.3.2. TR-1 Borusunun Kırılması	16
2.3.3. Difüzör Borusunun Kırılması	18
2.3.4. Herhangi İki Borununun veya Tüm Boruların Kırılması	18
2.4. Birleşik Taşınım ve Doğal Dolaşım Rejimlerinin Oluşması	19
3. ISIL-HİDROLİK MODEL	22
3.1. Enerji Korunum Denklemleri	22
3.1.1. Yakıt Plakasında Enerji Dengesi	22
3.1.2. Soğutucu Kanalı Enerji Dengesi	24
3.2. Yakıt Levhası Isı Akısının Hesabı	26
3.2.1. Atık Isının Gözönüne Alınması	28
3.2.2. Çalışma Programının Atık Isıya Etkisi	31
3.3. Isı Taşınımı Eşilişkileri	32
3.3.1. Laminer Akış	33
3.3.2. Türbülanslı Akış	33
3.3.3. Geçiş Bölgesi	34
3.3.4. Birleşik Taşınım	34
3.3.5. Doğal Taşınım	35
3.4. Sıcak Kanal Faktörleri	36
3.5. Yakıt Levhası ve Akışkan Fiziksel Özellikleri	38
3.5.1. Yakıt Levhası Fiziksel Özellikleri	38

3.5.1.1. Isı İletim Katsayısı	38
3.5.1.2. Özgül Isı	38
3.5.2. Suyun Fiziksel Özellikleri	39
3.5.2.1. Isı İletim Katsayısı	39
3.5.2.2. Dinamik Viskozite	39
3.5.2.3. Özgül Isı	39
3.5.2.4. Yoğunluk	39
3.5.3. Havanın Fiziksel Özellikleri	39
4. SAYISAL MODEL	41
4.1. Sonlu Farklar Yöntemi ile Çözüm	41
4.1.1. Kararlı Durum Hesapları	41
4.1.2. Havuz Suyu Seviyesi Reaktör Kalbi Üzerine Gelinceye Kadar Kalbin Su ile Zorlamalı Dolaşımına Soğutulması	43
4.1.3. Havuz Suyu Seviyesi Reaktör Kalbinin Üst Yüzeyinden Alt Yüzeyine İninceye Kadar	45
4.1.3.1. Problemin Tanımlanması	46
4.1.3.2. Hareketli Sınır Değer Yaklaşımı ile Sayısal Çözüm	48
4.1.3.3. Algoritma	50
4.2. Integral Metodu ile Yarı-Analitik Çözüm	52
4.2.1. Biçim Fonksiyonlarının Bulunması	52
4.2.1.1. Havuz Suyu Kalp Üst Seviyesine İninceye Kadar	52
4.2.1.2. Havuz Suyu Kalp Üst Seviyesinden Altına İninceye Kadar	57
5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA	63
5.1. Sonuçlar	64
5.1.1. Kararlı Durum Hesapları	73
5.1.2. Havuz Suyu Kalp Üst Seviyesine İninceye Kadar Geçen Safha	80
5.1.3. Havuz Suyunun Kalp Üzerinden Altına İninceye Kadar Geçen Safha	83
5.2. Hassasiyet Analizi	86
5.2.1. Atık Isı Bağıntısı Seçiminin Maksimum Zarf Yüzeyi Sıcaklığına Etkisi	86
5.2.2. Çalışma Programının Maksimum Zarf Yüzeyi Sıcaklığına Etkisi	88
5.2.3. Maksimum Zarf Yüzeyi Sıcaklığının Isı Taşınım Katsayısının Seçimine Hassasiyeti	90
5.3. Isı Taşınım Katsayılarının Değişimi	93
5.4. Tartışma	95
KAYNAKLAR	98
EKLER	102
EK A. HAVUZ Programının Tanıtılması	102
EK B. LEAST Programının Tanıtılması	105

EK C. CRANK Programının Tanıtılması	108
EK D. ANALITİK Programının Tanıtılması	112
ÖZGEÇMİŞ	116



KISALTMALAR

MTR	: Malzeme Test Reaktörü (Material Testing Reactor)
UAEA	: Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
LOCA	: Soğutucu Kaybı Kazası (Loss of Coolant Accident)
LOFA	: Akış Kaybı Kazası (Loss of Flow Accident)
TAEK	: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
ÇNAEM	: Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi
LITR	: Düşük Şiddetli Test Reaktörü (Low Intensity Testing Reactor)
ANL	: Argonne Milli Laboratuvarı (Argonne National Laboratory)
ORNL	: Oak-Ridge Milli Laboratuvarı (Oak-Ridge National Laboratory)
ANS	: Amerikan Nükleer Cemiyeti(American Nuclear Society)



TABLO LİSTESİ

	<u>Sayfa No</u>
Tablo 2.1. Yüksek zenginlikteki yakıt elemanın fiziksel özellikleri.....	10
Tablo 2.2. Geometrik veriler	13
Tablo 3.1. Hava tablosu	40
Tablo 5.1. Nominal kanal için kararlı durum sıcaklıklarının karşılaştırılması....	76
Tablo 5.3. Sıcak kanal için kararlı durum sıcaklıklarının karşılaştırılması.....	78



ŞEKİL LİSTESİ

	<u>Sayfa No</u>
Şekil 2.1.	: TR-2 Reaktörü'nün küçük kalp düzeni.....9
Şekil 2.2.	: Reaktör soğutma sistemi.....12
Şekil 2.3.	: TR-2 Borusunun kırılmasında kullanılan algoritma.....17
Şekil 3.1.	: Yakıt levhası enerji dengesi.....23
Şekil 3.2.	: Soğutucu kanalı enerji dengesi.....25
Şekil 3.3.	: Uzun süreli işletmede reaktör durduktan sonra üretilen atık ısı.....31
Şekil 3.4.	: Düşey akışta tek fazlı zorlamalı taşınım için kullanılan ısı geçişi eşilişkileri33
Şekil 4.1.	: Sabit ızgarada hava-su temas yüzeyi komşuluğunda ayırıklaştırma.....46
Şekil 5.1.	: TR-2 çıkış borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi.....65
Şekil 5.2.	: TR-2 çıkış borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi.....65
Şekil 5.3.	: TR-2 çıkış borusu ile difüzör borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi.....66
Şekil 5.4.	: TR-2 çıkış borusu ile difüzör borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi.....66
Şekil 5.5.	: TR-2 çıkış borusu ile TR-1 borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi.....67
Şekil 5.6.	: TR-2 çıkış borusu ile TR-1 borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi.....67
Şekil 5.7.	: Tüm boruların kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi.....68
Şekil 5.8.	: Tüm boruların kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi.....68
Şekil 5.9.	: TR-1 borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi.....70
Şekil 5.10.	: TR-1 borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi70
Şekil 5.11.	: TR-1 ve difüzör borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi.....71
Şekil 5.12.	: TR-1 ve difüzör borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi.....71
Şekil 5.13.	: Difüzör borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi.....72
Şekil 5.14.	: Difüzör borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi.....72
Şekil 5.15.	: Nominal kanal için kararlı durum sıcaklıkları (CRANK).....74
Şekil 5.16.	: Nominal kanal için kararlı durum sıcaklıkları (ANALITIK).....74

Şekil 5.17.	: Sıcak kanal için kararlı durum sıcaklıkları (CRANK).....	75
Şekil 5.18.	: Sıcak kanal için kararlı durum sıcaklıkları (ANALITIK).....	75
Şekil 5.19.	: Difüzör borusunun kırılması durumunda maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının ve soğutucu debisinin zamanla değişimi (sıcak kanal için-ilk 200 s).....	81
Şekil 5.20.	: TR-1 borusunun kırılması durumunda maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının ve soğutucu debisinin zamanla değişimi (sıcak kanal için - ilk 200 s).....	81
Şekil 5.21.	: TR-1 ile difüzör borusunun kırılması durumunda maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının ve soğutucu debisinin zamanla değişimi(sıcak kanal için - ilk 200 s).....	82
Şekil 5.22.	: Difüzör borusunun kırılması durumunda yerel kaynamanın gerçekleştiği anda eksenel sıcaklıklar (sıcak kanal için-t=1130 s)	84
Şekil 5.23.	: TR-1 borusunun kırılması durumunda yerel kaynamanın gerçekleştiği anda sıcaklıklar (sıcak kanal için-t=3308.54 s).....	85
Şekil 5.24.	: TR-1 borusu ile difüzör borularının kırılması durumunda yerel kaynamanın gerçekleştiği anda sıcaklıklar (sıcak kanal için-t=865.71 s).....	85
Şekil 5.25.	: TR-1 ve difüzör borusunun kırılması durumunda havuz seviyesi kalp alt seviyesine indiğinde sıcaklıklar (nominal kanal için-t=948.03 s).....	86
Şekil 5.26.	: Maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının atık ısı bağıntısı seçimine hassasiyeti.....	87
Şekil 5.27.	: Eşdeğer ısınlama süresinin günlük çalışma süresine göre değişimi.....	89
Şekil 5.28.	: Maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının çalışma programına hassasiyeti.....	89
Şekil 5.29.	:Kararlı durum zarf yüzeyi sıcaklığının ısı taşınım katsayısının tayini için kullanılacak eşilişkiye bağımlılığı.....	90
Şekil 5.30.	: Maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının türbülans bölge için seçilen ısı taşınım eşilişkisine hassasiyeti.....	91
Şekil 5.31.	: Ortalama ısı taşınım katsayısının zamana bağlı değişimi.....	94
Şekil 5.32.	: Isı transferi katsayısının zamanla değişimi.....	94
Şekil A.1.	: HAVUZ Programı'nın akış şeması.....	103
Şekil B.1.	: LEAST Programı'nın akış şeması.....	107
Şekil C.1.	: CRANK Programı'nın akış şeması.....	111
Şekil D.1.	: ANALITIK Programı'nın akış şeması.....	115

SEMBOL LİSTESİ

α	İterasyon değişkeni
$\underline{\underline{A}} = (a_{ij})$	Katsayılar matrisi
A_1	TR-1 borusu kesit alanı
A_4	TR-2 borusu kesit alanı
A_c	Reaktör kalbindeki toplam akış alanı
A_H	Havuz yüzeyinin kesit alanı
$\bar{C} = c_i$	Katsayılar vektörü
C_a	Havanın özgül ısısı
C_p	Yakıt özgül ısısı
C_w	Suyun özgül ısısı
D_1	TR-1 çıkış borusu iç çapı
D_2	TR-2 borusu iç çapı
D_3	Difüzör borusu iç çapı
D_h	Hidrolik çap
dm	Diferansiyel hacim elemanı kütlesi
G	Yerçekimi ivmesi
h	Isı taşınım katsayısı
H	Yakıt levhası yüksekliği
$h(t)$	Havuz suyu seviyesinin t anındaki değeri
k	Isı iletim katsayısı
k_a	Havanın ısı iletim katsayısı
k_b	Suyun ısı iletim katsayısı
L	TR-2 soğutma borusunun uzunluğu
L_c	TR-2 kalp yüksekliği
$\dot{m}$	Kütleli debi
N_c	Reaktörün bir çevrimdeki çalışma süresi (gün/çevrim)
N_d	Çevrim sayısı
N_i	Işınlama yakıt elemanı sayısı
N_k	Kontrol yakıt elemanı sayısı
N_s	Standart yakıt elemanı sayısı
Nu	Nusselt sayısı
P	Yakıt levhalarında açığa çıkan gücü
P	Basınç
p	Hava-su temas yüzeyinin ötelenme kesri
P_1	Havuz yüzeyindeki basınç
P_4	Kırık çıkış noktasındaki soğutucu basıncı
P_{atm}	Atmosfer basıncı

P_N	Reaktörün nominal gücü
Pr	Prandtl sayısı
ρ	Yoğunluk
Q	Yakıt levhasında birim uzunluk başına enerji üretimi
$\dot{Q}$	Soğutucu kanalına birim zamanda aktarılan enerji
Q^*	Kontrol hacmindeki toplam enerji değişimi
q''	Isı akısı
$\overline{q''}_{ort}$	Ortalama ısı akısı
$\overline{q''}(t)$	Isı akısının kanal boyunca ortalaması
Q_2	Difüzör borusundaki debi
Q_1	TR-1 borusundaki debi
Re	Reynolds sayısı
s	Hava su temas yüzeyinin konumu, akış çizgisi
S_{kalp}	Toplam ısı geçişi alanı
t	Zaman
$\vec{T}$	Sıcaklık vektörü
$\overline{T}(t)$	Soğutucu kanalı boyunca ortalama sıcaklık
$\overline{T}_a(t)$	Havanın bulunduğu kanal aralığı boyunca ortalama sıcaklığı
$\overline{T}_b(t)$	Suyun bulunduğu kanal aralığı boyunca ortalama sıcaklığı
$\overline{T}_w(t)$	Yakıt levhasının kanal boyunca ortalama sıcaklığı
T_a	Hava sıcaklığı
T_{amb}	Ortam hava sıcaklığı
T_b	Akışkan ortalama sıcaklığı
T_b	Hava-su temas yüzeyi sıcaklığı
t_{irr}	Reaktör durmadan önceki sürekli çalışma zamanı
T_{out}	Suyun kalp çıkış sıcaklığı
t_p	Yakıt levhası kalınlığı
T_p	Havuz suyu sıcaklığı
T_w	Zarf yüzey sıcaklığı
t_w	Soğutucu kanalı kalınlığı
u	Soğutucu hızı
u	Soğutucu hızı
U_4	TR-2 borusundaki ortalama su hızı
u_c	Reaktör kalbindeki ortalama su hızı
u_H	Havuz suyunun alçalma hızı
u_l	TR-1 borusundan boşalan suyun hızı
W	Soğutucu kanalı genişliği
W'	Yakıt levhasının güç üretilen genişliği
x,y,z	Kartezyen koordinat sistemi değişkenleri
z_a	Kalp alt seviyesinin havuz tabanından yüksekliği
z_c	Havuz kesitinin değiştiği yükseklik
z_u	Kalp üst seviyesinin havuz tabanından yüksekliği
Δh	Havuz suyu seviyesindeki değişim
ΔP_b	TR-2 soğutma borusundaki basınç kayıplarının toplamı
ΔP_c	Kalpteki toplam basınç kaybı
ΔP_t	Toplam basınç kaybı

Δt	Zaman adımı
Δz	Nodal hücre boyutu
μ	Dinamik viskozite
ρ	Soğutucu yoğunluğu
ρ_a	Hava yoğunluğu
ρ_p	Yakıt levhası yoğunluğu
ρ_w	Su yoğunluğu

Üst İndisler

i	Eksenel node
j	Zaman adımı

Alt İndisler

1	TR-1 Borusu
2	TR-2 Borusu
3	Difüzör Borusu
a	Hava (air), alt
amb	Ortam (ambient)
b	Bulk, su
B	Temas, kaldırma (bouyancy)
c	Kalp (core)
eff	etkin (eşdeğer)
F	Sürtünme (friction)
h	Hidrolik (hydraulics)
H	Havuz
ı	Işınlama
irr	Işınlama (irradiation)
k	Kontrol
kalp	Kalp
N	Nominal
out	Çıkış
p	Yakıt levhası (plate), havuz (pool)
s	Standart
u	Üst
w	zarf yüzeyi (wall), su (water)

MTR TİPİ ARAŞTIRMA REAKTÖRLERİNDE HAVUZ SUYU KAYBI KAZASININ ANALİZİ

ÖZET

Araştırma reaktörlerinin güvenlik değerlendirmelerinin en önemli kısmı, iki geniş sınıfa ait kazalara ait olayların benzeşimini gerektiren güvenlik hesaplarıdır: reaktivite ithal kazaları ve akış kaybı kazaları. Akış kaybı süreci bir akış geçişi olarak kabul edilebilecek olan Soğutucu Kaybı Kazası (LOCA) araştırma reaktörlerinin kaza envanterleri içinde en önemli olanıdır. Literatürdeki araştırma reaktörlerinin LOCA analizi ile ilgili çalışmaların çoğu reaktör kalbinin tamamen çıplak kaldığı ve hava ile doğal dolaşım ile soğutulduğu kazanın son safhası için yapılmıştır. Oysa, kısmi LOCA analizi özellikle yüksek akıllı ve MTR tipi güç reaktörleri için özellikle önemli olabilir. Literatürde reaktör kalbinin tamamen çıplak kalıncaya kadar ki safhanın analizi için bir boşluk mevcuttur.

Bu çalışmada, İstanbul'daki TR-2 Araştırma Reaktörü için soğutucu kaybı kazasının ilk safhalarının incelenmesi ve sunulan modelin diğer benzer tipteki araştırma reaktörleri için uygulanabileceğinin gösterilmesi amaçlanmıştır. Ana soğutma borularının bir veya birkaçının giyotin şeklinde kırılması sonucu havuz suyunun kaybedilip reaktör kalbinin tamamen çıplak kalmasına kadar olan geçiş durumu incelenmiştir.

İlk olarak, havuz suyunun kaybının modellenmesi amacıyla, Genişletilmiş Bernoulli Denklemi havuz yüzeyinden kırığın gerçekleştiği varsayılan ve havuzdan geçen soğutma borusunun kırık noktasına kadar olan bir akış çizgisi boyunca uygulanmıştır. Daha sonra, elde edilen doğrusal olmayan zamana bağlı adi diferansiyel denklem havuz suyu seviyesi ve kalpteki ortalama su hızı için iteratif olarak çözülmüştür. Havuz suyu seviyesi ve kalpteki ortalama su hızının zamana bağlı bu değerleri en küçük kareler metodu kullanılarak üçüncü derece polinomlara uydurulmuştur. Havuz suyunun kaybı sırasında kalpteki su hızının zamana bağlı elde edilmesi ile, soğutucu ve yakıt plakası korunum denklemlerinde kullanılabilirler.

Havuz suyunun kaybı sırasındaki geçiş durumu iki safhaya ayrılmıştır: birinci safha havuz suyu seviyesinin reaktör kalbi üzerine, ikinci safha ise su seviyesinin kalp üzerinden altına iniş sürecidir. Enerji denklemlerinin çözümünde eksplisit sonlu farklar metodu ve integral metodu olmak üzere iki metod kullanılmış ve sonuçları karşılaştırılmıştır.

Sonlu farklar çözümü, Genişletilmiş Bernoulli Denklemi'nin kullanılarak zamana bağlı belirlenen havuz suyu seviyesi ile kalpteki ortalama soğutucu hızları ile, birinci safhanın analizinde enerji korunum denklemlerinin çözümü için eksplisit bir sonlu fark formu kullanır. Daha sonraki su seviyesinin kalbin üst seviyesine ulaştığı ve altına doğru düşmeye başladığı ikinci safha ise, ilk safha için kullanılan yaklaşıma bazı düzeltmeler gerektirir. Çünkü, yakıt levhaları arasındaki soğutma kanalları suyun alçalması ile havayla dolar, ve su seviyesinin üzerindeki yakıt levhaları hava ile soğutulur. Bu durum, sayısal çözümde bir hareketli sınır değer yaklaşımı kullanılması ile çözülmüştür. Hava-su temas yüzeyi komşuluğundaki konuma bağlı türevler için Lagrange Tipi İnterpolasyon ile temas yüzeyi sınır koşulları sonlu farklar çözümüne dahil edilmiştir. Analizler nominal ve sıcak kanal için yapılmıştır.

Soğutucu ve yakıt levhasına ait enerji deklemlerinin çözümünde kullanılan diğer yöntem ise İntegral Metodu olarak adlandırılan yöntemdir. İntegral metodu enerji denklemlerindeki soğutucu sıcaklığı ile yakıt levhası yüzey sıcaklığı profillerinin geçiş durumu sırasında kararlı durum ile aynı olması varsayımına dayanır. Kararlı durum profilleri bilindiğinden, soğucu kanalı ve yakıt levhası enerji korunum denklemlerinin kanal boyunca integrasyonu ile sadece zamana bağlı bir adi diferansiyel denklem setine ulaşılır. Bu denklemler eksplisit bir sonlu fark yöntemiyle kolaylıkla çözülebilir. Bu çözümde elde edilen herhangi bir andaki ortalama soğutucu ve yakıt levhası yüzey sıcaklıklarını profillerde yerine koymamız, her bir aksenal noktada o andaki sıcaklığı hesaplayabilmemizi sağlar.

Bu çalışmanın en önemli katkısı, yakıt levhası ile soğutucu sıcaklıklarını nominal ve sıcak kanal için reaktör kalbi kısmen veya tamamen çıplak kaldığında hesaplayabilmemize olanak sağlamasıdır. TR-2 Reaktörü için, her iki metodun sonuçları varsayılan kaza senaryosunun ikinci safhasında yerel kaynamanın oluşabileceğini ortaya koymasıştır. Yerel kaynamanın oluşmadığı durumlarda ise, kullanılan metodlar kalbin tamamen çıplak kaldığı andaki hava ve yakıt levhası sıcaklıklarını hesaplayabilmemizi sağlar.

Bu tez çalışmasında kullanılan metodlar diğer MTR-tipi reaktörlerin havuz suyu kaybı kazası ve akış geçişleri için de kullanılabilir.

ANALYSIS OF TOTAL LOSS OF POOL WATER ACCIDENT IN MTR-TYPE RESEARCH REACTORS

SUMMARY

An important part of safety assessment of research reactors is the safety calculations requiring the simulation of events belonging to the two wide categories of accidents: reactivity insertion accidents and loss of flow accidents. The most important accident among the inventory of research reactors is the loss of coolant accident (LOCA) in which the duration of the loss of the coolant could be considered as a flow transient. Most of the work concerning LOCA of research reactors in the literature has been done for the latest phase of the accident where the core is totally uncovered and being cooled by natural circulation of air. Whereas, partial LOCA analysis could be especially important for high flux MTR type reactors when reactor core is partially covered with water. There is a gap in the literature for the analysis of the phase until the core is totally uncovered.

In this study, it is intended to analyze early phases of a protected loss of coolant accident (LOCA) for TR-2 Research Reactor at Istanbul, and to show the applicability of the presented model to the other similar types of research reactors. The transient situation since the time when pool water is beginning to be lost throughout one or more of the main coolant pipes which were supposed to be broken guillotine-like to the time when the core is totally uncovered is investigated.

At the first hand, to simulate the total loss of pool water, Extended Bernoulli Equation is applied throughout the flow path from a point on the pool surface to the point where the break is supposed to be taken place on the coolant pipe passing pool wall. Then, the resulted non-linear time dependent ordinary differential equation for the pool level and the mean velocity of the coolant in the reactor core is solved iteratively. Values of pool level and the coolant velocities versus time are fit to the third order polynomials using least squares method. Once the time dependency of coolant velocity in the core during loss of pool water is obtained, they can be used in the conservation equations for the coolant and fuel plate.

The transient during which pool water is lost is separated into two phases; first phase is the duration while the pool level decreases to the top level of the core, and the later is the duration while the pool level decreases from the top level of the core to the bottom level. Two methods are employed in solving the energy equations numerically: an explicit finite difference scheme and integral method and the calculated results are compared.

The finite difference solution of the first phase when the water level and mean core coolant velocity is being decreased in a pre-estimated time-dependent way calculated by Modified Bernoulli Equation uses an explicit finite difference form of the energy conservation equations. The later phase, when water level reaches to the top level of fuel plates and begins to decrease until the bottom of the core, needs some modifications to the approach used for the first phase. Because, the coolant channels among fuel plates are filled with air when the level goes below, and the fuel plates are being cooled by air above the water level. This complexity is resolved by using a moving boundary approach in the numerical solution. A Lagrange type interpolation approximation for the derivatives along with interface conditions in the neighborhood of the air-water interface is imported to the finite difference algorithm. The analysis is performed both for nominal and hot channel.

The other method, so called Integral Method, employed in the solution of coupled energy conservation equations of the coolant and the fuel plate is based on the the assumption that the profiles(shape functions) of the bulk coolant and fuel plate surface temperatures appearing in the energy equations have the same profiles during the transient as the steady state ones. Since the steady state profiles are known, performing integration along the coolant channel both for energy equations of coolant and fuel plate gives a set of time dependent ordinary differential equations for mean coolant and fuel plate surface temperatures. These equations can easily be solved by an explicit finite difference scheme. Substituting these mean tempratures in the profiles enable us to calculate temperatures for each axial location at each time step.

The most important contribution of this study has been enabling us to evaluate the coolant and fuel plate temperatures for nominal and hot channel when the core is totally or partially uncovered as a result of loss of the pool water. For the TR-2 case, results of both methods indicate that local boiling would occur during the second phase of the postulated accident. In the cases where local boiling doesn't occur, the methods used allow us to calculate air and fuel plate surface temperatures both for nominal and hot channel when the core is totally uncovered.

The methods used in this dissertation study could be applicable to the other MTR type reactors for the total loss of pool accident and flow transients.

BÖLÜM 1

GİRİŞ

Son çeyrek yüzyılda araştırma reaktörlerinin yüksek zenginlikli yakıtlardan düşük zenginlikli yakıtlara dönüştürülmesi amacıyla, araştırma reaktörlerinin güvenlik değerlendirmelerinin yinelenmesine çok büyük çaba harcanmıştır. Güvenlik değerlendirmeleriyle ilgili raporların birçoğu Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı(UAEA)'nın yayınladığı 5 ciltlik özel baskıda yayınlanmıştır[1]. Bu raporlar pek çok kuruluşun gerçekleştirdiği UAEA'nın "hesap yöntemleri benchmark alıştırması" için yapılan çalışmaların ayrıntılarını içermektedir.

Araştırma reaktörleri güvenlik hesaplamaları genellikle iki geniş kaza sınıfına dahil edilebilen olayların simulasyonunu gerektirir; reaktivite ithal kazaları ve akış kaybı kazaları. Reaktivite kazalarının analizinde reaktörün scram sinyali ile durdurulduğu korunmalı(protected) ve reaktörün scram sinyali ile durdurulmadığı korunmasız(unprotected veya self-limited) olarak adlandırılan iki geçiş durumunun gözönüne alınması alışlagelmiştir. Korunmasız reaktivite geçişleri zarf erime sıcaklığı sınırlamasının reaktivite ithal limitlerini belirleyici olması yüzünden geçmişte[2] ve yakın zamanda[3,4] ilgilenilen bir konu olmuştur. Buna karşılık, şimdiye kadar incelenen akış kaybı kaza simulasyonları çoğunlukla korunmalı geçişlerle sınırlı kalmıştır. Havuz tipi araştırma reaktörlerinde korunmasız akış kaybı geçiş durumlarının simulasyonu ise çok yeni bir inceleme konusudur[5].

Havuz tipi araştırma reaktörlerinde kaza durumunda kaynama gerçekleşen soğutucu kanallarında akış kararsızlıkları kaynar su reaktörleri ve genel olarak güç endüstrisiyle ilgileri yüzünden kapsamlı olarak incelenmiştir[6,7,8]. Bu çalışmaların

çoğu yüksek basınçlı sistemlerde görülen ve dinamik kararsızlıklar olarak adlandırılan konuda gerçekleştirilmiştir. Araştırma reaktörleri gibi düşük basınçlı sistemlerde ise Ledinegg tipi[9,10] olarak adlandırılan kararsızlıklar söz konusudur. Bu kararsızlık akış oranı-basınç düşümü eğrisindeki negatif eğim yüzündendir ve buhar üretiminin yüksek olması durumunda sıvı fazın büyük oranda azalan akış alanını karşılamak için ivmelenmeye zorlanmasıyla oluşur. Deneysel olarak saptandığı gibi[11] bu durumda erken bir "burnout" oluşabilir.

Araştırma reaktörlerinin kaza envanterleri içinde bulunan en önemli kazalardan birisi soğutucu kaybı kazasıdır. Reaktörlerin, yakıt elemanlarından oluşan kalbin içinde bulunduğu suyun herhangi bir nedenle kaybedilerek, reaktör kalbinin susuz kalması "soğutucu kaybı kazası (LOCA)" olarak isimlendirilmektedir. Reaktörlerin ısı-hidrolik tasarımı, reaktör durduğunda mevcut soğutucu reaktör kalbini doğal dolaşım ile soğutabilecek şekilde yapılır. Soğutucunun birinci devre borusunun kırılması gibi herhangi bir sebeple kaybedilmesi durumunda ise, reaktör kalbindeki atık ısıya uzaklaştırılabileceğinin ve kalpte bir erimenin meydana gelmeyeceğinin gösterilmesi gerekmektedir.

Araştırma reaktörlerinin soğutucu kaybı kazası analizi için bir çok deneysel ve sayısal çalışma yapılmıştır. Araştırma reaktörlerinin ilk kurulduğu yıllarda bu çalışmalar kurulan deneysel reaktörlerle doğrudan kaza analizleri şeklinde olmuştur. Spert deneyleri buna bir örnek gösterilebilir[12]. Spert deney serileri nükleer reaktörlerin geçiş durumlarındaki davranışını daha iyi anlayabilmek amacıyla 1954 yılında başlatılmıştır ve tahribatlı deneylere varıncaya kadar çok değişik şartlar altında bir çok konfigürasyon için yinelenmiştir. Sonraki yıllarda Spert Deneylerini modellemek için bir çok girişim olmuştur. Başlangıçta güç reaktörlerine özgü basınç ve sıcaklıklar için yazılmış ve Spert-III deney serilerinin analizi için yazılmış PARET[13] kodu bu çabalara bir örnek olarak gösterilebilir. PARET, aşırı soğutulmuş kaynama için opsiyonel bir model sunan, sürekli reaktivite beslemeli nokta kinetik kapasiteli ve kuple bir ısı-hidrolik koddur. Bu kod, araştırma reaktörlerinin geçiş durumlarının analizinde kullanılabilecek şekilde geliştirilerek PARET/ANL sürümü oluşturulmuştur. Bu amaçla, esas olarak, araştırma reaktörlerinin çalışma aralığındaki eşilişkiler ile madde özellikleri orijinal koda ithal edilmiştir. Bu yeni sürüm ile elde edilen sonuçlar Spert-I Deneyleri mukayese

edilmiş, ayrıca, UAEA'nın 10 MW'lık benchmark reaktör kalbi problemine[1] korunmalı (protected) ve korunmasız (unprotected) geçiş durumları için uygulanmıştır[14].

Güç reaktörleri için yazılmış olduğu halde, bazı sürümlerinde güç reaktörü olmayan reaktörlerin de analizine olanak verecek şekilde geliştirilen kodlardan bir diğeri de RELAP serisidir. RELAP, güç reaktörü sistemlerinin olağandışı durumlardaki davranışını en iyi şekilde belirlemek(best estimate) amacıyla Idaho Milli Mühendislik Laboratuvarı tarafından geliştirilen bir kod serisidir. RELAP5/MOD3 sürümü ile PARET/ANL kodu korunmalı akış kaybı kazası (loss of flow accident) ile korunmalı reaktivite ithal kazaları (reactivity insertion accident) için UAEA'nın benchmark problemlerinde kullanılmış ve [1]'de rapor edilen önceki sonuçlarla son derece uyumlu sonuçlar elde edilmiştir[15].

ORNL'de (Oak Ridge National Laboratory), tüm kalp soğutucu kaybı kazası analizi için LITR (Low Intensity Test Reactor) kurulmuş ve 1951-53 yılları arasında bu konudaki ilk deneysel çalışmalar yapılmıştır[16,17]. 1959 yılında ORNL'de kullanılmış yakıt elemanlarında plaka sıcaklıklarının belirlenmesi için bir dizi deney gerçekleştirilmiştir[18].

UAEA'nın desteklediği yüksek zenginlikteki yakıtlardan düşük zenginlikteki yakıtlara geçiş projesi çerçevesinde 1980'li yıllarda, ORNL'de, standart hale gelmiş MTR ve TRIGA tipi yakıtlar için bazı kaza senaryoları uygulanmış ve MTR tipi reaktörler için sırasıyla tek yakıt plakası, iki yakıt plakası ve bir soğutma kanalı ve son olarak da bir yakıt elemanı baz alınarak LOCA analizi modelleri geliştirilmiştir. Sonuç olarak; tek doğrultuda soğutucu akışı için üç boyutlu analiz yapabilen 3D-AIRLOCA bilgisayar kodu geliştirilmiştir. Bu kodun sonuçlarının daha önceki deneysel verilerle karşılaştırılması tatminkar sonuçlar vermiştir[19].

Yine UAEA'nın desteğiyle bir araştırma projesi olarak, Democritus Nükleer Araştırma Merkezi'nde, 3D-AIRLOCA kodu sadece MTR tipi yakıt elemanı kullanan araştırma reaktörleri için analiz yapabilecek THEAP-I bilgisayar koduna uyarlanmıştır[20]. THEAP-I kodu TR-2 Reaktörü'nün LOCA analizi için kullanılmış ve deneysel çalışmalarla uyumlu sonuçlar vermiştir[21].

Araştırma reaktörleri ısıl-hidrolik analizinde yaygın olarak kullanılan, fakat aslında daha genel amaçlı kullanımlar için oluşturulmuş bir diğer kod COBRA kodudur. Argonne Milli Laboratuvarı tarafından geliştirilen COBRA kodunun COBRA-3C/RERTR[22] sürümü, araştırma reaktörlerine özgü düşük basınç ve sıcaklık değerlerinde ısıl-hidrolik analiz yapabilen bir koddur.

Güç reaktörleri için yazılıp daha sonra araştırma reaktörlerinin ısıl-hidrolik analizine uyarlanmış kodların listesini uzatmak mümkündür. Tüm bu kodların temel dezavantajı araştırma reaktörleri gibi güç reaktörlerine nisbetle daha sade ve basit sistemler için fazla komplike ve az anlaşılır olmalarıdır. Bu kodların kullanımı, özellikle girdi hazırlanması ve çıktıların değerlendirilmesi açısından büyük bir emek ve tecrübe gerektirmektedir. Oysa, araştırma reaktörlerinde güç reaktörlerinin aksine, özellikle deneysel gereksinimlerden doğan kalp düzeni değişiklikleri daha sık gerçekleştirilmektedir. Öngörülen bu değişikliklere söz konusu geçiş durumlarının güvenlik değerlendirmelerinin basit ve realistik yollarla hızlı bir şekilde yapılması kaçınılmaz olmaktadır. Bu yüzden, özellikle bu çalışmamızda faydalandığımız ve sadece MTR tipi araştırma reaktörlerinin geçiş durumlarının ısıl-hidrolik analizi için tasarlanmış bazı kodlara işaret etmek faydalı olacaktır:

TRANSV2[23]; Kyoto Üniversitesi Araştırma Reaktörü Enstitüsü tarafından MTR-tipi araştırma reaktörlerinde pompa durması, elektrik kesilmesi gibi nedenlerden oluşabilecek akış kaybı kazalarının(LOFA) analizi için tasarlanmış bir koddur. NATCON[24]; Argonne Milli Laboratuvarı tarafından geliştirilen ve plaka tipi araştırma reaktörlerinin kararlı durumda doğal taşınım ile soğutulmasının ısıl-hidrolik analizini yapabilen bir koddur. Bu çalışmada faydalanan bir diğer kod ise, özellikle havuz tipi araştırma reaktörlerinin geçiş durumlarının analizi için hazırlanmış RETRAC[25] kodudur.

MTR tipi yakıt elemanı kullanılan araştırma reaktörleri için yapılan LOCA analizlerinde soğutucu kaybı kazası sonrası reaktör kalbinin susuz kaldığı ve soğutmanın hava ile doğal dolaşım yoluyla sağlandığı gözönüne alınmıştır. Oysa, reaktör kalbinin su ile kısmen örtülü olduğu kısmi soğutucu kaybı kazaları için, özellikle yüksek akıllı ve yüksek güçteki MTR tipi reaktörler için, kısmi LOCA analizi önemli olabilmektedir[26]. Ayrıca bu tür analizlerde reaktör kalbinin susuz kaldığı ana kadar ki geçiş durumu için literatürde bir boşluk mevcuttur.

Çalışmamızda, kazanın bu safhalarının analizi, İstanbul Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezinde bulunan 5 MW güçteki TR-2 Reaktörü için gerçekleştirilecektir.

Bu konuda TR-2 Reaktörü için yapılan çalışmalara örnek olarak [21, 27, 28, 29] gösterilebilir. [21]'de TR-2 Reaktör kalbinde belirli bir süre ısıtılan ölçümleme yakıt elemanı havuz dışına çıkarıldıktan sonra doğal dolaşım ile soğurken çeşitli eksenel bölgelere yerleştirilen ısı-çiftlerle sıcaklık ölçümleri yapılmış ve THEAP-I kodu ile ölçüm sonuçları mukayese edilmiştir. [27] çalışmasında ise TR-2 soğutma borularında giyotin kesiği şeklinde bir kırılma sonucu reaktör havuzunda su seviyesi düşerken, su seviyesi kalp üzerine gelinceye kadar ve kalp susuz kaldığı andan sonraki termohidrolik analizler yapılmıştır. Bu çalışmada, reaktör kalbinin susuz kalmaya başladığı andan itibaren, plakaların hava ve su buharı ile doğal olarak soğutulduğu ve kalp tamamen susuz kaldığı anda yakıt plakalarının sıcaklığının 100 °C olduğu yaklaşımları yapılmaktadır. [28] çalışmasında da aynı yaklaşım yapılmakta ve analizler sadece su ve hava ile doğal dolaşım için yapılmaktadır.

Bu çalışmada MTR tipi yakıt elemanı kullanılan araştırma reaktörlerinde soğutucu kaybı kazası neticesinde havuz suyu alçalırken, havuz suyu;

- a) Reaktör kalbi üzerine,
- b) Reaktör kalbi üzerinden reaktör kalbi alt seviyesine ininceye kadar

gerçekleşen geçiş durumlarının incelenmesi amaçlanmaktadır. Reaktör kalbinin tamamen susuz kaldığı soğutucu kaybı kazasının son safhasında reaktör kalbi hava ile doğal dolaşım yoluyla soğutulacaktır. Fakat bu safha çalışmamızın kapsamı dışındadır.

Söz konusu analizin TR-2 Reaktörü'nün ilk kalp (küçük kalp) düzeni için yapılması hedeflenmiştir. TR-2 Reaktörü için yapılacak analizler MTR tipi yakıt elemanı kullanılan diğer reaktörler için hem nicelik hem de nitelik yönünden bir baz teşkil edecektir ve genelleştirilebilirler. Vurgulanması gereken bir diğer husus ise ; TR-2 küçük kalbi diğer kalp düzenlerine oranla en küçük ısı geçişi alanına sahip olduğundan, ısı-hidrolik açıdan en kötü durumu temsil etmektedir ve bu kalp düzeni

için yapılan analizin diğer kalp çevrimleri için tekrarına gerek olup olmadığına küçük kalp düzeni için yapılan hesaplar neticesinde karar verilebileceğidir.

5 MW gücündeki TR-2 Reaktörü, işletilmeyen TR-1 Reaktörü ile birlikte iki bölmeli fakat bağlantılı ortak bir havuzun içerisinde bulunmaktadır. Her bir reaktör kalbinden geçen soğutma suyu devrelerinin havuz çıkış boruları ile her iki kalbe ait tek bir dönüş soğuk su borusu, reaktör havuzunu oluşturan beton duvarı delip geçmektedir. Şiddetli bir deprem sonucu, bu boruların havuz beton duvarının dışında aniden giyotinle kesilmiş gibi kırılması veya havuz duvarında oluşabilecek bir çatlak sonucu soğutucu kaybı kazasına neden olacaktır. Borularda veya havuz duvarındaki kırıkların deprem sonucu veya herhangi diğer bir sebepten olması varsayımı reaktörün durma (scram) anını belirleyen unsur olacaktır. Deprem sonucu reaktörün deprem dedektörlerinden alınacak scram sinyali ile veya havuz suyu alçalırken seviye dedektörlerinden alınacak scram sinyali ile durduğu varsayılabilir. Bu durum korunmalı (scram-enabled) kaza sınıflarına girer.

Yapılacak analiz borulardan hangisinde (veya hangilerinde) olduğunu göz önüne almalıdır. Çünkü, kopmanın hangi boru veya borularda olduğu aşağıdaki parametreleri etkileyecektir:

- a) Havuz suyu seviyesinin zamana bağlı alçalmasını (dolayısıyla, kalp su giriş hızının zamana bağlı değişimini),
- b) Havuz suyu alçalırken, suyun izleyeceği yolu,
- c) Analiz zaman aralığında atık ısının zamanla değişimini.

Bu çalışmanın 2nci Bölümünde, TR-2 Reaktörü'nün soğutma sistemi ile havuzuna ait geometrik veriler sunulmuş ve çeşitli borulardaki kırılma senaryoları için havuz suyunun zamanla boşalması incelenmiştir. Bu amaçla, Genişletilmiş Bernoulli Denklemi havuz yüzeyinden kırıldığı varsayılan borunun havuz dış yüzeyindeki serbest boşalma noktasına kadar yazılarak sayısal olarak çözülmüş ve havuz suyu seviyesi ile kalpteki ortalama su hızının zamana bağlı değişimleri elde edilerek zamana bağlı üçüncü derece eğrilere uydurulmuştur.

Çalışmanın 3. Bölümünde ise levha yakıt elemanı ile iki levha yakıt elemanı arasındaki soğutucu için enerjinin korunumu prensibi kullanılarak, soğutucu ortalama

sıcaklığı ile yakıt levhası yüzey sıcaklıklarının konuma ve zamana bağlı değerlerini ifade eden kısmi diferansiyel denklemler elde edilmiştir.

4. Bölümde; 3. Bölümde elde edilen, levha yakıt elemanı ile soğutucu sıcaklıklarının konuma ve zamana bağlı değişimini ifade eden, kuple kısmi diferansiyel denklemlerin sayısal çözümü irdelenmiştir. Bu amaçla, iki yöntem kullanılarak denklemlerin çözümü üzerinde çalışılmıştır. İlk olarak, sözkonusu kısmi diferansiyel denklemlerin sonlu farklar yöntemi ile sayısal çözümü üzerinde durulmuş, havuz suyu seviyesinin kalp üst seviyesine inmesine kadar geçen süre bir akış geçişi olarak incelenmiştir. Havuz suyu seviyesinin kalp üst seviyesinden alt seviyesine kadar alçalması ile, yakıt levhaları arasında alçalan suyun yerini hava aldığından hava-su temas yüzeyi civarındaki konuma bağlı türevler için Lagrange İnterpolasyonu kullanılarak denklemler ayrıştırılmıştır.

4. Bölümde incelenen ikinci çözüm yöntemi ise, literatürde “İntegral Metodu” olarak geçen yöntemdir. Bu yöntemde; yakıt levhası ile soğutucu sıcaklıklarının kanal boyunca ortalaması tanımlanarak söz konusu kısmi diferansiyel denklemler kanal boyunca integrallerinin alınması ile ortalama soğutucu ve levha yüzeyi sıcaklıkları için zamana bağlı adi bir diferansiyel denklem setine dönüştürülmektedir. Daha sonra ise, geçiş durumu çözümlerinin kararlı durum çözümleri ile aynı profilde olduğu varsayılarak, geçiş durumu profilleri (çözümleri) elde edilmektedir.

5. Bölümde, 4. Bölümde verilen iki yöntem ile elde edilen sonuçlar birlikte verilerek karşılaştırılmıştır. Geçiş durumunun havuz suyu seviyesi reaktör kalbi üzerine gelinceye kadar olan kısmına ait sonuçlar, nominal kanal ve sıcak kanal için maksimum zarf yüzey sıcaklıklarının zamana bağlı değişimi şeklinde verilmiştir. Havuz suyu seviyesinin reaktör kalbinin üst seviyesinden alt seviyesine alçalmasına kadar olan safhaya ait sonuçlar ise, yerel kaynamanın gerçekleştiği kırık senaryolarında kaynamanın gerçekleştiği andaki zarf yüzeyi ve soğutucu sıcaklıklarının (hava ve su tarafı) eksenel dağılımı şeklinde verilmiştir. Yerel kaynamanın gerçekleşmediği kırık senaryolarında ise, reaktör kalbinin tamamen çıplak kaldığı andaki zarf yüzey sıcaklığı ile hava sıcaklığının eksenel dağılımı verilmiştir.

BÖLÜM 2

TR-2 REAKTÖRÜNÜN TANITIMI VE HAVUZ SUYU KAYBININ İNCELENMESİ

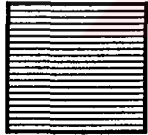
2.1. TR-2 REAKTÖRÜ

Türkiye Atom Enerjisi Kurumu(TAEK)'nin sahibi ve işleticisi olduğu, TR-2 Araştırma Reaktörü İstanbul'un batısında, Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi(ÇNAEM)'ndedir. TR-2 Reaktörü 5 MW ısı gücünde, açık havuz tipinde, MTR tipi yakıt elemanları kullanan, su soğutmalı ve yavaşlatıcılı bir reaktördür.

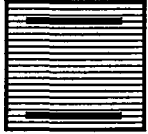
Nükleer teknolojinin yurt içindeki gelişimine katkıda bulunmak için araştırma ve geliştirme çalışmaları yürütmek, tıp ve endüstri alanlarında kullanılan radyoizotopları üretmek ve ileride yapılması muhtemel nükleer tesislerde görev alabilecek personelin yetiştirilmesine katkıda bulunmak amaçlarıyla kurulan TR-2 Reaktörü ilk defa 1981 yılında kritik olmuş ve 1995 yılında Reaktör binasının deprem dayanıklılığının incelenmesi ve Güvenlik Analizi Raporu(GAR)'nda saptanan eksikliklerin tamamlanması için durdurulmuştur. TR-2'nin lisanslama süreci halen devam etmektedir.

TR-2 Reaktörü ilk kalbini (küçük kalb), %93 oranında zenginleştirilmiş ağırlikçe %22 U-%78 Al alaşımından meydana gelen plaka tipi yakıt elemanları ile berilyum yansıtıcılar oluşturmaktadır. 5 MW gücünde olan ve 10 adeti standart, 4 adeti kontrol elemanı olmak üzere yüksek zenginlikte yakıtlar kullanan TR-2 Reaktörünün küçük kalp düzeni Şekil 2.1'de gösterilmektedir. Yüksek zenginlikteki yakıt elemanlarına ait fiziksel özellikler ise Tablo 2.1'de sunulmuştur.

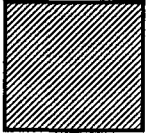
11	21	31	41	51	61	71	81
12	22	32	42	52	62	72	82
13	23	33	43	53	63	73	83
14	24	34	44	54	64	74	84
15	25	35	45	55	65	75	85
16	26	36	46	56	66	76	86
17	27	37	47	57	67	77	87
18	28	38	48	58	68	78	88



Yakıt Elemanı



Kontrol Elemanı



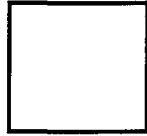
Berilyum Yansıtıcı



Su Kutusu



Işınlama Elemanı



Alüminyum Tapa

Şekil 2.1. TR-2 Reaktörü'nün küçük kalp düzeni

Tablo 2.1. Yüksek zenginlikteki yakıt elemanının fiziksel özellikleri*

	Standart	Kontrol	İşinlama
U-235 zenginlik oranı	%93	%93	%93
U-235 g/plaka	12.2	12.2	12.2
Yakıt plaka sayısı	23	17	12
U-235 g/eleman	280.6	207.4	146.4
Yakıt levhası kalınlığı	1.27	1.27	1.27
Yakıt özü kalınlığı	0.51	0.51	0.51
Zarf kalınlığı	0.38	0.38	0.38
Levha genişliği	71	71	71
Yakıt özü genişliği	59.2-65.4	59.2-65.4	59.2-65.4
İç levha boyu	625.9	625.9	625.9
Dış levha boyu	709.0	1255.0	709.0
Yakıt özü boyu	586-610	586-610	586-610
İki levha arası aralık	2.1	2.1	2.1
Yakıt levhasının yüzeyi	76.1x80	76.1x80	76.1x80
Yakıt elemanı boyu	873	1419	873
Yakıt elemanı kütlesi (g/eleman)	5600	7500	4850

* Bütün uzunluklar mm cinsindendir.

2.2. HAVUZ SUYUNUN KAYBI

2.2.1. Reaktör Havuzu ve Soğutma Sistemi

5 MW gücündeki TR-2 Reaktörü, işletilmeyen TR-1 Reaktörü ile birlikte iki bölmeli fakat bağlantılı ortak bir havuzun içerisinde bulunmaktadır. Her bir reaktör kalbinden geçen soğutma sistemi devrelerinin reaktör havuzu çıkış boruları ile her iki kalbe ait tek bir dönüş soğuk su borusu, reaktör havuzunu oluşturan beton duvarı delip geçmektedir. Şekil 2.2’de TR-1 ve TR-2 Reaktörlerinin bir bölmeyle ayrıldığı ortak havuzun düşey kesiti ile soğutma sistemi akış şeması verilmektedir.

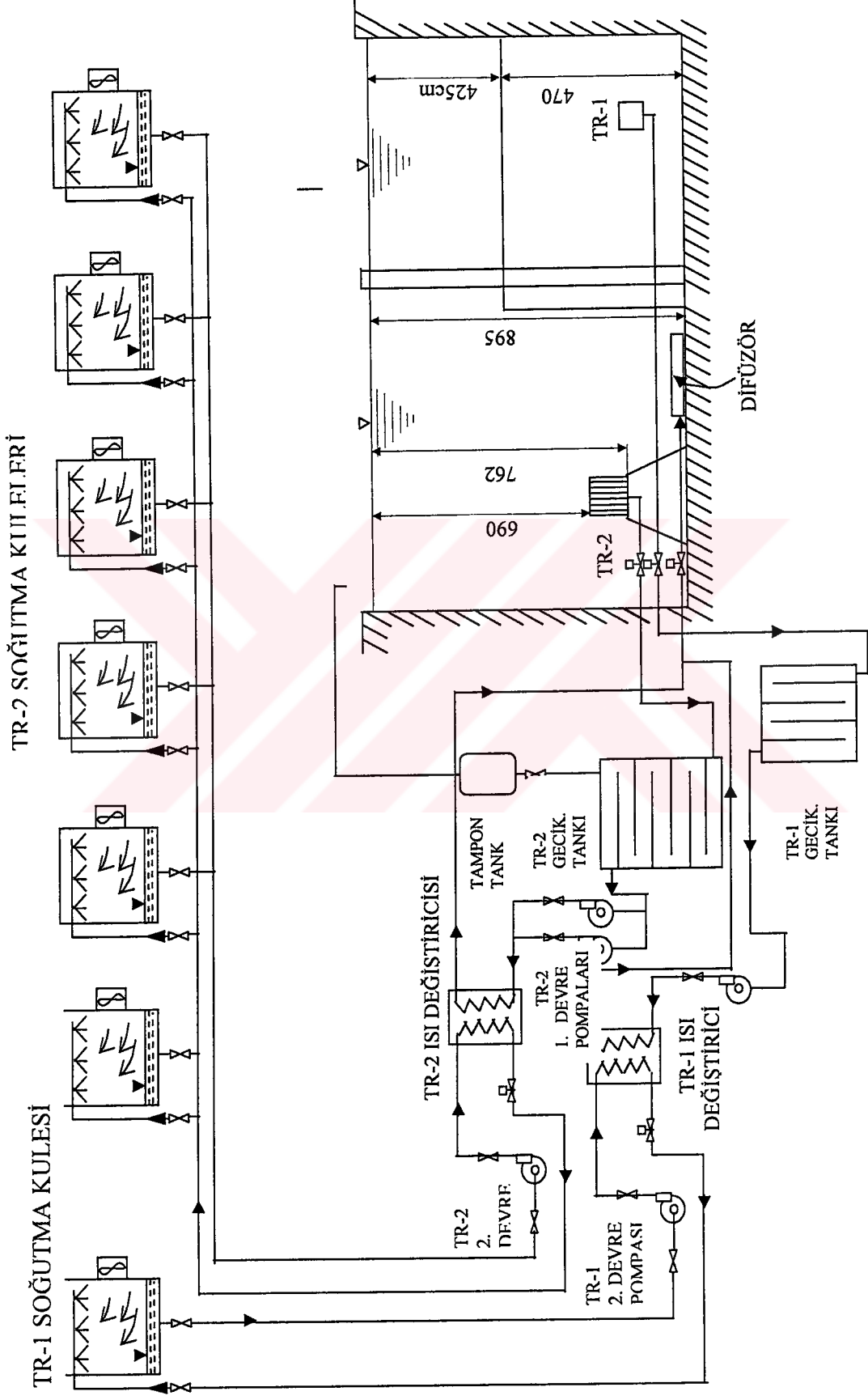
Reaktör havuzu büyük ve küçük kısım olmak üzere iki bölmelidir. Büyük bölmede TR-2 Reaktörü'nün kalbi, küçük bölmede ise yakıt elemanları çıkarılmış TR-1 Reaktörü'nün kalbi bulunmaktadır. Derinliği 920 cm olan havuzun büyük bölmesinin boyutları 570 cm x 610 cm dir. Havuzun küçük bölmesi ise alt kısımda 295 cm x 250 cm, üst kısımda 500 cm x 430 cm dir. Havuzun toplam hacmi 443 m^3 olup, büyük bölme 310 m^3 küçük bölme 133 m^3 'dür.

Havuz suyunun havuz dışı ile bağlantısı, TR-1 ve TR-2 reaktörlerinin birinci soğutma devresinin kalp çıkış boruları ve bunların ortak dönüş borusu olan difüzör borusu ile temizleme devresinin dört ayrı borusu tarafından sağlanır.

Reaktör havuzunun büyük bölmesinin duvarları, ışınlama tüpleri katında 135 cm, küçük bölmesinin duvarları 175 cm kalınlığında baritli betondur. Bu duvar kalınlıkları orta katta 90 cm, giriş katında 50 cm olup normal betondur. Havuzun iç yüzeyi 304 kalite 3 mm kalınlığında paslanmaz çelikle kaplanmıştır. Bu yapıdaki havuz duvarlarının ileri derecede zarar görerek su kaybına neden olması mümkün değildir.

Birinci devre soğutma sistemine ait 10" lik TR-2 ve 8" lik TR-1 soğutma boruları ASTM A312 TP304L normlu paslanmaz çelik borular olup, havuzdan çıktıktan sonra, uzaktan kumandalı motorize vanalardan geçerek geciktirme tanklarının bulunduğu bölmeye bağlanmakta ve oradan da pompa dairesine geçmektedir. Havuz dönüş borusu olan difüzör borusu 12" lik ASTM A312 TP304L normlu paslanmaz çelik bir borudur.

Şiddetli bir deprem sonucu, bu boruların havuz beton duvarının dışında aniden giyotinle kesilmiş gibi kırılması veya havuz duvarında oluşabilecek bir çatlak sonucu soğutucu kaybı kazasına neden olacaktır. Borularda veya havuz duvarındaki kırıkların deprem sonucu veya herhangi diğer bir sebepten olması varsayımı reaktörün durma(scram) anını belirleyen unsur olacaktır. Deprem sonucu reaktörün deprem dedektörlerinden alınacak scram sinyali ile veya havuz suyu alçalırken seviye dedektörlerinden alınacak scram sinyali ile durduğu varsayılmaktadır. Korunmasız (scram-disabled) kaza durumları ise ayrı bir çalışma konusudur ve bu çalışmada reaktörün soğutucu kaybı kazası başladığı anda durduğu varsayılmaktadır.



Şekil 2.2. Reaktör soğutma sistemi

Havuz duvarlarında oluşabilecek olası bir çatlak göreceli olarak daha düşük olasılıklı olduğundan analiz dışı bırakılmıştır. Yapılacak analiz borulardan hangilerinde kırık olduğunu göz önüne almalıdır. Çünkü, kopmanın hangi boru veya borularda olduğu aşağıdaki parametreleri etkileyecektir:

- Havuz suyunun alçalmasının zamana bağlılığını (dolayısıyla kalp su giriş hızının zamanla azalmasını),
- Havuz suyu alçalırken, suyun izleyeceği yolu (örneğin, sadece TR-2 çıkış borusunun kopması TR-2 kalbinin daha iyi soğutulmasını sağlamasına rağmen boşalma süresi azalacağından atık ısı göreceli olarak daha yüksek olacaktır),
- Analiz zaman aralığında atık ısının zamanla değişimini.

2.3. ÇEŞİTLİ KIRIK SENARYOLARI İÇİN HAVUZ SUYUNUN KAYBI

Havuz suyunun kaybının incelenmesinde kullanılan havuza ve soğutma borularına ait geometrik veriler Tablo 2.2’de verilmiştir.

Tablo 2.2. Geometrik veriler

TR-2 çıkış borusu iç çapı(m)	D_1	0.254
TR-1 çıkış borusu iç çapı(m)	D_2	0.202
Difüzör borusu iç çapı(m)	D_3	0.3048
Havuz suyu başlangıç yüksekliği(m)	z_0	8.95
Havuz kesitinin değiştiği yükseklik(m)	z_c	4.70
Havuz yüzeyinin kesit alanı(m ²)	A_H	56.27 4.70 < z ≤ 8.95
		45.15 z ≤ 4.70
Kalp üst seviyesinin havuz tabanından yüksekliği(m)	z_u	2.06
Kalp alt seviyesinin havuz tabanından yüksekliği(m)	z_a	1.33

2.3.1. TR-2 Soğutma Borusunun Kırılması

Genişletilmiş Bernoulli Denklemi havuz yüzeyinden TR-2 soğutma borusunun kırıldığı varsayılan havuz çıkışına kadarki akış çizgisi boyunca yazılırsa;

$$\int_1^4 \frac{\partial u}{\partial t} ds + \frac{P_4}{\rho_4} + \frac{u_4^2}{2} + gz_4 = \frac{P_1}{\rho_1} + \frac{u_1^2}{2} + gz_1 - \Delta P_t \quad (2.1)$$

elde edilir. “4” indisi TR-2 soğutma borusu kırık kesitinden serbest boşalma noktasını, “1” indisi akış çizgisinin başlangıcı olan havuz yüzeyini temsil etmektedir. u , t , P , ρ , g sırasıyla soğutucu hızı, zaman, basınç, yoğunluk ve yerçekimi ivmesini göstermektedir.

ΔP_t : TR-2 kalbi ve borusundaki toplam basınç kaybıdır ve şu bileşenlerden oluşmaktadır:

$$\Delta P_t = \Delta P_c + \Delta P_b \quad (2.2)$$

Q :debi (m^3 /saat) olmak üzere, ΔP_c TR-2 kalbindeki toplam basınç düşümüdür(mSS) ve aşağıdaki şekilde[30] deneysel olarak ölçülmüştür;

$$\Delta P_c = 3.35 \times 10^{-3} \cdot Q^{1.784} \quad (2.3)$$

ΔP_b ise Q : debi (m^3 /s) olmak üzere, TR-2 soğutma borusundaki dirsek kayıpları, hazne çıkış kaybı ve sürekli kayıpların toplamıdır (mSS) ve aşağıdaki şekilde hesaplanmıştır[27];

$$\Delta P_b = 50.95 Q^2 \quad (2.4)$$

Havuz yüzeyi ve kırılan TR-2 soğutma borusunun çıkışında basınçlar eşit ve atmosfer basıncına eşit alınabilir($P_1=P_4=P_{atm}$). Ayrıca, akış çizgisi boyunca havuz yüzeyi ve kalp giriş noktasındaki su yoğunlukları da eşit alınabilir($\rho_1=\rho_2$). Havuz yüzeyinin alçalma hızı çok düşük olduğundan $u_1 \approx 0$ varsayılabilir. Tüm bu

yaklaşımlar kullanılarak (2.1) eşitliğinin solundaki ilk terim şu şekilde düzenlenebilir:

$$\int_1^4 \frac{\partial u}{\partial t} ds = \int_1^2 \frac{\partial u}{\partial t} ds + \int_2^3 \frac{\partial u}{\partial t} ds + \int_3^4 \frac{\partial u}{\partial t} ds \cong \int_2^3 \frac{\partial u}{\partial t} ds + \int_3^4 \frac{\partial u}{\partial t} ds = L_c \frac{du_c}{dt} + L \frac{du_4}{dt} \quad (2.5)$$

“1” ve “4” indisleri daha önce tanımlandığı gibidir. “2” ve “3” indisleri ise sırasıyla akış çizgisinde kalp giriş noktasını ve çıkış noktasını temsil etmektedirler.

(2.5) denkleminde, havuz yüzeyi(“1”) ile kalp giriş noktası(“2”) arasındaki hızlar hem çok düşük hem de birbirine çok yakın değerler olduğu için “1” ve “2” noktaları arasındaki integral terimi ihmal edilmiştir. L_c ve L sırasıyla TR-2 kalp yüksekliği ile TR-2 soğutma borusunun toplam uzunluğu, u_c ve u_4 ise kalpteki ortalama su hızı ile TR-2 borusundaki ortalama su hızlarıdır.

Havuz suyu ancak TR-2 borusunun belirli bir seviyesine kadar düşebileceğinden, $z_1 - z_4 = h$ tanımlayıp (2.5) denklemini (2.1) denkleminde yerine koyduktan sonra gerekli sadeleştirmeleri yaparak

$$L_c \frac{du_c}{dt} + L \frac{du_4}{dt} + \frac{u_4^2}{2} = gh - \Delta P_t \quad (2.6)$$

elde edilir. Kütle korunumu denklemi kalpteki ve TR-2 borusundaki debilerin eşitliği olarak şu şekilde yazılabilir;

$$u_c A_c = u_4 A_4 \Rightarrow u_c = \frac{u_4 A_4}{A_c} \quad (2.7)$$

Yukarıdaki eşitlikte A_c reaktör kalbindeki toplam akış alanı, A_4 ise TR-2 borusu kesit alanıdır. (2.6) ve (2.7) denklemleri u_4 için düzenlenirse

$$(L_c \cdot \frac{A_4}{A_c} + L) \frac{du_4}{dt} + \frac{u_4^2}{2} = gh - \Delta P_t \quad (2.8)$$

elde edilir. Kalpteki ortalama su hızının (u_c) ve havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimini bulabilmek için (2.2) (2.7)'ve (2.8) denklemlerinin birlikte kullanılması gerekmektedir. (2.8) denklemi doğrusal olmayan bir denklemdir ve aşağıdaki şekilde ayrıklaştırılmıştır.

$$(L_c \cdot \frac{A_4}{A_c} + L) \frac{u_4(t + \Delta t) - u(t)}{\Delta t} + \frac{u_4^2(t)}{2} = g \cdot h(t) - \Delta P(t) \quad (2.9)$$

Bu denklemin çözümü için $u_4(0)$ başlangıç koşulu ile $h(0)$ başlangıç koşullarının bilinmesi gerekmektedir. Oysa sadece havuz yüksekliğinin $t=0$ anındaki değeri ($h(0)$) değeri bilinmektedir. $u_4(0)$ 'ın tayini için iteratif bir metod uygulanmıştır. Bu metod, eğer, havuz suyu kırık olan TR-2 soğutma borusundan sürtünmesiz boşalsaydı, bu boşalma hızının $t=0$ 'daki değerinin

$u_4(0) = \sqrt{2 \cdot g \cdot h(0)}$ olacağı gözönüne alınarak

$$u_4^{(n+1)}(0) = \sqrt{\alpha^{(n+1)} \cdot g \cdot h(0)} \quad (2.10)$$

şeklinde bir yaklaşımdır. Burada, α sonraki zaman adımında havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki ortalama su hızının zamana bağlı değerlerinde salınımaya yol açmayacak ve başlangıç hızı tayininde kullanılan bir iterasyon değişkenidir. Kullanılan algoritma Şekil 2.3'deki şemada verilmektedir.

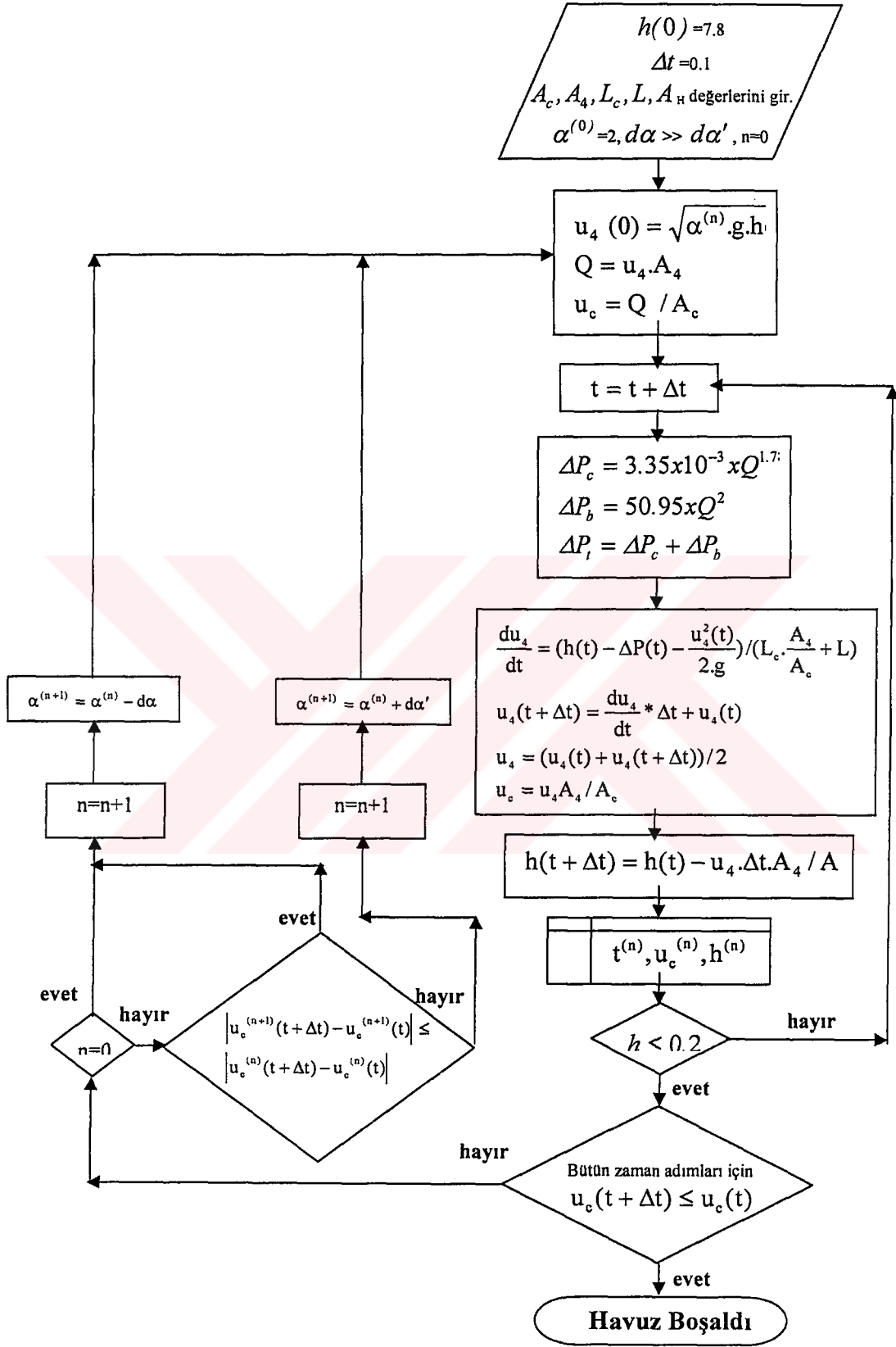
2.3.2 TR-1 Borusunun Kırılması

TR-1 Borusunun reaktör havuzu çıkışında kırılması durumunda, havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki ortalama su hızının zamanla değişiminin incelenmesinde daha öncekinin benzeri bir metod uygulanmıştır. Fakat, şu değişiklikler kullanılan algoritmaya uyarlanmıştır:

a) Toplam basınç kaybı terimi için

$$\Delta P_t = 249.6 \times Q_1^2 + 0.413 \times Q_1^{1.18} \quad (2.11)$$

ifadesi kullanılmıştır[27]. Bu ifade, hazne giriş kaybı, hazne çıkış kaybı, dirsek



Sekil 2.3. TR-2 Borusunun kırılmasında kullanılan algoritma

kayıpları gibi yerel kayıpları ve boru boyunca sürekli kayıpları içermektedir. Q_1 , TR-1 borusundaki debiyi(m^3/s), ΔP_t ise toplam basınç kaybını(mSS) göstermektedir.

b) Su sadece TR-1 borusundan boşaldığı için, kalpten geçen suyun debisini havuz seviyesinin alçalma hızı belirleyecektir. TR-1 borusundan boşalan suyun hızı ile havuz suyunun alçalma hızlarını sırasıyla u_1 ve u_H ile gösterirsek kütle korunumu denkleminden kalpteki suyun ortalama hızı için

$$u_H = A_1 u_1 / A_H \quad (2.12)$$

elde ederiz. A_1 , TR-1 borusu kesit alanını, A_H ise havuz yüzey alanını göstermektedir.

2.3.3. Difüzör Borusunun Kırılması

TR-1 borusunun kırılmasını incelerken yapılarına benzer değişiklikler kullanılan algoritmaya uygulanmıştır:

a) Toplam basınç kaybı terimi için

$$\Delta P_t = 22.65 \times Q_2^2 \quad (2.13)$$

ifadesi kullanılmıştır[27]. Bu ifade, hazne giriş kaybı, hazne çıkış kaybı, dirsek kayıpları gibi yerel kayıpları ve boru boyunca sürekli kayıpları içermektedir. Q_2 , difüzör borusundaki debiyi(m^3/s), ΔP_t ise toplam basınç kaybını(mSS) göstermektedir.

2.3.4. Herhangi iki Borunun veya Tüm Boruların Kırılması

TR-1, TR-2 veya Difüzör borularından herhangi ikisinin veya tümünün kırılması durumunda

$$(Q + Q_1 + Q_2)dt = -A.dh \quad (2.14)$$

bağıntısının solundaki debilerden seçilenler kullanılmıştır. Herbir boru kırığı için , daha önce anlatıldığı gibi, havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki suyun ortalama

hızının zamanla değişimini ayrı ayrı hesaplayabildiğimizden dolayı problem standart bir havuz problemine dönüşmektedir. Örneğin, TR-1 ve TR-2 borularının kırılması senaryosunda yukarıdaki denklem

$$(Q + Q_1)dt = -A.dh \quad (2.15)$$

şeklini alacaktır. Herbir Δt zaman aralığında TR-2 borusundan boşalan suyun debisi Q ile TR-1 borusundan boşalan suyun debisi Q_1 , daha önce anlatıldığı gibi ayrı ayrı hesaplanabilmektedir. Toplam boşalma debisi $Q + Q_1$ 'in (2.15) eşitliğinde yerine konulması, havuz seviyesindeki alçalmayı Δh 'ı bulmamızı sağlayacaktır. Buradan belirleyeceğimiz yeni havuz seviyesi $h(t + \Delta t) = h(t) - \Delta h$, TR-1 veya TR-2 borularının kırılmalarını irdeleyen alt programlar için girdi olacak ve yeni zaman adımı için aynı hesaplar yinelenenecektir.

2.4. BİRLEŞİK TAŞINIM VE DOĞAL DOLAŞIM REJİMLERİNİN OLUŞMASI[24]

Araştırma reaktörlerinin birçoğunda reaktör kalbi, normal çalışma esnasında aşağıya doğru zorlamalı taşınım, reaktör durduktan sonra ise atık ısıyı kalpten uzaklaştıran doğal taşınım ile soğutulur. Bu yüzden, doğal dolaşımın sağlanabilmesi amacıyla pek çok araştırma reaktöründe doğal dolaşım valfleri bulunur ve geçiş durumu sırasında akış oranı bu valfin açılması ile perturbe edilir. Doğal dolaşım valfinin açıldığı esnada, bir birleşik taşınım rejimi oluşmaya başlar. Araştırma reaktörlerinde zorlamalı dolaşımdan doğal dolaşıma geçişi deneysel olarak inceleyen çalışmalara [31] örnek olarak gösterilebilir.

Zorlamalı dolaşım rejiminden doğal dolaşım rejimine geçiş durumunu, zorlamalı akışın azalması ve atık ısı ile beslenen doğal dolaşım itici kuvvetinin artışı belirler. Doğal dolaşım valfi (klapesi) açıldığı anda soğutucu akışı aşağı doğru olduğundan soğutucu kanalındaki suya etki eden gerek kaldırma kuvveti (buoyancy force) gerekse sürtünme kuvveti akışı azaltacak şekilde ve akışa zıt yöndedir. Isıtılan bir su sütununun ağırlığı ortam sıcaklığındaki bir su sütunun ağırlığından küçüktür ve bu su sütununa etkiyen kaldırma kuvveti aşağıdaki gibidir:

$$F_B = g(\bar{\rho} - \rho_{amb})A_c L_c \quad (2.16)$$

F_B : kaldırma kuvveti (N)

g : yerçekimi ivmesi (m/s^2)

$$\bar{\rho} = \frac{1}{L_c} \int_0^{L_c} \rho(z) dz : \text{su sütununun ortalama yoğunluğu (kg/m}^3 \text{)}$$

ρ_{amb} : havuz suyu sıcaklığındaki su yoğunluğu (kg/m^3)

A_c : kesit alanı (m^2)

L_c : soğutucu kanalının ısıtılan yüksekliği.

Soğutucu kanalındaki suya etkiyen sürtünme kuvveti ise aşağıdaki gibidir :

$$F_F = \frac{(\rho u)_{in}^2}{2} A_c \left[\frac{1}{2\rho_{in}} + \sum_{i=1}^n \frac{f \Delta z_i}{\rho_i D_H} + \frac{1}{\rho_{out}} \right] \quad (2.17)$$

F_F : sürtünme kuvveti (N)

ρ_{in} : kanal girişinde soğutucu yoğunluğu (kg/m^3)

ρ_{out} : kanal çıkışında soğutucu yoğunluğu (kg/m^3)

ρ_i : kanalın n'inci nodundaki soğutucu yoğunluğu (kg/m^3)

f : sürtünme katsayısı

D_H : soğutucu kanalı hidrolik çapı (m).

Parantezin birinci ve üçüncü terimleri giriş ve çıkış kayıplarını, ortadaki terim ise soğutucu kanalı boyunca sürekli kayıpları göstermektedir. Sürtünme katsayısı f için aşağıdaki bağıntılar kullanılabilir[23] :

$$f = 0.0056 + 0.5 * Re^{-0.32} \quad (Re > 3000) \quad (2.18)$$

$$f = (0.0056 + 0.5 * Re^{-0.32} + \frac{96}{Re})/2 \quad (3000 \geq Re \geq 2000) \quad (2.19)$$

$$f = \frac{96}{Re} \quad (Re < 2000). \quad (2.20)$$

Doğal dolaşım klapesinin açılmasıyla başlayan birleşik taşınım rejimi için soğutucu kanalındaki su sütununa Newton'un İkinci Kanunu uygulanırsa;

$$\bar{\rho} A_c L_c \frac{du}{dt} = -(F_B + F_F) \quad (2.21)$$

elde edilir. Klapelerin açılması ile başlayan birleşik taşınım rejimi soğutucu hızının sıfıra düşmesi ile sona erer. Bu noktadan itibaren kaldırma kuvveti etkili olmaya başlar ve akış tersine döner (flow reversal-flow inversion-recirculation). Akışın tersine dönmesiyle doğal dolaşım rejimi başlar ve bu rejimde kaldırma kuvveti sürtünme kuvveti ile dengeleninceye kadar akış oranı artmaya devam eder. Doğal dolaşım rejiminde soğutucu kanalındaki su sütunu için Newton'un İkinci Kanununu şu şekilde yazabiliriz:

$$\bar{\rho} A_c L_c \frac{du}{dt} = F_B - F_F \quad (2.22)$$

Doğal taşınım rejimini tanımlayan (2.22) eşitliği ile birleşik taşınım rejimini tanımlayan (2.21) eşitliği mukayese edilirse; ilkinde hem kaldırma hem sürtünme kuvvetlerinin aynı yönde ve akış oranını azaltacak şekilde akışa ters etkidiği, ikincisinde ise tersine akışı sağlayan kaldırma kuvvetinin akış ile aynı yönde sürtünme kuvvetinin ise akışı engelleyen yönde olduğu görülebilir.

BÖLÜM 3

ISIL-HİDROLİK MODEL

3.1. ENERJİ KORUNUM DENKLEMLERİ

3.1.1. Yakıt Plakasında Enerji Dengesi[23]

Şekil 3.1’de gösterilen yakıt plakasının hacim elemanı dV’deki toplam enerji değişimi Q* şu şekilde ifade edilebilir:

$$\frac{dQ^*}{dt} = \frac{\partial}{\partial t} \int_V Q_v dV + \int_S \vec{Q}_s \cdot d\vec{S} \quad (3.1)$$

Yukarıdaki eşitlikte, sağ taraftaki birinci terim dV hacmi içerisindeki anlık enerji değişimini, ikinci terim ise dV hacminin dS yüzeyi boyunca anlık ısı akısını göstermektedir. Yukarıdaki denklem şu şekilde yazılabilir:

$$\frac{dQ^*}{dt} = \frac{\partial}{\partial t} \int_V dm C_p \Delta T_W + 2h \int_S (T_W - T_b) \cdot d\vec{S} \quad (3.2)$$

veya

$$\frac{dQ^*}{dt} = \int \rho_p W' t_p C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} dz + 2h W' \int (T_w - T_b) dz \quad (3.3)$$

Yukarıda kullanılan değişkenler aşağıdakileri ifade etmektedir :

Q* : kontrol hacmindeki toplam enerji değişimi(J),

ρ_p : yakıt levhası yoğunluğu (kg/m³),

W' : yakıt levhasının güç üretilen genişliği(m),

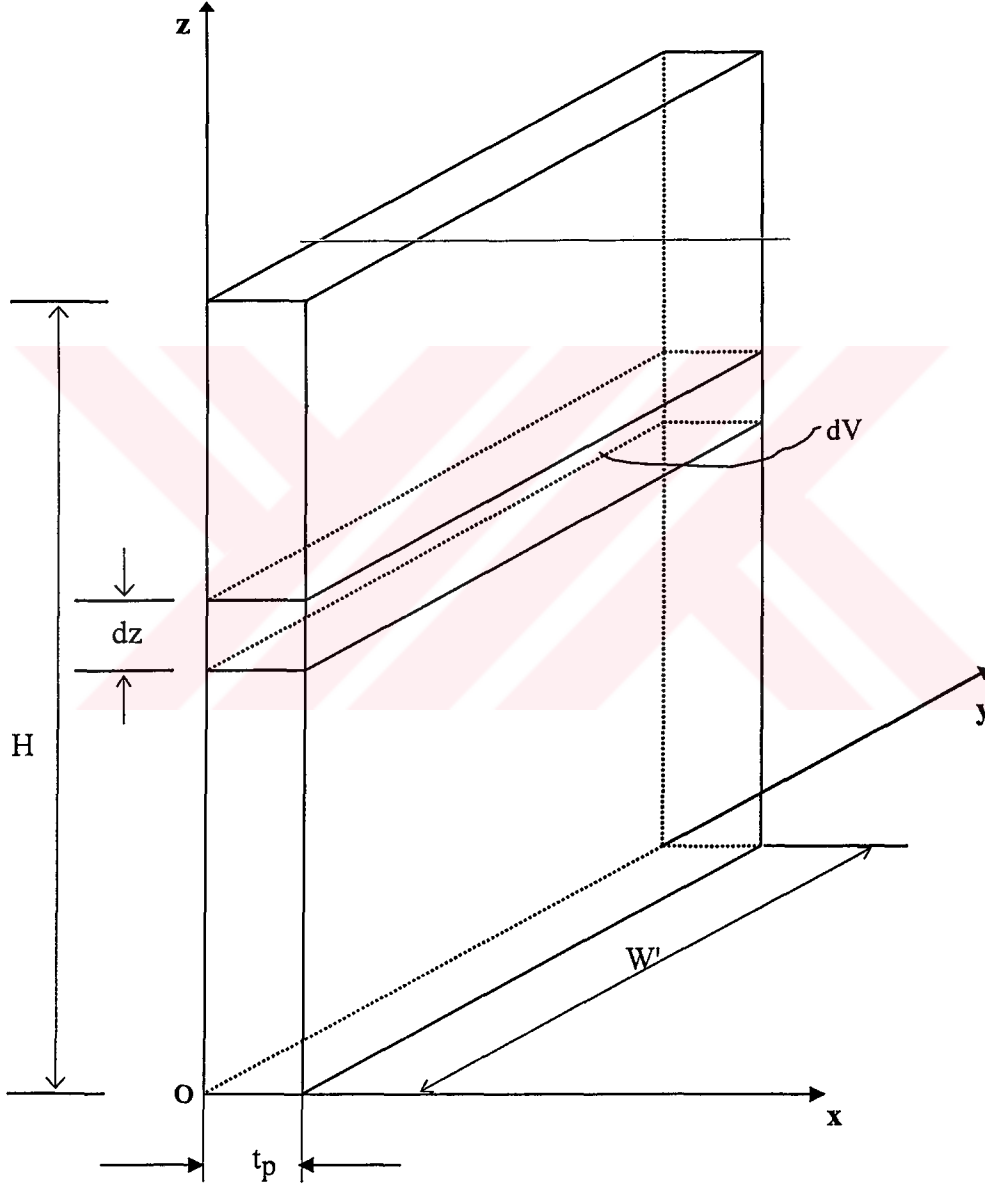
t_p : yakıt levhası kalınlığı(m),

C_p : yakıt özgül ısısı($J/kg \cdot ^\circ C$),

T_w : yakıt levhasının yüzey sıcaklığı($^\circ C$),

T_b : akışkan ortalama sıcaklığı($^\circ C$),

h : ısı taşınım katsayısı ($W/m^2 \cdot ^\circ C$).



Şekil 3.1. Yakıt levhası enerji dengesi

$$\frac{dQ^*}{dt} = \frac{\partial}{\partial t} \int Q(z,t) dz \quad (3.4)$$

Şeklinde tanımlarsak (3.3) denklemi

$$\frac{\partial}{\partial t} \int Q(z,t) dz = \int \rho_p W'_l C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} dz + 2hW' \int (T_w - T_b) dz \quad (3.5)$$

olur. $Q(z,t)$: Yakıt levhasında birim uzunluk başına enerji üretimidir(J/m). Sonuç olarak yakıt levhası kontrol hacmi için aşağıdaki enerji dengesi denklemi elde edilir:

$$\frac{dQ}{dt} = \rho_p W'_t C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} + 2hW'(T_w - T_b) \quad (3.6)$$

Her iki tarafı W' ile bölüp ısı akısı

$$q'' = \frac{1}{W'} \frac{dQ}{dt} \quad (3.7)$$

şeklinde tanımlanırsa

$$q''(z,t) = \rho_p t_p C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} + 2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) \quad (3.8)$$

elde edilir.

3.1.2. Soğutucu Kanalı Enerji Dengesi[24]

Şekil 3.2’de gösterilen hacim elemanı dV için enerji dengesi denklemi

$$2hW'dz(T_w - T_b) = dmC_w \frac{\partial T_b}{\partial t} + \dot{m}C_w \frac{\partial T_b}{\partial z} dz \quad (3.9)$$

şeklinde yazılabilir. Bu eşitlikte:

dm : hacim elemanı kütesini (kg),

$\dot{m}$: kütleli debiyi (kg/s),

C_w : suyun özgül ısısını (J/kg.°C)

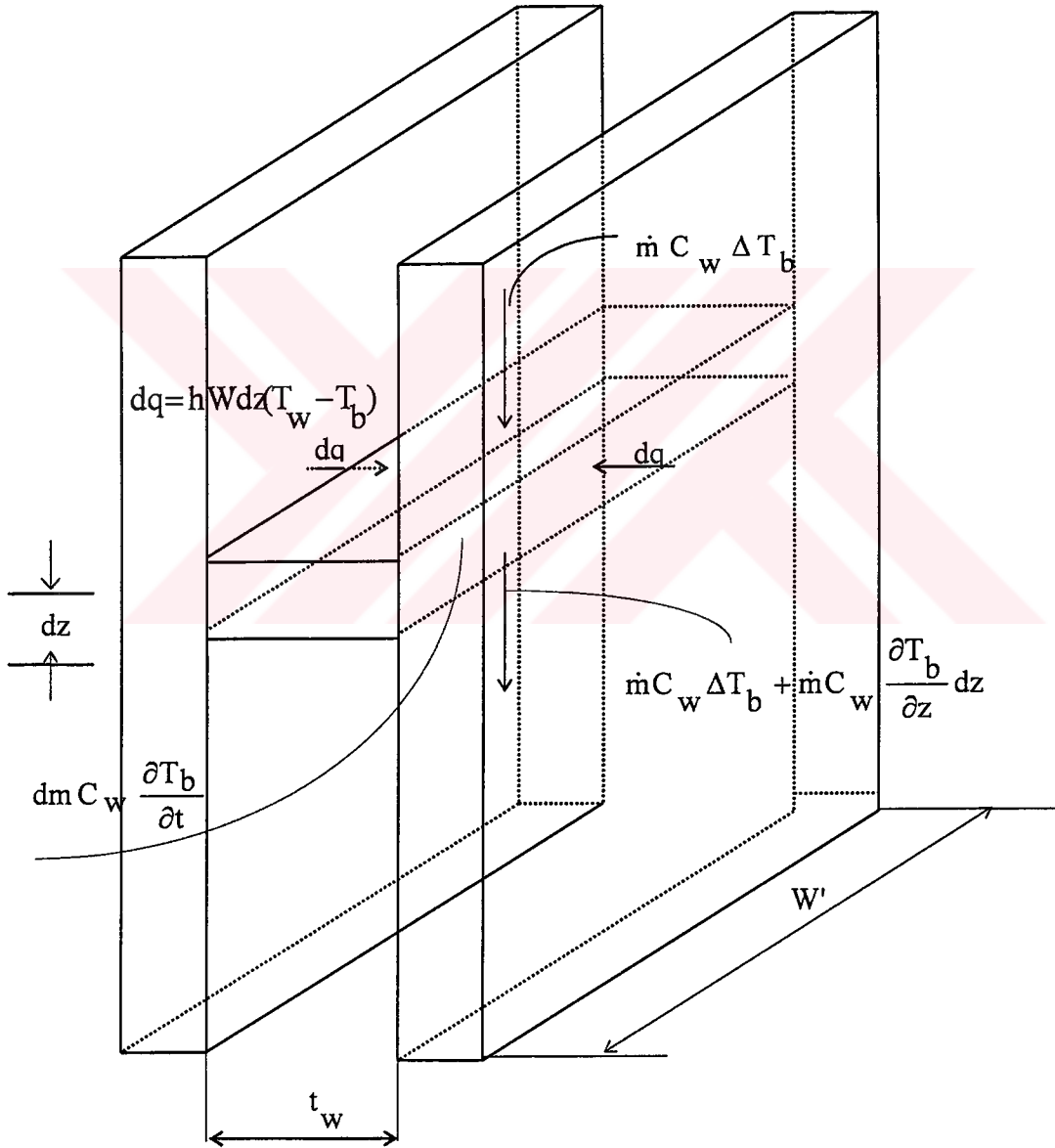
temsil etmektedir. Diğer değişkenler ise daha önce tanımlandığı gibidir.

Kütlesel debi ile kontrol hacmi kütlesi

$$\dot{m} = \rho u_t W \quad (3.10)$$

$$dm = \rho W t_w dz \quad (3.11)$$

şeklinde yazılabilir.



Şekil 3.2. Soğutucu kanalı enerji dengesi

(3.10) ile (3.11) eşitlikleri (3.9)'da yerine konulup gerekli sadeleştirmeler yapılırsa soğutucu kanalı için

$$2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) = \rho \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{\partial T_b}{\partial t} + \rho u \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{\partial T_b}{\partial z} \quad (3.12)$$

enerji korunum eşitliği elde edilir. Burada:

ρ : soğutucu yoğunluğunu (kg/m^3),

t_w : soğutucu kanalı kalınlığını (m),

W : soğutucu kanalı genişliğini (m),

u : soğutucu hızını (m/s),

göstermektedir.

3.2. YAKIT LEVHASI ISI AKISININ HESABI

TR-2 reaktörü kalbinde yakıt levhalarından oluşan standart, kontrol ve ışınlama yakıt elemanı olmak üzere üç tip yakıt elemanı bulunmaktadır. Bu üç tip yakıt elemanının yakıt levhaları ısı geçişi yüzeylerine ait veriler aşağıdaki gibidir[30]:

- bir levhanın toplam ısı geçiş alanı = 743.2 cm^2
- bir standart elemanın ısınan yüzeyi = 17094.5 cm^2
- bir kontrol elemanın ısınan yüzeyi = 12635 cm^2
- bir ışınlama yakıt elemanının ısınan yüzeyi = 8919 cm^2 .

Şu halde N_s adet standart, N_k adet kontrol, N_l adet ışınlama yakıt elemanından oluşan kalp için toplam ısı geçiş alanı

$$S_{kalp} = 17094.5 \times N_s + 12635 \times N_k + 8919 \times N_l \quad (3.13)$$

olmaktadır. TR-2 Reaktörü'nün küçük kalbinde 10 standart, 4 kontrol yakıt elemanı olduğu gözönüne alınırsa toplam ısı geçiş alanı $S_{kalp} = 221\,485 \text{ cm}^2$ olmaktadır.

Ortalama ısı akısı ısı geçiş yüzeyine bağlı olarak

$$q''_{\text{ort}} = \frac{P}{S_{\text{kalp}}} \quad (3.14)$$

şeklinde yazılabilir. Burada:

P: yakıt levhalarında açığa çıkan toplam gücü (W),

S_{kalp} : toplam ısı geçişi alanını (m^2)

göstermektedir. Genel olarak yakıt levhalarında açığa çıkan gücün, reaktörün nominal gücünün %90'ı kadar olduğu kabul edilir. Buna göre bir önceki bağıntı

$$q''_{\text{ort}} = 0.9 \frac{P_N}{S_{\text{kalp}}} \quad (3.15)$$

olur. Burada:

q''_{ort} : kalp ortalama ısı akısını (W/cm^2),

P_N : reaktörün nominal gücünü (W),

S_{kalp} : toplam ısı geçişi alanını (cm^2)

göstermektedir. Reaktör nominal gücü 5 MW olduğu zaman

$$q''_{\text{ort}} = 20.32 \text{ W}/\text{cm}^2 \quad (3.16)$$

olarak bulunur.

Yakıt levhası ısı akısının uzaysal dağılımını aşağıdaki gibi alabiliriz.

$$q''(y, z) = q''_o \sin\left(\frac{\pi y}{W'}\right) \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) \quad (3.17)$$

Bu durumda ortalama levha ısı akısı için,

$$q''_{ort} = \frac{\int_0^H \int_0^{W'} q''(y,z) dy dz}{\int_0^H \int_0^{W'} dy dz} = \frac{4}{\pi^2} q''_o \quad (3.18)$$

yazılabilir. Burada:

q''_{ort} : yakıt levhası yüzeyinin merkezindeki ısı akısı (W/m^2)

W' : yakıt levhası genişliği (m)

H : yakıt levhası yüksekliği(m)dir.

Yapılan analizde akışın “z” eksenini boyunca tek boyutlu olduğu kabul edildiğinden ısı akısının “y” eksenini boyunca ortalaması alınabilir:

$$q''(z) = \frac{\int_0^{W'} q''(y,z) dy}{\int_0^{W'} dy} \quad (3.19)$$

$$q''(z) = \frac{2}{\pi} q''_o \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) = \frac{\pi}{2} q''_{ort} \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) \quad (3.20)$$

3.2.1. Atık Isının Gözönüne Alınması

Reaktör durdurulduktan sonra, fisyon ürünlerinin radyoaktif bozunumu sonucu sürekli olarak bir atık ısı üretimi gerçekleşir. Bu atık ısı, genel olarak, reaktör durdurulmadan önceki nominal güç ile çalışma süresine bağlıdır. Bu iki parametre reaktör kalbinde üretilen fisyon ürünlerinin miktarını belirlemektedir.

Atık ısının belirlenmesinde birkaç yöntem kullanılmaktadır. Bunlardan ilki fisyon ürünlerinin Beta ve Gama radyasyonlarının ampirik yayılım oranlarının integrasyonudur. Bir yakıt elemanında açığa çıkan atık ısı Beta ve Gama radyasyonlarının yayılım hızı ile orantılıdır. U-235'in fisyonu başına, bu yayılım hızları ışınlama süresinin (t_{irr} :gün) bir fonksiyonu olarak aşağıdaki gibi verilirler[32]:

$$\begin{aligned}\beta(t_{irr}) &= 1.50 \cdot 10^{-6} \cdot t_{irr}^{-1.2} \text{ MeV/s-f} \\ \gamma(t_{irr}) &= 1.67 \cdot 10^{-6} \cdot t_{irr}^{-1.2} \text{ MeV/s-f}\end{aligned}\quad (3.21)$$

Bu enerji yayılım hızları 0.4 MeV ortalama enerjili Beta parçacıkları ve 0.7 MeV ortalama enerjili Gama ışınları için yaklaşık aynıdır. Sabit P_0 (watt) gücünde t_{irr} (gün) süresince ısıtılan yakıt elemanında ısıtılmadan t (gün) sonra üretilen atık ısı aşağıda verildiği gibidir[33]:

$$P = P_0 \cdot 6.85 \cdot 10^{-3} \cdot (t^{-0.2} - (t_{irr} + t)^{-0.2}) \quad (3.22)$$

Bu ifade, fisyon başına 200 MeV'lik enerji açığa çıktığı varsayımı ile (3.21) enerji yayılım eşitliklerinin ısıtılma zaman aralığı boyunca integralinin alınması ile elde edilmiştir. (3.22)'ye benzeyen ve sadece bir sabit farkı olan atık ısı bağıntıları literatürde kolaylıkla bulunabilir. Bu bağıntılardan yaygın olarak kullanılan ve araştırma reaktörlerinin analizi için yazılmış kodların bir kısmının kullandığı Way-Wingler formülü ise aşağıdaki gibidir[34]:

$$P = P_0 \cdot 0.0622(t^{-0.2} - (3600 \cdot t_{irr} + t)^{-0.2}) \quad (3.23)$$

t_{irr} : Reaktör durmadan önceki sürekli çalışma zamanı (saat)

t : Reaktör durduktan sonra geçen zaman(s).

Önceki kısımda hesaplanan ısı akısı değerleri kararlı durum değerleridir. Reaktör durduktan sonra kalpte üretilen ısı akısı için (3.23) ile verilen Way-Wingler formülü kullanılırsa yakıt plakası boyunca ısı akısının zamanla değişimi aşağıdaki gibi hesaplanabilir:

$$q''(z, t) = \frac{\pi}{2} q''_{ort} \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) 0.0622(t^{-0.2} - (3600 \cdot t_{irr} + t)^{-0.2}) \quad (3.24)$$

Atık ısının hesaplanması için kullanılan analitik bağıntılardan bir bölümü ise deneysel çalışmaların sonuçlarının bir eğriye uydurulduğu bağıntılardır. Bunlardan yaygın olarak kullanılanlarından birisi de Untermeyer ve Weills bağıntısıdır[35]. Bu bağıntı kullanılarak reaktör durduktan sonraki ısı akısı şu şekilde hesaplanabilir:

$$q''(z,t) = \frac{\pi}{2} q''_{\text{ort}} \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) \left[0.1 \left((t+10)^{-0.2} - (t+t_{\text{irr}}+10)^{-0.2} \right) - 0.87 \left((t+2.10^7)^{-0.2} - (t+t_{\text{irr}}+2.10^7)^{-0.2} \right) \right] \quad (3.25)$$

Atık ısının zamana bağlı değerini tablo halinde veren ve Amerikan Nükleer Cemiyeti(ANS) tarafından atık ısı hesabında 1971 yılında standart kabul edilen ANS-5.1/N18.6'de atık ısı hesabında kullanılabilir[36]. Bu standart aşağıdaki eğriye uydurulmuştur[37]:

$$P = P_0 \cdot a(t^{-b} - (t_{\text{irr}} + t)^{-b}) \quad (3.26)$$

a ve b zamana bağlı sabitlerdir ve aşağıdaki şekilde değişmektedirler.

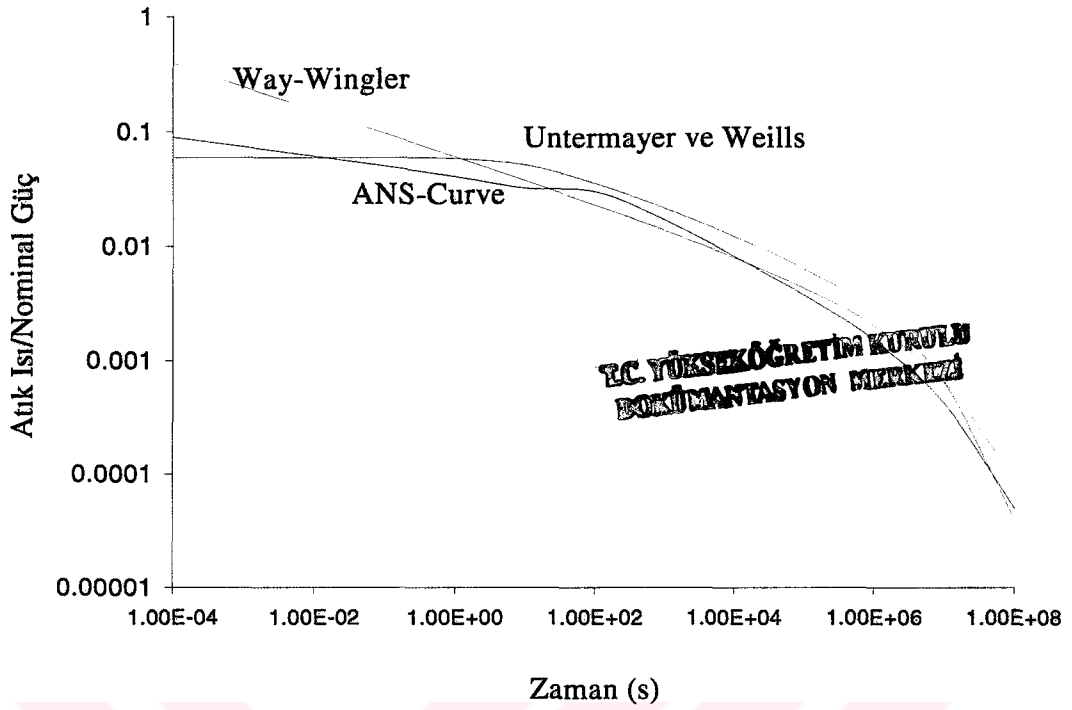
t (s)	a	b
0.1 – 10	12.05	0.0639
10 – 150	15.31	0.1807
150 – 8 x 10 ⁸	27.43	0.2962

(3.26) ile verilen formül ANS-eğrisi'ne ± 6 hata ile uymaktadır.

Yukarıda verilen ve atık ısının hesaplanmasında kullanılan tüm bağıntıların deneysel olarak ölçülen atık ısı değerlerinden 2 kata yakın bir çarpan ile daha tutucu olabileceği rapor edilmiştir[38]. Tüm bu eşitliklerde kullanılan sabitler deneysel verilerden türetilmiştir, dolayısı ile kesin değildirler. Gözönüne alınan sabitler ve sınırları aşağıdaki şekilde değişmektedir:

1. Fisyon başına fisyon ürünlerinin Beta+Gama enerji üretim oranı;
 $2.7 - 3.2 \cdot 10^{-6} \text{ MeV/s} - f$,
2. Fisyon başına açığa çıkan enerji ; 190 – 200 MeV/f,
3. Megawatt-day başına yanan U²³⁵ kütlesi; 1.2-1.3 g U²³⁵/MWd.

Yukarıdaki sabitlerin seçimine bağlı olarak hesaplanan atık ısı yüzde birkaç değişebilir. Fakat, seçim ne olursa olsun atık ısının yüksek hesaplanacağı beklenmelidir. (3.23), (3.25) ve (3.26) ile verilen atık ısı formüllerinin grafiği Şekil 3.3.'de verilmiştir. 5nci bölümde maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının bu bağıntıların seçimine hassasiyeti üzerinde durulacaktır.



Şekil 3.3. Uzun süreli işletmede reaktör durduktan sonra üretilen atık ısı

3.2.2. Çalışma Programının Atık Isıya Etkisi

3.2.1’de verilen ve atık ısı hesabında kullanılan bağıntıların tümü, reaktörün çok uzun süre belirli bir güçte kesintisiz olarak çalıştırılmasından sonra durması ile üretilen atık ısının hesabında kullanılabilirler. Oysa, TR-2 gibi bir çok araştırma reaktörü 24-saat esasıyla sürekli çalışmayıp, günlük belirli bir çalışma süresi planıyla çalıştırılırlar. Böyle bir çalışma planı, reaktörün etkin çalışma süresini, dolayısıyla da atık gücü düşürecektir. Etkin çalışma süresini belirleyen diğer faktörler ise haftalık çalışma planı, yakıt çevrimi sayısı, kalbin yeniden düzenlenmesi sırasında durma, istenmeyen duruşlar gibi faktörler olacaktır.

TR-2 Reaktör’ünün geçmişteki çalışma planları gözönüne alındığında, ağırlıklı olarak haftalık çalışma programı olmak üzere, haftalık ve aylık olmak üzere iki tür çalışma programı ile çalıştırıldığını görmekteyiz. Bunlardan haftalık çalışma programı reaktörün haftada 5 gün ve günde 6 saat çalıştırılması, aylık çalışma programı ise reaktörün bir ay boyunca kesintisiz çalıştırılması şeklindedir. Aylık program çok uzun süreli ve kesintisiz bir işletme şekli olduğundan, bu çalışma programı esnasında reaktörün durması sonucu üretilen atık ısının hesabında 3.2.1’deki bağıntılar kullanılabilir.

Basitlik adına, haftalık çalışma programı esnasında reaktörün kaza sonucu durması (en tutucu durumda haftanın son günü günlük çalışma süresinin sonunda) sonrasında üretilen atık ısının hesaplanabilmesi için güç düzeyinin sabit kaldığını varsayabiliriz. Böyle bir basitleştirme

- a) atık ısı üretimine en fazla katkının ilk yakıt çevriminden gelen katkı olduğu ve
- b) istenmeyen duruşlar, deney veya test amaçları ile düşük güçlerde çalıştırma gibi durumlar nadiren gerçekleştiğinden güç düzeyinin çevrim boyunca nominal güçten çok fazla sapmadığı

göz önüne alındığında yerinde olacaktır. Reaktörün etkin çalışma süresi(ışınlama süresi) “ t_{eff} (saat)”olarak alındığında (3.23) ile verilen Way-Wingler Formülü aşağıdaki gibi yeniden düzenlenebilir:

$$P = P_0 \cdot 0.0622(t^{-0.2} - (3600 * t_{eff} + t)^{-0.2}) \quad (3.27)$$

Günlük çalışma süresi t_d (saat/gün), haftalık çalışma süresi 5 gün/hafta, her bir çevrimin N_c (gün/çevrim) , çevrim sayısının N_d gün olduğunu ve her çevrim sonunda bir günün yakıt yeniden düzenlemesi için harcadığını varsayarsak etkin çalışma süresi aşağıdaki şekilde hesaplanabilir ($n \neq 7k-1, 7k$):

$$t^{-0.2} - (3600 * t_{eff} + t)^{-0.2} = \frac{N_c \cdot N_d}{\sum_{n=1}^{N_d} ((t + (n-1)D)^{-0.2} - ((t + (n-1)D + 3600 * t_d)^{-0.2})} \quad (3.28)$$

D: bir günün uzunluğu = 24×3600 s’dir. Maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının çalışma programına hassasiyeti 5nci Bölümde incelenecektir.

3.3. ISI TAŞINIMI EŞİLİŞKİLERİ

Tek fazlı zorlamalı dolaşım ısı taşınım katsayılarının hesabında aşağıdaki eşilişkiler kullanılmıştır. Çeşitli akış rejimleri için kullanılan eşilişkilerin seçiminin nasıl yapıldığı Şekil 3.4’de gösterilmektedir.

3.3.1. Laminer Akış ($Re \leq 2000$)

Bu bölgede ısı taşınım katsayısı

$$Nu=4.0 \quad (3.29)$$

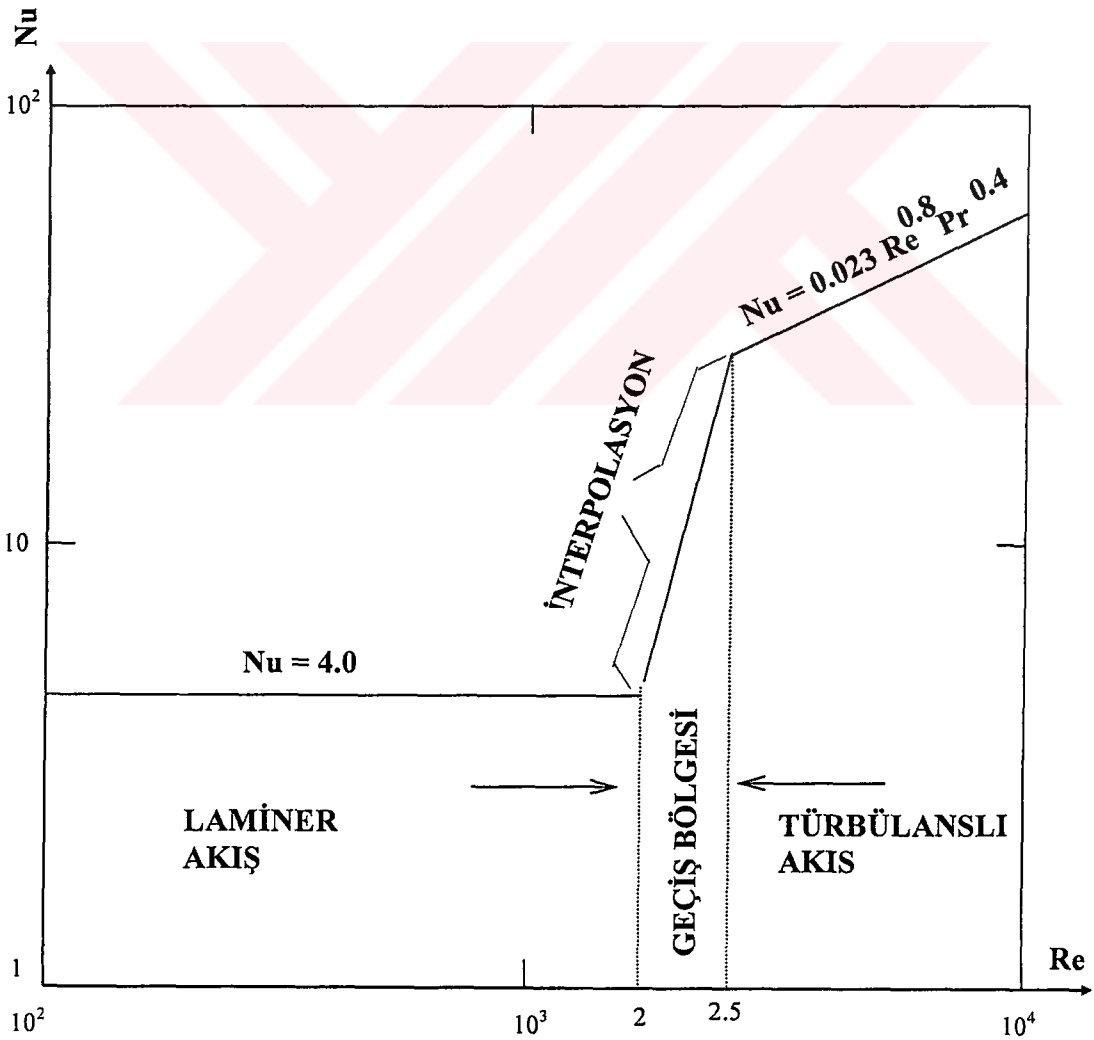
alınarak hesaplanmıştır[23].

3.3.2. Türbülanslı Akış ($Re \geq 2500$)

Bu bölge için Dittus-Boelter Eşilişkisi[39] kullanılmıştır :

$$Nu = 0.023 Re_b^{0.8} Pr_b^n \quad (3.30)$$

$$Nu : \text{Nusselt sayısı} = hD_h/k \quad (3.31)$$



Şekil 3.4. Düşey akışta tek fazlı zorlamalı taşınım için kullanılan ısı geçişi eşilişkileri

h : ısı taşınım katsayısı ($W/m^2\text{°C}$)

k : Isı iletim katsayısı ($W/m\text{°C}$)

D_h : Hidrolik çap (m)

Re : Reynolds sayısı

Pr : Prandtl sayısı

n : 0.4 (akışkan ısınıyor)

“b” alt indisi fiziksel özelliklerin soğutucu ortalama sıcaklığında hesaplanması gerektiğini göstermektedir.

Ayrıca seçmeli olarak yüksek ısı akılarında daha kesin sonuçlar veren Düzeltilmiş Colburn Eşilişkisi[40] ile dar dikdörtgensel kanallar için iyi sonuç veren Sieder-Tate Eşilişkisi[41] kullanılabilir. Düzeltilmiş Colburn Eşilişkisi:

$$Nu = 0.023 Re_f^{0.8} Pr_f^n \quad (3.32)$$

“f” alt-indisi fiziksel özelliklerin film sıcaklığında hesaplanacağını göstermektedir. Sieder-Tate Eşilişkisi:

$$Nu = 0.027 Re_b^{0.8} Pr_b^{0.4} (\mu_b / \mu_w)^{0.14} \quad (3.33)$$

3.3.3. Geçiş Bölgesi ($2000 \leq Re \leq 2500$)

Bu bölgede ısı taşınım katsayısı; laminar akış için $Re = 2000$ ile hesaplanan laminar bölge Nusselt Sayısı ile $Re = 2500$ ile hesaplanan türbülanslı bölge Nusselt Sayısı kullanılarak söz konusu Re sayısı için ekstrapolasyon (Şekil 3.4) ile bulunur[23].

3.3.4. Birleşik Taşınım

Bu akış rejimi, kaldırma kuvvetinin etkisinin zorlamalı akışa karşı etkili olmaya başlaması ile oluşur. Bu rejimde kullanılabilecek ısı taşınım eşilişkisi için araştırma reaktörlerinin geçiş durumlarını incelemek amacıyla yazılmış ve doğrulanmış çeşitli kodlar farklı eşilişkiler kullanmaktadır. RETRAC kodu[25] aşağıda verilen Martinelli Eşilişkisini[42] kullanır.

$$Nu = 1.61 \left(Gz - 0.0919 \cdot e \cdot \left(Ra \frac{D_h}{L_c} \right)_w^{0.75} \right)^{1/3} \quad (3.34)$$

TRANSV2 kodu[23],

$$Nu = 4.0 \quad (3.35)$$

eşilişisini kullanır. (3.26)-(3.27) eşilişkilerinde kullanılan sembollerin tanımları aşağıdaki gibidir:

$$Gz = \frac{D_h}{L_c} Re \cdot Pr \quad (\text{Graetz Sayısı}), \quad (3.36)$$

$$Gr = \frac{D_h^3 g \beta}{\nu^2} (T_w - T_b) \quad (\text{Grashof sayısı}), \quad (3.37)$$

$$Ra = Gr \cdot Pr \quad (\text{Rayleigh sayısı}). \quad (3.38)$$

3.3.5. Doğal Taşınım

Doğal dolaşım akış ters dönüşünden sonra gerçekleşir. Bu akış rejiminde ısı taşınımı eşilişkisi için RETRAC kodu[25] aşağıda verilen Churchill Eşilişisini kullanır.

$$Nu = 0.75 \left(Ra \frac{D_h}{L_c} \right)_w^{0.75} \left(1 + (0.492 / Pr)^{9/16} \right)^{4/9} \quad (3.39)$$

PARET kodu[13],

$$\begin{aligned} Nu &= 0.59(Gr.Pr)^{1/4} & (10^4 \leq Gr.Pr \leq 10^8) \\ Nu &= 0.129(Gr.Pr)^{1/3} & (10^8 < Gr.Pr \leq 10^{14}) \end{aligned} \quad (3.40)$$

eşilişisini kullanır. TRANSV2[23] kodu ise aşağıda verilen eşilişkiyi kullanır.

$$Nu = \max [4.0, \text{Collier Eşilişkisi}] \quad (3.41)$$

Collier Eşilişkisi[43] ise,

$$Nu = 0.17 \, Re_b^{0.33} \, Pr_b^{0.43} \left(Pr_b / Pr_w \right)^{0.25} Gr^{0.1} \quad (3.42)$$

şeklinde verilmektedir.

3.4. SICAK KANAL FAKTÖRLERİ

Homojen olanlar dışında, nükleer reaktörlerin hepsi çok sayıda paralel soğutma kanalları içerirler. Bu kanalların tümünü eşdeğer yapmak imkansızdır. Bu nedenle nominal kanal geometrisinden ve ideal akış şartlarından olan ufak sapmaların, plaka içerisinde üniform olmayan ısı üretiminin, reaktör kalbinin termal-hidrolik tasarımının işletme sınırlarını kısıtlayıcı faktörler üzerine etkileri bilinmelidir. Termal-hidrolik analizlerde bu tür etkiler sıcak kanal faktörleri ile hesaba katılırlar. Reaktör kalbinin her yerinde entalpi yükselmesi, zarf yüzeyi ile soğutucu arasındaki film sıcaklığı farkı ve ısı akısı aynı değildir ve nominal değerlerinden farklı değerler alabilirler. İdeal şartlardan olan sapmaları sıcak kanal faktörleri genel olarak mühendislik ve nükleer olmak üzere iki ana gruba ayrılırlar. Sıcak kanal faktörleriyle hesaplanan büyüklükler beklenen en büyük değerler, başka bir deyişle en kötümser durumlardır.

Araştırma reaktörlerinin termal-hidrolik analizinde sıcak kanal faktörlerinin seçimi reaktör güvenlik marjlarının belirlenmesinde çok önemli bir rol oynar. Bazı reaktör tasarımları yüksek güvenlik marjlarına sahiptir ve hiçbir sıkıntı yaratmaksızın büyük belirsizlikler varsayılabilir. Bu durumlarda bile, çok kötümser pik

faktörlerinin seçimi reaktörün işletme sınır ve koşullarını gereksiz bir şekilde sınırlandırır. Mevcut reaktörlerin güvenlik dökümanları pik faktörlerinin seçimi için bir çok seçim türü sergiler ve bu seçimlerin doğrulanmasını pek içermezler.

Isı akısı, ısı geçişi ve soğutucu bulk sıcaklığı artışı için toplam sıcak kanal faktörleri; yakıt imalatı toleransları ve hataları, güç yoğunluğu ve soğutucu hızı dağılımlarının hesaplarındaki hatalar, reaktör gücünün ve akış oranının kontrolundaki sapmalar ve ısı geçişi katsayılarındaki güvenlik marjları gibi hem nükleer hem de mühendislik belirsizliklerini içerirler. Mühendislik belirsizliklerinin etkileri, genellikle, ısı akısını etkileyen belirsizlikler(F_q), soğutucu kanalındaki sıcaklık artışı veya entalpi değişimindeki belirsizlikler(F_b), ısı geçişi katsayısını etkileyen belirsizliklerin(F_h), bir bileşimi şeklinde ifade edilir. Bu faktörler analizlere şu şekilde dahil edilirler :

$$q''_{hc} = F_q F_R F_Z q''_{nc} \quad (3.43)$$

$$\Delta T_b = F_b * \dot{Q} / (C_p * \dot{m}) \quad (3.44)$$

$$\Delta T_w = F_h * q'' / h. \quad (3.45)$$

Yukarıdaki eşitliklerde “hc” sıcak kanalı “nc” nominal kanalı, F_R radyal güç faktörünü, F_Z eksenel güç faktörünü, $\dot{Q}$ kanala birim zamanda aktarılan enerjiyi, $\dot{m}$ ise kütleli debiyi temsil etmektedirler. $F_b = \frac{\Delta T_{hc}}{\Delta T_{nc}}$ olarak bulk soğutucu sıcaklığı

için, benzer şekilde $F_h = \frac{\Delta T_{w,hc}}{\Delta T_{w,nc}}$ olarak zarf yüzey sıcaklığı için tanımlanabilir.

Sıcak kanal faktörleri ile bunları oluşturan alt-faktörlerin çarpım veya sistematik, istatistiksel ve karma metodlarla belirlenmesi hususları [44], [45]'de ayrıntıları ile bulunabilir.

3.5. YAKIT LEVHASI VE AKIŞKAN FİZİKSEL ÖZELLİKLERİ

3.5.1. Yakıt Levhası Fiziksel Özellikleri

U-Al alaşımı levha yakıt elemanlarının fiziksel özellikleri referans [26]'den elde edilmiştir.

3.5.1.1. Isı İletim Katsayısı

U-Al alaşımının ısı iletim katsayısı artan Uranyum ağırlık kesri ile doğrusal olarak azalır ve aşağıdaki bağıntı ile verilir:

$$k = 2.16545 - 2.7625W_u \quad (\text{W/cm}^\circ\text{C}) \quad (3.46)$$

W_u : yakıt özündeki Uranyumun ağırlık kesridir ve aşağıdaki gibi verilir:

$$W_u = \frac{0.3704\rho_u}{1 - P + 0.31\rho_u} \quad (3.47)$$

ρ_u : g/cm³ olarak Uranyum yoğunluğu, P: hacim kesri olarak porozitedir.

Farklı Uranyum ağırlık kesrindeki U-Al alaşımlarından elde edilen veriler ısı iletkenliğinin sıcaklıkla değişmediği eğilimini ortaya koymuştur. Bu yüzden, araştırma reaktörlerinde beklenen sıcaklık aralıklarında sabit kabul edilir.

3.5.1.2. Özgül Isı

U-Al alaşımları için özgül ısı değerleri mevcut değildir. Fakat, aşağıdaki bağıntı önerilmektedir:

$$C_p = (1.0 - 1.34W_u)C_{pAl} + 1.34W_u C_{pUAl} \quad (\text{J/g}^\circ\text{C}) \quad (3.48)$$

$$C_{pAl} = 0.892 + 0.00046T \quad (T: ^\circ\text{C}) \quad (3.49)$$

$$C_{pUA_3} = 0.32 \quad (3.50)$$

(3.48) eşitliği (3.49) ve (3.50) kullanılarak şu şekilde düzenlenebilir:

$$C_p = 0.892 + 0.00046T - W_u (0.76648 + 0.00062T) \quad (3.51)$$

3.5.2. Suyun Fiziksel Özellikleri

Suyun fiziksel özellikleri için, doymuş suyun atmosferik basınçtaki özelliklerini ikinci ve üçüncü derece eğrilere uyduran [29] no'lu referans kullanılmıştır.

3.5.2.1. Isı İletim Katsayısı (W/m.°C)

$$k = 0.570671 + 0.178690E - 2T - 0.684359E - 5T^2 \quad (3.52)$$

3.5.2.2. Dinamik Viskozite (kg/m.s)

$$\mu = 0.148237E - 2 - 0.295743E - 4T + 0.258156E - 6T^2 - 0.822939E - 9 * T^3 \quad (3.53)$$

3.5.2.3. Özgül Isı (J/kg.°C)

$$C_p = 0.419318E + 4 - 0.744678T + 0.100875E - 1 * T^2 \quad (3.54)$$

3.5.2.4. Yoğunluk(kg/m³)

$$\rho = 1/(0.997426E - 3 + 0.135802E - 6T + 0.325184E - 8 * T^2) \quad (3.55)$$

3.5.3. Havanın Fiziksel Özellikleri

Havanın atmosfer basıncında ve çeşitli sıcaklıklardaki fiziksel özellikleri standart tablolardaki (Tablo 3.1) değerler kullanılarak interpolasyon ile elde edilmiştir.

Tablo 3.1. Hava tablosu

T	ρ	C_p	μ	k	Pr
(K)	(kg/m ³)	(J/kgK)	(N.s/m ²)	(W/mK)	
100	3.5562	1,03E+03	071.1E-07	09.34E-03	0.786
150	2.3364	1,01E+03	103.4E-07	13.80E-03	0.758
200	1.7458	1,01E+03	132.5E-07	18.10E-03	0.737
250	1.3947	1,01E+03	159.6E-07	22.30E-03	0.720
300	1.1614	1,01E+03	184.6E-07	26.30E-03	0.707
350	0.9950	1,01E+03	208.2E-07	30.00E-03	0.700
400	0.8711	1,01E+03	230.1E-07	33.80E-03	0.690
450	0.7740	1,02E+03	250.7E-07	37.30E-03	0.686
500	0.6964	1,03E+03	270.1E-07	40.70E-03	0.684
550	0.6329	1,04E+03	288.4E-07	43.90E-03	0.683

BÖLÜM 4

SAYISAL MODEL

Bu bölümde, Bölüm 3’de elde edilen korunum denklemlerinin çözümü için kullanılan iki yöntem hakkında bilgi verilecektir.. Bu yöntemlerden ilki standart sonlu farklar yöntemi esasına dayanmaktadır. İkincisi ise, yarı-analitik bir yöntem olup ilk yöntem sonuçları ile mukayese amaçlı kullanılmıştır.

4.1. SONLU FARKLAR YÖNTEMİ İLE ÇÖZÜM

Korunum denklemleri soğutucu kanalı ile yakıt plakası kanal girişi endeksi “1” çıkış endeksi “61” olmak üzere 60 alt bölgeye ayrılarak ayrıştırılmıştır.

Problemimizin çözümü üç safhada ele alınacaktır:

1) öncelikle, reaktör nominal güçte çalışırken kararlı durum sıcaklıkları hesaplanacak (bulunan değerler kaza başlangıç koşulları olacaktır),

2) daha sonra, havuz suyu seviyesi reaktör kalbi üzerine gelinceye kadar kalbin su ile zorlamalı, karışık veya doğal dolaşım ile soğutulması safhası incelenecek,

3) son olarak da, su seviyesi kalbin üst seviyesinden alt seviyesine ininceye kadar ki geçiş durumu incelenecektir.

4.1.1. Kararlı Durum Hesapları

Reaktör 5 MW nominal güçte çalışırken kalpteki ortalama su hızı $u=2.4$ m/s ve soğutma suyunun hacimsel debisi 450 m³/saat olarak verilmektedir[30]. Yakıt

plakası ve soğutucu kanalı enerji dengesi denklemleri kararlı durum için aşağıdaki şekilde yeniden yazılabilir:

$$q''(z) = 2h(T_w(z) - T_b(z)) \quad (4.1)$$

$$2h(T_w(z) - T_b(z)) = \rho u \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{dT_b}{dz} \quad (4.2)$$

Kalp su giriş sıcaklığını havuz suyu sıcaklığına (T_p) eşit alarak

$$T_b(0) = T_p \quad (4.3)$$

sınır koşulunu elde ederiz.

(4.1) eşitliğinin sol tarafı ile (4.2) denkleminin sağ tarafı eşitlenerek,

$$\rho u \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{dT_b}{dz} = q''(z) \quad (4.4)$$

(4.1) ve (4.2) eşitliklerinin sol tarafları eşitlenerek,

$$T_w(z) = T_b(z) + \frac{q''(z)}{2h} \quad (4.5)$$

elde edilir. (4.4), (4.5) denklemleri ile (4.3) sınır koşulu geri farklar (backward difference) yöntemiyle ayrıklaştırılırsa

$$\rho(z_i) u \frac{W}{W'} t_w C_w(z_i) \frac{T_b(z_i) - T_b(z_{i-1})}{\Delta z} = q''(z_i) \quad (4.6)$$

$$T_w(z_i) = T_b(z_i) + \frac{q''(z_i)}{2h(z_i)} \quad (4.7)$$

$$T_b(z_1) = T_p \quad (4.8)$$

elde edilir. Böylece, başlangıçta (4.8) sınır koşulu kullanılarak, (4.6) ile z_i nodundaki akışkan sıcaklığı bir önceki z_{i-1} nodu akışkan sıcaklığı cinsinden ifade edilmiş olur. Yakıt plakası yüzey sıcaklığı ise elde edilen akışkan sıcaklığı (4.7)'de yerine konularak bulunur.

4.1.2. Havuz Suyu Seviyesi Reaktör Kalbi Üzerine Gelinceye Kadar Kalbin Su ile Zorlamalı Dolaşımıyla Soğutulması

Soğutucu ve yakıt plakası için enerji dengesi denklemlerini tekrar yazarsak:

$$2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) = \rho_w \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{\partial T_b}{\partial t} + \rho_w u \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{\partial T_b}{\partial z} \quad (3.8)$$

$$q''(z,t) = \rho_p t_p C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} + 2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) \quad (3.12)$$

Başlangıç koşulları

$$T_b(z,0) = T_{bo}(z) , \quad T_w(z,0) = T_{wo}(z) \quad (4.9)$$

sınır koşulu ise

$$T_b(0,t) = T_p \quad (4.10)$$

şeklindedir.

z_i , i nci aksenal pozisyonu ($z_1 = 0, \dots, z_{61} = 0.6255$ m), t_j , j nci zaman adımını ($t_0 = 0$) temsil etmek üzere yukarıdaki denklemler geri farklar yöntemi ile ayrıştırılarak,

$$q''_{i,j} = \rho_p t_p C_p^{i,j-1} \frac{T_w^{i,j} - T_w^{i,j-1}}{\Delta t_j} + 2h^{i,j-1} (T_w^{i,j} - T_b^{i,j}) \quad (4.11)$$

$$2h^{i,j-1}(T_w^{i,j} - T_b^{i,j}) = \rho^{i,j-1} \frac{W}{W'} t_w C_w^{i,j-1} \left(\frac{T_b^{i,j} - T_b^{i,j-1}}{\Delta t_j} + u_j \frac{T_b^{i,j} - T_b^{i-1,j}}{\Delta z_i} \right) \quad (4.12)$$

$$\Delta z_i = z_i - z_{i-1}, \quad \Delta t_j = t_j - t_{j-1} \quad (4.13)$$

sınır ve başlangıç koşulları ayrıklaştırılarak,

$$T_b^{i,0} = T_{bo}(z_i) \quad (4.14)$$

$$T_w^{i,0} = T_{wo}(z_i) \quad (4.15)$$

$$T_b^{1,j} = T_p \quad (4.16)$$

elde edilir.

(4.11)-(4.12) denklemlerinde yakıt levhası yoğunluğu geniş bir sıcaklık aralığı boyunca çok az değiştiğinden sabit alınmış[1], soğutucu suyun fiziksel özellikleri ile yakıt levhasının özgül ısısı ise bir önceki zaman adımındaki sıcaklık değerlerinde hesaplanmıştır.

Ayrıklaştırılmış bu denklemlerden $T_w^{i,j}$ ile $T_b^{i,j}$ çekilip düzenlenirse:

$$a_{11} T_w^{i,j} + a_{12} T_b^{i,j} = c_1 \quad (4.17)$$

$$a_{21} T_w^{i,j} + a_{22} T_b^{i,j} = c_2 \quad (4.18)$$

lineer denklem sistemine ulaşılır. Katsayılar matrisi ise şu şekilde tanımlanmaktadır:

$$a_{11} = \frac{\rho_p t_p C_p^{i,j-1}}{\Delta t_j} + 2h^{i,j-1} \quad a_{12} = -2h^{i,j-1} \quad (4.19)$$

$$a_{12} = -2h^{i,j-1} \quad a_{22} = \rho^{i,j-1} \frac{W}{W'} t_w C_w^{i,j-1} \left[\frac{u_j}{\Delta z_i} + \frac{1}{\Delta t_j} \right] + 2h^{i,j-1} \quad (4.20)$$

$$c_1 = q_{i,j} + \frac{\rho_p t_p C_p^{i,j-1}}{\Delta t_j} T_w^{i,j-1} \quad (4.21)$$

$$c_2 = \rho^{i,j-1} \frac{W}{W'} t_w C_w^{i,j-1} \left[\frac{T_b^{i,j-1}}{\Delta t_j} + \frac{u_j T_b^{i-1,j}}{\Delta z_k} \right] \quad (4.22)$$

(4.17) ve (4.18) denklem setinde

$$\underline{\underline{A}} = (a_{ij}), \quad \bar{T} = \begin{bmatrix} T_w^{i,j} \\ T_b^{i,j} \end{bmatrix}, \quad \bar{C} = \begin{bmatrix} c_1 \\ c_2 \end{bmatrix} \quad (4.23)$$

tanımlanırsa

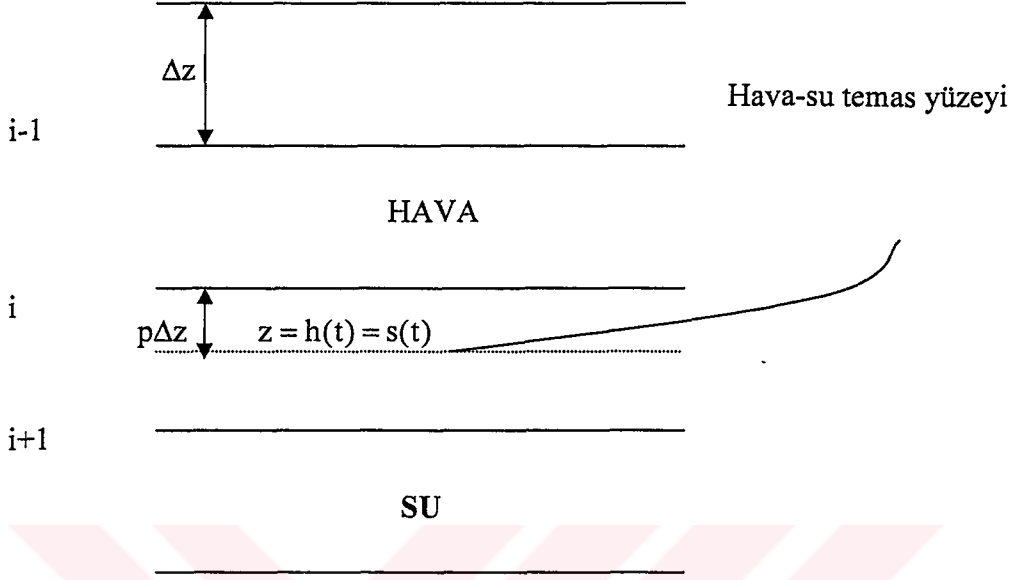
$$\bar{T} = \underline{\underline{A}} \bar{C}^{-1} \quad (4.24)$$

elde edilir.

4.1.3. Havuz Suyu Seviyesi Reaktör Kalbinin Üst Yüzeyinden Alt Yüzeyine İninceye Kadar

Kazanın bu safhasında su seviyesi plakalar arasında düşerken yerini hava almakta, dolayısı ile söz konusu plakalar , belirli bir anda, üst tarafta hava ile soğutulurken alt tarafta su ile soğutulmakta ve su seviyesi alçalırken hava ile suyun temas yüzeyi zamanla değişmektedir. Dolayısıyla, problem literatürde hareketli sınır değer problemleri (moving boundary value veya moving interface problems) olarak adlandırılan ve erime, katılaşma, süblimasyon gibi fiziksel olayları andırmaktadır. Bizim problemimizin bu fiziksel olaylardan farkları ise; bu tür problemlerde temas yüzeyi(moving boundary, moving interface)nin problemin analizinde bir bilinmeyen

olması ve dolayısıyla hesaplanması gereken bir parametre olmasına karşın, bu problemde su seviyesinin zamanla değişiminin bilinmesidir.



Şekil 4.1. Sabit ızgarada hava-su temas yüzeyi komşuluğunda ayrıklaştırma

4.1.3.1. Problemin Tanımlanması

Havuz suyu reaktör kalbi üst seviyesinden alçalmaya başladığı andan itibaren suyun yerini hava almaktadır (Şekil 4.1). Dolayısı ile, enerji korunum denklemleri hava ve su için ayrı ayrı yazılıp kuple çözülmelidir.

a) Hava tarafı

Enerji korunum denklemleri hava tarafı için başlangıç ve sınır koşullarıyla birlikte aşağıdaki gibi yazılabilir:

$$q''(z, t) = \rho_p t_p C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} + 2h(T_w(z, t) - T_a(z, t)) \quad (4.25)$$

$$2h(T_w(z,t) - T_a(z,t)) = \rho_a \frac{W}{W'} t_w C_a \frac{\partial T_a}{\partial t} + \rho_a u \frac{W}{W'} t_w C_a \frac{\partial T_a}{\partial z} \quad (4.26)$$

$$T_a(z,t) = T_{amb} \quad ; z = 0, \quad t > 0 \quad (4.27)$$

$$T_w(z,t) = T_{wo}(z) \quad ; z > 0, \quad t = 0. \quad (4.28)$$

(4.25)-(4.28) eşitliklerinde

T_a : hava sıcaklığını ($^{\circ}\text{C}$),

T_{amb} : ortam hava sıcaklığını ($^{\circ}\text{C}$),

ρ_a :hava yoğunluğunu (kg/m^3),

C_a : hava özgül ısısını ($\text{J/kg}^{\circ}\text{C}$)

temsil etmektedir ve diğer değişkenler daha önce tanımlandığı gibidir.

b) Su tarafı

Su tarafı için enerji korunum denklemleri daha önce verildiği şekilde aşağıdaki gibi yazılabilir:

$$q''(z,t) = \rho_p t_p C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} + 2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) \quad (3.8)$$

$$2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) = \rho \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{\partial T_b}{\partial t} + \rho u \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{\partial T_b}{\partial z} \quad (3.12)$$

Başlangıç ve sınır koşulları ise

$$T_w(z,t) = T_{wo}(z) \quad ; z > 0, \quad t = 0 \quad (4.29)$$

$$T_b(z,t) = T_{bo}(z) \quad ; z > 0, \quad t = 0 \quad (4.30)$$

şeklindedir.

c) Temas yüzeyinde kuplaj şartları(coupling conditions)

Hava-su temas yüzeyinde($z=s(t)$) kuplaj şartları sıcaklıkların ve ısı akılarının eşitliği şeklinde aşağıdaki gibi yazılabilir:

$$k_a \frac{\partial T_a}{\partial z} = k_b \frac{\partial T_b}{\partial z} ; z = s(t), \quad t > 0 \quad (4.31)$$

$$T_a(z, t) = T_b(z, t) ; z = s(t), \quad t > 0 \quad (4.32)$$

k_a : Havanın ısı iletim katsayısı ($W/m^{\circ}C$),

k_b : Suyun ısı iletim katsayısı ($W/m^{\circ}C$).

4.1.3.2 Hareketli Sınır Değer Yaklaşımı ile Sayısal Çözüm

Yukarıda formülasyonu yapılan problemin çözümü için sabit sonlu farklar ızgara (fixed finite-difference grid) metodu ile Lagrange tipi interpolasyon formülü birlikte kullanılmıştır.

Herhangi bir $j\Delta t$ anında temas yüzeyi, $i\Delta z$ ile $(i+1)\Delta z$ komşu ızgaraları arasında olsun. Herhangi bir $i\Delta z$ konumunda ve $j\Delta t$ anındaki sıcaklıkların (z,t) düzlemindeki sabit ızgarada hesaplanabilmesi için, çözülmesi gereken yukarıdaki denklemlerde, hareketli temas yüzeyi komşuluğunda eşit olmayan aralık (unequal spacing) seçimi kullanılabilir. Bu amaçla üç-nokta Lagrange tipi interpolasyon formülü temas yüzeyi komşuluğunda uygun bir yol olacaktır. $z = a_0, a_1, a_2$ noktalarında $f(a_0), f(a_1), f(a_2)$ değerlerini alan bir $f(z)$ fonksiyonu için

$$f(z) = \sum_{k=0}^2 l_k(z) f(a_k) \quad (4.33)$$

interpolasyon formülü kullanılabilir. Burada;

$$l_k(z) = \frac{p(z)}{(z-a_k)p_2'(a_k)}, \quad p_2(z) = (z-a_0)(z-a_1)(z-a_2). \quad (4.34)$$

Aynı şekilde türev için

$$\frac{df}{dz} = l'_0(z)f(a_0) + l'_1(z)f(a_1) + l'_2(z)f(a_2) \quad (4.35)$$

kullanılabilir.

Şekil 4.1'de $t = j\Delta t$ anındaki hareketli temas yüzeyi $i\Delta z$ ile $(i+1)\Delta z$ ızgara noktaları arasında $p\Delta z$ kesri kadar bir ilerleme yapılmış olarak gösterilmektedir. a_0, a_1, a_2 noktaları sırasıyla $(i-1)\Delta z, i\Delta z$ ve temas yüzeyi olan $(i+p)\Delta z$ noktalarına karşılık gelmektedir. $f(a_0), f(a_1), f(a_2)$ değerleri ise $T^{i-1,j}, T^{i,j}, T_B$ noktalarına karşılık gelmektedir. T_B : temas yüzeyi sıcaklığıdır. Dolayısıyla, $z \leq s(t)$ hava tarafı için konuma bağlı türevler (4.35) kullanılarak aşağıdaki şekilde ifade edilebilir :

$$\frac{\partial T_a}{\partial z} = \frac{1}{\Delta z} \left(-\frac{p}{p+1} T_a^{i-1,j} - \frac{1-p}{p} T_a^{i,j} + \frac{1}{p(p+1)} T_B \right), \quad z = i\Delta z \quad (4.36)$$

$$\frac{\partial T_a}{\partial z} = \frac{1}{\Delta z} \left(\frac{p}{p+1} T_a^{i-1,j} - \frac{p+1}{p} T_a^{i,j} + \frac{(2p+1)}{p(p+1)} T_B \right), \quad z = s(t) \quad (4.37)$$

Benzer şekilde su tarafı $z \geq s(t)$ için a_0, a_1, a_2 sırasıyla temas yüzeyi $(i+p)\Delta z, (i+1)\Delta z, (i+2)\Delta z$ 'e karşılık olarak kullanılırsa:

$$\frac{\partial T_b}{\partial z} = \frac{1}{\Delta z} \left(\frac{p}{p-1} T_b^{i+1,j} + \frac{1-p}{2-p} T_b^{i+2,j} - \frac{1}{(1-p)(2-p)} T_B \right), \quad z = (i+1)\Delta z \quad (4.38)$$

$$\frac{\partial T_b}{\partial z} = \frac{1}{\Delta z} \left(\frac{2p-3}{(1-p)(2-p)} T_B + \frac{2-p}{1-p} T_b^{i+1,j} - \frac{(1-p)}{(2-p)} T_b^{i+2,j} \right), \quad z = s(t) \quad (4.39)$$

elde edilir.

Konuma bağlı bu türev bağıntıları hava-su temas yüzeyine en yakın $i\Delta z$ ile $(i+1)\Delta z$ ızgara noktaları için kullanılabilir. Fakat bu türevlerin

hesaplanabilmesi için hava-su temas yüzeyin sıcaklığı T_B nın bilinmesi gerekmektedir. Hava-su kuplaj şartları, (4.31)-(4.32), kullanılarak T_B şu şekilde hesaplanabilir :

$$T_a(z, t) = T_b(z, t) \quad ; z = s(t), \quad t > 0 \quad (4.31)$$

$$k_a \frac{\partial T_a}{\partial z} = k_b \frac{\partial T_b}{\partial z} \quad ; z = s(t), \quad t > 0 \quad (4.32)$$

temas yüzeyindeki konuma bağlı türevler için (4.37) ile (4.39), (4.32)'de kullanılırsa,

$$\begin{aligned} k_a \cdot \frac{1}{\Delta z} \left(\frac{p}{p+1} T_a^{i-1,j} - \frac{p+1}{p} T_a^{i,j} + \frac{(2p+1)}{p(p+1)} T_B \right) &= \\ k_b \frac{1}{\Delta z} \left(\frac{2p-3}{(1-p)(2-p)} T_B + \frac{2-p}{1-p} T_b^{i+1,j} - \frac{(1-p)}{(2-p)} T_b^{i+2,j} \right) & \end{aligned} \quad (4.40)$$

buradan temas yüzeyi sıcaklığı için

$$T_B = \frac{k_b \left[\frac{2-p}{1-p} T_b^{i+1,j} - \frac{1-p}{2-p} T_b^{i+2,j} \right] - k_a \left[\frac{p}{p+1} T_a^{i-1,j} - \frac{p+1}{p} T_a^{i,j} \right]}{k_a \cdot \frac{2p+1}{p(p+1)} - k_b \cdot \frac{2p-3}{(1-p)(2-p)}} \quad (4.41)$$

elde edilir. k_b , k_a sırasıyla suyun ve havanın ısı iletim katsayılarını temsil etmektedirler.

Hava-su temas yüzeyi komşuluğunda olmayan diğer ızgara noktaları için daha önce kullandığımız standart sonlu-farklar ayrıklaştırılması kullanılmıştır.

4.1.3.3. Algoritma

4.1.3.2'de anlatılan sayısal yöntem uygulanırken kullanılan algoritma aşağıdaki gibidir.

- 1) $T^{0,j} = T_{amb}$; Plakalar arasına $z=0$ 'dan giren havanın sıcaklığı ortam hava sıcaklığına eşit alınıyor,

2) $t = t + \Delta t$; Zaman döngüsü başlatılıyor,

3) Havuz seviyesinin zamanla değişimi ($h(t) = s(t)$) bilindiği için $i\Delta z$ ile $(i+1)\Delta z$ noktaları arasında düşen su seviyesinin ne kadarlık bir kesirle (p) düştüğü

$$p = \frac{h(t + \Delta t) - h(t)}{\Delta z}$$

den hesaplanıyor,

4) $p = p + 1$,

5) Havanın ilerlediği “1,..., i-1” ızgara noktaları için daha önce su seviyesinin kalp üst seviyesine düşerken kullanılan standart sonlu farklar ayrıklaştırılması ile (4.25)-(4.28) için çözüm yapılıyor,

6) (4.41) denklemi kullanılarak hava-su temas yüzeyi sıcaklığı hesaplanıyor,

7) Hava-su temas yüzeyine en yakın hava tarafı ızgara noktası “i” için ise, konuma bağlı türev için (4.36) eşitliği ile hesaplanan türev kullanılarak (4.25)-(4.26) denklemlerinin çözümü sonlu farklar metodu ile bu ızgara noktası için yapılıyor,

8) Hava-su temas yüzeyine en yakın su tarafı ızgara noktası “i+1” için ise, konuma bağlı türev için (4.38) eşitliği ile hesaplanan türev kullanılarak (3.8)-(3.12) denklemlerinin çözümü sonlu farklar metodu ile bu ızgara noktası için yapılıyor,

9) “i+2,...,61” hava-su temas yüzeyine komşu olmayan su tarafı ızgara noktaları için, (3.8)-(3.12) denklemleri standart sonlu farklar metodu ile çözülüyor.

10) 1)-9) döngüsü $p > 1$ olana kadar devam ettiriliyor.

11) $p > 1$ olduğunda, ilerleyen hava-su temas yüzeyi “i+1” ile “i+2” ızgara noktaları arasına düştüğü için $p = p - 1$ alınarak 1)-9) hesapları temas yüzeyinin yeni aralığı için tekrarlanıyor.

12) Hesaplar yerel kaynama gerçekleşinceye kadar veya havuz suyu seviyesi yakıt plakasının altına düşünceye kadar devam ettirilerek her zaman adımında sonuçlar yazdırılıyor.

4.2. INTEGRAL METODU İLE YARI-ANALİTİK ÇÖZÜM

Bu bölümde, (4.1)'de sunulan analiz metodları ile elde edilen sonuçların kıyaslanmasına olanak tanıyacak yeni bir yöntem sunulmuştur.

Modelimiz[46] yarı-analitik bir modeldir ve aşağıdaki yaklaşımları içermektedir;

- Yakıt ve soğutucu (hava ve su) sıcaklıklarının biçim fonksiyonlarının (shape functions) zamanla değişmediği ve kararlı durum profillerine özdeş olduğu varsayılmaktadır,
- Soğutucu fiziksel özelliklerinin değerleri sabit bir referans sıcaklıkta hesaplanmakta ve her bir zaman adımında kanal boyunca sabit alınmaktadır,
- Isı taşınım katsayısı (h) her bir zaman adımında soğutucunun kanal boyunca ortalama sıcaklığında hesaplanmakta ve kanal boyunca sabit alınmaktadır.

4.2.1. Biçim Fonksiyonlarının (Shape Functions) Bulunması

4.2.1.1. Havuz Suyu Kalp Üst Seviyesine İninceye Kadar

Yakıt plakası ve soğutucu kanalı enerji denklemleri aşağıdaki gibi bulunmuştur;

$$q''(z,t) = \rho_p t_p C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} + 2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) \quad (3.8)$$

$$2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) = \rho \frac{W}{W'} t_w C_w \left(\frac{\partial T_b}{\partial t} + u \frac{\partial T_b}{\partial z} \right) \quad (3.12)$$

Başlangıç ve sınır koşulları ise

$$T_w(z,t) = T_{w0}(z) \quad ; z > 0, \quad t = 0 \quad (4.29)$$

$$T_b(z,t) = T_{b0}(z) \quad ; z > 0, \quad t = 0 \quad (4.30)$$

şeklinde verilmişti. Atık ısı akısı ise aşağıdaki şekilde ifade edilmişti;

$$q''(z, t) = \frac{\pi}{2} q''_{\text{ort}} \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) 0.0622(t^{-0.2} - (3600 * t_{\text{irr}} + t)^{-0.2}) \quad (3.21)$$

Kararlı durum enerji denklemlerini aşağıdaki şekilde tekrar yazalım:

$$q''(z) = 2h(T_w(z) - T_b(z)) \quad (4.1)$$

$$2h(T_w(z) - T_b(z)) = \rho u \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{dT_b}{dz} \quad (4.2)$$

Kalp su giriş sıcaklığının havuz suyu sıcaklığına eşit alınmasıyla sınır koşulu için

$$T_b(0) = T_p \quad (4.3)$$

alınmıştı. Kararlı durum ısı akısı ise aşağıdaki şekilde ifade edilmişti:

$$q''(z) = \frac{\pi}{2} q''_{\text{ort}} \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) \quad (4.4)$$

(4.1)-(4.2) kararlı durum enerji denklemlerinin çözümü (4.3) ve (4.4) kullanılarak aşağıdaki şekilde elde edilir:

$$T_b(z) = T_p + \frac{q''_{\text{ort}} \cdot H \cdot W'}{\rho \cdot u \cdot t_w \cdot c_w \cdot W} \left(1 - \cos \frac{\pi z}{H}\right) \quad (4.42)$$

$$T_w(z) = T_p + \frac{q''_{\text{ort}} \cdot H \cdot W'}{\rho \cdot u \cdot t_w \cdot c_w \cdot W} \left(1 - \cos \frac{\pi z}{H}\right) + \frac{\pi}{2 \cdot h} \cdot q''_{\text{ort}} \cdot \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) \quad (4.43)$$

Sıcaklıkların kanal boyunca ortalama değeri için aşağıdaki tanımı kullanıp,

$$\bar{T}(t) = \frac{1}{H} \int_0^H T(z, t) dz \quad (4.44)$$

(3.8) ve (3.12) enerji denklemlerinin her iki taraflarının kanal boyunca ortalamalarını alırsak,

$$2h \frac{1}{H} \int_0^H (T_w(z,t) - T_b(z,t)) dz = \rho \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{1}{H} \left(\int_0^H \frac{\partial T_b}{\partial t} dz + u \int_0^H \frac{\partial T_b}{\partial z} dz \right)$$

$$\frac{1}{H} \int_0^H q''(z,t) dz = \rho_p t_p C_p \frac{1}{H} \int_0^H \frac{\partial T_w}{\partial t} dz + 2h \frac{1}{H} \int_0^H (T_w(z,t) - T_b(z,t)) dz$$

ve belirli bir integralin türevi için aşağıda verilen Leibnitz Kuralını kullanırsak

$$\frac{d}{dt} \int_{g(t)}^{h(t)} f(z,t) dz = \int_{g(t)}^{h(t)} \frac{\partial f(z,t)}{\partial t} dz + f[h(t),t] \cdot \frac{dh(t)}{dt} - f[g(t),t] \cdot \frac{dg(t)}{dt} \quad (4.45)$$

soğutucu ve yakıt sıcaklıklarının kanal boyunca ortalama değerleri için aşağıdaki adi diferansiyel denklem setini elde ederiz;

$$\bar{q}''(t) = \rho_p t_p C_p \frac{d\bar{T}_w}{dt} + 2h(\bar{T}_w(t) - \bar{T}_b(t)) \quad (4.46)$$

$$2h(\bar{T}_w(t) - \bar{T}_b(t)) = \rho \frac{W}{W'} t_w C_w \left(\frac{d\bar{T}_b}{dt} + u \cdot \frac{1}{H} (T_{out} - T_p) \right) \quad (4.47)$$

(4.47)'de, T_{out} soğutucu kalp çıkış sıcaklığıdır. (4.46)'daki ortalama ısı akısı (atık ısı) ise aşağıdaki gibidir;

$$\bar{q}''(t) = \frac{1}{H} \int_0^H q''(z,t) dz = q''_{ort} 0.0622(t^{-0.2} - (3600 * t_{irr} + t)^{-0.2}) \quad (4.48)$$

(4.42) ve (4.43) kararlı durum çözümlerinin soğutucu kanalı boyunca ortalaması alınır,

$$\frac{1}{H} \int_0^H T_b(z) dz = \frac{1}{H} \int_0^H T_p dz + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho \cdot u \cdot t_w \cdot c_w \cdot W} \frac{1}{H} \int_0^H (1 - \cos \frac{\pi z}{H}) dz$$

$$\frac{1}{H} \int_0^H T_w(z) dz = \frac{1}{H} \int_0^H T_p dz + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho \cdot u \cdot t_w \cdot c_w \cdot W} \frac{1}{H} \int_0^H (1 - \cos \frac{\pi z}{H}) dz + \frac{\pi}{2 \cdot h} \cdot q''_{ort} \cdot \frac{1}{H} \int_0^H \sin(\frac{\pi z}{H}) dz$$

ve bu eşitlikler düzenlenirse,

$$\bar{T}_b - T_p = \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho \cdot u \cdot t_w \cdot c_w \cdot W} \quad (4.49)$$

$$\bar{T}_w - \bar{T}_b = \frac{1}{h} \cdot q''_{ort} \quad (4.50)$$

elde edilir. Bu eşitlikler (4.42)-(4.43) kararlı durum çözümlerine yerleştirilir ve geçiş durumu çözümlerinin de aynı profilde olduğu varsayımımız kullanılırsa:

$$T_b(z, t) = T_p + (\bar{T}_b - T_p) [1 - \cos(\frac{\pi z}{H})] \quad (4.51)$$

$$T_w(z, t) = T_p + (\bar{T}_b - T_p) [1 - \cos(\frac{\pi z}{H})] + \frac{\pi}{2} (\bar{T}_w - \bar{T}_b) \sin(\frac{\pi z}{H}) \quad (4.52)$$

çözümlerine ulaşılır. (4.51) ve (4.52) eşitlikleri belirli bir konum ve andaki geçiş durumu soğutucu ve yakıt levhası sıcaklıklarını, aynı andaki ortalama soğutucu ve yakıt levhası sıcaklıkları cinsinden elde etmemize olanak vermektedir. Ortalama soğutucu ve yakıt levhası sıcaklıkları ise (4.46) ve (4.47) adi diferansiyel denklem setinin sayısal çözümünden elde edilir. (4.51) eşitliğinde $z=H$ alınarak bilinmeyen soğutucu kanal çıkış sıcaklığı için

$$T_b(H, t) = T_{out} = T_p + 2(\bar{T}_b - T_p) \quad (4.53)$$

elde edilir. Buradan soğutucunun kanal boyunca ortalama sıcaklığı için

$$\bar{T}_b = \frac{T_{out} + T_p}{2} \quad (4.54)$$

bulunur. Dolayısı ile, ortalama soğutucu ve yakıt sıcaklıklarını veren adi diferansiyel denklemlerimiz aşağıdaki şekilde yeniden düzenlenebilir:

$$\bar{q}''(t) = \rho_p t_p C_p \frac{d\bar{T}_w}{dt} + 2h(\bar{T}_w(t) - \bar{T}_b(t)) \quad (4.46)$$

$$2h(\bar{T}_w(t) - \bar{T}_b(t)) = \rho \frac{W}{W'} t_w C_w \left(\frac{d\bar{T}_b}{dt} + 2u \cdot \frac{1}{H} (\bar{T}_b - T_p) \right) \quad (4.55)$$

(4.46) ve (4.55) denklem setinin başlangıç koşulları ise kararlı durum çözümleri olan (4.42) ile (4.43)'nın soğutucu kanalı boyunca ortalamasıdır;

$$\begin{aligned} \bar{T}_b(0) &= \frac{1}{H} \int_0^H T_b(z,0) dz = \frac{1}{H} \int_0^H \left(T_p + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho \cdot u \cdot t_w \cdot c_w \cdot W} \left(1 - \cos \frac{\pi z}{H} \right) \right) dz \\ &= T_p + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho \cdot u \cdot t_w \cdot c_w \cdot W} \end{aligned} \quad (4.56)$$

$$\begin{aligned} \bar{T}_w(0) &= \frac{1}{H} \int_0^H T_w(z,0) dz = \frac{1}{H} \int_0^H \left(T_p + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho \cdot u \cdot t_w \cdot c_w \cdot W} \left(1 - \cos \frac{\pi z}{H} \right) + \frac{\pi}{2h} \cdot q''_{ort} \cdot \sin \left(\frac{\pi z}{H} \right) \right) dz \\ &= \bar{T}_b(0) + \frac{1}{h} \cdot q''_{ort} \end{aligned} \quad (4.57)$$

Özetle; soğutucu ve yakıt sıcaklıklarının kanal boyunca ortalamasını veren (4.46) ve (4.55) adi diferansiyel denklem seti, (4.56) ve (4.57) başlangıç koşulları kullanılarak sonlu farklar yöntemiyle her bir zaman adımı için çözülür ve geçici durum sıcaklık profillerini veren (4.51) ile (4.52) eşitliklerinde yerine konularak çözüme ulaşılır.

Enerji denklemlerini zarf yüzey sıcaklığı ile soğutucu sıcaklıklarının kanal boyunca ortalamaları cinsinden ifade eden (4.46) ve (4.55) adi diferansiyel denklem seti aşağıda verildiği gibi ayrıklaştırılmış ve (4.56)-(4.57) başlangıç koşulları kullanılarak ekplis olarak çözülmüştür.

$$\bar{q}''^j = \rho_p^{j-1} t_p C_p^{j-1} \frac{\bar{T}_w^j - \bar{T}_w^{j-1}}{\Delta t} + 2h^{j-1} (\bar{T}_w^j - \bar{T}_b^j) \quad (4.58)$$

$$2h^{j-1} (\bar{T}_w^j - \bar{T}_b^j) = \rho^{j-1} \frac{W}{W'} t_w C_w^{j-1} \left(\frac{\bar{T}_b^j - \bar{T}_b^{j-1}}{\Delta t} \right) + u^j \frac{1}{H} (T_{out}^{j-1} - T_p) \quad (4.59)$$

$$\bar{T}_b^0 = T_p + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho \cdot u \cdot t_w \cdot c_w \cdot W} \quad (4.60)$$

$$\bar{T}_w^0 = \bar{T}_b^0 + \frac{1}{h} \cdot q''_{ort} \quad (4.61)$$

(4.58)-(4.61) eşitliklerinde “j” zaman adımını, j=0 ise t=0 başlangıç anını (kararlı durumu) temsil etmektedir.

4.2.1.2. Havuz Suyu Kalp Üst Seviyesinden Altına İninceye Kadar

Kazanın bu safhasında alçalan suyun yerini hava aldığı için 4.2.1.1’de kullanılan yaklaşımlar hava ve su tarafı için kullanılarak biçim fonksiyonları her iki taraf için ayrı ayrı elde edilecektir.

i) Hava Tarafı(0≤z≤s(t), t>0)

Enerji korunum denklemleri hava tarafı için sınır koşullarıyla birlikte aşağıdaki gibi verilmişti:

$$q''(z, t) = \rho_p t_p C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} + 2h(T_w(z, t) - T_a(z, t)) \quad (4.25)$$

$$2h(T_w(z, t) - T_a(z, t)) = \rho_a \frac{W}{W'} t_w C_a \frac{\partial T_a}{\partial t} + \rho_a u \frac{W}{W'} t_w C_a \frac{\partial T_a}{\partial z} \quad (4.26)$$

$$T_a(z, t) = T_{amb} \quad ; \quad z = 0, \quad t > 0 \quad (4.27)$$

$z=s(t)$ hava-su temas yüzeyi konumunu göstermek üzere, hava tarafı için kanal boyunca ortalamayı aşağıdaki gibi tanımlar

$$\bar{T}(t) = \frac{1}{s(t)} \int_0^{s(t)} T(z, t) dz \quad (4.62)$$

ve belirli integrallerin türevi için (4.48) ile verilen Leibnitz Kuralını kullanırsak ortalama yakıt ve hava sıcaklıkları için aşağıdaki denklem setini elde ederiz:

$$\bar{q}''(t) = \frac{\rho_p \cdot t_p \cdot c_p}{s(t)} \left[\frac{d}{dt} (s \cdot \bar{T}_w) - u \cdot T_w(s(t), t) \right] + 2h(\bar{T}_w - \bar{T}_a) \quad (4.63)$$

$$2h(\bar{T}_w - \bar{T}_a) = \frac{\rho_a \cdot \frac{W}{W'} \cdot t_w \cdot c_a}{s(t)} \left[\frac{d}{dt} (s \cdot \bar{T}_a) - u \cdot T_{amb} \right] \quad (4.64)$$

(4.61)'deki ortalama ısı akısı aşağıdaki gibidir;

$$\begin{aligned} \bar{q}''(t) &= \frac{1}{s(t)} \int_0^{s(t)} q''(z, t) dz \\ &= \frac{H}{s} \frac{q''_{ort}}{2} (1 - \cos \frac{\pi s}{H}) 0.0622(t^{-0.2} - (3600 * t_{irr} + t)^{-0.2}) \end{aligned} \quad (4.65)$$

(4.25)-(4.26) denklem setinin kararlı durum çözümü aşağıdaki verildiği gibidir;

$$T_a(z) = T_{amb} + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho_a \cdot u \cdot t_w \cdot c_a \cdot W} (1 - \cos \frac{\pi z}{H}) \quad (4.66)$$

$$T_w(z) = T_{amb} + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho_a \cdot u \cdot t_w \cdot c_a \cdot W} (1 - \cos \frac{\pi z}{H}) + \frac{\pi}{2 \cdot h} \cdot q''_{ort} \cdot \sin(\frac{\pi z}{H}) \quad (4.67)$$

Kararlı durum sıcaklıklarının havanın bulunduğu kanal aralığı boyunca ortalamaları aşağıdaki gibi alınır

$$\frac{1}{s(t)} \int_0^{s(t)} T_a(z) dz = \frac{1}{s(t)} \int_0^{s(t)} T_{amb} dz + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho_a \cdot u \cdot t_w \cdot c_a \cdot W} \frac{1}{s(t)} \int_0^{s(t)} (1 - \cos \frac{\pi z}{H}) dz$$

$$\begin{aligned} \frac{1}{s(t)} \int_0^{s(t)} T_w(z) dz = \\ \frac{1}{s(t)} \int_0^{s(t)} T_{amb} dz + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho_a \cdot u \cdot t_w \cdot c_a \cdot W} \frac{1}{s(t)} \int_0^{s(t)} (1 - \cos \frac{\pi z}{H}) dz + \frac{\pi}{2h} \cdot q''_{ort} \cdot \frac{1}{s(t)} \int_0^{s(t)} \sin(\frac{\pi z}{H}) dz \end{aligned}$$

aşağıdaki bağıntılar elde edilir;

$$\bar{T}_a - T_{amb} = \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho_a \cdot u \cdot t_w \cdot c_a \cdot W} (1 - \frac{H}{\pi s} \cdot \sin \frac{\pi s}{H}) \quad (4.68)$$

$$\bar{T}_w - \bar{T}_a = \frac{1}{2h} \cdot q''_{ort} \cdot \frac{H}{s} (1 - \cos \frac{\pi s}{H}) \quad (4.69)$$

(4.68)-(4.69) bağıntıları (4.66)-(4.67) kararlı durum çözümlerinde yerine konular ve geçiş durumu sıcaklıklarının kararlı durum ile aynı profilde olduğu varsayılırsa,

$$T_a(z, t) = T_{amb} + (\bar{T}_a - T_{amb}) \frac{1}{1 - \frac{H}{\pi s} \sin \frac{\pi s}{H}} (1 - \cos \frac{\pi z}{H}) \quad (4.70)$$

$$\begin{aligned} T_w(z, t) = T_{amb} + (\bar{T}_a - T_{amb}) \frac{1}{1 - \frac{H}{\pi s} \sin \frac{\pi s}{H}} (1 - \cos \frac{\pi z}{H}) \\ + (\bar{T}_w - \bar{T}_a) \frac{\pi s}{H(1 - \cos \frac{\pi s}{H})} \sin(\frac{\pi z}{H}) \end{aligned} \quad (4.71)$$

çözümlerine (profillerine) ulaşılır.

ii) Su Tarafı ($s(t) \leq z \leq H$, $t \geq 0$)

Su tarafı için enerji korunum denklemleri daha önce aşağıdaki gibi verilmişti:

$$q''(z,t) = \rho_p t_p C_p \frac{\partial T_w}{\partial t} + 2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) \quad (3.8)$$

$$2h(T_w(z,t) - T_b(z,t)) = \rho \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{\partial T_b}{\partial t} + \rho u \frac{W}{W'} t_w C_w \frac{\partial T_b}{\partial z} \quad (3.12)$$

Başlangıç ve sınır koşulları ise

$$T_w(z,t) = T_{wo}(z) \quad ; z > 0, \quad t = 0 \quad (4.29)$$

$$T_b(z,t) = T_{bo}(z) \quad ; z > 0, \quad t = 0 \quad (4.30)$$

şeklinde ifade edilmişti.

Su tarafı için daha önce verilen yukarıdaki enerji denklemleri aşağıdaki ortalama tanımının

$$\bar{T}(t) = \frac{1}{H-s(t)} \int_{s(t)}^H T(z,t) dz \quad (4.72)$$

ve belirli integrallerin türevi için (4.48) ile verilen Leibnitz Kuralının kullanılmasıyla ortalama su ve yakıt plakası sıcaklıkları için aşağıdaki adi diferansiyel denklem setine ulaşılır:

$$\bar{q}''(t) = \frac{\rho_p t_p c_p}{H-s(t)} \left[\frac{d}{dt} ((H-s) \cdot \bar{T}_w) + u \cdot T_w(s(t), t) \right] + 2h(\bar{T}_w - \bar{T}_b) \quad (4.73)$$

$$2h(\bar{T}_w - \bar{T}_b) = \frac{\rho_w \frac{W}{W'} t_w c_w}{H-s(t)} \left[\frac{d}{dt} ((H-s) \cdot \bar{T}_b) + u \cdot T_{out} \right] \quad (4.74)$$

(4.73)'deki ortalama ısı akısı aşağıdaki gibidir;

$$\bar{q}''(t) = \frac{1}{H-s(t)} \int_{s(t)}^H q''(z,t) dz = \frac{H}{H-s(t)} \frac{q''_{ort}}{2} (1 + \cos \frac{\pi s}{H}) 0.0622(t^{-0.2} - (3600 * t_{irr} + t)^{-0.2}) \quad (4.75)$$

Başlangıç koşulları ise;

$$\bar{T}_b(0) = \frac{1}{H} \int_0^H T_b(z,0) dz \quad (4.76)$$

$$\bar{T}_w(0) = \frac{1}{H} \int_0^H T_w(z,0) dz \quad (4.77)$$

şeklindedir. (4.73) ve (4.74)'de tanımlanan su ve yakıt levhası ortalama sıcaklıklarının başlangıç değerlerinin hesabı gerekmemektedir. Çünkü, bu değerler kazanın önceki safhasında havuz suyunun tam kalp üzerine geldiği andaki değerlere eşittir. (3.8) ve (3.12) denklemlerinin kararlı durum için çözümleri aşağıdaki gibidir;

$$T_b(z) = T_b(s) + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho_W \cdot u \cdot t_w \cdot c_W \cdot W} (\cos \frac{\pi s}{H} - \cos \frac{\pi z}{H}) \quad (4.78)$$

$$T_w(z) = T_b(s) + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho_W \cdot u \cdot t_w \cdot c_W \cdot W} (\cos \frac{\pi s}{H} - \cos \frac{\pi z}{H}) + \frac{\pi}{2 \cdot h} \cdot q''_{ort} \cdot \sin(\frac{\pi z}{H}) \quad (4.79)$$

(4.78)-(4.79) kararlı durum sıcaklıklarının suyun bulunduğu kanal boyunca ortalamaları aşağıdaki gibi alınır,

$$\frac{1}{H-s} \int_s^H T_b(z) dz = \frac{1}{H-s} \int_s^H T_b(s) dz + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho_W \cdot u \cdot t_w \cdot c_W \cdot W} \frac{1}{H-s} \int_s^H (\cos \frac{\pi s}{H} - \cos \frac{\pi z}{H}) dz$$

$$\begin{aligned} \frac{1}{H-s} \int_s^H T_w(z) dz &= \frac{1}{H-s} \int_s^H T_b(s) dz + \frac{q''_{ort} \cdot H \cdot W'}{\rho_W \cdot u \cdot t_w \cdot c_W \cdot W} \frac{1}{H-s} \int_s^H (\cos \frac{\pi s}{H} - \cos \frac{\pi z}{H}) dz \\ &+ \frac{\pi}{2 \cdot h} \cdot \frac{1}{H-s} \int_s^H q''_{ort} \cdot \sin(\frac{\pi z}{H}) dz \end{aligned}$$

aşağıdaki eşitlikler elde edilir;

$$\frac{q''_{\text{ort}} \cdot H \cdot W'}{\rho_W \cdot u \cdot t_w \cdot c_W \cdot W} = \frac{H-s}{(H-s) \cos \frac{\pi s}{H} + \frac{H}{\pi} \sin \frac{\pi s}{H}} (\bar{T}_b - T_b(s)) \quad (4.80)$$

$$\frac{\pi}{2h} \cdot q''_{\text{ort}} = (\bar{T}_W - \bar{T}_b) \cdot \frac{\pi(H-s)}{H} \cdot \frac{1}{1 + \cos \frac{\pi s}{H}} \quad (4.81)$$

Bu eşitlikler kararlı durum çözümlerinde yerine konulur ve geçiş durumu sıcaklıklarının kararlı durum ile aynı profillerde oldukları varsayılırsa aşağıdaki çözümlere (profillere) ulaşılır;

$$T_b(z, t) = (\bar{T}_b - T_b(s(t), t)) \frac{(H-s)(\cos \frac{\pi s}{H} - \cos \frac{\pi z}{H})}{(H-s) \cos \frac{\pi s}{H} + \frac{H}{\pi} \sin \frac{\pi s}{H}} + T_b(s(t), t) \quad (4.82)$$

$$T_w(z, t) = (\bar{T}_b - T_b(s(t), t)) \frac{(H-s)(\cos \frac{\pi s}{H} - \cos \frac{\pi z}{H})}{(H-s) \cos \frac{\pi s}{H} + \frac{H}{\pi} \sin \frac{\pi s}{H}} + T_b(s(t), t) + (\bar{T}_w - \bar{T}_b) \cdot \frac{\pi(H-s)}{H} \cdot \frac{1}{1 + \cos \frac{\pi s}{H}} \sin \frac{\pi z}{H} \quad (4.83)$$

iii) Hava-Su Temas Yüzeyi Kuplaj Şartları

Havuz suyu kalp üst ve alt düzeyi arasında alçalırken $z=s(t)$ temas yüzeyinde yakıt plakası ve akışkan sıcaklıkları eşit alınmaktadır. Hava ve su tarafı için bulunan sıcaklık değerleri kullanılarak;

$$(\bar{T}_w - \bar{T}_a) \Big|_{s^-} = \frac{H-s(t)}{s(t)} \cdot \tan^2 \left(\frac{\pi s}{2H} \right) (\bar{T}_w - \bar{T}_b) \Big|_{s^+} \quad (4.84)$$

elde edilir. Bu bağıntı belirli bir andaki hava tarafı ortalama plaka ve hava sıcaklıkları farkı ile su tarafı ortalama plaka ve su sıcaklıkları arasındaki ilişkiyi verir ve (4.32) eşitliğiyle birlikte yakınsama kriterleri olarak kullanılmışlardır.

BÖLÜM 5

SONUÇLAR VE TARTIŞMA

Bu bölümde, önceki bölümlerde açıklanan yöntemlerin TR-2 Araştırma Reaktörü için uygulanması ile elde edilen sonuçlar sunulmuştur. Tüm kaza analizleri için Güvenlik Analizi Raporuna esas teşkil eden 5 MW gücündeki yüksek zenginlikte yakıtlar kullanan TR-2 Reaktörünün küçük kalp(Şekil 2.1) düzeni kullanılmıştır. 10 adet standart ve 4 adet kontrol elemanı içeren küçük kalpte plaka başına düşen ortalama güç 16.68 kW ve ortalama ısı akısı ise 20.32 W/cm^2 dir. Radyal ve eksenel güç dağılımları nedeniyle oluşacak maksimum güç pikinin değeri, kontrol çubuklarının konumuna olduğu kadar, kalbin içine kurulan deney ve ısınlama düzeneklerine de bağlıdır. Küçük kalpten denge veya büyük kalp düzenine geçildiğinde güç pikleri ve ortalama güç yoğunlukları küçülür. Bu yüzden, TR-2'nin küçük kalbi plaka başına düşen güç yoğunluğu ve güç piki açısından büyük kalp düzenlerine oranla toleransı en az olanıdır.

Küçük kalp için en yüksek güç piki SR-1, SR-2 çubukları tam yukarda ve CR-1, CR-2 tam içeride olduğunda meydana gelir. Bu durumda, radyal güç faktörü $f_r=1.975$ ve eksenel güç faktörü ise $f_z=1.38$ değerini alır. Toplam güç faktörü ise $f=2.73$ olmaktadır. Analizlerde bu değerler kullanılmış ve sonuçlar hem nominal hem de sıcak kanal için elde edilmiştir.

Gözönüne aldığımız kaza senaryolarında, TR-1 ve TR-2 havuz çıkış boruları ile difüzör borusunun bir veya birkaçının havuz çıkışında herhangi bir nedenle (deprem, sabotaj, pompa dairesindeki hareketli sistemlerin neden olabileceği kazalar) giyotin kesiği gibi kırıldığı ve havuz suyunun kaybedildiğini varsayılmıştır. Yine, tam kırığın olduğu anda reaktörün durduğu, kırıkların yalıtım vanalarının havuz

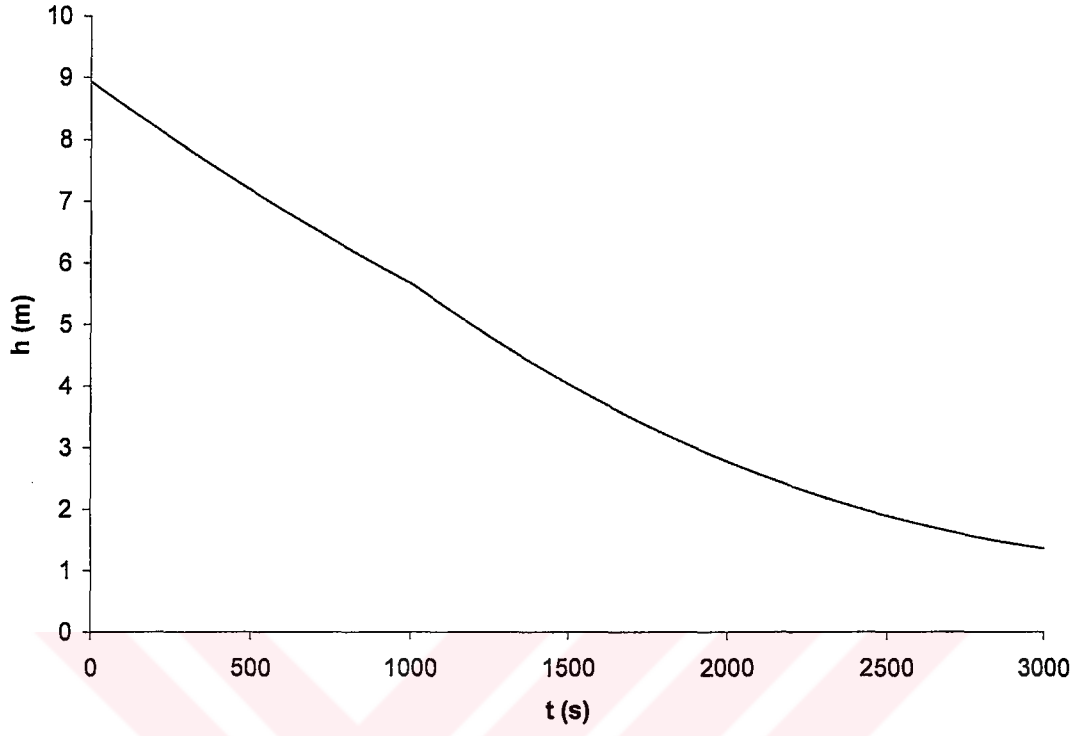
tarafında meydana geldiği ve havuzdan boşalan suyun çıkış noktasında bir dirençle karşılaşmadığı varsayılmıştır. Boşalan suyun boşaldığı boru boyunca ve kalpteki basınç kayıplarını ise Bölüm 2’de anlatıldığı gibi hesaplanmıştır.

Atık ısının hesaplanmasında önemli bir parametre olan reaktörün durmadan önce çalıştığı süre konservatif olmak adına çok uzun (1000 saat) alınmıştır. Oysa, pratikte reaktörün çalışma programı sürekli çalışma şeklinde olmayıp kesintili olduğundan atık ısı daha düşük değerler alacaktır. Bu ise hesaplanan sıcaklıkların daha düşük olması ile sonuçlanacaktır.

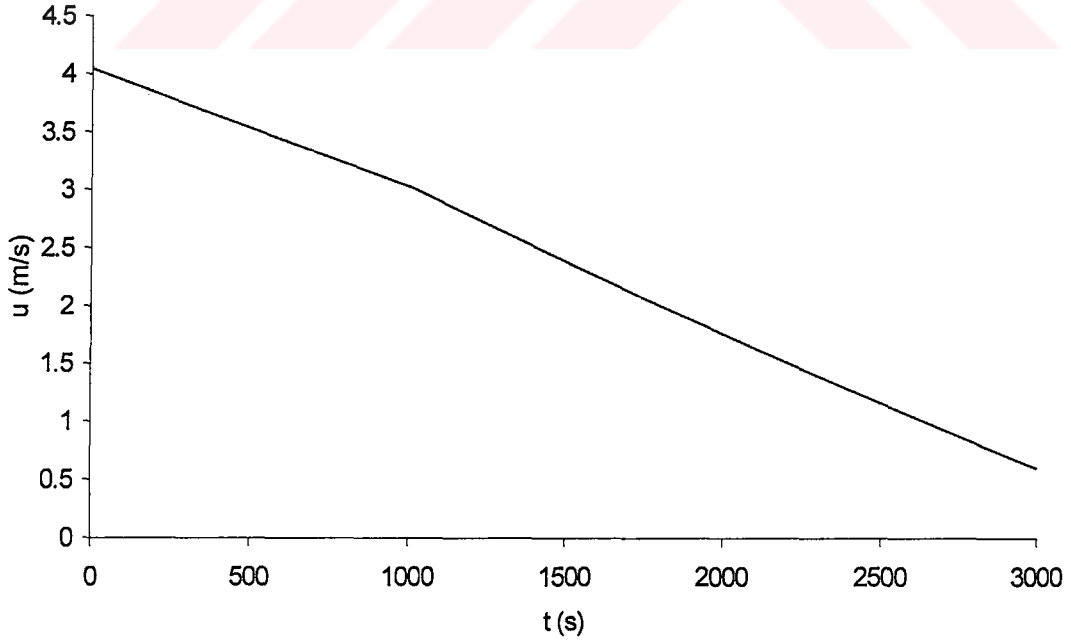
5.1. SONUÇLAR

Bölüm 2’de anlatılan model ile havuz suyu kaybı Ek A’de tanıtılan HAVUZ isimli Fortran90 programlama dilinde yazılan program ile incelenmiştir. HAVUZ programı zamana bağlı olarak havuz suyu yüksekliğini ve kalpteki ortalama akış hızını çıktı olarak vermektedir. Bu çıktıyı okuyarak, en küçük kareler yöntemiyle havuz suyu yüksekliğini ve kalpteki su hızının zamana bağlı olarak değişimini üçüncü derece eğrilere uyduran LEAST isimli diğer program ise Ek B’de tanıtılmıştır. LEAST isimli programdan elde edilen zamana bağlı yükseklik ve hız bağıntıları ise daha sonra değinilecek olan iki ısıl-hidrolik programa ithal edilmiştir.

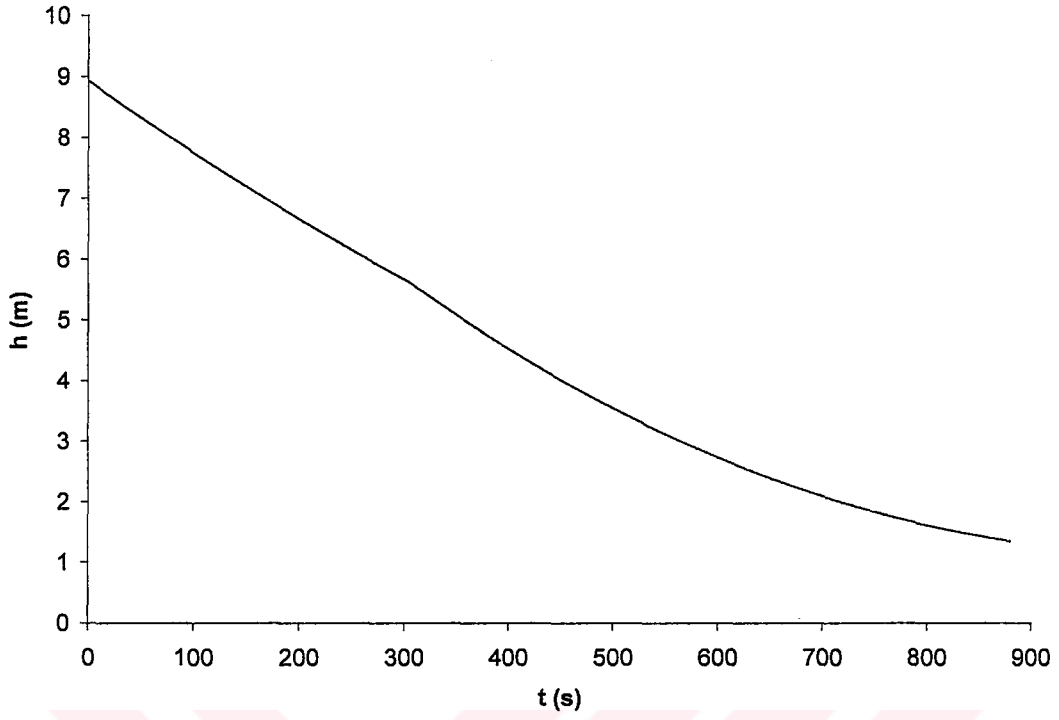
TR-2 çıkış borusunun kırıldığını varsayan kaza senaryolarımızda, reaktör kalbinden geçen suyun hızı çok yüksek olmakta ve kalbin soğutulması sadece zorlamalı taşınım ile olmaktadır. Sadece TR-2 çıkış borusunun kırıldığını varsayan kaza senaryosu ile TR-2 çıkış borusu ve difüzör borusunun birlikte kırıldığını varsayan kaza senaryolarında havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki su hızının zamanla değişimini gösteren grafikler Şekil 5.1-5.4 arasında verilmiştir.



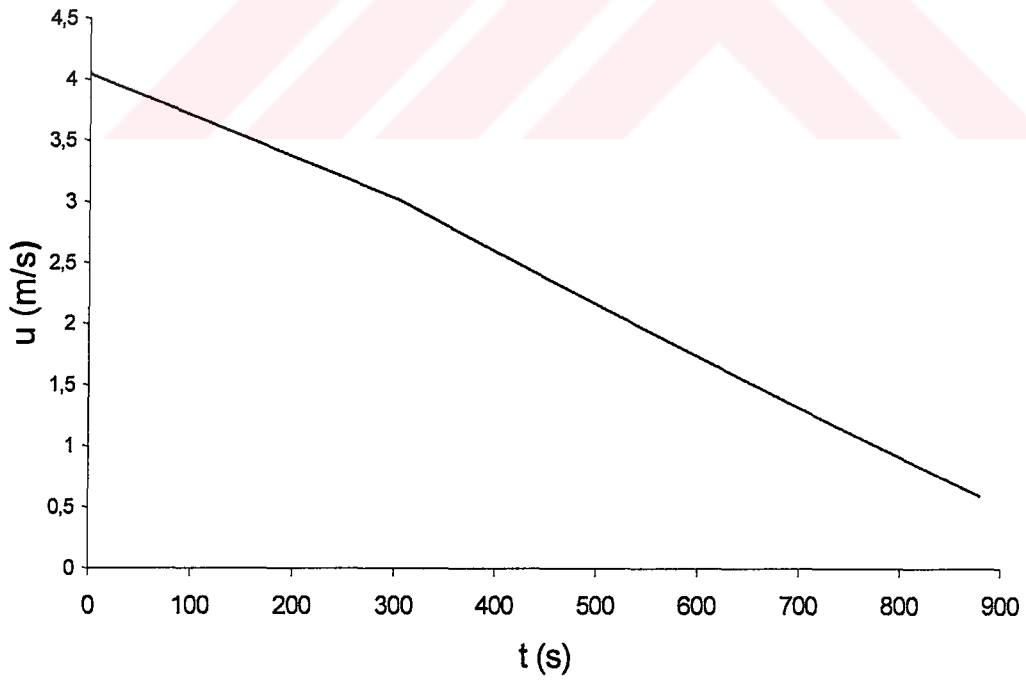
Şekil 5.1. TR-2 çıkış borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi



Şekil 5.2. TR-2 çıkış borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi

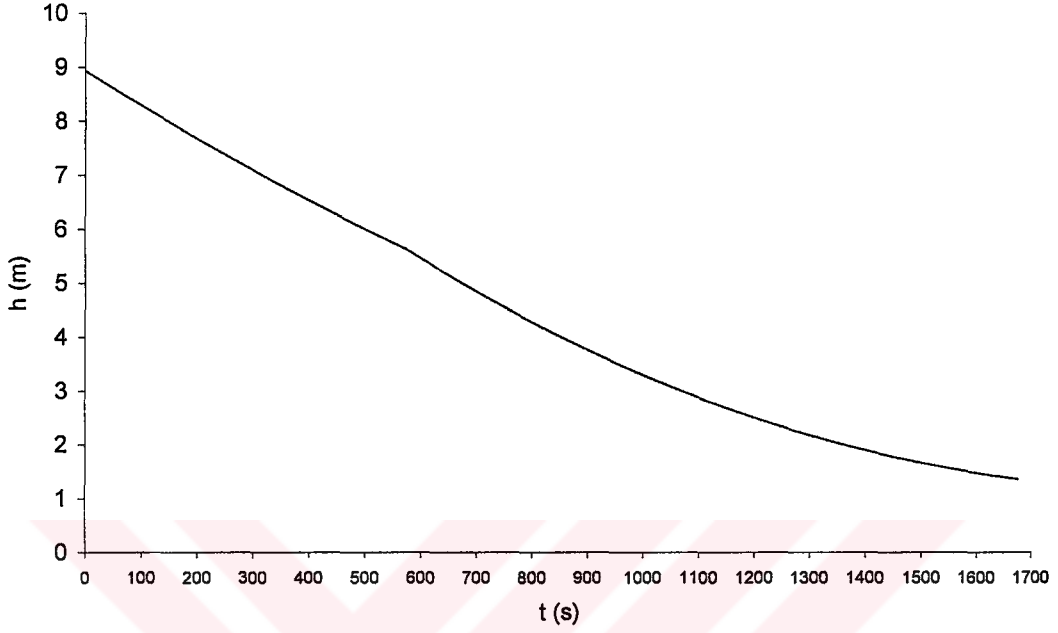


Şekil 5.3. TR-2 çıkış borusu ile difüzör borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi

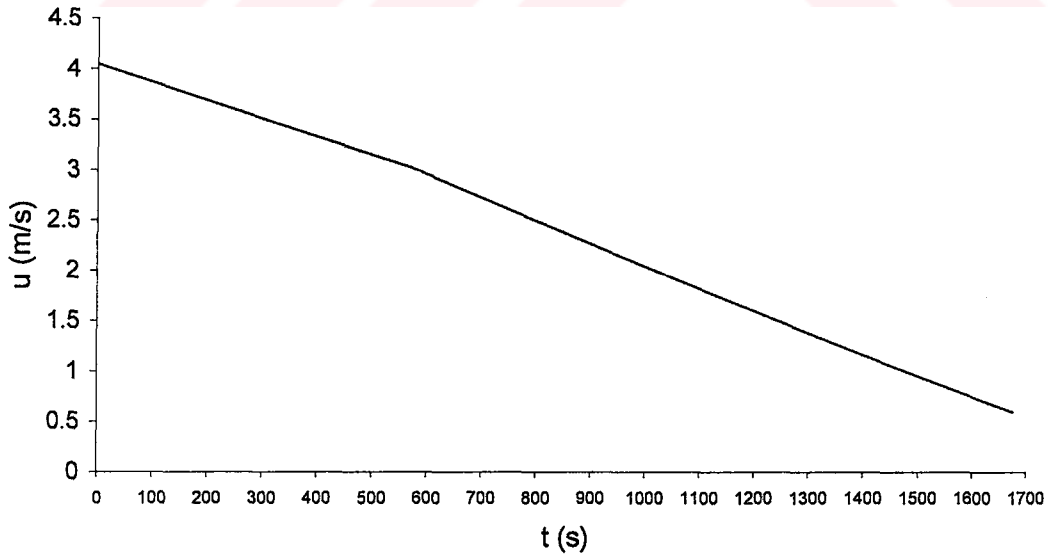


Şekil 5.4. TR-2 çıkış borusu ile difüzör borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi

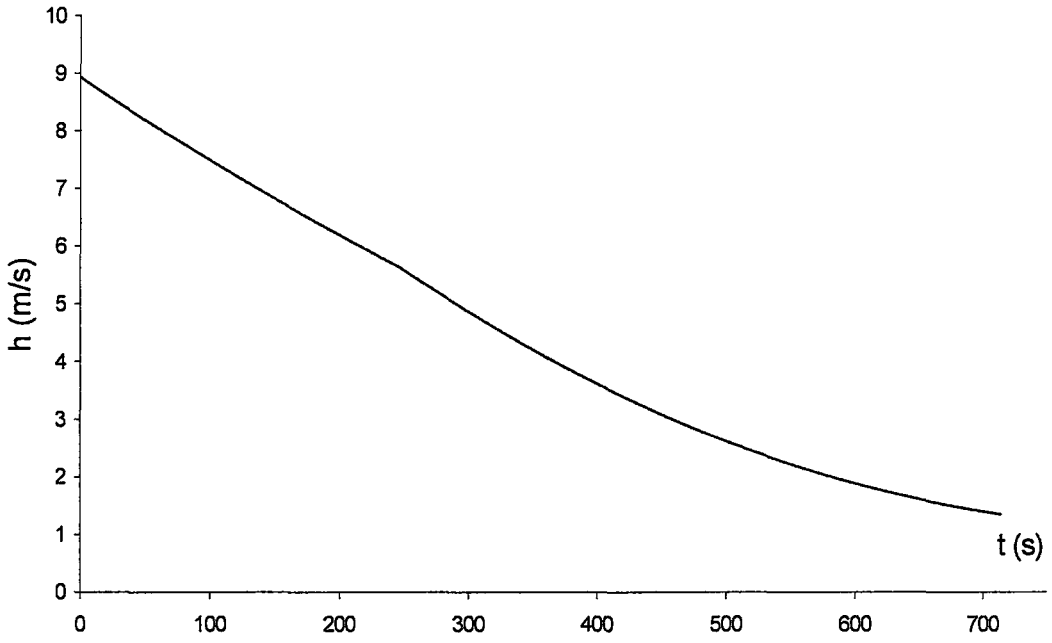
TR-2 çıkış borusu ile TR-1 borusunun ve tüm boruların kırıldığını varsayan kaza senaryolarında havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki su hızının zamanla değişimini gösteren grafikler Şekil 5.5-5.8 arasında verilmiştir.



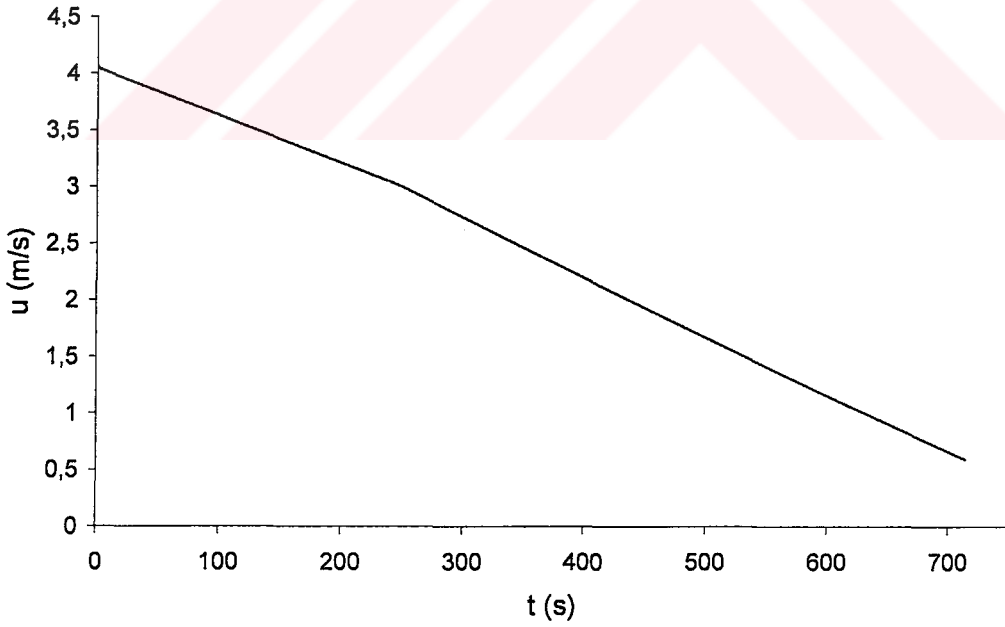
Şekil 5.5. TR-2 çıkış borusu ile TR-1 borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi



Şekil 5.6. TR-2 çıkış borusu ile TR-1 borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi



Şekil 5.7. Tüm boruların kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi

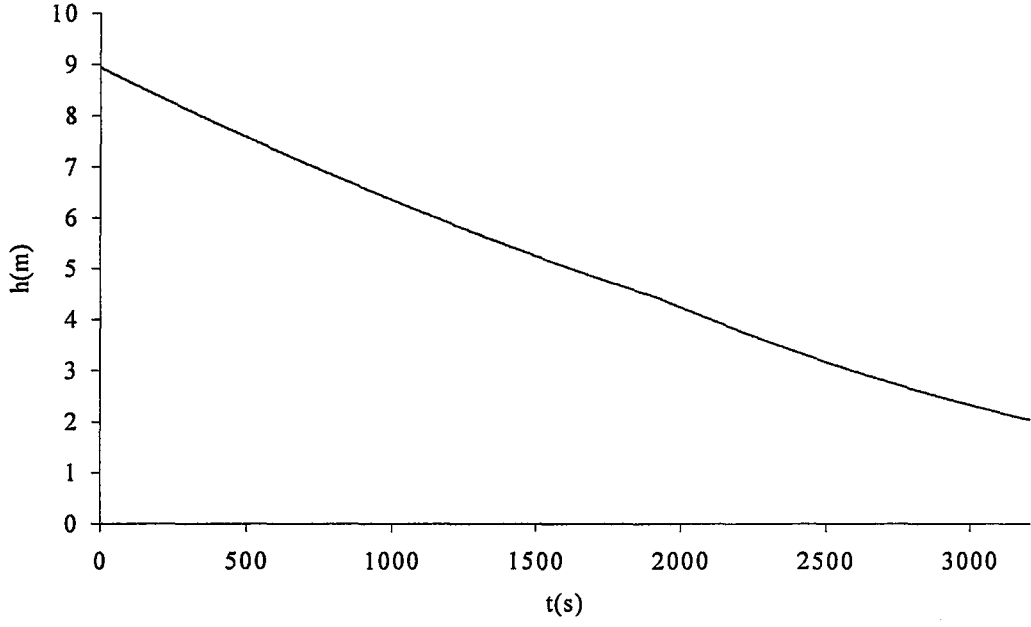


Şekil 5.8. Tüm boruların kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi

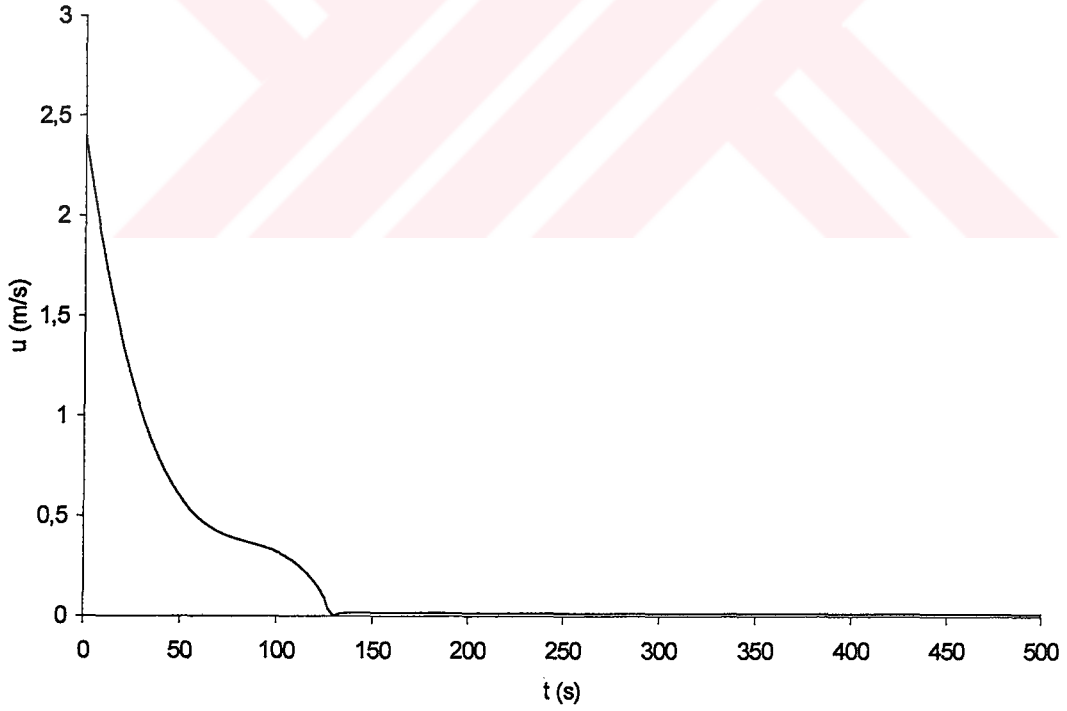
TR-2 çıkış borusunun kırılmadığını kabul eden kaza senaryolarımızda, kalpteki ortalama su hızını havuzun alçalma hızı ve sürtünme kayıpları belirlemekte ise de, reaktör kalbinin, su kaybının sağladığı akışa ilave olarak birinci devre pompa eklemesindeki 40 kg-m^2 volanın da yardımıyla da yaklaşık iki dakika kadar azalarak süren bir akış ile soğutulduğu göz önüne alınmıştır. Pompa karakteristik eğrilerinden elde edilebilen sözkonusu akış azalması [22]'den alınmıştır. TR-1 çıkış borusu ve TR-1 çıkış borusu ile difüzör borusunun birlikte kırıldığı varsayılan kaza senaryolarına ilişkin havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki su hızının zamanla değişimini veren grafikler Şekil 5.9-5.12.'de verilmiştir.

Varsayılan çeşitli kırılma senaryoları içinde TR-2'nin dahil olduğu tüm durumlarda akış hızları çok yüksek olmakta ve reaktör kalbi zorlamalı taşınım ile soğutulmaktadır. Oysa, TR-2'nin dahil olmadığı kaza senaryolarında birinci devre pompasının ataleti ile sağladığı akış çok düştüğünde (115. s civarında), kaldırma kuvveti (buoyancy force) etkili olmakta ve havuzun alçalması ile sağlanan kalp su hızlarını sıfıra kadar düşürebilmektedir. Kaldırma kuvvetinin etkili olmaya başladığı anlarda yakıt levhalarının soğutulması birleşik taşınım, akışkan hızının sıfıra düştüğü andan itibaren akışın ters dönmesiyle doğal taşınım olmaktadır. Akışın ters dönüşü (flow inversion-flow reversal) TR-1 çıkış borusu ile difüzör borusunun veya sadece bu iki borunun kırıldığı varsayılan senaryolarda gerçekleşmektedir.

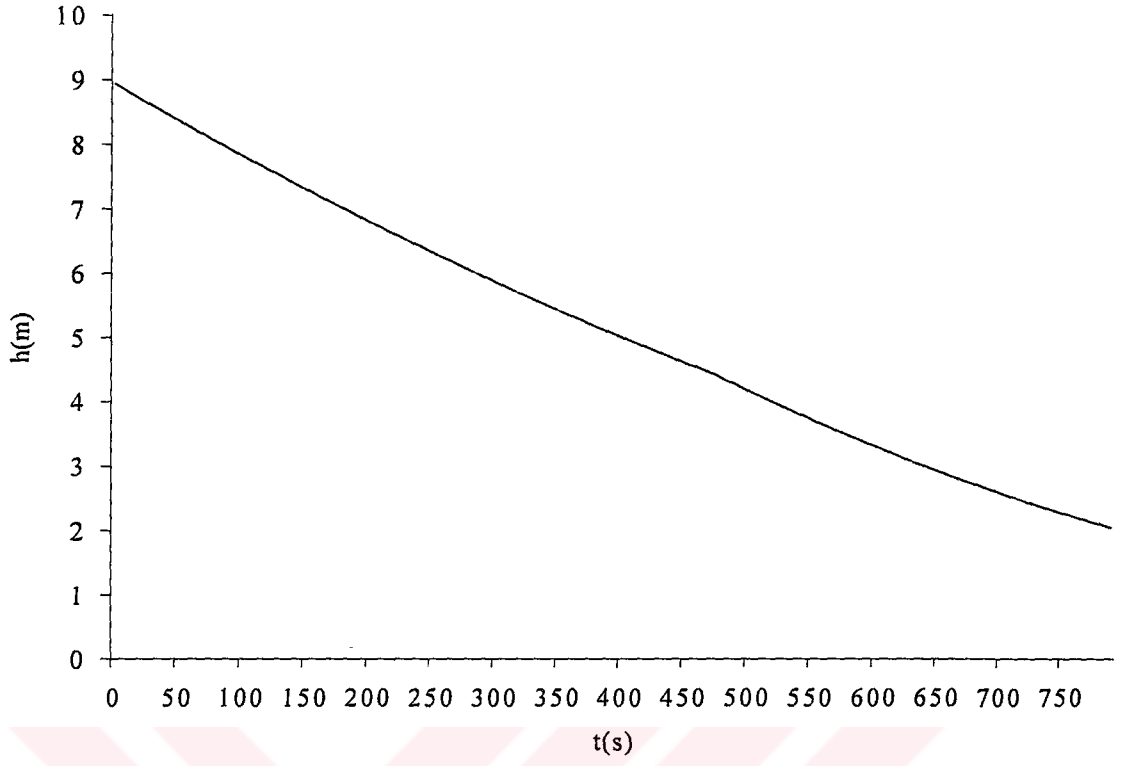
Kaza analizleri için Bölüm 4.1'de açıklanan sonlu farklar yöntemiyle çözüm için yazılan CRANK isimli program Ek C'de, Bölüm 4.2'de açıklanan integral yöntemiyle yarı-analitik çözüm yapılan ANALITIK isimli program Ek D'de tanıtılmıştır.



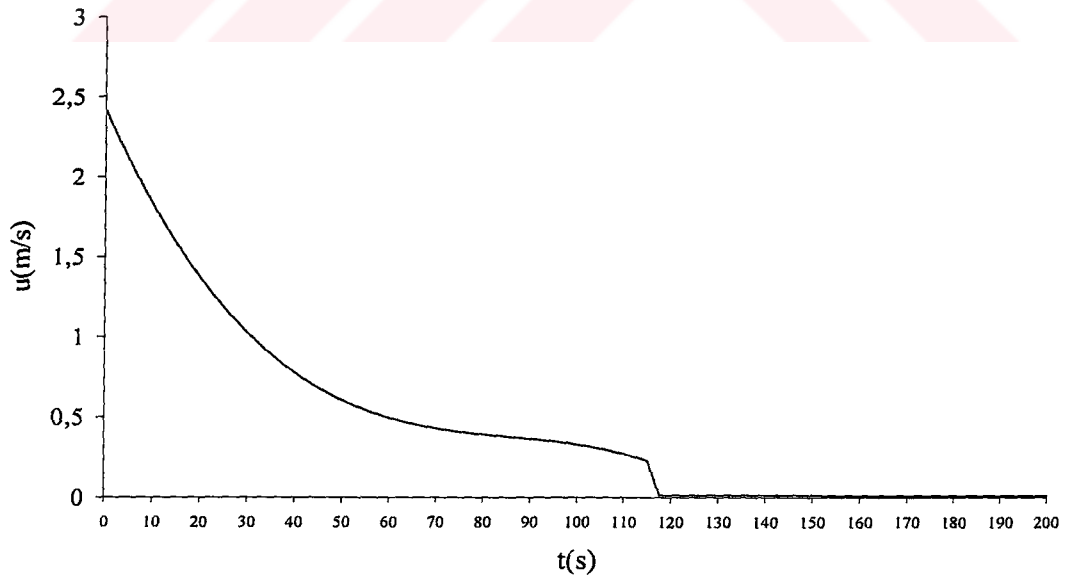
Şekil 5.9. TR-1 borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi



Şekil 5.10. TR-1 borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi (ilk 500 s)

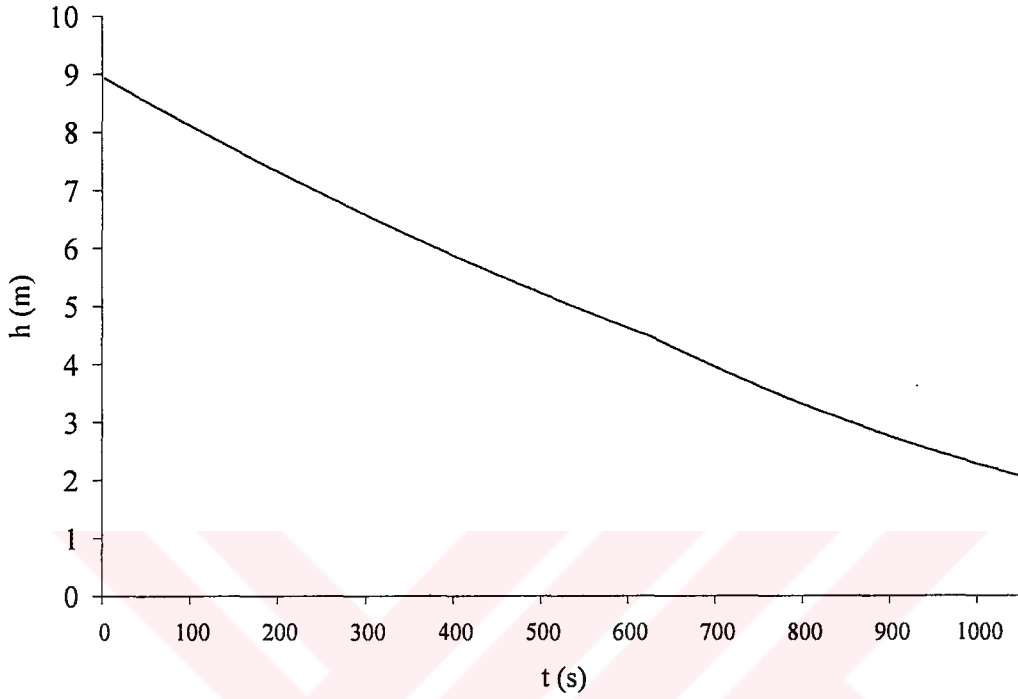


Şekil 5.11. TR-1 ve difüzör borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişmesi

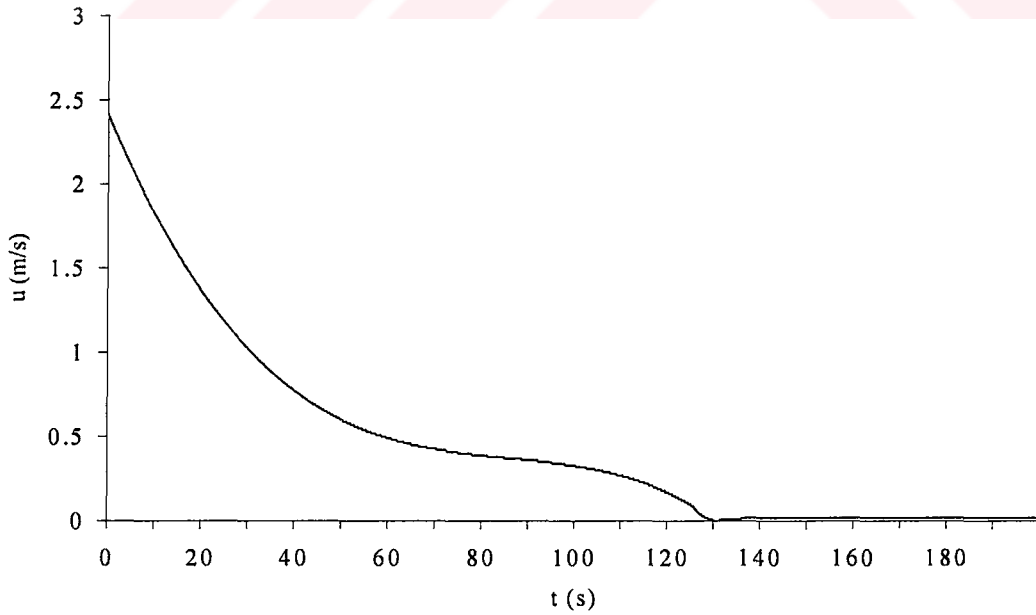


Şekil 5.12. TR-1 ve difüzör borularının kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi (ilk 200 s için)

Difüzör borusunun kırıldığı varsayılan kaza senaryolarında havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki su hızının zamanla değişimini veren grafikler Şekil 5.13-5.14 arasında verilmiştir



Şekil 5.13. Difüzör borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin zamanla değişimi



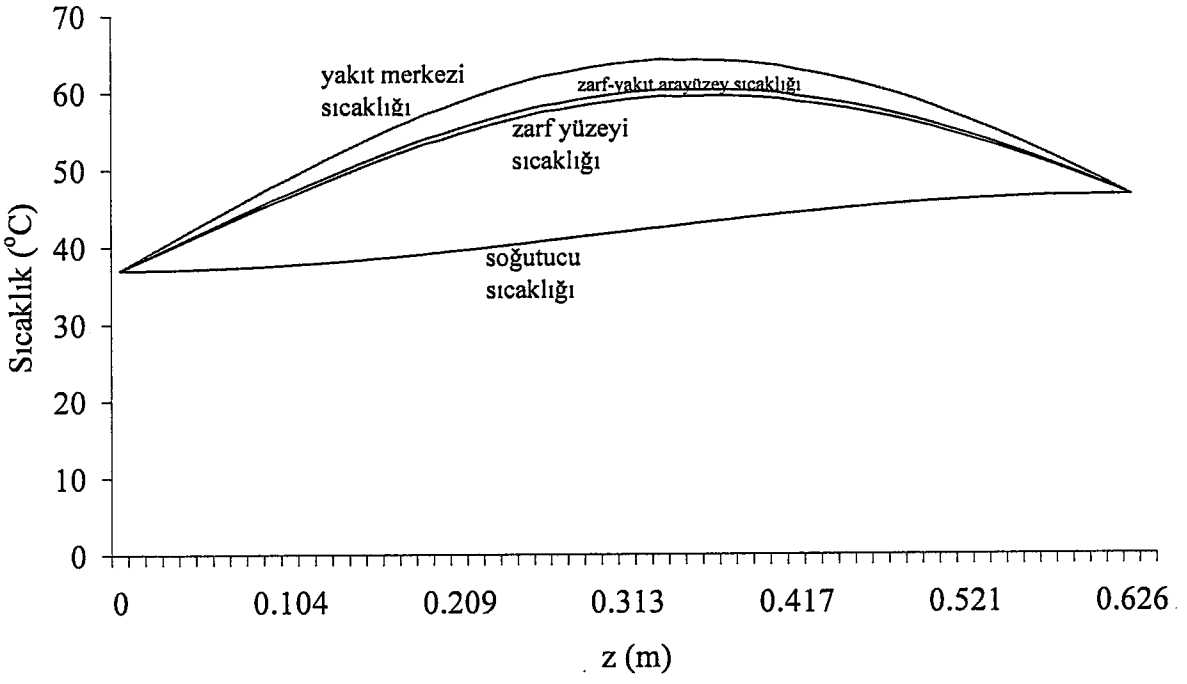
Şekil 5.14. Difüzör borusunun kırılması durumunda kalpteki su hızının zamanla değişimi (ilk 200 s için)

5.1.1. Kararlı Durum Hesapları

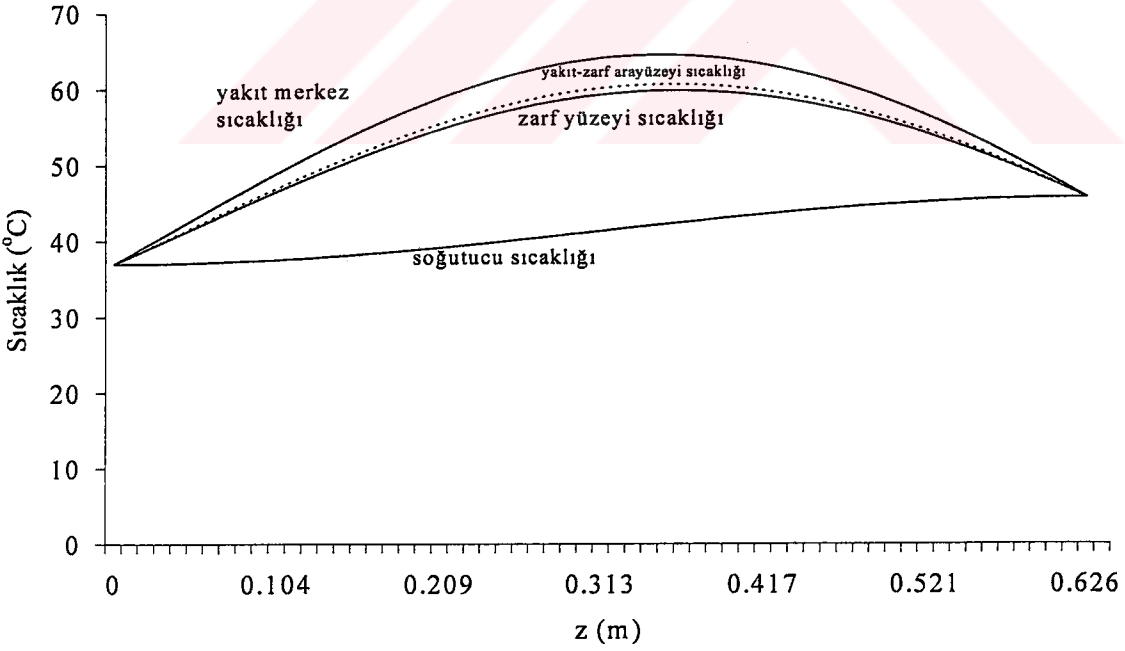
Varsayılan her kırık senaryosu için incelenecek geçiş durumunda, yakıt levhası ve soğutucu sıcaklıklarının başlangıç değerlerinin bilinmesi gerekmektedir. Bu başlangıç koşulları, TR-2 Reaktörü 5 MW nominal güçte çalışırken enerji korunum denklemlerinin kararlı durum için çözümünden elde edilecek sıcaklıklardır.

37 °C havuz suyu sıcaklığı için kaza başlangıç sıcaklıklarını temsil eden kararlı durum sıcaklıkları nominal kanal ve sıcak kanal için CRANK ve ANALITIK programlarıyla hesaplanmıştır. Hesaplanan sıcaklıkların grafikleri Şekil 5.15-18 arasında sunulmuştur. Havuz suyu sıcaklığının 37 °C seçilmesi, UAEA'nın MTR tipi araştırma reaktörleri için hazırladığı Benchmark problemlerinde[1] bu değeri saptamış olmasındandır. Çünkü, sözkonusu değer pek çok iklim bölgesi için yılın en sıcak günlerindeki ortam sıcaklığına karşılık gelmektedir. Ortam ile havuzun ısı dengede olduğu göz önüne alınırsa, havuz suyu sıcaklığının da aynı değerde seçilmesi gerektiği ortaya çıkar. Ayrıca, bu değer seçiminin konservatif bir yaklaşım değer olduğu ve bu sıcaklık değeriyle başlanılan analizin de en kötü geçiş durumuna karşılık geldiği göz önünde bulundurulmalıdır.

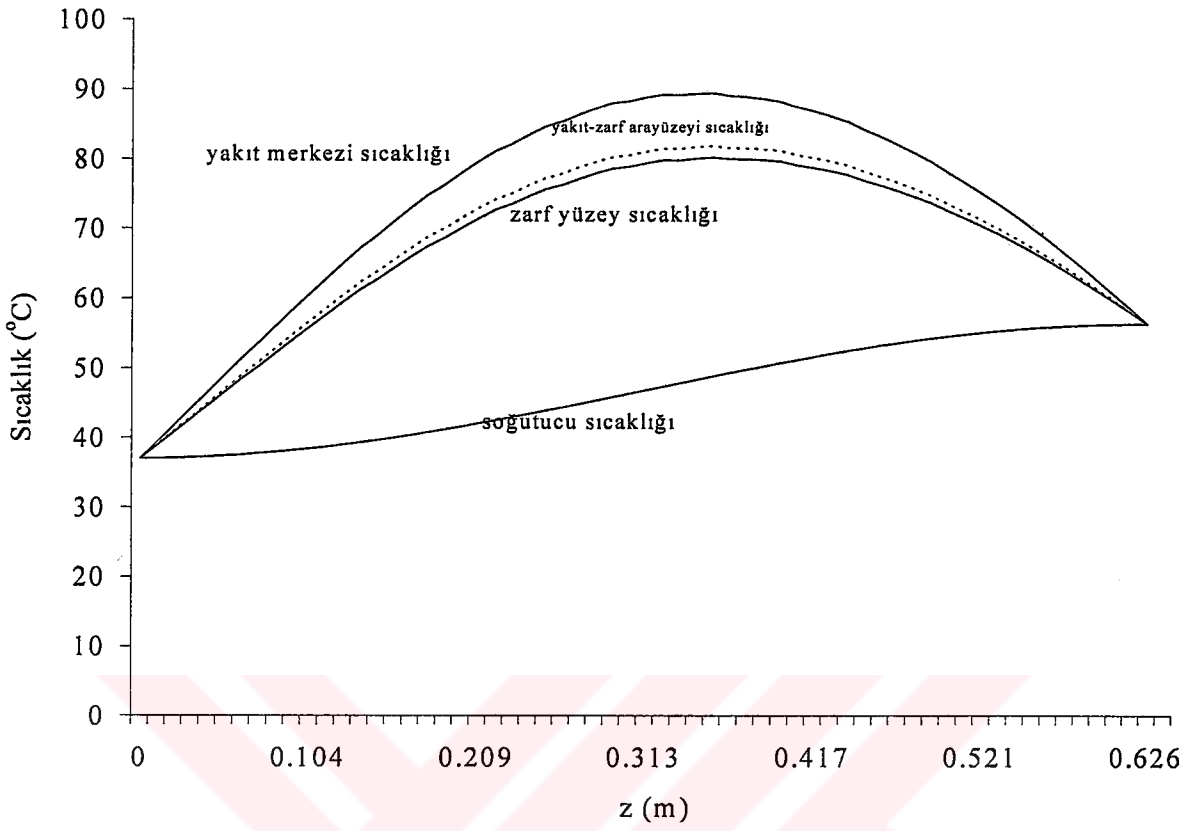
Şekil 5.15-18 ile Tablo 5.2-3'den görüldüğü gibi CRANK ve ANALITIK programlarının kararlı durum sıcaklıkları çok iyi örtüşmektedir.



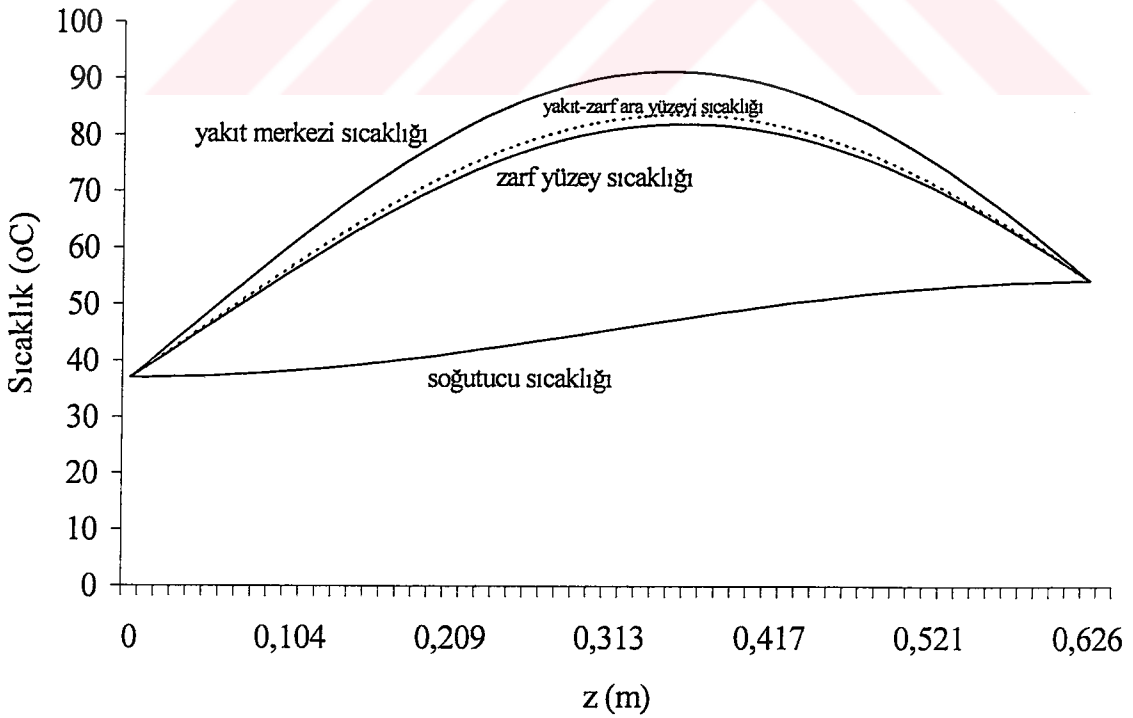
Şekil 5.15. Nominal kanal için kararlı durum sıcaklıkları (CRANK)



Şekil 5.16. Nominal kanal için kararlı durum sıcaklıkları (ANALITIK)



Şekil 5.17. Sıcak kanal için kararlı durum sıcaklıkları (CRANK)



Şekil 5.18. Sıcak kanal için kararlı durum sıcaklıkları (ANALITİK)

CRANK ve ANALITIK programlarından nominal kanal için elde edilen sıcaklıkların eksenel yönde değişimi Tablo 5.1’de verilmiştir.

Tablo 5.1. Nominal kanal için kararlı durum sıcaklıklarının karşılaştırılması

NODE	Soğutucu Sıcaklığı (°C)		Zarf Yüzeyi Sıcaklığı (°C)		Zarf-Yakıt Arayüzey Sıcaklığı (°C)		Yakıt Merkez Sıcaklığı (°C)	
	CRANK	ANALITIK	CRANK	ANALITIK	CRANK	ANALITIK	CRANK	ANALITIK
1	37.00	37.00	37.00	37.00	37.00	37.00	37.00	37.00
2	37.01	37.01	37.95	37.95	37.99	37.99	38.20	38.20
3	37.04	37.02	38.90	38.90	38.99	38.99	39.40	39.40
4	37.08	37.05	39.86	39.86	40.00	39.99	40.61	40.61
5	37.13	37.09	40.83	40.83	41.01	41.00	41.83	41.82
6	37.20	37.15	41.80	41.79	42.02	42.01	43.04	43.03
7	37.28	37.21	42.77	42.76	43.03	43.02	44.25	44.24
8	37.37	37.29	43.73	43.72	44.03	44.02	45.45	45.43
9	37.47	37.37	44.69	44.67	45.03	45.02	46.63	46.62
10	37.59	37.47	45.63	45.62	46.02	46.00	47.81	47.79
11	37.71	37.58	46.57	46.55	46.99	46.97	48.96	48.94
12	37.85	37.70	47.48	47.47	47.94	47.93	50.09	50.08
13	38.00	37.83	48.38	48.37	48.88	48.87	51.19	51.19
14	38.16	37.96	49.26	49.26	49.79	49.79	52.27	52.27
15	38.33	38.11	50.11	50.12	50.68	50.68	53.32	53.32
16	38.51	38.27	50.94	50.96	51.54	51.55	54.33	54.34
17	38.70	38.43	51.74	51.77	52.37	52.39	55.30	55.32
18	38.90	38.60	52.51	52.55	53.17	53.21	56.23	56.27
19	39.10	38.78	53.25	53.30	53.94	53.98	57.12	57.17
20	39.32	38.97	53.96	54.02	54.67	54.73	57.97	58.03
21	39.54	39.16	54.63	54.70	55.36	55.43	58.77	58.85
22	39.76	39.36	55.26	55.35	56.01	56.10	59.52	59.61
23	40.00	39.57	55.85	55.96	56.62	56.73	60.22	60.33
24	40.23	39.77	56.40	56.53	57.19	57.32	60.87	60.99
25	40.48	39.99	56.91	57.05	57.72	57.86	61.46	61.60
26	40.72	40.20	57.38	57.54	58.20	58.35	62.00	62.16
27	40.97	40.42	57.80	57.98	58.63	58.80	62.48	62.66
28	41.22	40.65	58.18	58.37	59.02	59.21	62.91	63.10
29	41.47	40.87	58.52	58.72	59.36	59.56	63.27	63.48
30	41.73	41.10	58.80	59.02	59.65	59.86	63.58	63.80

Tablo 5.1. Nominal kanal için kararlı durum sıcaklıklarının karşılaştırılması (devam)

NODE	Soğutucu Sıcaklığı (°C)		Zarf Yüzeyi Sıcaklığı (°C)		Zarf-Yakıt Arayüzey Sıcaklığı (°C)		Yakıt Merkez Sıcaklığı (°C)	
	CRANK	ANALITİK	CRANK	ANALITİK	CRANK	ANALITİK	CRANK	ANALITİK
31	41.98	41.32	59.04	59.27	59.89	60.11	63.83	64.05
32	42.24	41.55	59.24	59.47	60.08	60.31	64.02	64.25
33	42.49	41.78	59.38	59.62	60.22	60.46	64.14	64.38
34	42.74	42.00	59.48	59.72	60.32	60.56	64.21	64.45
35	42.99	42.22	59.54	59.78	60.36	60.60	64.22	64.46
36	43.24	42.44	59.54	59.78	60.36	60.59	64.16	64.40
37	43.48	42.66	59.50	59.73	60.30	60.53	64.05	64.28
38	43.72	42.87	59.41	59.63	60.20	60.42	63.88	64.09
39	43.95	43.08	59.28	59.48	60.05	60.25	63.65	63.85
40	44.18	43.29	59.10	59.28	59.85	60.03	63.36	63.54
41	44.40	43.49	58.87	59.03	59.61	59.76	63.02	63.17
42	44.61	43.68	58.60	58.73	59.31	59.44	62.62	62.74
43	44.82	43.87	58.29	58.38	58.98	59.07	62.16	62.25
44	45.02	44.04	57.94	57.99	58.60	58.65	61.66	61.71
45	45.21	44.22	57.54	57.55	58.17	58.18	61.10	61.11
46	45.39	44.38	57.11	57.07	57.70	57.67	60.49	60.45
47	45.56	44.54	56.63	56.54	57.20	57.11	59.83	59.75
48	45.72	44.68	56.12	55.98	56.65	56.51	59.13	58.99
49	45.87	44.82	55.57	55.37	56.07	55.87	58.38	58.18
50	46.01	44.95	54.99	54.72	55.45	55.18	57.59	57.33
51	46.13	45.07	54.37	54.04	54.79	54.46	56.76	56.43
52	46.25	45.18	53.72	53.32	54.10	53.71	55.89	55.50
53	46.35	45.27	53.04	52.57	53.38	52.92	54.99	54.52
54	46.44	45.36	52.33	51.79	52.64	52.09	54.05	53.51
55	46.52	45.44	51.60	50.98	51.86	51.24	53.08	52.46
56	46.59	45.50	50.84	50.14	51.06	50.36	52.07	51.38
57	46.64	45.55	50.05	49.28	50.23	49.46	51.05	50.28
58	46.68	45.59	49.25	48.40	49.38	48.53	50.00	49.15
59	46.71	45.62	48.42	47.50	48.51	47.59	48.92	48.00
60	46.72	45.64	47.58	46.58	47.62	46.63	47.83	46.83
61	46.72	45.65	46.72	45.65	46.72	45.65	46.72	45.65

CRANK ve ANALITIK programlarından sıcak kanal için elde edilen sıcaklıkların eksenel yönde değişimi Tablo 5.2’de verilmiştir.

Tablo 5.2. Sıcak kanal için sıcaklıkların karşılaştırılması

NODE	Soğutucu Sıcaklığı (°C)		Zarf Yüzeyi Sıcaklığı (°C)		Zarf-Yakıt Arayüzey Sıcaklığı (°C)		Yakıt Merkez Sıcaklığı (°C)	
	CRANK	ANALITIK	CRANK	ANALITIK	CRANK	ANALITIK	CRANK	ANALITIK
1	37.00	37.00	37.00	37.00	37.00	37.00	37.00	37.00
2	37.03	37.01	38.88	38.87	38.97	38.95	39.38	39.36
3	37.08	37.05	40.78	40.75	40.96	40.93	41.77	41.74
4	37.16	37.11	42.70	42.65	42.96	42.91	44.18	44.13
5	37.26	37.19	44.63	44.56	44.97	44.90	46.59	46.52
6	37.39	37.29	46.56	46.46	46.99	46.90	49.00	48.91
7	37.55	37.42	48.49	48.37	49.00	48.89	51.41	51.29
8	37.73	37.57	50.26	50.27	50.86	50.87	53.65	53.65
9	37.93	37.74	52.16	52.15	52.83	52.83	56.00	56.00
10	38.16	37.93	54.03	54.02	54.79	54.78	58.32	58.31
11	38.41	38.14	55.88	55.86	56.71	56.70	60.60	60.59
12	38.68	38.38	57.70	57.68	58.61	58.59	62.85	62.83
13	38.98	38.63	59.49	59.46	60.47	60.44	65.05	65.02
14	39.29	38.90	61.24	61.21	62.29	62.26	67.19	67.15
15	39.63	39.19	62.69	62.91	63.81	64.02	69.01	69.23
16	39.99	39.50	64.34	64.56	65.52	65.74	71.02	71.24
17	40.36	39.83	65.93	66.16	67.17	67.40	72.96	73.19
18	40.75	40.17	67.47	67.71	68.77	69.01	74.82	75.05
19	41.16	40.52	68.65	69.19	70.00	70.54	76.29	76.84
20	41.58	40.89	70.05	70.61	71.45	72.01	77.98	78.54
21	42.01	41.27	71.39	71.96	72.84	73.41	79.57	80.15
22	42.46	41.66	72.66	73.24	74.15	74.73	81.08	81.66
23	42.92	42.07	73.52	74.44	75.04	75.97	82.15	83.08
24	43.39	42.48	74.63	75.57	76.19	77.12	83.45	84.39
25	43.87	42.90	75.67	76.61	77.25	78.19	84.65	85.59
26	44.35	43.33	76.27	77.56	77.88	79.17	85.39	86.69
27	44.85	43.76	77.14	78.43	78.77	80.06	86.38	87.67
28	45.34	44.20	77.92	79.21	79.57	80.86	87.25	88.54
29	45.85	44.65	78.61	79.89	80.27	81.55	88.01	89.29
30	46.35	45.09	78.87	80.49	80.53	82.15	88.30	89.92

Tablo 5.2. Sıcak kanal için sıcaklıkların karşılaştırılması (devam)

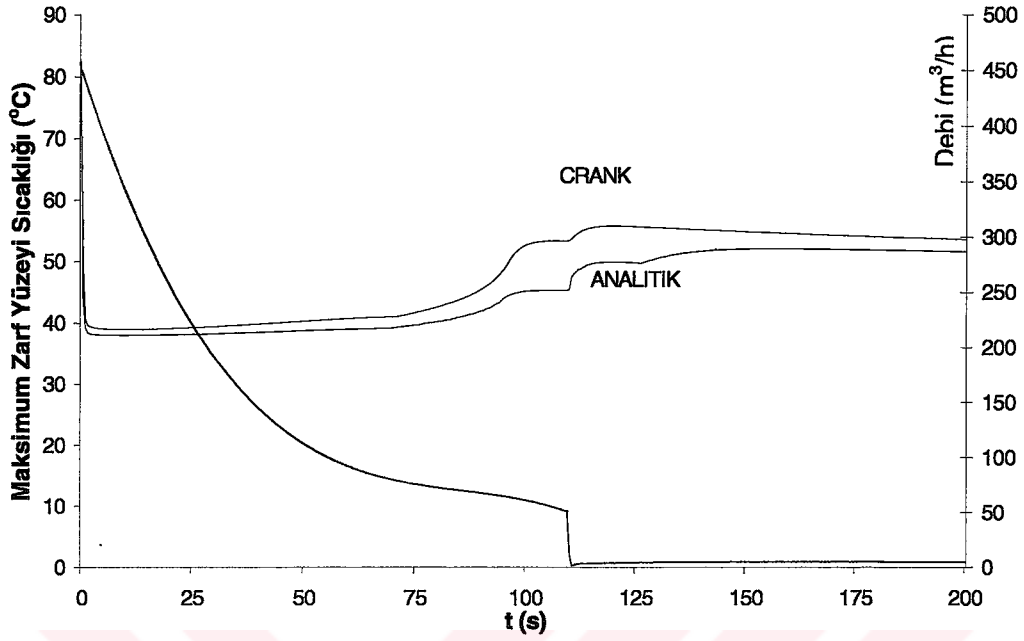
NODE	Soğutucu Sıcaklığı (°C)		Zarf Yüzeyi Sıcaklığı (°C)		Zarf-Yakıt Arayüzey Sıcaklığı (°C)		Yakıt Merkez Sıcaklığı (°C)	
	CRANK	ANALITİK	CRANK	ANALITİK	CRANK	ANALITİK	CRANK	ANALITİK
31	46.85	45.54	79.39	80.98	81.06	82.65	88.84	90.43
32	47.35	45.99	79.82	81.38	81.48	83.05	89.25	90.82
33	47.86	46.43	79.81	81.68	81.47	83.34	89.21	91.08
34	48.35	46.88	80.06	81.88	81.71	83.53	89.39	91.21
35	48.85	47.32	80.22	81.98	81.85	83.61	89.46	91.22
36	49.33	47.75	79.97	81.98	81.58	83.60	89.09	91.11
37	49.81	48.18	79.95	81.89	81.53	83.47	88.93	90.87
38	50.28	48.60	79.84	81.69	81.40	83.24	88.66	90.51
39	50.75	49.01	79.65	81.39	81.17	82.91	88.28	90.02
40	51.19	49.42	79.07	81.00	80.55	82.48	87.49	89.41
41	51.63	49.81	78.70	80.50	80.15	81.95	86.89	88.69
42	52.06	50.19	78.25	79.91	79.65	81.31	86.18	87.84
43	52.46	50.56	77.72	79.23	79.07	80.58	85.36	86.88
44	52.86	50.91	76.85	78.46	78.15	79.75	84.19	85.80
45	53.23	51.25	76.16	77.59	77.40	78.83	83.18	84.61
46	53.59	51.58	75.39	76.64	76.57	77.82	82.07	83.32
47	53.93	51.89	74.55	75.60	75.66	76.72	80.87	81.92
48	54.24	52.18	73.63	74.48	74.68	75.53	79.58	80.43
49	54.54	52.45	72.45	73.28	73.43	74.26	78.01	78.83
50	54.82	52.70	71.41	72.00	72.32	72.91	76.55	77.15
51	55.07	52.94	70.29	70.66	71.13	71.49	75.02	75.38
52	55.30	53.15	69.12	69.24	69.87	70.00	73.41	73.53
53	55.50	53.34	67.88	67.76	68.56	68.43	71.72	71.60
54	55.69	53.51	66.59	66.21	67.18	66.81	69.97	69.60
55	55.84	53.66	65.24	64.61	65.75	65.13	68.16	67.53
56	55.97	53.79	63.84	62.96	64.27	63.39	66.29	65.41
57	56.08	53.89	62.33	61.26	62.68	61.61	64.30	63.23
58	56.16	53.97	60.86	59.52	61.12	59.78	62.34	61.00
59	56.21	54.03	59.35	57.74	59.53	57.91	60.34	58.72
60	56.24	54.07	57.81	55.92	57.90	56.01	58.30	56.42
61	56.24	54.08	56.24	54.08	56.24	54.08	56.24	54.08

5.1.2. Havuz Suyu Seviyesi Kalp Üst Seviyesine İninceye Kadar Geçen Safha

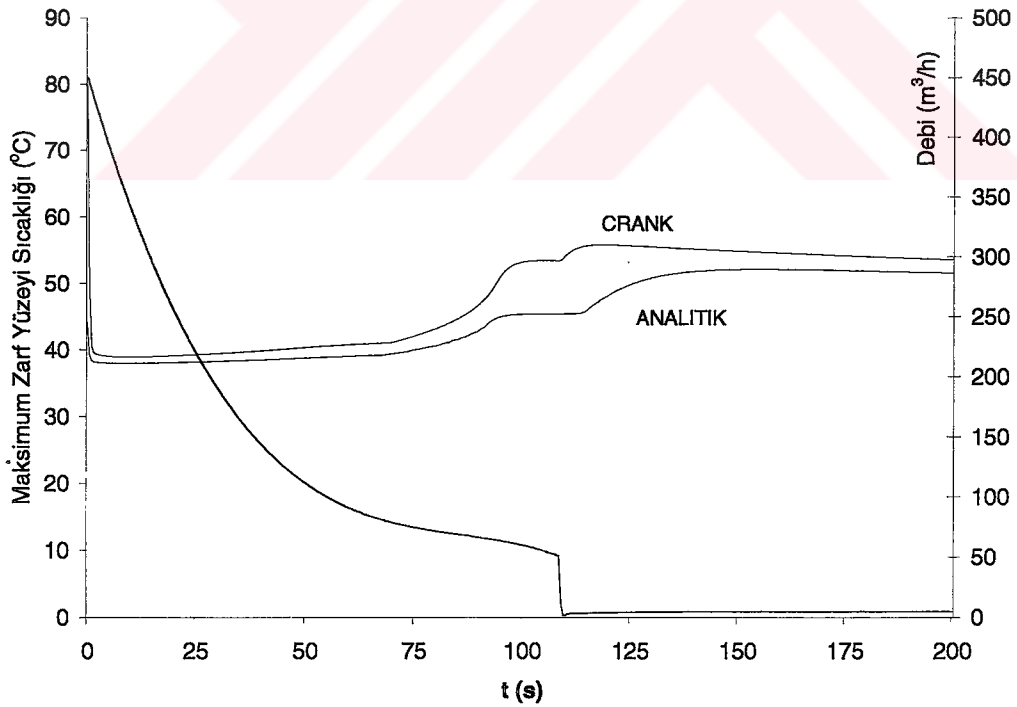
Kazanın bu safhasını varsayılan boru kırıkları senaryolarına göre iki ayrı kategoride ele almak gerekmektedir. Çünkü, daha önce de açıklandığı gibi TR-2 borusunun kırılmasını içeren herhangi bir senaryo için, havuz suyu alçalırken kalpteki su hızları çok yüksek olmakta, kırığın gerçekleştiği anda reaktörün durduğu varsayıldığından yakıt levhası ve soğutucu kanalındaki suyun sıcaklıkları hızla havuz suyu sıcaklıklarına düşmektedir. Oysa, TR-2'nin borusunun kırılmadığı varsayılan tüm senaryolarda, yaklaşık 2 dakikalık bir süre boyunca birinci devre soğutma pompasının volanının ataletiyle kalp zorlamalı dolaşım ile soğutulmakta, fakat soğutucu kanalındaki kaldırma kuvvetinin etkili olmaya başladığı andan itibaren , akış hızı sıfıra kadar düşmekte ve akış ters dönmektedir. Bölüm 2.3.'de birleşik taşıma rejimi ile akışın ters dönüşünden sonra başlayan doğal dolaşım rejimlerinde soğutucu kanalındaki suyun ortalama hızının nasıl hesaplandığı üzerinde durulmuştur.

Dolayısı ile, TR-2 borusunun kırılmasını içermeyen kaza senaryolarında soğutucu ve yakıt levhası sıcaklıklarının daha yüksek olduğunu ve bu senaryoların incelenmesinin güvenlik analizi açısından çok daha önemli olduğunu söyleyebiliriz. Şekil 5.19-21 arasında sırası ile difüzör borusunun kırılması, TR-1 borusunun kırılması, Difüzör ile TR-1 borularının kırılması durumunda maksimum zarf yüzeyi sıcaklıkları ve soğutucu debisinin zamana bağlı değişimleri verilmiştir. ANALITİK ve CRANK programları ile elde edilen sonuçların maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının zamana bağlı değişimi cinsinden verilmesinin nedeni, araştırma reaktörlerinde geçiş durumlarında hiç bir zaman yakıtın bütünlüğünü kaybetmemesi esastır.

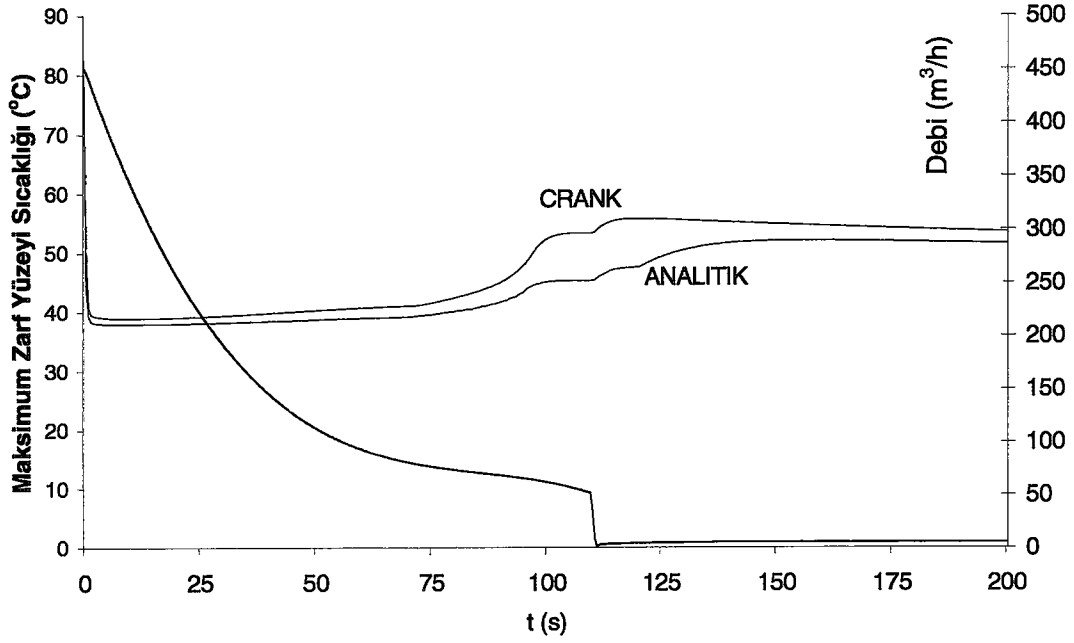
Şekil 5.19-21 incelendiğinde, her üç kaza senaryosunda da, başlangıçta birinci devre pompa volanının ataletinin sağladığı yüksek debi sayesinde maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının 80 °C civarından hızla 40 °C civarına düştüğü, daha sonra akışın azalışını takiben doğal dolaşım klapesi açılınca kadar arttığı görülmektedir. 51 m³ /h'lık debide açılan doğal dolaşım klapesi ile birleşik taşınım başlamakta ve 115. s civarında akış hızı sıfırlanmakta ve akış ters dönüşü gerçekleşmektedir.



Şekil 5.19. Difüzör borusunun kırılması durumunda maksimum zarf yüzey sıcaklığının ve soğutucu debisinin zamanla değişimi (sıcak kanal için-ilk 200 s)



Şekil 5.20. TR-1 borusunun kırılması durumunda maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının ve soğutucu debisinin zamanla değişimi (sıcak kanal için-ilk 200 s)



Şekil 5.21. TR-1 ile difüzör borusunun kırılması durumunda maksimum zarf yüzeyi sıcaklığı ile soğutucu debisinin zamanla değişimi (sıcak kanal-ilk 200 s)

Akış ters dönüşü gerçekleştikten sonra, akış hızı kaldırma kuvvetleri ile sürtünme kuvvetleri dengeleninceye kadar artmakta ve her bir kaza senaryosunda 4 m³/h civarında doğal dolaşım debilerine ulaşılmaktadır. Bu doğal dolaşım debisine ulaşıldıktan sonra neredeyse kararlı bir hal oluşmakta ve sıcaklıklar havuz suyu seviyesi kalbin tam üzerine gelinceye kadar çok yavaş bir şekilde düşmektedir.

CRANK ve ANALITIK programlarıyla elde edilen sonuçlar karşılaştırıldığında; maksimum zarf yüzeyi sıcaklıklarının zamana bağımlılığı benzer bir eğilim göstermekte ise de, ANALITIK programı ile elde edilen sıcaklıkların daha düşük olduğu görülmektedir. Sıcaklıklar arasındaki bu farklılık, özellikle, akış hızlarının göreceli olarak düşük olduğu doğal dolaşım klapesinin açılması ile başlayan birleşik taşınım ve akış ters dönüşünden neredeyse kararlı doğal dolaşım rejiminde fazladır. Bu farklılığın iki nedeni vardır. Birincisi, ANALITIK programı Bölüm 4’de anlatıldığı gibi nodal bir metod olmadığı için akışkan özellikleri için kanal boyunca ortalama değerler kullanmasıdır. İkincisi ise, ANALITIK programının geçiş durumu profillerini kararlı durum profilleri ile aynı almasıdır. Halbuki, akış geçişlerinde güç geçişlerinde olduğu gibi sıcaklık profillerinin kararlı durum profillerine tam uyum sağladığını söylemek güçtür. Tüm bunlara rağmen, kullanılan

her iki program da, sistemin uzun zaman davranışı (long-time behavior) açısından uyumlu sonuçlar vermektedirler.

5.1.3. Havuz Suyunun Kalp Üzerinden Altına İninceye Kadar Geçen Safha

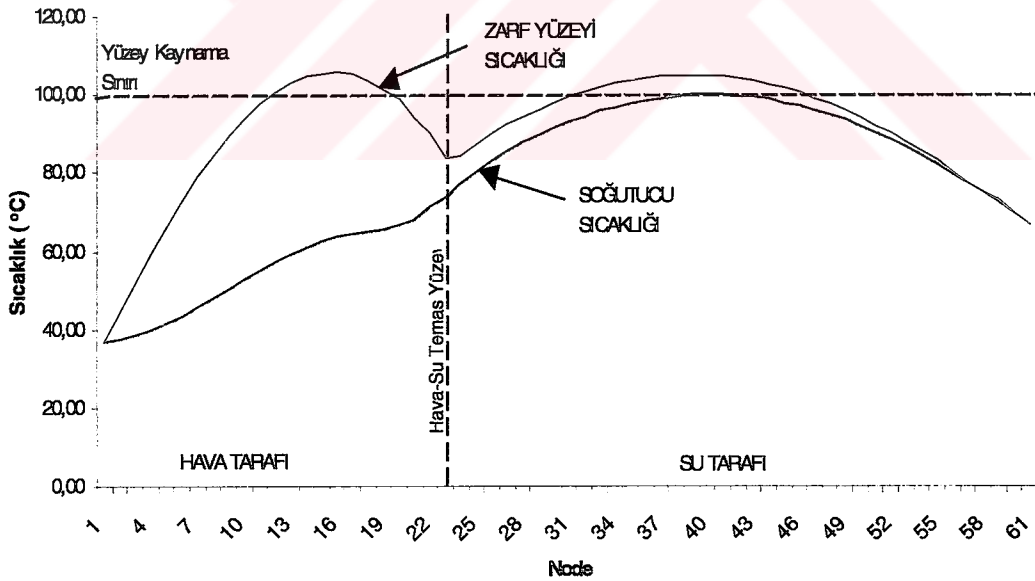
TR-2 borusunun kırıldığı varsayılan durumlar için su seviyesinin kalp üst seviyesinden alt seviyesine inmesi için geçen süre bir saniyenin kesri kadar olduğundan, yakıt levhası sıcaklığında önemli bir değişiklik gerçekleşmemektedir. TR-2 borusunun kırılmadığı varsayılan durumlarda ise, su seviyesi kalp üzerine gelinceye kadar doğal dolaşım ile soğutulan yakıt plakaları arasındaki su artık havuz yüzeyinin seviyesini izleyerek alçalacaktır. Bu alçalma hızının zamanla değişimi, Bölüm 2’de anlatılan hidrolik hesaplar ile elde edilmiştir (HAVUZ Programı) ve çok düşük hızlardır ($\approx 10^{-3}$ m/s mertebelerinde). Bu yüzden ısı taşınım katsayısı için soğutucu kanalındaki hava ile suyun ısı iletim katsayılarının soğutucu kanalı kalınlığına oranı kullanılmıştır ($h=k/t_w$). TR-1 borusu, difüzör borusu veya bu iki borunun kırıldığı durumların bazılarında yerel kaynama gerçekleştiği gözlenmiştir. Analizler yerel kaynamanın gerçekleştiği anda kesilmiştir.

Difüzör borusu, TR-1 borusu veya bu iki borunun kırıldığı varsayılan durumların tümünde sıcak kanal için yerel kaynama noktasına erişilmiştir. Şekil 5.22-24 arasındaki grafiklerde sıcak kanal için yerel kaynamanın gerçekleştiği andaki soğutucu sıcaklıkları ile zarf yüzey sıcaklıklarının aksel dağılımı verilmiştir. Bu grafikler incelendiğinde, sıcaklık dağılımlarının, güç üretiminin aksel sinüs fonksiyonu şeklinde olduğunu göz önüne alırsak, iletimle ısı geçişine yakın profillerde olduğu görülür. Bunun sebebi, daha önce değinildiği gibi, kalpteki su hızlarının çok düşük olmasıdır. Ayrıca, havanın bulunduğu node’lar için zarf yüzey sıcaklıklarındaki artış da dikkati çekmektedir. Çünkü, havanın ısı geçiş katsayıları suya nazaran çok düşüktür. Ayrıca, yerel kaynamanın oluştuğu anda hava-su temas yüzeyi her bir senaryo için soğutucu hızının farklı olması (dolayısıyla havuzun boşalma sürelerinin farklı olması) nedeniyle sebebiyle farklı olmaktadır. Kalpteki soğutucu hızının yüksek olduğu durumlarda, alçalan suyun yerini alan hava su tarafında yerel kaynama oluşuncaya kadar daha fazla ilerlemektedir. Bu durum, boşalma süresinin en az, dolayısıyla soğutucu hızının en yüksek olduğu difüzör ve

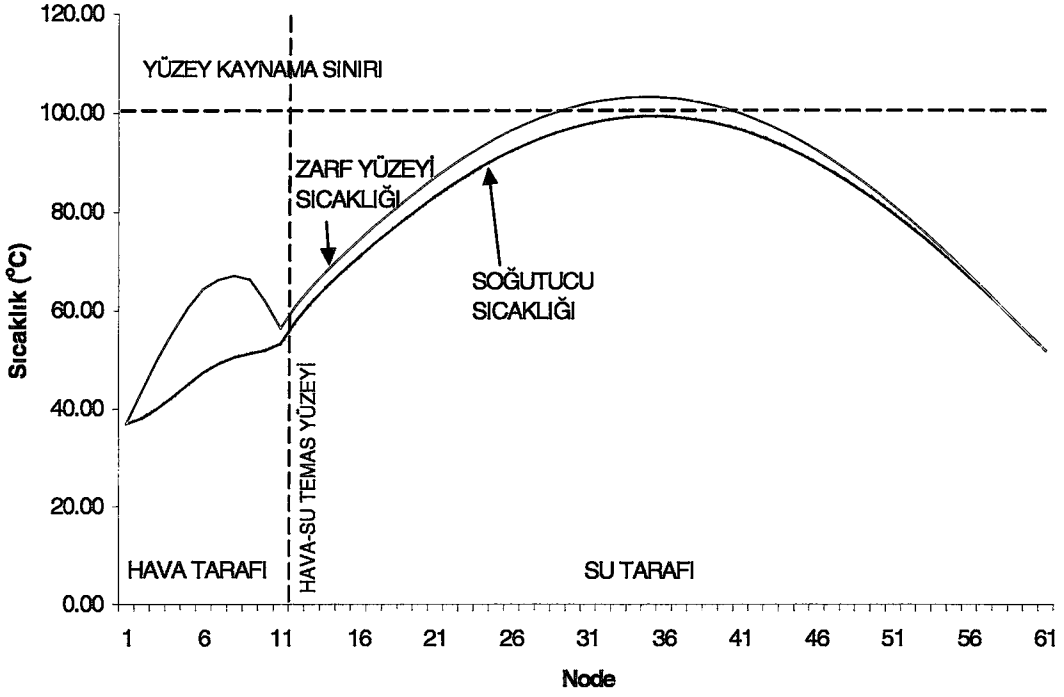
TR-1 borusunun kırılması senaryosunda yerel kaynama gerçekleştiği anda hava-su temas yüzeyinin en fazla ilerlemiş olmasında gözlenebilir.

Yerel kaynama bazı senaryolarda nominal kanal için gerçekleşmemektedir. Örneğin, difüzör ve TR-1 borusunun kırılması durumunda nominal kanalda su tamamen boşalıp yerini hava almakta ve kaynama gerçekleşmemektedir. Şekil 5.25’de suyun tamamen kalp alt seviyesine indiği andaki hava ve zarf yüzeyi sıcaklıkları verilmektedir.

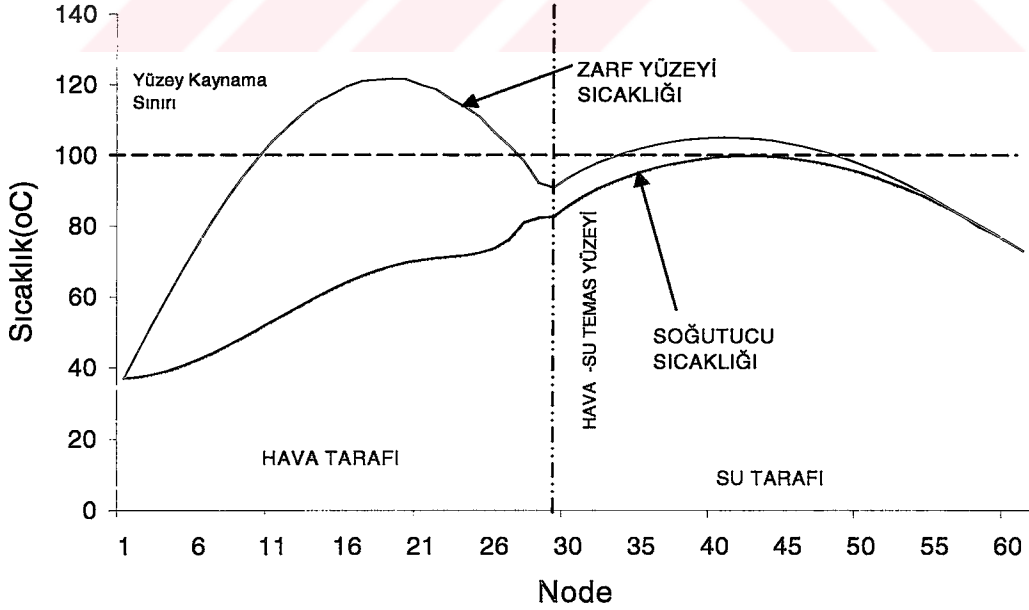
TR-2 Reaktörü’nün küçük kalbinin en yüksek ısı akılı ve ısıl-hidrolik açıdan en kötü kalp olduğuna daha önce değinmiştik. Sonraki tüm kalp çevrimlerinde ısı akısı küçük kalbe oranla düşük olduğundan sıcak kanal için bile bazı senaryolarda yerel kaynama gerçekleşmeyebilir. Bu durum ise, yerel kaynama gerçekleşinceye kadar gerçekleştirdiğimiz analizimizin havuz suyu tamamen kalp alt seviyesine ininceye kadar gerçekleştirebilmesini ve kalp tamamen susuz kaldığı anda plaka sıcaklıklarını belirleyebilmemizi sağlar.



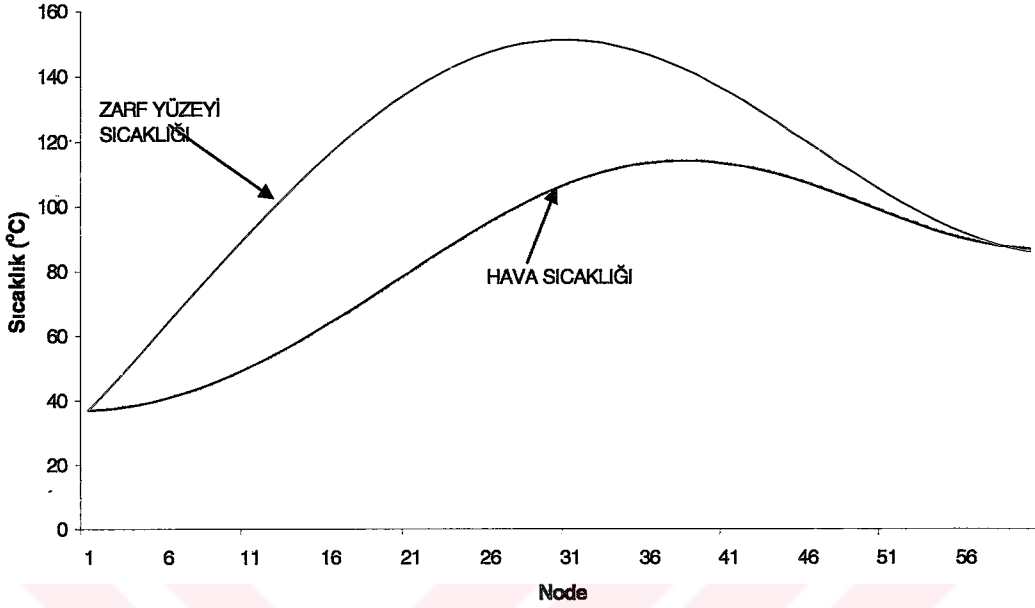
Şekil 5.22. Difüzör borusunun kırılması durumunda yerel kaynamanın gerçekleştiği anda eksenel sıcaklıklar (°C) (sıcak kanal için-t=1130.63 s)



Şekil 5.23. TR-1 borusunun kırılması durumunda yerel kaynamanın gerçekleştiği anda sıcaklıklar (°C)-(sıcak kanal için- $t=3308.54$ s)



Şekil 5.24. TR-1 borusu ile difüzör borularının kırılması durumunda yerel kaynamanın gerçekleştiği anda sıcaklıklar (°C)-(sıcak kanal için- $t=865.71$ s)



Şekil 5.25. TR-1 ve difüzör borusunun kırılması durumunda havuz seviyesi kalp alt seviyesine indiğinde sıcaklıklar (°C) - (nominal kanal için $t=948.03$ s)

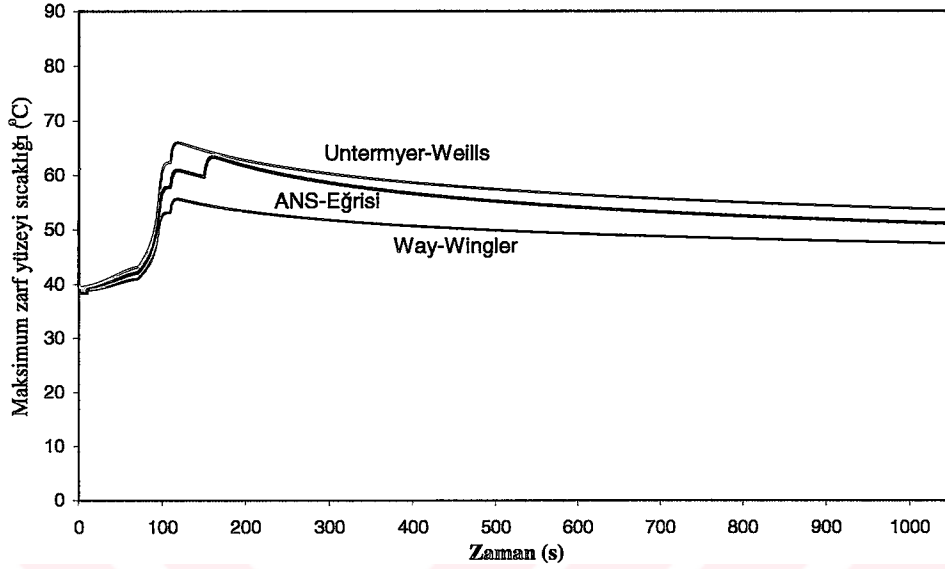
5.2. HASSASİYET ANALİZİ

Bu bölümde, maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının atık ısının tayini için kullanılabilecek farklı bağıntılar ile reaktör çalışma programına ve ısı taşınım katsayısının seçimine hassasiyeti üzerinde durulacaktır.

5.2.1. Atık Isı Bağıntısı Seçiminin Maksimum Zarf Yüzeyi Sıcaklığına Etkisi

3.2.1'de verilen Way-Wingler ve Untermeyer-Weills bağıntıları ile ANS-Eğrisi'nin her birinin ayrı ayrı kullanımı ile difüzör borusunun kırılması senaryosu için hesaplanan maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının zamana bağlı değişim grafiği Şekil 5.26'da verilmektedir. Şekil 5.26'dan görüleceği üzere, maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının zamana bağlı değerleri atık ısı için Untermeyer-Weills bağıntısının seçilmesi durumunda en yüksek olmaktadır. ANS-Eğrisi'nin kullanılması ile elde edilen zaman bağlı maksimum zarf yüzeyi sıcaklığı için ise 150nci saniyede bir sıçrama gözlenmektedir. Bu sıçramanın nedeni, aslında zamana bağlı atık ısı değerlerini tablo halinde veren ANS Standart'ının bölüm 3.2.1'de verilen eğriye

uydurulmuş şeklinin kullanılmasıdır. Söz konusu eğri, parçalı tanımlı bir fonksiyon olup 0.1-10 , 10-150 saniye aralıklarında ve 150 saniye ile üzeri için tanımlanmıştır.



Şekil 5.26. Maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının atık ısı bağıntısı seçimine hassasiyeti (Difüzör borusu kırılmış varsayılıyor-Sıcak Kanal)

Bu eğrinin kullanımı ile elde edilen atık ısı hesaplamalarının 1000 saniyenin altında ve 10^7 saniyenin üzerinde %50 hata verebileceği rapor edilmiştir[51]. Bu çalışmadaki en büyük zaman aralığının 0-3200 saniye (havuz suyunun en yavaş kaybedildiği TR-1 borusunun kırılması durumundaki havuzun boşalma süresi) civarında olduğunu göz önüne alırsak ANS-Eğrisinin kullanılması belirsizlikleri artıracaktır.

	Way-Wingler	ANS-Eğrisi	Untermeyer-Weills
Maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının en yüksek değeri (°C)	55,646	60,928	66,01
Fark (%)	0	9,49	18,62

Yukarıdaki tablodan görüleceği üzere, kaza esnasındaki maksimum zarf yüzeyi sıcaklığı ANS-Eğrisi'nin kullanılması durumunda Way-Wingler Bağıntısı'nın kullanılması ile elde edilen değerden %9,49 büyük, Untermeyer-Weills Bağıntısı'nın

kullanılması durumunda ise %18,62 kadar büyük olabilmektedir. Su seviyesi tam kalp üzerine geldiğinde ise üç bağıntının kullanımı ile elde edilen maksimum zarf yüzeyi sıcaklıkları sırasıyla 47.47, 51.05, 53.64 °C olmaktadır. Bu andaki sıcaklık farkları ise %7 ile %13'e kadar düşmektedir.

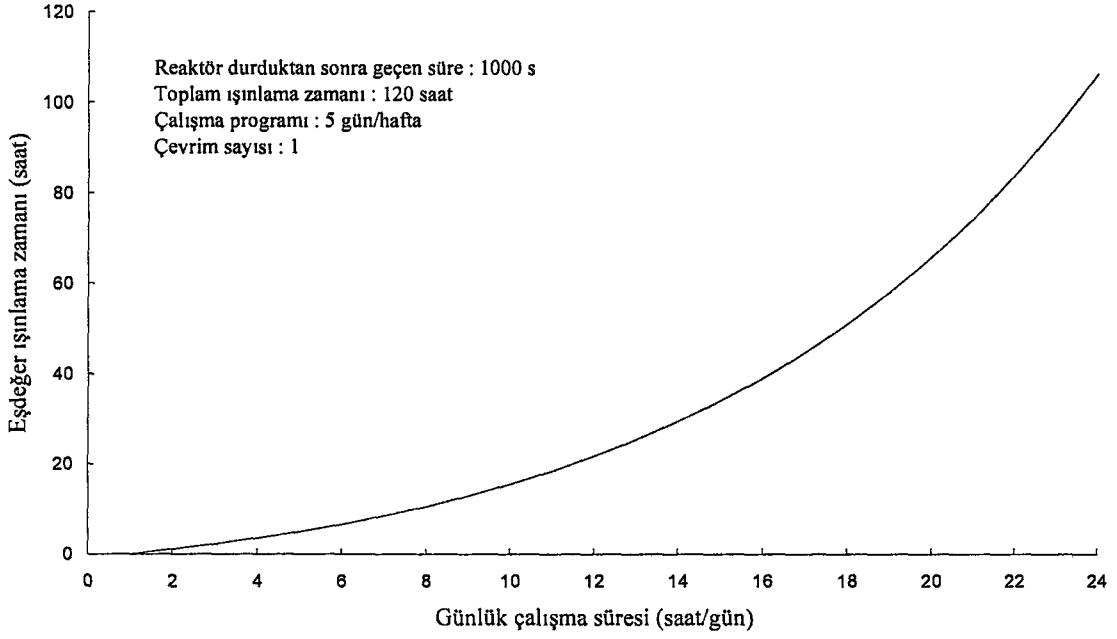
Sonuç olarak, sıcaklıkların atık ısı bağıntısının seçimine hassasiyetinin yüksek olduğunu görmekteyiz. Analizlerde Way-Wingler Bağıntısı'nın seçilmesinin nedeni ise, araştırma reaktörleri için yazılmış ve deneysel çalışmalarla test edilmiş pek çok kodun bu bağıntıyı kullanmasıdır.

5.2.2. Çalışma Programının Maksimum Zarf Yüzeyi Sıcaklığına Etkisi

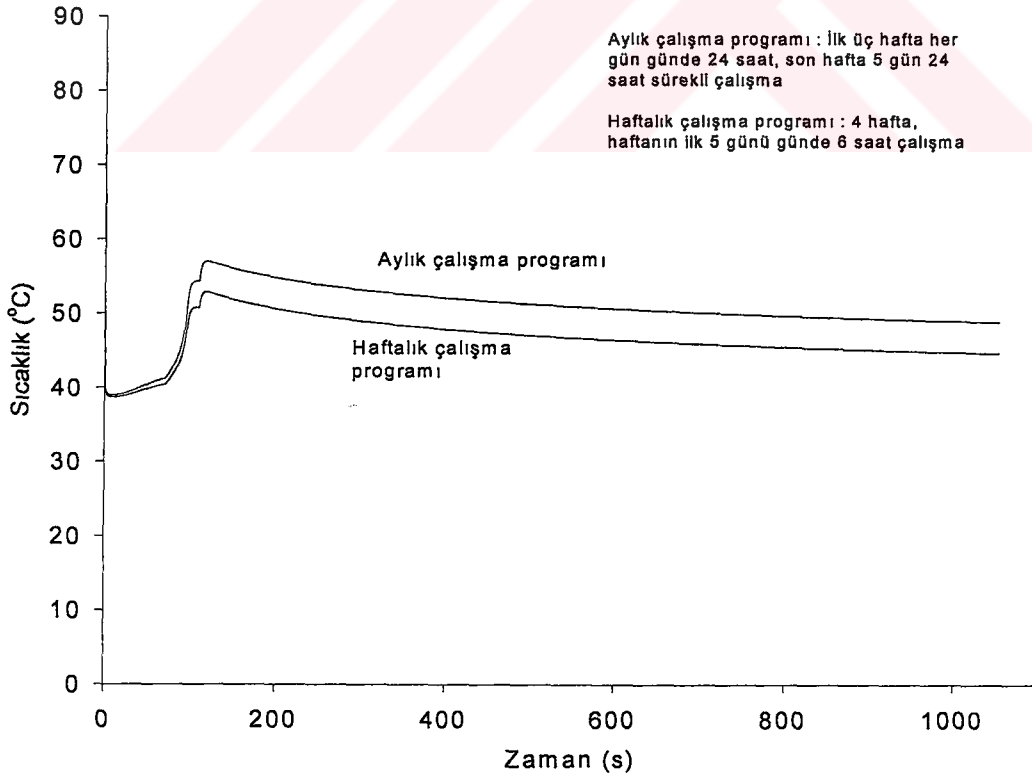
3.2.2'de TR-2 Reaktörü'nün haftalık ve aylık olmak üzere iki tür çalışma programı olduğu belirtilmiş ve haftalık çalışma programı gibi kesintili bir çalışma programında etkin çalışma süresinin nasıl hesaplanacağı üzerinde durulmuştu. Şekil 5.27'de eşdeğer ısınlama süresi günlük çalışma süresine bağlı olarak verilmektedir. Bu grafik haftalık çalışma programına göre haftada 5 gün ve günde belirli bir saat çalışan reaktörün bu 5 günün sonunda durması sonucu, durduğu andan 1000 saniye sonraki eşdeğer ısınlama süresini vermektedir. Örneğin, TR-2 Reaktörü haftalık çalışma programına göre günde 6 saat çalışmaktadır ve 5nci gündeki çalışma süresinin sonunda durmasından sonraki 1000nci saniyede eşdeğer ısınlama süresi 8.509 saattir. Oysa, 5 gündeki toplam çalışma süresi 30 saattir.

Reaktör durduktan sonra 1000nci saniyedeki eşdeğer ısınlama süresi için örnek niteliğinde verilen Şekil 5.27'deki eşdeğer ısınlama süresi herhangi bir zaman için 3.2.2'de belirtildiği gibi hesaplanmaktadır.

Maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının çalışma programına hassasiyetini saptamak için, haftalık çalışma programı ile dört hafta (20 gün günde 6 saat çalışıyor ve 6 gün hafta sonu çalışmıyor) ve aylık çalışma programı ile 26 gün sürekli çalıştığı varsayılan reaktörün difüzör borusunun kırılması neticesinde durduğu kaza senaryosu sıcak kanal için sonuçlar Şekil 5.28'de verilmiştir.



Şekil 5.27. Eşdeğer ışınlama süresinin günlük çalışma süresine göre değişimi

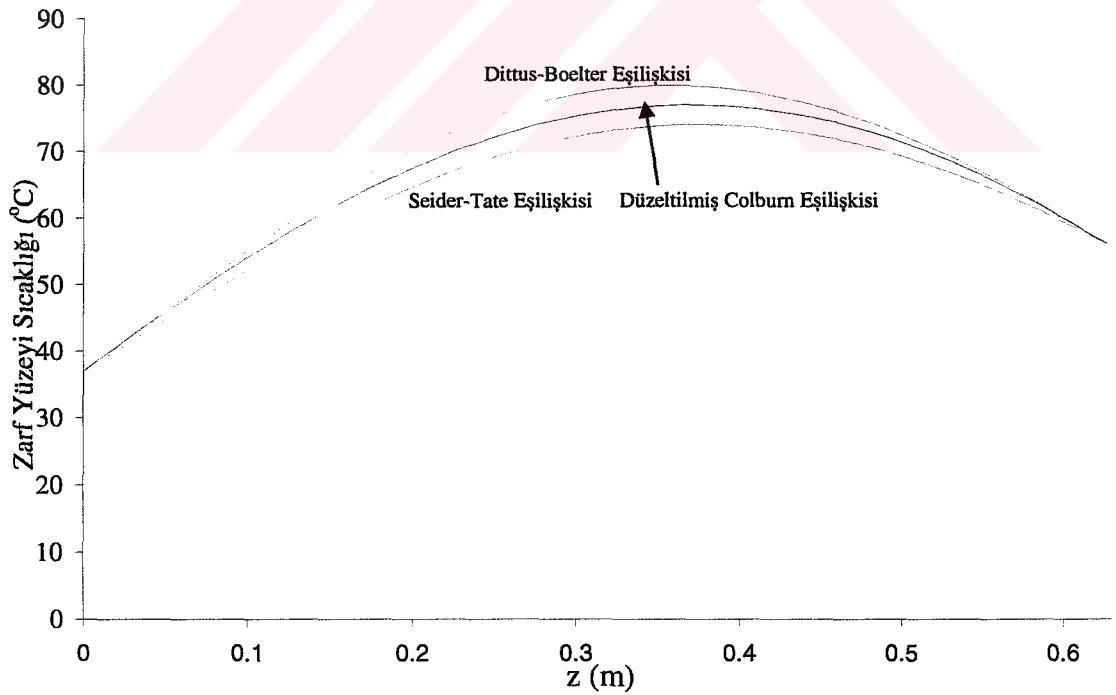


Şekil 5.28. Maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının çalışma programına hassasiyeti (Difüzör borusu kırılmış varsayılıyor-Sıcak kanal)

Kazanın ilk anlarında maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının çalışma programına hassasiyeti çok düşük olmakta, fakat, kazanın ilerleyen anlarında bu hassasiyet sürekli artmakta ve havuz suyu seviyesi reaktör kalbi üzerine geldiğinde en yüksek olmaktadır. Aylık çalışma programı esas alındığında bu andaki maksimum zarf yüzeyi sıcaklığı 48.90 °C, haftalık çalışma programı esas alındığında ise 44.71 °C olmaktadır. Bu ise hassasiyetin %8.56 ile en yüksek olduğu andır.

5.2.3. Maksimum Zarf Yüzeyi Sıcaklığının Isı Taşınım Katsayılarının Seçimine Hassasiyeti

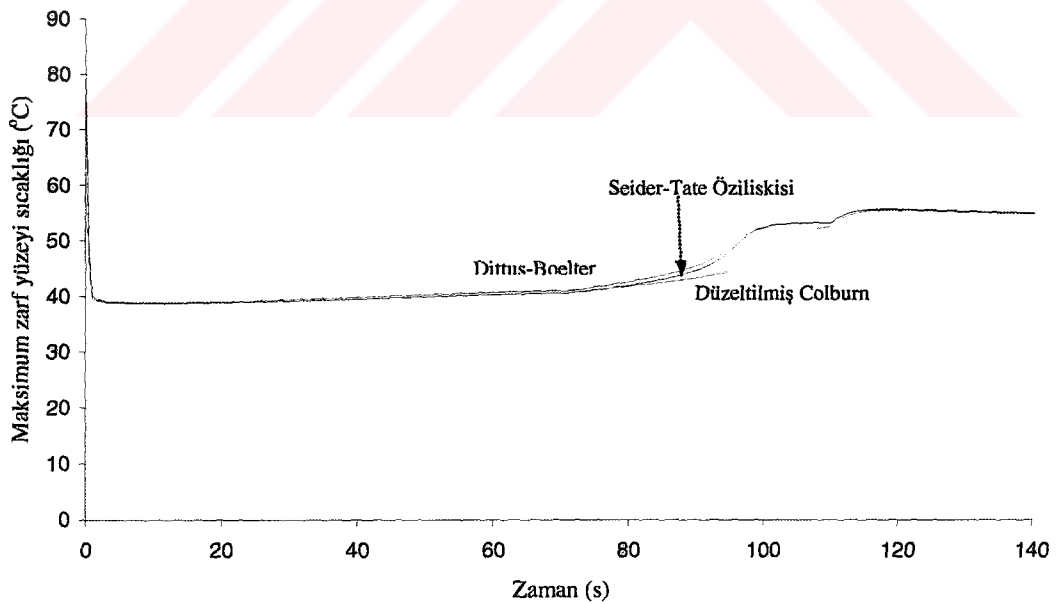
Reaktör nominal güçte çalışırken türbülanslı akış gerçekleştiğinden öncelikle kararlı durumdaki yakıt yüzeyi sıcaklığının ısı taşınım katsayısının seçimine hassasiyeti üzerinde durulacaktır. 3.3.2’de verilen türbülanslı akış rejiminde kullanılabilecek Dittus-Boelter, Düzeltilmiş Colburn ve Seider-Tate Eşilişkisi’lerinin kullanımı ile elde edilen zarf yüzeyi sıcaklığının konuma bağlı değerleri Şekil 5.29’da verilmektedir.



Şekil 5.29. Kararlı durum zarf yüzeyi sıcaklığının ısı taşınım katsayısının tayini için kullanılacak eşilişkiye bağlılığı (Sıcak Kanal)

Sıcak kanal için Dittus-Boelter Eşilişkisi'nin kullanımı ile elde edilen maksimum zarf yüzeyi sıcaklığı 79.96 °C'dir. Düzeltilmiş Colburn Eşilişkisi maksimum zarf yüzeyi sıcaklığı için 77.03, Seider-Tate Eşilişkisi ise 74.03 °C vermiştir. Analizlerde kullanılan Dittus-Boelter Eşilişkisi'nin en tutucu seçim olduğu ve zarf yüzeyi sıcaklığı için Düzeltilmiş Colburn Eşilişkisi'ne göre en fazla %4.27, Seider-Tate Eşilişkisi'ne göre ise en fazla %8.22 daha yüksek değerler verdiği görülmüştür. Kararlı durum için belirlenen bu hassasiyetin kaza sonrası nasıl değiştiği ise Şekil 5.30'da görülebilir.

Havuz suyunun kaybedilmeye başlandığı ilk anlarda hassasiyet kararlı durum değerlerine yakın ve yüksek olmakta, fakat, Şekil 5.30'dan görüleceği üzere türbülans bölgedeki bu hassasiyet diğer akış rejimlerine geçtikten sonra etkisini sürdürmemektedir. Düzeltilmiş Colburn Eşilişkisi için grafikte görülen sapma ise, bu bağının yüksek akılarda daha kesin sonuçlar vermesinden kaynaklanmaktadır. Kazanın başlangıcında görece olarak çok daha yüksek olan atık ısı değerleri, reaktörün durması ile çok hızlı düşmekte ve bu eşilişkinin geçerli olduğu yüksek ısı akısı değerlerinden zamanla uzaklaşmaktadır.



Şekil 5.30. Maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının türbülans bölge için seçilen ısı taşınım eşilişkisine hassasiyeti (Difüzör borusu kırılmış varsayılıyor-Sıcak Kanal - İlk 140 s)

Türbülanslı bölgede Düzeltilmiş Colburn Eşilişkisi ile Seider-Tate Eşilişkileri'nin her ikisi de $L/D_H > 60$ (problemimizde $L/D_H = 153.68$) ve $Pr_b > 0.6$ şartları ile kullanılabilir[48]. Ayrıca, araştırma reaktörlerinde akış kaybı kazasının PARET kodu ile incelendiği ve türbülans bölge için Dittus-Boelter Eşilişkinin kullanıldığı [5] çalışmasında da, maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının kullanılan eşilişkiye hassasiyetinin çok az olduğu rapor edilmiştir.

Çalışmamızda laminar akış bölgesi için araştırma reaktörlerinin akış geçişlerinin analizi amacıyla geliştirilmiş TRANSV2[23] kodunun kullandığı $Nu=4.0$ ($Re < 2000$ için) değerinin seçildiği 3.3.1'de belirtilmişti. Bu eşilişkinin kullanımı, akışın tam geliştiği varsayımına dayanır. Akışın tam geliştiği varsayımı, $Nu=4.0$ alınmasının büyük bir hata getirmeyeceğini ortaya koyar. Çünkü, tam gelişmiş akış ve türdeş ısı akısı için $Nu=4.36$, tam gelişmiş akış ve sabit yüzey sıcaklığı için $Nu=3.66$ değerleri sınır tabaka yaklaşımı ile analitik olarak elde edilmiştir[49]. $Nu=4.0$ bu iki değer yaklaşık ortalamasıdır. Reaktörün durması ile soğutucu ve zarf yüzeyi sıcaklıklarının çok kısa sürede havuz suyu sıcaklığına yakın değerlere düştüğü ve birleşik taşınım rejimine kadar sıcaklık değişiminin çok fazla olmadığı göz önüne alınırsa, sabit yüzey sıcaklığı ve tam gelişmiş akım için kullanılan $Nu=3.66$ değerine yakın bir değer seçimi makul kabul edilebilir. Eksenel kosinüs dağılımı şeklindeki güç profilinin eksenel pik faktörünün bir çarpan olarak alınması ile türdeş bir güç profiline dönüştürülebileceği (analizlerimizi bu şekilde yapmadığımızı belirtmeliyiz) varsayımıyla da, tam gelişmiş akış ve türdeş ısı akısı için kullanılan $Nu=4.36$ seçimine yakın bir değer kullanılması da kabul edilebilir. Dolayısı ile, $Nu=4.0$ seçiminin problemimizde uygun bir seçim olduğunu söyleyebiliriz.

Yukarıda savunulan Laminer bölgede $Nu=4.0$ seçiminin dışında bu bölge için kullanılacak bir çok eşilişki mevcuttur. Bunlardan birisi de, yine araştırma reaktörlerinin akış geçişleri için geliştirilmiş olan RETRAC[25] kodunun kullandığı ve aşağıda verilen Seider-Tate Eşilişkisidir[48]:

$$Nu = 1.86(Re_b Pr_b D_H / L_c)^{1/3} (\mu_b / \mu_w)^{0.14} : \text{termal giriş bölgesi, sabit yüzey sıcaklığı,}$$

$$0.48 < Pr_b < 16.7,$$

$$4.4 \times 10^{-3} < (\mu_b / \mu_w) < 9.75, \quad Nu > 1.07$$

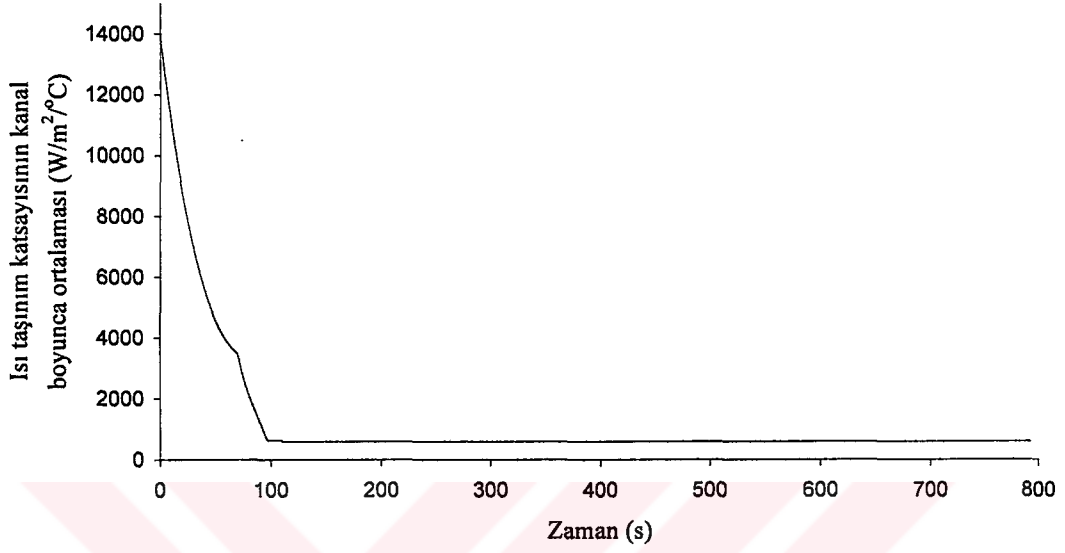
Laminer bölge için yukarıda verilen Seider-Tate eşilişkisinin seçimi ile difüzör borusunun kırılması senaryosunda yapılan analizde sıcak kanal için maksimum yüzey sıcaklığının kullanılan eşilişkiye hassasiyeti %20 civarında çıkmaktadır. Bu eşilişkiye elde edilen maksimum zarf yüzeyi sıcaklığı, su seviyesi tam kalp üzerine geldiğinde 59,9 °C, $Nu=4.0$ eşilişkisi ile elde edilen ise 48.9 °C'dir. %20'lik fark maksimum zarf yüzeyi sıcaklığının laminer bölge için seçilecek eşilişkiye hassasiyetinin yüksek olduğu şeklinde yorumlanmamalıdır. Bu fark, kullanılacak eşilişkinin seçiminde sözkonusu problemin şartlarına uygun seçim yaparken titiz davranmak gerektiğini ortaya koyar. Örneğin, yukarıda verilen Seider-Tate Eşilişkisi akışın ısı olarak tam gelişmediği giriş bölgesi için kullanılabilecek bir bağıntıdır. Oysa, $Nu=4.0$ eşilişkisi tam gelişmiş akış için kullanılan bir bağıntıdır.

Analizlerde kullanılan tüm eşilişkiler aslında, dairesel bir kesitteki akış için türetilmiş fakat, eşdeğer çap kavramının kullanılması ile diğer geometrilere de uygulanabilen bağıntılardır. İki yakıt plakası arasındaki aralığın dar olması (2.1 mm) kullanılacak eşilişki seçiminde özellikle dar kanallar için geliştirilmiş eşilişkilerin seçilmesi gerektiğini düşündürülebilir. Bu seçimde iki yol izlenebilir. Birincisi, bizim yaptığımız gibi araştırma reaktörlerinin analizi için geliştirilen ve gerek deneysel gerekse diğer kodlarla mukayese yolu ile doğruluğu sınanmış kodların kullandığı eşilişkileri seçmek şeklindedir. İkinci yol ise sadece dar kanallar için geliştirilmiş eşilişkileri seçmek olacaktır. Aşağıya doğru tek fazlı zorlamalı dolaşımı dar kanallar için türbülanslı bölgede inceleyen ve mevcut eşilişkilerin (Dittus-Boelter, Colburn, vb.) 3 mm'ye kadar dar kanallar için kullanılabileceğini ortaya koyan [50] çalışması, en azından türbülans bölge için mevcut eşilişkileri kullanılabileceğimizi gösterir.

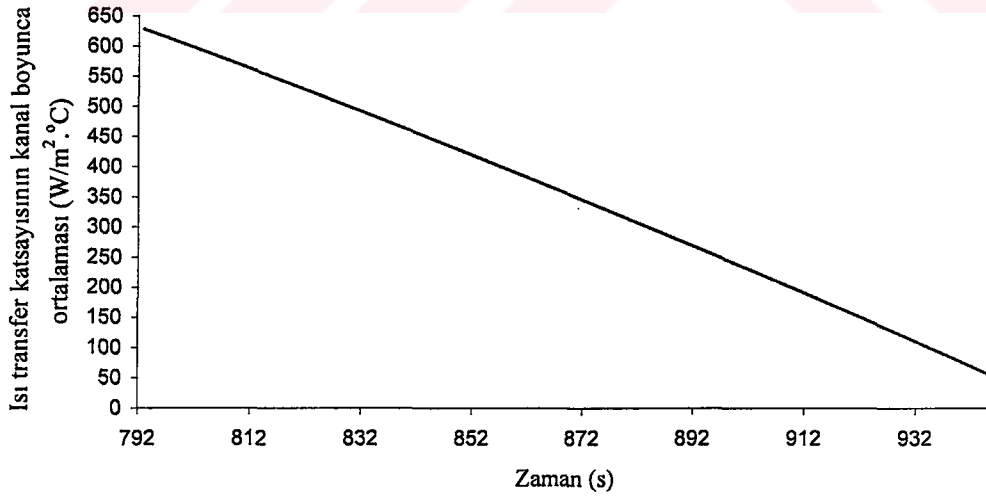
5.3. ISI TAŞINIM KATSAYILARININ DEĞİŞİMİ

Şekil 5.31'de TR-1 ve difüzör borularının kırılması durumunda, havuz suyu seviyesi reaktör kalbi üzerine gelinceye kadar, soğutucu kanalı boyunca ortalanan ısı taşınım katsayısının zamanla değişimi nominal kanal için verilmiştir. 115nci saniyede aşağıya doğru olan akış ters dönmekte ve doğal dolaşım rejimi gelişmeye başlamaktadır. Doğal dolaşım rejimi geliştikten sonra neredeyse kararlı bir hal oluşmakta ve ısı taşınım katsayısı $600 \text{ W/m}^2/^{\circ}\text{C}$ civarında kalmaktadır. Aynı senaryo için havuz suyu seviyesi reaktör kalbi üzerinden altına ininceye kadar kanal boyunca

ortalananmış ısı transferi katsayısının zamanla değişimi ise Şekil 5.32’de verilmiştir. Alçalan suyun yerini alan havanın, kanal boyunca ortalama ısı transferi katsayısını çok önemli ölçüde düşürdüğünü görmekteyiz.



Şekil 5.31. Ortalama ısı taşınım katsayısının zamana bağlı değişimi (TR-1 ve difüzör boruları kırılmış varsayılıyor-Nominal kanal)



Şekil 5.32. Havuz suyu seviyesi kalp üzerinden altına inerken ortalama ısı transferi katsayısının zamanla değişimi (TR1- ve difüzör boruları kırılmış varsayılıyor-Nominal Kanal)

Diğer kırık senaryoları için kanal boyunca ortalananmış ısı taşınım katsayılarının zamanla değişimi Şekil 5.31 ve 5.32'ye benzer davranış göstermektedir. Bu senaryo için sonuçların gösterilmesinin nedeni, havuz suyu kalp alt seviyesine indiğinde yerel kaynamanın gerçekleşmemiş olmasıdır. Dolayısı ile, suyun yerini alan havanın ortalama ısı transferi katsayısını nasıl etkilediğini bu senaryoda tüm kaza boyunca gözleyebilmekteyiz.

5.4. TARTIŞMA

Bu çalışma ile TR-2 Reaktörü'nün havuz suyunun kaybı kazasının analizi için deneysel verilerle kıyas olanağı olmadığı için kullanılan farklı iki yöntemin sonuçları karşılaştırmalı olarak sunulmuştur. Çalışmanın en önemli sonucu, TR-2 Reaktörü havuz suyunun kaybedilmesi kazası süresince ulaşılan zarf yüzeyi sıcaklıklarının yakıt bütünlüğünü bozacak kadar yüksek değerlere ulaşmadığının ortaya konması olmuştur. Ayrıca, kalbin tamamen susuz kaldığı ve havanın doğal dolaşımı ile soğutulması geçiş durumunun oluşmaya başlaması anındaki hava ve zarf yüzeyi sıcaklıklarını elde edebilmemiz diğer bir önemli katkıdır. Havuz suyu seviyesi kalp üzerinden altına düşerken yerel kaynamanın gerçekleştiği durumlarda, yakıt plakaları su-buhar karışımı ile soğutulacaktır. Bu ise, zarf yüzey sıcaklığının kalbin tamamen susuz kaldığı anda 100 °C olması demektir.

Kalbin tamamen çıplak kalıp hava ile doğal taşınım ile soğutulmaya başlaması ise, [21] çalışmasında deneysel ve sayısal olarak incelenmiş ve yine yakıt bütünlüğünü bozacak sıcaklıklara ulaşılmadığı görülmüştür.

Isı akısının en yüksek olduğu TR-2 küçük kalbi için yapılan analizler, TR-2'nin daha sonraki çevrimleri için tekrarlanabilir. Fakat, elde edilecek sıcaklıklar ilk kalp için elde edilenden daha düşük olacaktır. Bunun ilk sebebi, daha sonraki çevrimlerde düşük zenginlikte yakıtların da kullanılmasıdır. Düşük zenginlikteki yakıtlarla kritiklik hem daha fazla sayıda yakıt elemanı kullanılmasına, hem de kullanılan yakıt elemanlarının fazlalığı nedeni ile radyal güç faktörünün düşmesine yol açar. Sonuç olarak, aynı güçte daha fazla ısı geçişi alanı ortalama ısı akısının düşmesine, daha düşük radyal güç faktörü de sıcak kanal faktörünün küçülmesine yol açacağından kaza analizinden elde edilecek zarf yüzeyi ve soğutucu sıcaklıkları daha düşük olacaktır.

Bu çalışmanın diğer önemli bir katkısı, daha çok erime ve katılaşma gibi faz değişimi problemlerine uygulanan hareketli sınır değer yaklaşımının hava-su gibi birbirine karışmayan iki akışkanın, zamana ve konuma bağlı ısı üreten iki plaka arasındaki hareketinin ısıl-hidrolik modeline başarı ile uygulanmasıdır. Hareketli sınır değer yaklaşımının faz değişim problemlerinin yanında, kaynar sulu reaktörlerin geçiş durumlarına da uygulanabilmektedir.

Yerel kaynamanın gerçekleşip gerçekleşmeyeceğini ortaya koyan bu çalışma, MTR-tipi yakıt elemanı kullanılan araştırma reaktörlerinde havuz suyu kaybı kazası neticesinde kaynamanın gerçekleşeceği en düşük ısı akısının, dolayısı ile reaktör gücünün belirlenmesi için de kullanılabilir. Ayrıca, TR-2 dışındaki MTR-tipi araştırma reaktörlerinde, havuz suyu kaybı benzer veya başka sebeplerden oluşabileceği için havuzun boşalması bir şekilde modellenenebilirse bu çalışmada kullanılan yöntemler ile sözkonusu reaktörün kaza analizi yapılabilir.

Bu çalışmada kullanılan ve MTR-tipi araştırma reaktörlerinin havuz suyu kaybı analizinde kullanılabilecek modeller ayrıca, bu tür reaktörlerin herhangi bir akış geçişi kazasında da kullanılabilir. Akış geçişinin, yani, reaktör kalbinde geçen soğutucunun debisinin zamana bağlı olarak bilindiği veya varsayıldığı her durumda bu çalışmadaki modeller ile geçiş durumunun analizi yapılabilir. Reaktörün durmadığı akış geçişlerinde (korunmasız kazalar) ise ısıl-hidrolik modelin kinetik model ile birlikte kullanılıp analizin yapılması gerekir.

Analizlerde kullanılan sonlu farklar(CRANK programı) ve integral metodunun(ANALITIK programı) birbirlerine nazaran avantaj ve dezavantajları mevcuttur. Sonlu farklar yöntemi programlama açısından güçlükler sebep olmakta (özellikle hareketli sınır değer yaklaşımı safhasında) ve koşma zamanı olarak integral metodundan daha fazla zaman almaktadır. Integral metodu ise programlama açısından kolaylık sağlamakla birlikte özellikle yavaş geçiş durumlarında(doğal dolaşım rejiminin başlaması ve havuz suyunun kalp boyunca çok düşük hızlarda alçalması gibi) düşük sıcaklık değerleri vermekte veya yakınsamamaktadır. Bunun sebebi daha önce de açıklandığı gibi, integral metodunun soğutucu özellikleri için kanal boyunca ortalama bir değer kullanması ve geçiş durumu profillerini kararlı durum profilleri ile aynı almasıdır. Oysa, geçiş durumu profilleri, özellikle yavaş ve çok hızlı akış geçişlerinde kararlı durum profillerine benzememektedir. İntegral

modelinin özellikle güç geçişlerinde ve akış rejiminin değişmediği aralıklarda kullanılabileceği gözlenmiştir.

ANALITİK Programı, akış ters dönüşünün gerçekleştiği durumlarda biçim fonksiyonlarının ani bir biçimde değişmesinden dolayı fiziksel olarak doğru sonuçlar vermemektedir. Buna örnek olarak, doğal dolaşım klapesinin açılması ile birleşik taşınımın başladığı ve daha sona akış ters dönüşünün gerçekleştiği TR-2 borusunun dahil edilmediği kaza senaryolarını örnek olarak gösterebiliriz. Sözkonusu bu senaryolarda, doğal dolaşımın başlaması ile akış yukarıya doğru dönmekte, fakat su seviyesi reaktör kalbinin üzerine geldiğinde doğal dolaşım akış yolu kesildiğinden su seviyesinin havuz seviyesini izlemesiyle tekrar aşağıya doğru akış gerçekleşmektedir. ANALITİK Programı'nın, Bölüm 4'de anlatılan İntegral Metodunu kullandığını göz önüne alırsak: bu metod ile geçiş durumu sıcaklıklarının kararlı durum sıcaklıkları ile aynı biçim fonksiyonlarına sahip olduğu kabul edilerek çözüme varılmaktaydı. Biçim fonksiyonları ise akışın ters dönüşü ile z-simetri eksenine göre tam ters dönmektedir. Biçim fonksiyonlarındaki bu ani dönüş fiziksel olarak anlamsız çözümlerle sonuçlanmaktadır. Özetle, akış ters dönüşünün yavaş olduğu doğal taşınıma geçiş gibi süreçlerde anlamlı sonuçlar veren integral metodu, akış ters dönüşünün aniden olduğu ve örneği yukarıda verilen durumlarda anlamlı sonuçlar vermemektedir.

Kullanılan her iki metod da, sözkonusu akış geçişlerinin analizinde nitelik yönünden uyumlu sonuçlar vermekte olup, nicelik olarak tam uyuşmayan sonuçlar verseler de sistemin genel ve uzun zaman davranışının belirlenmesinde uyumlu sonuçlar verdiklerini söyleyebiliriz.

Bu çalışmadaki levha tipi yakıt elemanı kullanılan araştırma reaktörlerinin havuz suyu kaybı kazasının analizi için geliştirilen modeller, havuz tipi diğer araştırma reaktörlerine de bazı düzenlemelerle uygulanabilir. Örneğin, silindirik yakıt elemanlarının kullanıldığı İTÜ Triga Mark-II Araştırma Reaktörü'ne uygulanmak istendiğinde; havuz suyunun kaybı Bölüm 2'de anlatılan yöntemler kullanılarak incelenebilir, fakat, Bölüm 3'de değinilen soğutucu kanalı için enerji korunum denklemlerinin seçilen birim hücre için türetilmesinde, plaka yakıt elemanları için türetilenden farklı olarak, kanallar arası çapraz akışların gözönüne alındığı alt-kanal analizi modellemelerine gidilmelidir. Ayrıca, enerji korunum denklemleri silindirik koordinat sisteminde türetilip sayısal çözüme gidilmelidir.

KAYNAKLAR

- [1] IAEA, 1992. Research reactor core conversion guidebook, IAEA, Report IAEA-TECDOC-643, Vienna, Austria.
- [2] Woodruff, W.L., 1984. A kinetics and thermal-hydraulics capability for the analysis of research reactors, *Nuclear Technology*, **64**, 196-206.
- [3] Mirza, A.M., Khanam, S., Mirza, N. M., 1998. Simulation of reactivity transients in current MTRs, *Annals of Nuclear Energy*, **25**, 1465-1484.
- [4] Nasir, R., Mirza, N. M., S. M., 1999. Sensitivity of reactivity insertion limits with respect to safety parameters in a typical MTR, *Annals of Nuclear Energy*, **26**, 1517-1535.
- [5] Housiadas, C., 2000. Simulation of loss-of-flow transients in research reactors, *Annals of Nuclear Energy*, **27**, 1683-1693.
- [6] Yadigaroglu, G., Bergles, A. E., 1972. Fundamental and higher-mode density-wave oscillations in two-phase flow, *Journal of Heat Transfer*, **94**, 189-195.
- [7] Saha, P., Ishii, M., Zuber, N., 1976. An experimental investigation of the thermally induced flow oscillations in two-phase systems, *Journal of Heat Transfer*, **98**, 616-622.
- [8] Ackard, J. L., Drew, D. A., Lahey, R. T., 1985. The analysis of nonlinear density-wave oscillations in boiling channels, *Journal of Fluid Mechanics*, **155**, 213-232.
- [9] Hu, L. W., Bernard, J. A., 1999. Thermal-hydraulic criteria for the MIT research reactor safety limits calculation, *Transactions of the American Nuclear Society*, **81**, 114-115.
- [10] Oh, C. H., Chapman, J. C., 1996. Two-phase flow instability for low-flow boiling in vertical uniformly heated thin rectangular channels, *Nuclear Technology*, **113**, 327-337.
- [11] Whittle, R. H., Forgan, R., 1967. A correlation for the minima in the pressure drop versus flow rate curves for subcooled water flowing in narrow heated channel, *Nuclear Engineering and Design*, **6**, 89-99.
- [12] National Reactor Testing Station, 1964. IDO-Reports of Petroleum Company, US Atomic Energy Commission.

- [13] **Obenchain, C.F.**, 1969. "PARET-A Program for the Analysis of Reactor Transients", **IDO-17282**, Idaho National Engineering Laboratory.
- [14] **Woodruff, W.L.**, 1983. A Kinetics and Thermal-Hydraulics Capability for the Analysis of Research Reactors, *Heat Transfer and Fluid Flow*, **64**, 196.
- [15] **Woodruff, W.L., Hanan, N.A., Smith, R.S., Matos, J.E.**, 1996. A Comparison of the PARET/ANL and RELAP/MOD3 Codes for the Analysis of IAEA Benchmark Transients, *International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*, Seoul, Republic of Korea.
- [16] **Beall, S.E.**, 1964. An Experimental Determination of Fission Product Heating After Shutdown of the Low Intensity Training Reactor, **ORNL-1075**, Oak Ridge National Laboratory.
- [17] **Cox, J. A., Webster, C.C.**. Water-Loss Test at the Low Intensity Testing Reactor, **ORNL TM-632**, Oak Ridge National Laboratory.
- [18] **Wett, J. F.**, 1960. Surface Temperatures of Irradiated ORR Fuel Elements Coolant in Stagnant Air, **ORNL-2892**, Oak Ridge National Laboratory.
- [19] **Cheung, Y. K., Glower, J.P.**, 1982. 3D-AIRLOCA Loca Analysis Code for Research and Test Reactors, *Transactions of American Nuclear Society*, **41**, 655.
- [20] **Bartzis, J.G.**, 1989. THEAP-I Micro Computer Version, Democritus Nuclear Research Center.
- [21] **Sevdik, B., Yavuz, H.**, 1998. Experimental Measurements for the Plate Temperatures of MTR Fuel Elements Cooled in Stagnant Air and Comparison with Computed Results, *Kerntechnik*, **63**, 267.
- [22] **Chao, J.**, 1980. COBRA-3C/RERTR A Thermal Hydraulics Code with Low Pressure Capabilities, Argonne National Laboratory, Illinois.
- [23] **Smith, R.S., Woodruff, W.L.**, 1988. NATCON: A Computer Code for the Analyses of Steady-State Thermal-Hydraulics and Safety Margins in Plate-Type Research Reactors Cooled by Natural Convection, **ANL/RERTR/TM-12**, Argonne National Laboratory, Illinois, USA.
- [24] **Klein, J., Mishima, K.**, 1990. TRANSV2: A Thermal Hydraulics Code for Research Reactors, Kyoto University Research Reactor Institute.
- [25] **Baggoura, B., Bousbia Salah, A., Hamidouche, T.**, 1993. RETRAC : A Computer Program for the Analyses of MTR Research Reactor Cores, *Ministere De L'Enseignement Superieur et de la Recherche Scientifique*, Alger Gare, Algeria.

- [26] IAEA, 1980. Research Reactor Core Conversion From Highly Enriched Uranium to the use of Low Enriched Uranium Fuels Guidebook, International Atomic Energy Agency, Report IAEA-TECDOC-233.
- [27] Kurul, N., Yavuz, H., 1984. TR-2 Reaktörü'nde Soğutucu Kaybı Kazasının İncelenmesi, Tebliğ, 2. *Ulusal Nükleer Bilimler Kongresi*, İstanbul.
- [28] Tanrıkut, A., Akyüz, G., 1988. TR-2 Reaktörü Isıl-Hidrolik Tasarım Değerlendirmesi, Rapor, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, Ankara.
- [29] Borak, F., 1979. Plaka Yakıt Elemanlı Nükleer Reaktör Geçici Ve Sürekli Rejim Analizi, Boğaziçi Üniversitesi Nükleer Mühendislik Bölümü, İstanbul.
- [30] ÇNAEM, 1997. TR-2 Güvenlik Analizi Raporu, Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi, İstanbul.
- [31] Skreba, S., Sprünken, H., Unger, H., 2002. Investigation of the Transition From Forced to Natural Convection in the Research Reactor Munich II, *Nuclear Engineering and Design*, **212**, 15-25.
- [32] Weinberg, A.M., Wigner, E.P., 1958. The Physical Theory Of Neutron Chain Reactors, p.133, University of Chicago Press, Chicago, IL.
- [33] Glasstone, S., 1955. Principles of Nuclear Reactor Engineering, p.118, D. Van Nostrand Company, Princeton. NJ.
- [34] Etherington, H., 1968. Nuclear Engineering Handbook, p.7-15, Mc Graw Hill Book Company, New York, NY.
- [35] Untermeyer, S., Weills, J.T., 1952. Heat Generation in Irradiated Uranium, ANL-4790, Argonne National Laboratory, Argonne, IL.
- [36] ANS-5.1, 1973. Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors, Draft ANS-5.1/N18.6.
- [37] Glasstone, S., Sesonske, A., 1981. Nuclear Reactor Engineering, Krieger Publishing Company, Malabar, Florida 32950, ISBN 0-89464-567-6.
- [38] Pond, R.B., Matos, J.E., Nuclear Mass Inventory, Photon Dose Rate and Thermal Decay Heat of Spent Research Reactor Fuel Assemblies, ANL/RERTR/TM-26, Argonne National Laboratory, Argonne, IL.
- [39] Dittus, F. W., Boelter, L. M. K., 1930. Heat Transfer in Automobile Radiators of Tubular Tube, University of California Press, Eng., 2 (13), 443.

- [40] **Colburn, A. P.**, 1933. A Method of Correlating Forced Convection Heat Transfer Data and a Comparison with Fluid Fraction, *Trans. AIChE*, **29**, 174 .
- [41] **Seider, E. N., Tate, G. E.**, 1936. Heat Transfer and Pressure Drop of Liquids in Tubes, *Ind. Eng. Chem.*, **28**, 1429.
- [42] Handbook of Heat Exchangers, 1983. Heat Transfer and Fluid Flow, Volume 2, A Wiley-International Publications.
- [43] **Collier, J.G.**, 1972. Convective Boiling and Condensation, McGraw-Hill, New York.
- [44] **Woodruff, W.L.**, 1997. Evaluation and Selection of Hot Channel (Peaking) Factors for Research Reactor Applications, **ANL/RERTR/TM-28**.
- [45] **Mishima, K., Kanda, K., Shibata, T.**, 1984. Thermal-Hydraulics Analysis for Core Conversion to the Use of Low-Enriched Uranium Fuels in the KUR, **KURRI-TR-258**.
- [46] **Housiadas, C.**, 2002. Lumped Parameters Analysis of Coupled Kinetics and Thermal-Hydraulics for Small Reactors, *Annals of Nuclear Energy*, **29**, 1315-1325.
- [47] **Mathews, H., M.**, 1987. Numerical Methods, Prentice-Hall International Editions, 229-230.
- [48] **Kakaç, S., Yener, Y.**, 1994. Convective Heat Transfer, pp.301,pp.291, CRC Press.
- [49] **Incropera, F.P., Witt, D.P.**, 1990. Fundamentals of Heat and Mass Transfer, 3rd edition, pp.490-491, John Wiley&Sons.
- [50] **Bsebsu, H.M., Bede, G.**, 2002. Theoretical Study in Single-Phase Forced Convection Heat Transfer Characteristics for Narrow Annuli Coolant Channels, *Periodica Polytechnica Ser. Mech. Eng.*, Vol. **46**, No.1, pp.15-22.
- [51] **Todreas, N.E., Kazimi, M.S.**, 1990. Nuclear Systems I, Thermal Hydraulic Fundamentals, Hemisphere Publishing Corporation, ISBN 0-89116-935-0 (v.1).

EKLER

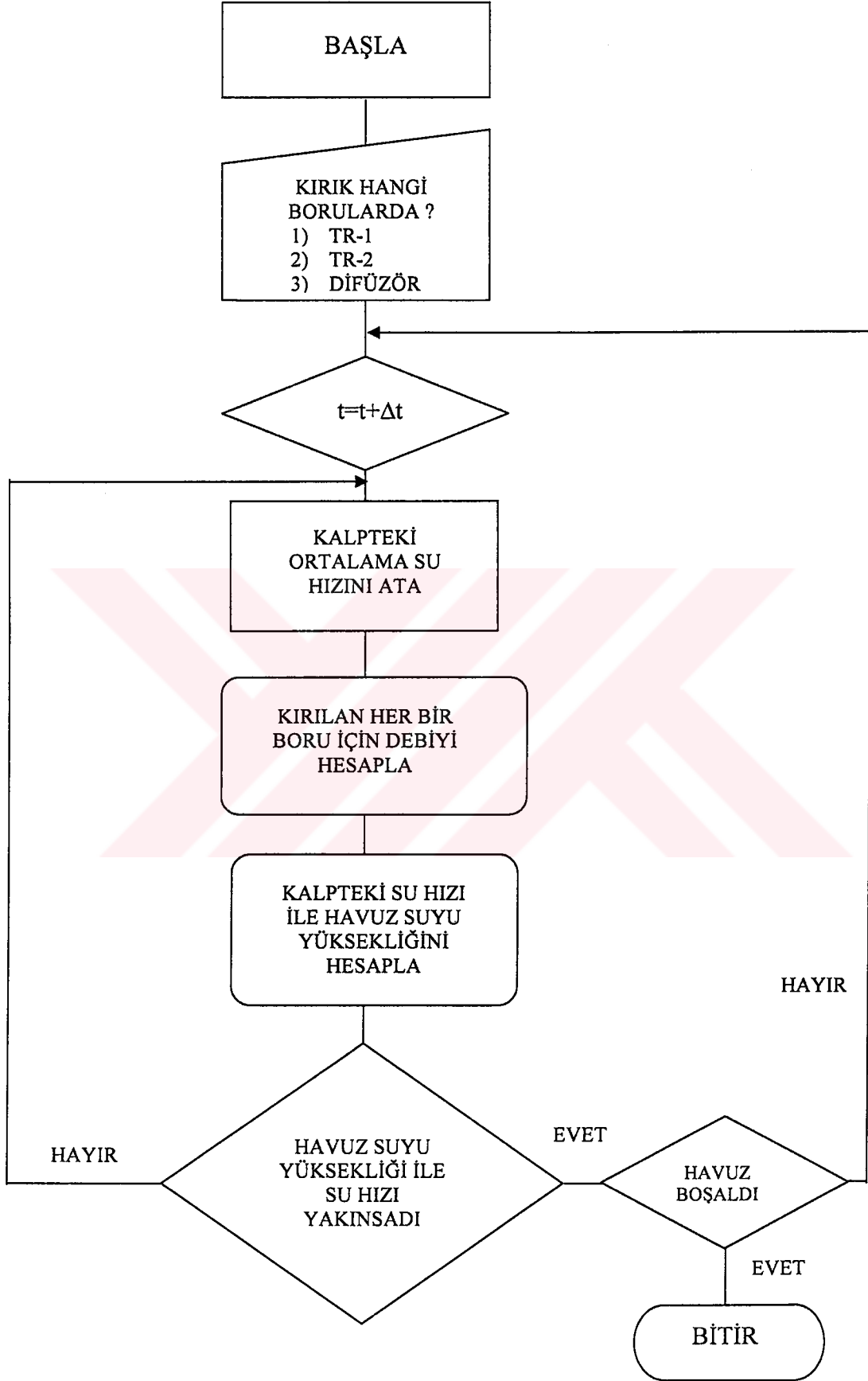
Ek A

HAVUZ PROGRAMININ TANITILMASI

HAVUZ Programı, Bölüm 2’de anlatıldığı şekilde, reaktör havuzunun beton duvarını delip geçen TR-1, Difüzör veya TR-2 borularının bir veya birkaçının havuz dışında kırıldığı varsayılan durumlarda, Genişletilmiş Bernoulli Denklemi’ni havuz yüzeyinden başlayıp kırık noktasına kadar olan akış çizgisi boyunca sayısal olarak çözer ve her bir zaman adımındaki havuz suyu yüksekliği ile kalpteki ortalama akış hızını çıktı olarak verir.

Hesaplarda kullanılan TR-2 Reaktörü havuzu ve soğutma sistemine ait geometrik veriler ile her bir borudaki ve reaktör kalbindeki hacimsel debiye bağlı basınç düşümleri programa dahil edilmiştir. Çünkü, diğer MTR-tipi araştırma reaktörlerinde gerek reaktör havuzuna gerekse soğutma sistemine ait geometrik veriler ile basınç düşümü-hacimsel debi eğrilerinin farklı olması dolayısıyla bunların ortak bir girdi formatında ifade edilmesi uygun olamayacaktır. Bu yüzden, TR-2 Reaktörü’nün havuz suyu kaybının analizi için yazılan Havuz Programının benzer bir havuz tipi MTR reaktörünün havuz suyu kaybında kullanılabilmesi için geometrik veriler ile debi-basınç düşümü eğrilerinin HAVUZ Programının ilgili yerlerine ithal edilmesi gerekmektedir.

Şekil A.1’de akış şeması verilen HAVUZ Programı, kırığın hangi boru veya borularda oluştuğunu ekrandan sorgular ve herbir zaman adımında havuz suyu seviyesi ile kalpteki ortalama soğutucu hızını havuz suyu boşalıncaya kadar çıktı dosyasına yazar.



Şekil A.1. HAVUZ Programının akış şeması

HAVUZ Programının aşağıda özetlenen üç altprogramı vardır:

TR1: Sadece TR-1 borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki ortalama su hızının zamanla değişimini Bölüm 2’de anlatılan iteratif yöntemle hesaplar. TR-1 borusunun kırıldığı, TR-2 borusunun ise kırılmadığı varsayılan senaryolarda kalpteki ortalama su hızını hesaplarken doğal dolaşım klapesi açılana kadar hacimsel debi için TR-2 birinci devre soğutma pompasının karakteristik eğrisini kullanır.

TR2: Sadece TR-2 borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki ortalama su hızının zamanla değişimini Bölüm 2’de anlatılan iteratif yöntemle hesaplar.

DIF: Sadece Difüzör borusunun kırılması durumunda havuz suyu yüksekliğinin ve kalpteki ortalama su hızının zamanla değişimini Bölüm 2’de anlatılan iteratif yöntemle hesaplar. Difüzör borusunun kırıldığı, TR-2 borusunun ise kırılmadığı varsayılan senaryolarda kalpteki ortalama su hızını hesaplarken doğal dolaşım klapesi açılana kadar hacimsel debi için TR-2 birinci devre soğutma pompasının karakteristik eğrisini kullanır.

Ek B

LEAST PROGRAMININ TANITILMASI

LEAST Programı, varsayılan kırık senaryoları için havuz suyu yüksekliği ve kalpteki ortalama soğutucu hızını herbir zaman adımında listeleyen HAVUZ Programının çıktı dosyasını okur ve En Küçük Kareler yöntemi ile üçüncü derece polinomlara uydurur.

B.1. En Küçük Kareler Metodu[47]

Eğer (x_j, y_j) şeklinde lineer bağımsız N adet veriden oluşan kümeyi, toplam endeksi $j=0$ 'dan N'e kadar olan, $\{f_j(x) = x^j\}$ fonksiyonlarının lineer bir birleşimi olan N'nci dereceden bir polinoma aşağıdaki şekilde uydurabiliriz:

$$f(x) = c_j x^j \quad (B.1)$$

Havuz suyu yüksekliğini ve reaktör kalbindeki soğutucu hızını zamana bağlı üçüncü derece polinomlar cinsinden ifade etmek istersek:

$$f(t) = c_0 + c_1 t + c_2 t^2 + c_3 t^3 \quad (B.2)$$

elde ederiz. $f(t)$: havuz suyunun yüksekliği ($h(t)$) veya kalpteki soğutucu hızı ($u_c(t)$)'dır. Katsayılar ise şu şekilde hesaplanmaktadır:

$$\left(\sum_{j=1}^N t_j^6 \right) c_0 + \left(\sum_{j=1}^N t_j^5 \right) c_1 + \left(\sum_{j=1}^N t_j^4 \right) c_2 + \left(\sum_{j=1}^N t_j^3 \right) c_3 = \left(\sum_{j=1}^N y_j t_j^3 \right) \quad (B.3)$$

$$\left(\sum_{j=1}^N t_j^5 \right) c_0 + \left(\sum_{j=1}^N t_j^4 \right) c_1 + \left(\sum_{j=1}^N t_j^3 \right) c_2 + \left(\sum_{j=1}^N t_j^2 \right) c_3 = \left(\sum_{j=1}^N y_j t_j^2 \right) \quad (B.4)$$

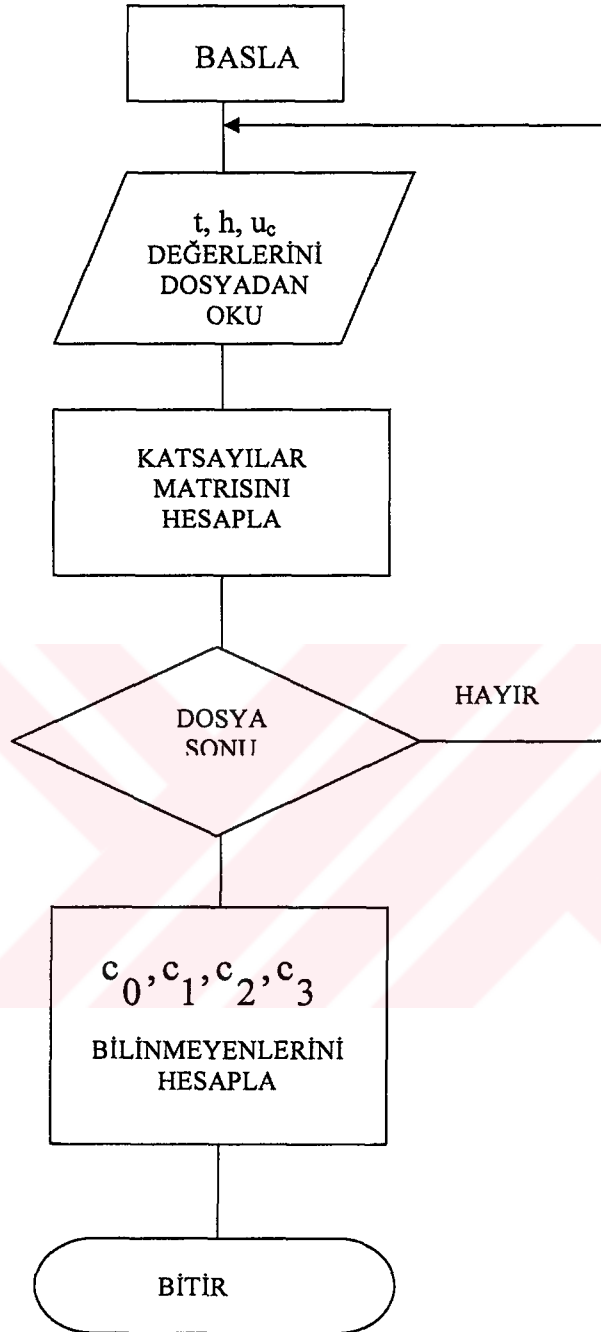
$$\left(\sum_{j=1}^N t_j^4\right) c_0 + \left(\sum_{j=1}^N t_j^3\right) c_1 + \left(\sum_{j=1}^N t_j^2\right) c_2 + \left(\sum_{j=1}^N t_j\right) c_3 = \left(\sum_{j=1}^N y_{j,j}\right) \quad (B.5)$$

$$\left(\sum_{j=1}^N t_j^3\right) c_0 + \left(\sum_{j=1}^N t_j^2\right) c_1 + \left(\sum_{j=1}^N t_j\right) c_2 + N c_3 = \left(\sum_{j=1}^N y_{j,j}\right) \quad (B.6.)$$

LEAST Programı (B.3)-(B.6) eşitliklerindeki katsayıları havuz suyu yüksekliği ve kalpteki su hızı için ayrı ayrı hesaplar ve çıktı dosyasına varsayılan kırık senaryosu için $h(t)$ ile $u_c(t)$ 'yi zamana bağlı üçüncü derece polinomlar şeklinde yazar.

LEAST Programının Akış Şeması Şekil B.1.'de verilmiştir. LEAST Programı'nda (B.3)-(B.6)'daki bilinmeyenlerin $h(t)$ ve $u_c(t)$ için hesabını aşağıda verilen altprogram yapar:

GAUSS : Gauss Eliminasyon Yöntemi ile (B.1)-(B.6) denklem sistemindeki c_0, c_1, c_2, c_3 bilinmeyenlerini $h(t)$ ve $u_c(t)$ için ayrı ayrı çözer.



Şekil B.1. LEAST Programının akış şeması

Ek C

CRANK PROGRAMININ TANITILMASI

CRANK Programı Bölüm 4’de sunulan sonlu farklar metodunu kullanarak, soğutucu ve yakıt levhası sıcaklıklarını geçiş durumu sırasında hesaplar. Yakıt levhası soğutucu giriş noktasının endeksi “1”, çıkış noktasının endeksi “60” olmak üzere soğutucu kanalını 61 ızgara noktasına böler. Öncelikle, reaktör tam güçte çalışırken kararlı durum sıcaklıklarını herbir ızgara noktası için hesaplar. Bu sıcaklıklar geçiş durumunun başlangıç koşullarıdır. Geçiş durumu başladıktan sonra, geri farklar yöntemi ile ayrıklaştırılmış soğutucu ve zarf yüzeyi sıcaklıkları cinsinden ifade edilen enerji denklemlerini havuz suyu reaktör kalbi üzerine ininceye kadar olan süre boyunca ekplist olarak çözer.

CRANK Programı, havuz suyu seviyesi reaktör kalbi üst seviyesinden alt seviyesine ininceye kadar enerji denklemlerinin ayrıklaştırılmasında hava-su temas yüzeyine en yakın komşu hava tarafı ve su tarafı ızgara noktalarında konuma bağlı türevler için Langrange Interpolasyon Formülü’nü kullanır. Temas yüzeyi komşuluğunda olmayan ızgara noktaları için ise yukarıda bahsedilen geri farklar yöntemini kullanır. Çözümde öncelikle temas yüzeyi sıcaklıkları ekplist olarak hesaplanır. Daha sonra, hava tarafında temas yüzeyine komşu olmayan ızgara noktaları için geri farklar çözümü, temas yüzeyine en yakın hava tarafı ızgara noktası için Lagrange Interpolasyon ile ayrıklaştırılan korunum denklemlerinin çözümü yapılır. Yine, aynı şekilde su tarafında temas yüzeyine en yakın ızgara noktası için Lagrange Interpolasyon Formülü’nün kullanımı ile çözüm yapılır ve temas yüzeyi komşuluğunda olmayan ızgara noktaları için geri farklar yöntemiyle çözüme devam edilir.

CRANK Programında kullanılan ve geçiş durumu boyunca kalpteki soğutucu hızı ile havuz suyu seviyesini herbir zaman adımında hesaplayabilmemizi sağlayan eşitlikler daha önce bahsedilen LEAST Programından ithal edilmiştir. Doğal dolaşım

klapesinin açıldığı ve akış ters dönüşünün gerçekleştiği senaryolarda doğal dolaşım hızları Bölüm 2’de açıklandığı gibi hesaplanmaktadır.

CRANK Programı havuz suyu seviyesi reaktör kalbi üst seviyesinden alçalırken yerel kaynamanın gerçekleştiği ana kadar hesaplamalara devam eder. Yerel kaynamanın gerçekleştiği durumlarda, o andaki hava tarafı ve su tarafı ızgara noktaları için soğutucu ve zarf yüzeyi sıcaklıklarını çıktı olarak verir. Yerel kaynamanın gerçekleşmediği senaryolarda ise havuz seviyesi kalp alt seviyesine ulaştığı andaki hava ve zarf yüzeyi sıcaklıklarını her bir ızgara noktası için çıktı olarak verir.

CRANK Programı’nın akış şeması Şekil C.1’de verilmiştir. Bu program aşağıda açıklanan altprogramlar ile fonksiyonları kullanır:

INVER : Temas yüzeyine komşu olmayan her bir ızgara noktasındaki soğutucu ve zarf yüzeyi sıcaklığının hesabında, katsayılar matrisinin tersini alır.

INRG : Hava-su temas yüzeyine en yakın hava tarafı ve su tarafı ızgara noktaları için Lagrange interpolasyon Formülü kullanılarak yapılan ayırıklaştırma ile elde edilen (4,4)’lük katsayılar matrisinin eliminasyon yöntemi ile tersini alır.

LAG : LEAST Programından elde edilen ve çeşitli kırık senaryoları için kalpteki su hızı ile havuz suyu seviyesinin zamana bağlı değişimlerini veren üçüncü derece polinomları içerir.

HCONV : Su için türbülans, geçiş bölgesi, laminar, birleşik taşınım ve doğal taşınım rejimlerinde muhtelif eşilişkileri kullanarak ısı taşınım katsayısını hesaplar.

HCONA: Hava için ısı taşınım katsayısı veya eşdeğer ısı geçişi katsayısını hesaplar.

HFLUX: Kararlı durumda her bir ızgara noktasındaki ısı akısını, geçiş durumunda ise atık ısı formüllerini kullanarak her bir ızgara noktasında belirli bir andaki ısı akısını hesaplar.

HAVA: Atmosferik basınç için hava tablosunu kullanarak havanın fiziksel özelliklerini hesaplar.

CKSU : Suyun belirli bir sıcaklıktaki ısı iletim katsayısını hesaplar.

VISSU: Suyun belirli bir sıcaklıktaki dinamik viskozitesini hesaplar.

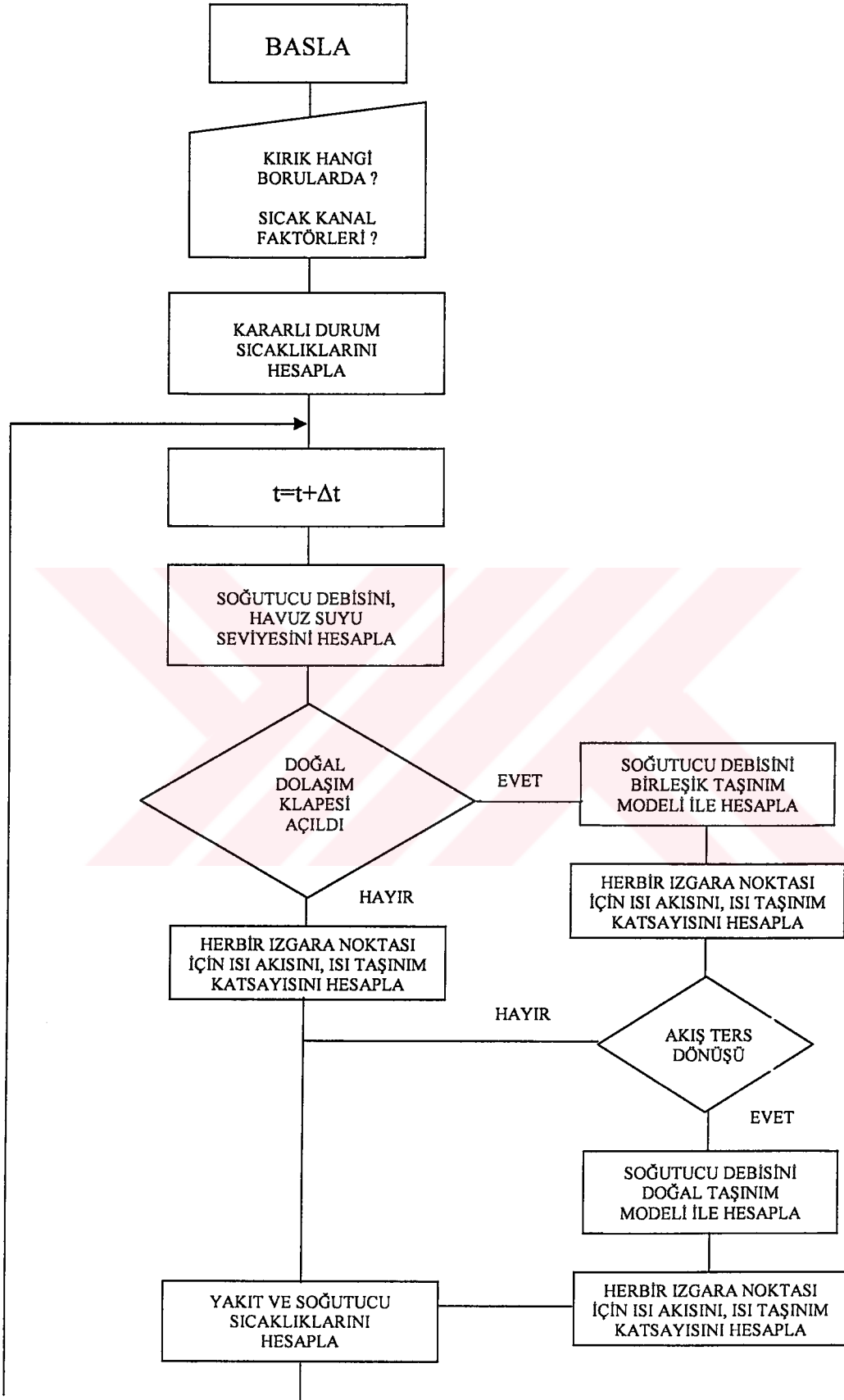
CPSU: Suyun belirli bir sıcaklıktaki özgül ısını hesaplar.

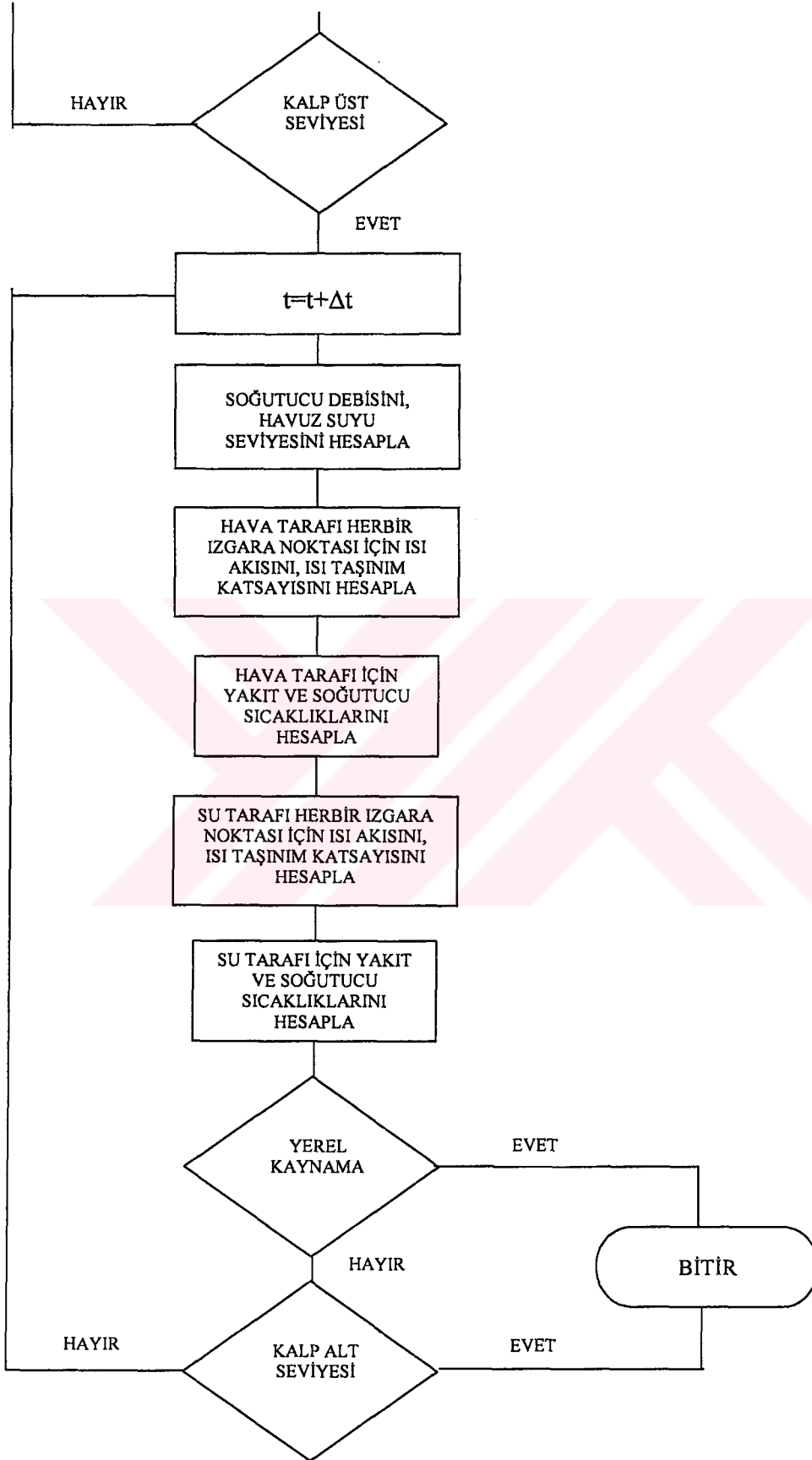
RHOSU : Suyun belirli bir sıcaklıktaki yoğunluğunu hesaplar.

CPM : Yakıt özünün belirli bir sıcaklıktaki özgül ısını hesaplar.

CPAL: Yakıt zarfı olan Alüminyumun belirli bir sıcaklıktaki özgül ısını hesaplar.

CPP : Yakıt levhası için belirli bir sıcaklıktaki ortalama özgül ısıyı hesaplar.





Şekil C.1. CRANK Programının akış şeması

Ek D

ANALİTİK PROGRAMININ TANITILMASI

ANALİTİK Programı Bölüm 4'de sunulan integral metodunu kullanarak, soğutucu ve yakıt levhası sıcaklıklarını geçiş durumu sırasında hesaplar. Öncelikle, reaktör tam güçte çalışırken kararlı durum sıcaklıklarını hesaplar. Bu sıcaklıklar geçiş durumunun başlangıç koşullarıdır. Integral modeli, analitik olarak hesaplanan bu kararlı durum sıcaklıklarının geçiş durumu başladıktan sonraki soğutucu ve zarf yüzeyi sıcaklıkları için biçim fonksiyonları olduğunu varsayar. ANALİTİK Programı, enerji korunum denklemlerinin kanal boyunca integrali ile elde edilen ortalama zarf yüzeyi ve soğutucu sıcaklıkları cinsinden zamana bağlı adi diferansiyel denklem setini havuz suyu reaktör kalbi üzerine ininceye kadar olan süre boyunca ekplis olarak çözer. Herbir zaman adımı için elde edilen bu ortalama sıcaklıklar biçim fonksiyonlarına bağlı olarak elde edilen çözümlerde yerine konularak belirli bir andaki ve konumdaki zarf yüzeyi ile soğutucu sıcaklığı elde edilmiş olur.

ANALİTİK Programı, havuz suyu seviyesi reaktör kalbi üst seviyesinden alt seviyesine ininceye kadar olan safhanın analizi için, enerji korunum denklemlerinin hava tarafı ve su tarafı için ayrı ayrı integralinden elde edilen ortalama sıcaklıklar cinsinden zamana bağlı adi diferansiyel denklem setlerinin çözümünde, implisit bir sonlu farklar algoritması kullanır. Çözümde, öncelikle temas yüzeyi sıcaklıkları için bir önceki zaman adımındaki değerler alınarak hesaplar yapılır. Hava-su temas yüzeyinde sıcaklıkların ve ısı akılarının eşitliği sınır koşulları sağlanıncaya kadar hava ve su tarafına ait adi diferansiyel denklem setlerinde iterasyon yapar. Çünkü bu denklemler temas yüzeyi sıcaklığı ile kanal çıkış noktasındaki soğutucu çıkış sıcaklığı terimlerini içermektedir. Yakınsama sağlandıktan sonra bir sonraki zaman adımına geçilir.

ANALİTİK Programında kullanılan ve geçiş durumu boyunca kalpteki soğutucu hızı ile havuz suyu seviyesini herbir zaman adımında hesaplayabilmemizi sağlayan eşitlikler daha önce bahsedilen LEAST Programından ithal edilmiştir.

Doğal dolaşım klapesinin açıldığı ve akış ters dönüşünün gerçekleştiği senaryolarda doğal dolaşım hızları Bölüm 2’de açıklandığı gibi hesaplanmaktadır.

ANALITİK Programı havuz suyu seviyesi reaktör kalbi üst seviyesinden alçalırken yerel kaynamanın gerçekleştiği ana kadar hesaplamalara devam eder. Yerel kaynamanın gerçekleştiği durumlarda, o andaki hava tarafı ve su tarafı ızgara noktaları için soğutucu ve zarf yüzeyi sıcaklıklarını çıktı olarak verir. Yerel kaynamanın gerçekleşmediği senaryolarda ise havuz seviyesi kalp alt seviyesine ulaştığı andaki hava ve zarf yüzeyi sıcaklıklarını herbir ızgara noktası için çıktı olarak verir.

ANALITİK Programı’nın akış şeması Şekil D.1’de verilmiştir. Bu program aşağıda açıklanan altprogramlar ile fonksiyonları kullanır:

LAG : LEAST Programından elde edilen ve çeşitli kırık senaryoları için kalpteki su hızı ile havuz suyu seviyesinin zamana bağlı değişimlerini veren üçüncü derece polinomları içerir.

HCONV : Su için türbülans, geçiş bölgesi, laminar, birleşik taşınım ve doğal taşınım rejimlerinde muhtelif eşilişkileri kullanarak ısı taşınım katsayısını hesaplar.

HCONA: Hava için ısı taşınım katsayısı veya eşdeğer ısı geçişi katsayısını hesaplar.

HFLUX: Kararlı durumda herbir ızgara noktasındaki ısı akısını, geçiş durumunda ise atık ısı formüllerini kullanarak herbir ızgara noktasında belirli bir andaki ısı akısını hesaplar.

HAVA: Atmosferik basınç için hava tablosunu kullanarak havanın fiziksel özelliklerini hesaplar.

CKSU : Suyun belirli bir sıcaklıktaki ısı iletim katsayısını hesaplar.

VISSU: Suyun belirli bir sıcaklıktaki dinamik viskozitesini hesaplar.

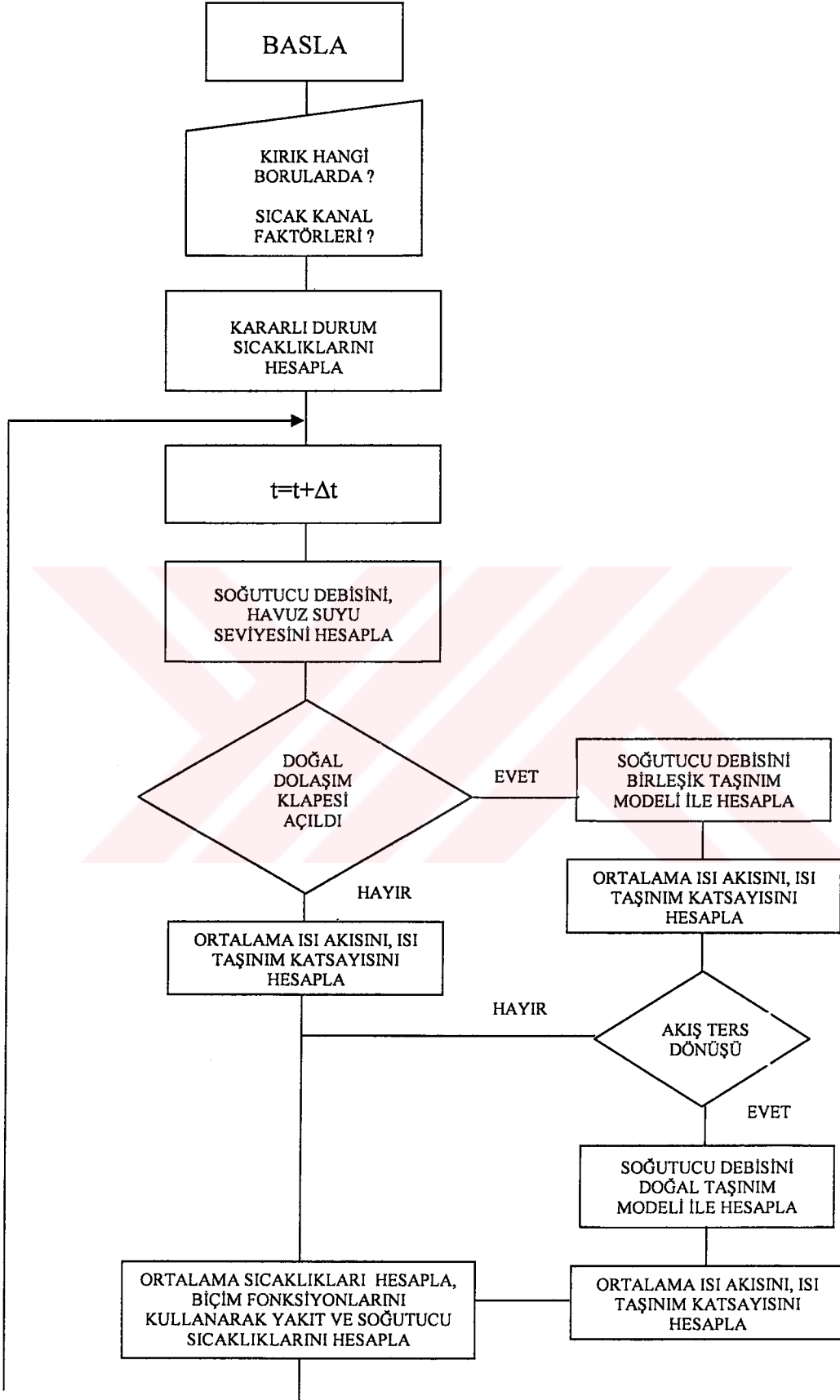
CPSU: Suyun belirli bir sıcaklıktaki özgül ısını hesaplar.

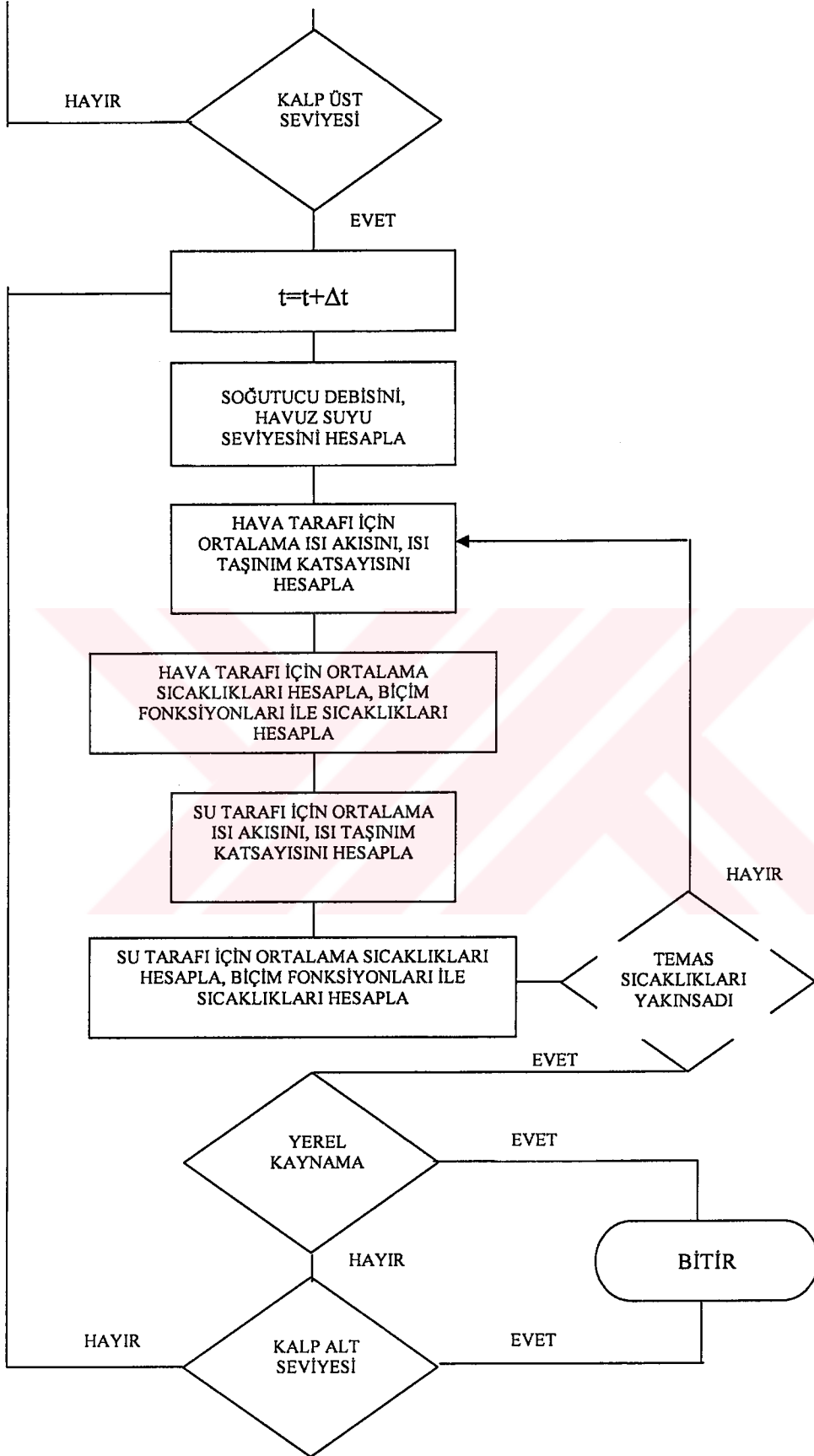
RHOSU : Suyun belirli bir sıcaklıktaki yoğunluğunu hesaplar.

CPM : Yakıt özünün belirli bir sıcaklıktaki özgül ısını hesaplar.

CPAL: Yakıt zarfı olan Alüminyumun belirli bir sıcaklıktaki özgül ısını hesaplar.

CPP : Yakıt levhası için belirli bir sıcaklıktaki ortalama özgül ısıyı hesaplar.





Şekil D.1. ANALİTİK Programının akış şeması

ÖZGEÇMİŞ

1966 yılında Gaziantep'te doğdu. Lise öğreniminin son yılı olan 1983 yılında TÜBİTAK Liselerarası Fizik Yarışması Ferdi üçüncülüğü ile Matematik Yarışması Takım Üçüncülüğü ödülleri kazandı. 1983 yılında Gaziantep Lisesini tamamlayarak aynı yıl Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü'nde öğrenime başladı. Lisans eğitimi süresince TEV burslu öğrencisi olarak okudu. 1987 yılında lisans eğitimini tamamlayarak aynı bölümde araştırma görevlisi olarak çalışmaya başladı. 1990 yılında University of Missouri-Columbia'dan yüksek lisans için burs alarak ABD'ye gitti. Fakat, yüksek lisans eğitimimi yarıda keserek 1991 yılında Türkiye'ye döndü.

1993 yılında yedek subay askerlik hizmetini tamamladı. 1994 yılında Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi Reaktör Bölümü'nde çalışmaya başladı. Tekrar başladığı yüksek lisans eğitimimi 1997 yılında tamamladı. 2000 yılında Türkiye Atom Enerjisi Kurumu Nükleer Güvenlik Dairesi'ne atandı ve halen burada çalışmaktadır.

İngilizce dört yayını bulunmaktadır. Nükleer reaktör ısı-hidrolik analizleri başta olmak üzere uygulamalı matematik üzerinde çalışmaktadır. Evlidir ve bir çocuk babasıdır. İngilizce bilmektedir.