

NÜKLEER REAKTÖRLERİN DİNAMIĞI VE KONTROLÜ

DYNAMICS AND CONTROL OF NUCLEAR REACTORS

NİLGÜN SEVER

Dr. Öğr. Üyesi YAKUP ÖZKAZANÇ
Tez Danışmanı

Hacettepe Üniversitesi
Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin
Elektrik ve Elektronik Mühendisliği Anabilim Dalı İçin Öngördüğü
YÜKSEK LİSANS TEZİ
Olarak Hazırlanmıştır.

2022

ÖZET

NÜKLEER REAKTÖRLERİN DİNAMIĞI VE KONTROLÜ

Nilgün SEVER

Yüksek Lisans, Elektrik ve Elektronik Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Dr. Öğr. Üyesi Yakup ÖZKAZANÇ

Eylül 2022, 76 sayfa

Sürekli yakıt ikmaline ihtiyaç duyulmadan elektrik üretimi mümkün olduğu için, nükleer güç reaktörlerine son yıllarda yeniden artan bir ilgi mevcuttur. Dünya’da nükleer enerji alanında yapılan tüm çalışmalar güvenlik açısından kritik seviyede (safety-critical level) kabul edilmektedir. Bu sebeple, nükleer sistemler modellenirken gerçek sistem dinamikleri dikkate alınmalıdır. Bu çerçevede içinde, nükleer reaktör kinetiği, sıcaklık (yakıt ve soğutucu) geri beslemesi başta olmak üzere, kontrol çubuklarının hareketiyle oluşan reaktivite ve reaktör dinamiği sisteme eklenmiştir. Basınçlı su reaktörü (PWR) fiziksel sistemi, belirtilen dinamik denklemler kullanılarak matematiksel olarak modellenmiştir. Sistem, doğrusal olmayan elemanlar içermektedir ve denge noktasında kararsız davranışlar göstermektedir.

Çalışma kapsamında, sistem için denetleyici geliştirilerek, reaktör gücünün, yakıt ve moderatör sıcaklıklarının kararlılığı sağlanmıştır. Bu amaçla, kontrol çubuklarının güç reaktörlerine sokulması ve geri çekilmesi modellenmiştir. Böylece, kontrol çubuklarının hareketi ile nükleer güç, reaktivite ve yakıt ve soğutucu sıcaklıklarındaki değişimler kararlı davranış gösterecek şekilde kontrol altına alınmıştır.

Anahtar Kelimeler: Nükleer Reaktör Dinamiği, Kararlılık, Nükleer Reaktör Kontrolü, Basınçlı Su Reaktörü

ABSTRACT

DYNAMICS AND CONTROL OF NUCLEAR REACTORS

Nilgün SEVER

Master of Science, Department of Electrical And Electronics Engineering

Supervisor: Asst. Prof. Dr. Yakup ÖZKAZANÇ

September 2022, 76 pages

There has been a renewed interest in nuclear power reactors in recent years, as electricity generation is possible without the need for continuous refueling. All studies about nuclear energy fields that are made in the World, are reckoned as safety-critical level applications. Hence, when the nuclear systems are being modeled, the real behaviour of the system dynamics must be taken into consideration. With this in mind, nuclear kinetics, fuel/coolant temperature feedback, reactivity introduced by control rod movements and reactor dynamics are added to the system. Pressurized Water Reactor (PWR) physical system is modeled mathematically by using specified dynamic equations. System includes non-linear components and shows unstable behaviours on equilibrium point.

In the workflow, stability of the reactor power, fuel temperature, moderator temperature are enhanced by developing a controller for the system. For this target, modeling of the control rods being inserted into reactor core or withdrawn from the reactor core is done. Therefore, nuclear power, reactivity, temperature changes of the fuel and coolant are taken into control with the movement of the control rods in order to exhibit stable responses.

Keywords: Nuclear Reactor Dynamics, Stability, Nuclear Reactor Control, Pressurized Water Reactor

TEŐEKKÜR

Yüksek Lisans süresi boyunca danışmanım olarak akademik çalışmalarına destek veren, yol gösteren, bu yolda bana rehberlik eden çok değerli ve saygıdeğer hocam Yakup ÖZKAZANÇ'a teşekkürlerimi sunarım.

Yüksek Lisans sürecimin başından beri her zaman koşulsuz desteğini hissettiğim babam Fevzi SEVER, annem Sevim SEVER olmak üzere ablalarım Zeliha ŞENEL, Hilal SEVER ve ikiz kardeşim Belgin SEVER'e çok teşekkür ederim.

Bu süreçte bana yardımcı olan; değerli bilgilerini, tecrübelerini paylaşan TUSAŞ A.Ş şirketindeki sanayi danışmanım Onur ALBOSTAN'a çok teşekkür ederim.

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT.....	ii
TEŞEKKÜR.....	iii
İÇİNDEKİLER.....	iv
ŞEKİLLER.....	vi
ÇİZELGELER.....	viii
SİMGELER VE KISALTMALAR	ix
SÖZLÜK DİZİNİ.....	ix
1.GİRİŞ.....	1
1.1. Tezin Kapsamı	3
1.2. Literatür Araştırması	5
1.3. Tezin Akışı	7
2. NÜKLEER GÜÇ REAKTÖRLERİ	8
2.1. Nükleer Güç Reaktörlerine İlişkin Temel Kavramlar	8
2.2. Nükleer Güç Reaktörü Türleri	13
2.2.1. Basınçlı Su Reaktörü (PWR)	13
2.2.2. Kaynar Sulu Reaktör (BWR)	13
2.2.3. Basınçlı Ağır Su Reaktörü (PHWR)	14
2.2.4. Gelişmiş Gaz Soğutmalı Reaktör (AGR).....	14
2.2.5. Hafif Su Grafit Reaktörü Reaktör (LWGR)	14
2.2.6. Hızlı Nötron Reaktörü (FNR).....	15
2.3. Basınçlı Su Reaktörlerinin Çalışma Mekanizması	15
2.3.1. Basınçlı Su Reaktörlerinin Bileşenleri	17
3. BASINÇLI SU REAKTÖRÜ DİNAMİK MODELİ.....	20
3.1 Nokta Kinetik Denklemleri (Point Kinetic Equations).....	20

3.1.1. Nokta Kinetik Denklemlerin Kalıcı Durum Analizi.....	22
3.2. Reaktör Kalbi Termal Enerji Denklemleri	26
3.3. Sıcak Bacak, Soğuk Bacak ve Birinci Döngü için Sıcaklık Denklemleri.....	30
3.4. Reaktivite Denklemleri	33
3.5. Tüm Sistem için Kullanılan Denklemler.....	35
4. NÜKLEER REAKTÖR KONTROLÜ	38
4.1. Kontrol Çubukları Kontrolcü Denklemleri	38
4.2. PWR Sistem ve Denetleyici için Bütünleşik Model Yapısı.....	41
4.3. Simülasyon Modellerin Geliştirilmesi	44
4.3.1. Nokta Kinetik ve Reaktivite Simülasyon Modeli	45
4.3.2. Reaktör Kalbi Termal Simülasyon Modeli	47
4.3.3. Denetleyici Simülasyon Modeli	48
4.4. Denge Durumunun Simülasyonla Tespiti.....	51
4.5. Nokta Kinetik Denklem Testleri.....	52
4.6. Reaktör Kalbi Termal Denklem Testleri	52
4.7. Bütünleşik Model Testleri (Kapalı Döngü).....	55
4.7.1. Reaktör Güç Denetleyicisi.....	56
4.7.2. Yakıt Sıcaklığı Denetleyicisi	59
4.7.3. Soğutucu Sıcaklığı Denetleyicisi	62
4.8. Gürültü Analizleri	66
5. SONUÇLAR	70
6. KAYNAKLAR.....	72
7. EKLER.....	76
EK 1 – Çalışma Kapsamında Kullanılan Parametreler	75
ÖZGEÇMİŞ	76

ŞEKİLLER

Şekil 2.1.1. Nükleer Fisyon [4].....	8
Şekil 2.1.2. Zincirleme Nükleer Fisyon [4]	9
Şekil 2.3.1. Basıncılı Su Reaktörünün Çalışma Mekanizması [8]	16
Şekil 2.3.1.1 Nükleer Güç Reaktörünün Bileşenleri [11].....	17
Şekil 3.1.1.1. Kararsız Özdeğeri İçeren İkinci Dereceden Aktarım İşlevinin Adım Cevabı.....	25
Şekil 3.2.1. Termal Model Bileşenlerinin Şematik Gösterimi [16]	27
Şekil 3.3.1. Termal Model Bileşenlerinin Blok Şeması ile Gösterimi.....	31
Şekil 3.3.2 Basitleştirilmiş Termal Modeli	33
Şekil 3.4.1. Geri Beslemeli Reaktörün Blok Diyagramı [6].....	32
Şekil 3.5.1. PWR Birinci Döngü İçin Açık Çevrim Modeli.....	36
Şekil 3.5.2. PWR Birinci Döngü İçin Açık Çevrim Modelinin Sadeleştirilmiş Hali..	37
Şekil 4.1.1. Bir Kontrol Çubuğu Sisteminin Geri Besleme Kontrol Döngüsünün Blok Şeması	40
Şekil 4.1.2. Bir Kademeli Kontrolcü Sisteminin Blok Şeması.....	41
Şekil 4.2.1. PWR için Reaktör Güç Kontrol Sisteminin Kapalı Döngüsü.....	42
Şekil 4.2.2. PWR için Reaktör Yakıt Sıcaklığı Kademeli Kontrol Sisteminin Kapalı Döngüsü.....	43
Şekil 4.2.3. PWR için Reaktör Soğutucu Sıcaklığı Kademeli Kontrol Sisteminin Kapalı Döngüsü.....	43
Şekil 4.3.1.1. Nötron Kinetik Denklemlerinin Simulink Modeli.....	46
Şekil 4.3.2.1. Reaktör Çekirdek Termal Denklemlerin Simulink Modeli	48
Şekil 4.3.3.1. Nükleer Güç Denetleyicisi İçin Simulink Modeli	50
Şekil 4.3.3.2. Yakıt Sıcaklığı Denetleyicisi İçin Simulink Modeli	50
Şekil 4.3.3.3. Soğutucu Sıcaklığı Denetleyicisi İçin Simulink Modeli	50
Şekil 4.4.1. Reaktörün $-2e-6$ Başlangıç Reaktivitesi ile Denge Durumunun Tespiti.....	51
Şekil 4.5.1. Reaktörün Geri Beslemesiz 0.2 Beta Adım Reaktivite Değişimine Cevabı.....	52

Şekil 4.6.1. Reaktörün Geri Beslemeli (Yakıt + Moderatör) ile 0.2 Beta Adım Reaktivite Değişimine Cevabı	53
Şekil 4.6.2. Eyleyici Modeli.....	54
Şekil 4.6.3. Reaktörün Geri Beslemeli (Yakıt + Moderatör) ile 0.2 Beta Adım Reaktivite Değişimine Cevabı – Eyleyici Modeli ile	54
Şekil 4.6.4. Reaktivitenin Eyleyici ve Eyleyicisiz Modeller için Cevabı	55
Şekil 4.7.1.1. Reaktörün 100 MW Referans Güç Artışına Cevabı	57
Şekil 4.7.1.2. Reaktivitenin Eyleyici ve Eyleyicisiz Modeller ile 100 MW Referans Güç Artışı İçin Tepkisi	58
Şekil 4.7.1.3. Reaktörün 70 MW Referans Güç Azalışına Cevabı.....	59
Şekil 4.7.2.1. Reaktörün 20 °C Referans Yakıt Sıcaklığı Artışına Cevabı	60
Şekil 4.7.2.2. Reaktivitenin Eyleyici ve Eyleyicisiz Modeller ile 20 °C Referans Yakıt Sıcaklığı Artışı İçin Tepkisi	61
Şekil 4.7.2.3. Reaktörün 20 °C Referans Yakıt Sıcaklığı Azalışına Cevabı.....	62
Şekil 4.7.3.1. Reaktörün 20 °C Artış Soğutucu Sıcaklığı Artışına Cevabı	63
Şekil 4.7.3.2. Reaktivitenin Eyleyici ve Eyleyicisiz Modeller ile 20 °C Referans Soğutucu Sıcaklığı Artışı İçin Tepkisi	64
Şekil 4.7.3.3. Reaktörün 15 °C Referans Soğutucu Sıcaklığı Azalışına Cevabı ...	65
Şekil 4.8.1. Beyaz Gürültülü Simulink Model Gösterimi.....	66
Şekil 4.8.2. Reaktörün 100 MW Referans Güç Artışına Cevabı – Beyaz Gürültü İle	67
Şekil 4.8.3. Reaktörün 20 °C Referans Yakıt Sıcaklığı Artışına Cevabı – Beyaz Gürültü İle.....	68
Şekil 4.8.4. Reaktörün 20 °C Referans Soğutucu Sıcaklığı Artışına Cevabı – Beyaz Gürültü İle.....	69

ÇİZELGELER

Çizelge 2.1.1. Uranyum-235 Termal Filyon ile Üretilen Gecikmiş (Delayed) Nötron Verileri [6]	12
Çizelge 3.1.1. Altı Gecikmiş Nötron Grubu Parametreleri [13].....	21
Çizelge 3.2.1. Reaktör Kalbi Parametreleri [20], [21].....	29



SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler

A	Etkin transfer alanı
C	Gecikmiş nötron yoğunluğu
CC	Reaktör soğutucusunun öz ısısı
CF	Reaktör yakıtının öz ısısı
MC	Reaktör kalbindeki soğutucunun kütlesi
MF	UO ₂ yakıtın toplam kütlesi
D ₂ O	Ağır su
K _p	Oransal Kazanç
K _i	İntegral Kazanç
K _d	Türevsel Kazanç
keff	Etkin çoğaltma katsayısı
MPa	Mega Pascal
MW	Megawatt
PID	Proportional, Integral, Derivative
U-235/ 238	Uranyum-235 /238
β	Etkin gecikmiş nötron kesri
β_i	Gecikmeli i.nci nötronun kesri
ρ	Reaktivite
λ	Bozunma sabiti
n	Nükleer reaktör gücü
Λ	Ortalama nötron üretim zamanı

Kısaltmalar

AGR	Gelişmiş Gaz Soğutmalı Reaktör
BWR	Kaynar Su Reaktörü
FNR	Hızlı Nötron Reaktörü
T_C	Reaktör kalbi soğutucu sıcaklığı
T_{C1}	Kesit 1'de reaktör kalbi soğutucu su sıcaklığı
T_{C2}	Kesit 2'de reaktör kalbi soğutucu su sıcaklığı
T_{CL}	Soğuk bacakta (Giriş Bölmesi) reaktör kalbi soğutucu su sıcaklığı
T_F	Yakıt sıcaklığı
T_{HL}	Sıcak bacakta (Çıkış Bölmesi) reaktör kalbi soğutucu su sıcaklığı
T_{LP}	Reaktör alt ısı transfer sistemindeki reaktör kalbi soğutucu sıcaklığı
T_{UP}	Reaktör üst ısı transfer sistemindeki reaktör kalbi soğutucu sıcaklığı
LWGR	Hafif Su Grafit Kontrollü Reaktör
LWR	Hafif Su Reaktörü
PHWR	Basınçlı Ağır Su Reaktörü
PWR	Basınçlı Su Reaktörü

SÖZLÜK DİZİNİ

İNGİLİZCE

Absorber
Chain Reaction
Condenser
Control Rods
Control Rods Cluster Bank
Coolant Node
Coolant Temperature
Critically Damped System
Damping Ratio
Decay Constant
Delayed Neutron Fraction
Delayed Neutron Precursors
Derivative
Effective Delayed Neutron Fraction
Effective Neutron Multiplication Factor
Eigenvalue
Fuel Temperature
Fuel Heat Transfer Constant
Gain
Hot/Cold Leg Model
Lump
Natural Frequency
Neutron Precursors
Nuclear Fuel Assemblies
Nuclear Reactor Power
Number Of Neutrons Of A Generation
Number Of Neutrons Of Preceding Generation
Overshoot
Pellet

TÜRKÇE

Soğurucu
Zincirleme Reaksiyon
Yoğunlaştırıcı
Kontrol Çubukları
Kontrol Çubukları Küme Demeti
Soğutma Bağlantı Noktası
Soğutucu Sıcaklığı
Kritik Olarak Sönümlenmiş Sistem
Sönüm Oranı
Bozunma Sabiti
Gecikmiş Nötron Kesri
Gecikmiş Nötron Öncüleri
Türevsel
Etkin Gecikmeli Nötron Fraksiyonu
Etkin Nötron Çoğaltma Çarpanı
Özdeğer
Yakıt Sıcaklığı
Yakıt Isı Transfer Sabiti
Kazanç
Sıcak/Soğuk Bacak Modeli
Parça
Doğal Frekans
Nötron Öncüleri
Nükleer Yakıt Tertibatları
Nükleer Reaktör Gücü
Bir Jenerasyonun Nötron Sayısı
Önceki Jenerasyonun Nötron Sayısı
Aşım
Pelet

Plant	Sistem
Plenum	Isı Transfer Sistemi
Point Kinetic Equations	Nokta Kinetik Denklemleri
Pressurized Reactor Vessel	Basınçlı Reaktör Kabı
Pressurizer	Basınçlayıcı
Primary/Secondary Circuit/Loop	Birinci/İkinci Devre/Döngü
Prompt Neutron Generation Time	Ani Nötron Üretim Zamanı
Proportional	Oransal
Protective Shielding	Koruyucu Beton
Reactivity	Reaktivite
Sealed	Sızdırmaz
Self-Regulative	Kendi Kendini Düzenleyen
Self-Stability	Kendi Kendine Kararlılık
Settling Time	Yerleşme Süresi
Nuclear Fission	Nükleer Filyon
State Space	Durum Uzayı
Steam Pressure Generator	Buhar Üretici Jeneratörü
Step Response	Birim Basamak Yanıtı
Transient Response	Geçici Durum Cevabı
Undershoot	Ters Aşım
Unstable	Kararsız
U-Tube	U-Şekilli Boru
Upper/Lower Plenum	Üst/Alt Isı Transfer Sistemi
Xenon Poison	Ksenon Zehiri

1.GİRİŞ

Nükleer reaktörler, genel olarak kendi kendine devam eden bir nükleer zincir reaksiyonunu başlatmak ve kontrol etmek için kullanılan bir cihazlardır ve nükleer santrallerin merkezini oluştururlar. Zincirleme reaksiyon, bir çekirdeğin bir parçacık (genellikle nötron) ile veya kendiliğinden fisyon reaksiyonu gerçekleştirip iki veya daha çok sayıda hafif çekirdeğe parçalanması ile başlar. Fisyon reaksiyonunda ayrıca 2 veya daha fazla nötron ile gama ışınları, beta ve nötrino parçacıkları oluşur. Salınan nötronların bazıları daha sonra diğer fisil çekirdekler ile fisyon reaksiyonu gerçekleştirerek daha fazla nötron salınmasına neden olurlar. Böylece zincirleme reaksiyon olarak ifade edilen olay gerçekleşir. Bir nükleer reaktörün nihai amacı, bu ısı yayan kontrollü fisyon ve zincirleme reaksiyonlardan ısı enerjisini üretmek ve bu enerjiyi bir jeneratör ile elektrik enerjisine dönüştürmektir. Bu nedenle, nükleer reaktörlerin çıktıları termal enerjidir ve nötron radyasyon kaynağı olarak kullanılabilirler [1].

Nükleer güç reaktörleri, en dikkat çeken zamanlarını 1970'lerin başında yaşamıştır. Çünkü, o dönemlerde Orta Doğu'daki savaşlar petrol fiyatlarını global olarak çok fazla artırmaktaydı. Bu durum, Dünya'daki nükleer reaktörlerin çoğunun 1970 ve 1985 yılları arasında yapılmasını sağladı. Günümüz teknolojik koşullarında nükleer reaktörler rüzgar ve güneş enerjisi gibi yenilenebilir enerji kaynakları olarak değerlendirilemezler. Fakat, çeşitli yakıt çevrimi uygulamaları sürdürülebilir enerji kaynakları olma potansiyellerini artırmaktadır. Ayrıca, uranyumun madencilik dışında deniz suyundan ekonomik olarak ayrıştırılabilmesi gibi çalışmalar nükleer reaktörlerin yenilenebilir enerji kaynakları olabilmesinin yolunu açabilir. Yapılan incelemeler nükleer enerjinin çevre tahribatına ve canlı ölümlerine kömür, gaz, petrol kadar yol açmadığını ortaya koymaktadır. Bu sebepler göz önüne alındığında, günümüzde birçok ülkede nükleer reaktörlerin kullanımı, yeni reaktörlerin inşası devam etmektedir ve nükleer reaktörlerin elektrik enerjisi üretiminde kullanımı global olarak yaygınlaşmaktadır [2].

1970'lerin başında ilk olarak, hafif su reaktörü (LWR) en çok tercih edildi. Bu reaktör, zincirleme reaksiyon ile suyu ısıtarak enerji üretimini sağlar.

Nükleer fisyon, herhangi bir kimyasal reaksiyonun üretebileceğinden birkaç milyon kat daha fazla enerji üretir. Fisyon uranyum gibi ağır fisil çekirdeklerin nötronlar ile etkileşimi ile gerçekleşir. Fisyon ile oluşan daha hafif fisyon ürünü çekirdekler, betalar, gamalar ve nötronların bir kısmı (sistemden sızmayanlar ve fisyon yapmayanlar) enerjilerinin çok büyük bir kısmını reaktör kalbine aktarırlar. Bu proses, reaktör kalbindeki suyu ısıtırken, nötronlar diğer fisil çekirdekler ile aynı süreci tekrar ederler. Bu durum, atom bombasındaki hızlı, yıkıcı, kontrolsüz reaksiyondan oldukça farklıdır. Kontrol çubukları ve Boron enjeksiyonu gibi mekanizmalarla güç seviyesi düzenlenmektedir. Fisyon reaksiyonu termal enerjilerde çok daha olası (fisil elementlerin fisyon tesir kesiti çok yüksek) olduğu için LWR'de nötronları yavaşlatmak amacıyla bir moderatöre ihtiyaç duyulmaktadır. Bu amaçla ve türbinleri sürmek için, çok pratik olan su tercih edilir. Reaktör kabının içindeki bu basınçlı su ısıtılır ve bir jeneratöre bağlı türbini döndüren su buharını üreten buhar üreticinde yer alan borulardan dolaştırılır. Jeneratör, mekanik enerjiyi alır ve bu enerjiyi elektrik enerjisine dönüştürür. Türbinden çıkan buhar, çevrimin devam etmesi için yoğunlaştırılır.

PWR bir çeşit hafif su reaktörüdür ve diğer nükleer reaktörlerin temel çalışma prensiplerine sahiptir. PWR'da enerji üretimi, reaktör kalbindeki nükleer yakıt elemanlarındaki (nuclear fuel assemblies) uranyum çekirdeklerinin fisyonu ile başlar. Bu elemanların her biri, birkaç yüz sızdırmaz (sealed) tüp içerir. Bu tüpler U-235'ce zenginleştirilmiş uranyum yakıt çubukları içerirler. Fisyon ürünü çekirdekler kinetik enerjilerini yakıt çubuklarında kaybederler. Fisyon ötronları yavaşlarken enerjilerini moderatör olan suda, yapısal malzemelerde ve yakıt çubuğunda kaybederler. Kaybedilen bu enerjiler yakıt tüplerinden ve diğer yapısal malzemelerden iletim yolu ile birincil devre (primary circuit) suyuna aktarılır. Nötron yutucu malzemelerden yapılan kontrol çubukları, nükleer reaksiyonları kontrol etmek için kalbe indirilir ve kalpten çekilir. Reaktör durdurulmak istendiğinde ise kontrol çubukları yerçekimi ile kalbe düşürülür ve zincir reaksiyonlarını saniyeler içinde durdurur. Birinci devre, işlevi nükleer reaktörden ısı çıkarmak olan kapalı bir basınçlı su devresidir. Bu su reaktör kabına yaklaşık 290 °C'de girer. Yakıt tertibatları ile temas ederek ısıtılır ve

yaklaşık 320 °C'de çıkar. Su daha sonra bir buhar jeneratörüne geçer ve burada ısıyı ikinci bir su devresine (secondary circuit) aktarır. Birinci devredeki su, çeşitli bileşenler aracılığıyla pompalanır. Birinci devredeki suyun sıvı halde kalmasını sağlamak için bir basınçlandırıcı 155 barlık sabit seviyeyi korur. Bu nedenle, moderatörler, birinci soğutma sıvısı döngüsündeki yüksek basınç nedeniyle yüksek sıcaklığa rağmen sıvı halde kalmaya devam eder. Basıncı su reaktörünün bu ismi almasının sebebi budur. Buhar jeneratörü içinde birinci devredeki suya aktarılan enerji ikinci devreye aktarılır. Isı değişimi, ters u-şekilli boru (u-tube) demeti içinde gerçekleşir. Isıtılmış su buhar jeneratörünün altına girer ve ısıyı u-şekilli tüpler aracılığıyla ikincil sistemdeki suya aktarır. Daha sonra yeni bir döngü için reaktör kabına geri döner. U-şekilli boru demetinin sargısının etrafında akan ikincil devredeki su, kaynama sıcaklığına kadar ısıtılır; buhara dönüşür ve daha sonra bitişik bir binadaki türbin setine gider. Türbinden geçtikten sonra buhar, sıvı suya yeniden yoğuşturulur ve başka bir döngü için buhar jeneratörüne geri döner. İkinci devreden gelen buhar basıncı, turbo jeneratörü elektrik üretmeye yönlendirir. İkinci devre suyu, deniz veya nehir suyu olabilen üçüncü bir devre tarafından soğutulur. Yoğuşturucu (condenser), ikinci devreyi soğutmak için elektrik santralının dışından pompalanan suyu kullanır. Özetlemek gerekirse, bir basınçlı nükleer güç istasyonu esasen üç devredir: ikisi de kapalı olan birinci ve ikinci devreler ve dışarıya açılan soğutma devresi. Üçü de nükleer fisyon tarafından serbest bırakılan enerjiyi elektrığe dönüştürmek için birlikte çalışırlar [3].

1.1. Tezin Kapsamı

Bu çalışma kapsamında, basınçlı su reaktörüne ait mekanizmalar gözden geçirilmiştir. Dünyada en çok kullanılan ve Türkiye'de kullanımı planlanan hafif su reaktörü PWR olduğu için, bu tez çalışmasında PWR tipi nükleer reaktör tercih edilmiştir. Bu çerçevede içinde, bahsedilen fiziksel sistem, sisteme ait denklemler kullanılarak matematiksel olarak modellenmiştir. Bir nükleer reaktörün güç kontrol sistemi, elektrik santralının güvenli çalışmasını sağlayan anahtardır. Bu sebeple, reaktör için kararlı hal kontrolcüsü geliştirilmiştir. Reaktör kalbinin ve birinci devre için tüm PWR modelinin uygunluğu

MATLAB/Simulink ortamında test edilmiştir. Geliştirilen modeller gerçek fiziksel sistemlerin dinamik özelliklerini göstermektedir ve dış reaktivitelerin küçük düzensizliklerinden kaynaklanan tepkileri kontrol etme yeteneğine sahiptirler.

Bu çalışmanın bir diğer amacı PWR için kontrol yapılarının geliştirilmesidir. Öncelikle, ideal bir kontrolcü tasarlamak için, sisteme ait matematiksel modellerin tutarlı ve eksiksiz bir şekilde ortaya konması gerekmektedir. Eğer sistem doğru bir şekilde modellenmezse, beraberinde tasarlanan kontrolcü düşük bir verimlilik sergileyecektir. Nükleer reaktörler oldukça kompleks, doğrusal olmayan ve zamana bağımlı sistemlerdir. Bu nedenle, doğru modellerin geliştirilmesi ve doğrulanması önemli bir işittir. Ayrıca, parametreler zaman ile değişkenlik göstermektedirler, örneğin; nükleer santral özellikleri güç seviyelerine, yaşlanma etkilerine ve yakıt ile reaktör kalbindeki reaktivite değişimlerine göre değişmektedir. Bu nedenle, bu çalışmada doğru matematiksel modeli yaratabilmek için analitik yaklaşımlar kullanılmıştır.

Reaktörü kontrol edebilmek için, temelde reaktör gücü ayarlanmaktadır. Bu ayarlama mekanizması, nötron soğurucunun reaktör kalbine sokulması ve geri çekilmesiyle sağlanmaktadır. Nükleer reaktör doğal olarak doğrusal olmadığından ve parametreler zamana bağlı olduğundan, sıcaklık geri beslemesi olmadan reaktör gücü hızla arttığında reaktör kalbinde meydana gelen kazalar daha şiddetlidir. Sıcaklık (yakıt ve soğutucu) geri beslemesi başta olmak üzere, kontrol çubuklarının hareketiyle oluşan reaktivite ve reaktör dinamiği komple ve gerçekçi bir model tasarımı olması açısından sisteme eklenmiştir. Reaktör kalbinde üretilen gücün durumu bu geri beslemelerin sisteme eklenmesiyle de analiz edilmiştir.

Reaktör kalbinin durum uzayı modelinin matematiksel gösterimi ve buna bağlı dinamik özellikler analiz edilmiştir. MATLAB/Simulink'te yapılan simülasyonlara göre, sonuçlar nükleer güç reaktör sistemine beslenen sıcaklık, kontrol çubuklarının hareketinden kaynaklanan reaktivite, kontrol çubuklarının toplam reaktiviteleri, kontrol girişi, kontrol çubuğunun hızı, nötron yoğunluğu ya da reaktör kalbinin gücünü belirlemede önemli bir rol oynamaktadır.

1.2. Literatür Araştırması

Modern bilgisayarların gelişimine paralel olarak nükleer reaktör fiziğinin mühendislik uygulamalarında kullanımı 1970'lerden itibaren büyük bir artış göstermiştir. Bu yüzden literatürde yapılan çalışmalar da çoğunlukla yakın tarihte yer almaktadır. Literatürde çoğunlukla birinci ve ikinci devreler aynı çalışmalarda ele alınmıştır. Nükleer güç reaktör sistemi genel olarak modelleme araçları ya da kullanıcı tarafından geliştirilen programlar ile modellenip analiz edilmiştir. Tez kapsamında birinci devre için modelleme ve kontrol çalışmaları yapılmıştır. Alınan referanslarda yapılan çalışmalar ve bu çalışmaların hangi kısmından faydalandığı özetlenecek olursa:

- [1], [2], [3], [4], [5], [6], [7], [8], [9], [10], [11], [12] Nükleer reaktörlere, basınçlı su reaktörüne ait temel kavramlar açıklanmıştır. Tez çalışmasında yer alan kavramsal çalışmalar, reaktörün çalışma mekanizmasına ilişkin bilgiler, temelde bu kaynaklardan faydalanılarak yapılmıştır.
- [13] Nükleer denklemlerin Simulink ortamında modellenmesi üzerine bir çalışma yapılmıştır. Tez çalışmasında, bu makaleden yararlanılmıştır.
- [14] Kontrol çubuklarının reaktiviteye etkisi bu çalışmadan incelenmiştir. Tez çalışmasında, nükleer güç reaktörünün gecikmeli 6 gecikmiş nötron grubu içeren nokta kinetik denklemlerinin oluşturulması üzerine çalışılmıştır.
- [15], [16], [17], [18] PWR sistemine ait modelleme ve dinamik analizler çalışılmıştır. Tez çalışmasında, nokta kinetik denklemlerinin doğrusallaştırılması bu makaleden esinlenerek yapılmıştır.
- [19] Nükleer güç reaktörlerinin doğrusal olmayan modellerinin doğrusallaştırılması ve sistem tasarımı üzerine bir makaledir. Tez çalışmasında, sıcaklık denklemleri ve doğrusal olmayan denklem setlerinin doğrusallaştırılması üzerine bu makalelerden faydalanılmıştır.
- [20], [21] PWR sistemine ait nokta kinetik denklemleri ve sıcaklık geri beslemesinin modellenmesi çalışılmıştır. Tez çalışmasında, sıcaklık denklemleri, reaktör kalbi termal parametrelerinin değerleri bu makalelerden faydalanılarak yapılmıştır.

- [22] Basınçlı su reaktörünün yük takibi için model tabanlı tahmine dayalı kontrolü çalışılmıştır. Tez çalışmasında ise nötron akısı ya da reaktör gücünün nokta kinetik denklemleri ile hesaplanması, sade formu oluşturulan kompleks termal modele ait denklem seti içerisindeki sıcak ve soğuk bacaklar için kullanılan denklemler için bu çalışmadan yararlanılmıştır.
- [23], [24], [25], [26] Tez çalışmasında, sıcak ve soğuk bacaklar için kullanılan denklemler için bu çalışmadan yararlanılmıştır. Sıcaklık ile ilgili kompleks termal modelden sadeleştirilmiş termal modele tasarım ve gerçek reaktöre ait parametreler bu referanslardan faydalanılarak yapılmıştır.
- [27] Basınçlı su reaktör kalbinin durum uzay modeli ile gösterimi ve reaktivite modeli incelenmiştir. Tez çalışmasında da aynı amaç için bu referans kullanılmıştır.
- [28], [29] PWR'a ait birincil devre zehir modeli dahil olmak üzere tasarlanmıştır ve PWR gücünü kontrol eden çok amaçlı kontrol sistemlerinin tasarımı yapılmıştır. Tez çalışmasında, detaylı birincil devre modelinin oluşturulması ve nükleer reaktörün kontrolü konularında bu çalışmadan destek alınmıştır.
- [30] Tez çalışmasında, kontrol çubuklarının hareketinin reaktivite etkisi için bu çalışmadan yararlanılmıştır.
- [31], [32] Tez çalışmasında, kademeli (cascade) denetleyici tasarımı için bu çalışmalardan faydalanılmıştır.
- [33], [34], [35] Reaktör dinamiği denklemlerini çözmek için farklı yaklaşımların kullanılmıştır ve kontrol çubuklarının hareketi ile sistem davranışının analizi yapılmıştır. Tez çalışmasında, kontrol çubuklarının hareketinin sistem davranışına etkisinin çalışması bu makaleden faydalanılarak yapılmıştır.

1.3. Tezin Akışı

Bölüm 1’de genel olarak nükleer reaktörün, bir nükleer reaktör olan hafif su reaktörünün ve bir hafif su reaktörü olan basınçlı su reaktörünün açıklamaları, nükleer reaktörlerin tarihte ve günümüzde tercih edilme nedenleri, nükleer güç reaktörlerinin dinamiği ve kontrolü üzerine literatürde hangi çalışmaların yapıldığı ve tez çalışmasının genel kapsamı sunulmuştur.

Bölüm 2’de nükleer reaktörlere ve basınçlı su reaktörlerine ilişkin kavramlar, çalışma mekanizmaları ve bileşenleri anlatılmıştır.

Bölüm 3’de nükleer reaktörlerine ve basınçlı su reaktörlerine ilişkin denklemlerin incelenmesi ve dinamik modellerin ve oluşturulması, doğrusal olmayan denklem setlerinin doğrusallaştırılması, denklemlerin kullanılarak sistemin kararlılığını anlamak için analizlerin yapılması, bu analizlerden ve denklemlerden yola çıkarak açık-çevrim ve kapalı-çevrim matematiksel modellerin sistem için oluşturulması çalışılmıştır.

Bölüm 4’te basınçlı su reaktörlerine ilişkin kontrolcü denklemleri oluşturulmuştur ve deneysel çalışmalar gerçekleştirilmiştir. Öncelikle, açık çevrim modeli için soğutucu, yakıt sıcaklıkları, kinetik denklemler ayrı ayrı ve sonrasında birarada test edilerek sistemin davranışı anlaşılmıştır. Sonrasında, sisteme eklenen kademeli PID denetleyici mekanizmaları kullanılarak reaktör gücünü ve sıcaklıkları kontrol eden kontrol mimarileri çalışılmıştır. Sisteme sensörlerden kaynaklanan gürültüler eklenerek, sistemin gürültü davranışı incelenmiştir. Ayrıca sisteme eyleyici (actuator) konularak, sistemin daha gerçekçi bir davranış göstererek ani tepkiler vermemesi için çalışma yapılmıştır.

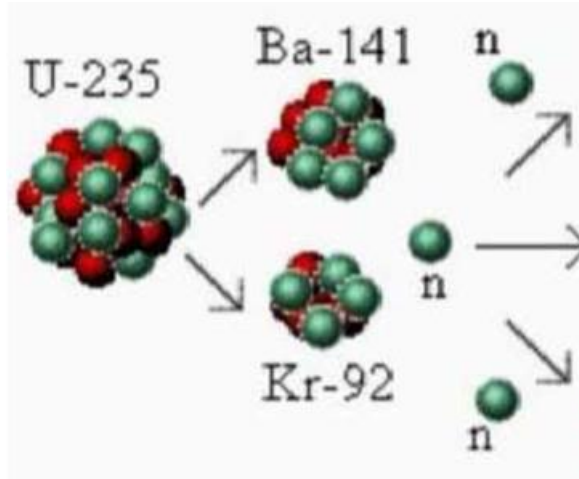
Bölüm 5’te elde edilen sonuçlar özetlenmiş olup; Bölüm 6’da kullanılan referansların listesi belirtilmiştir. Bölüm 7’de tasarım için önemli reaktör parametreleri yer almaktadır.

2. NÜKLEER GÜÇ REAKTÖRLERİ

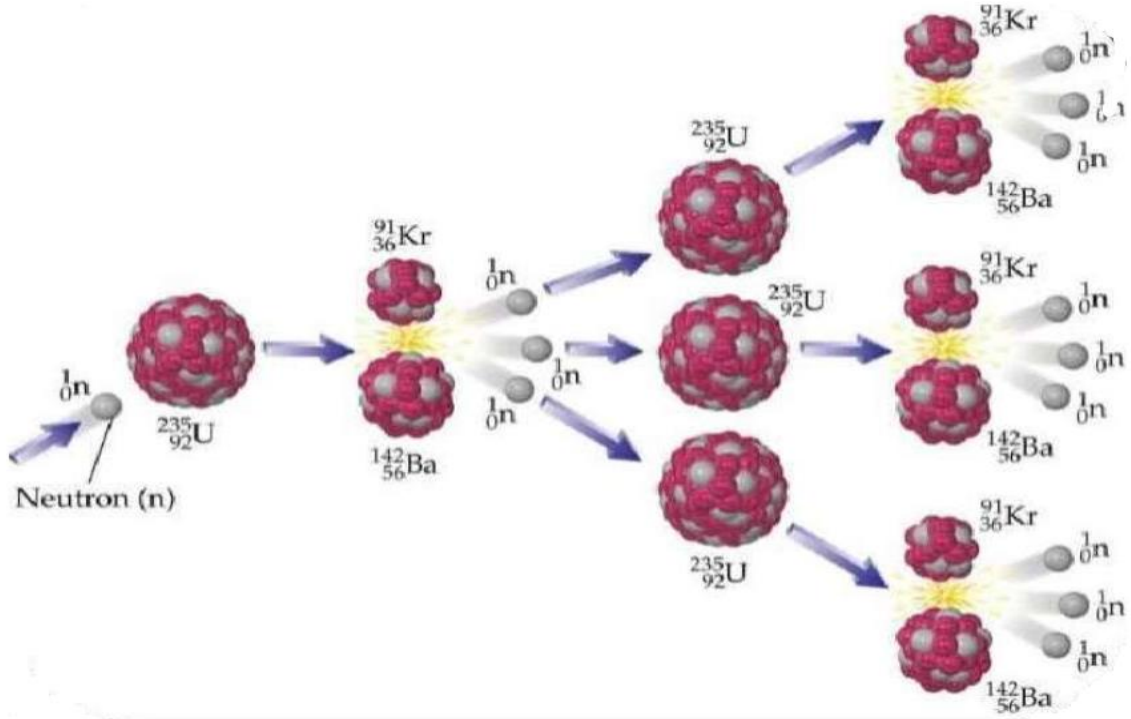
2.1. Nükleer Güç Reaktörlerine İlişkin Temel Kavramlar

Nükleer güç reaktörlerinden elektrik elde etmek için nükleer enerji ile önce buhar üretilir. Sonrasında üretilen buhar aracılığıyla türbinler sürülür ve türbinlerin rotorlarına bağlanmış jeneratörler ile elektrik üretimi gerçekleşir. Bunun gerçekleşmesi fisyon olayının başlamasıyla mümkün olur.

Nükleer güç reaktörlerinde elektrik üretimi için gerekli ısı enerjisi fisil izotopların fisyonu ile elde edilir. En çok kullanılan fisil izotop ise uranyumun U-235 izotopudur. Doğal uranyum ağırlıkça %0.711 U-235, %99.284 U-238 ve eser miktarda U-234 içerir. Hafif sulu reaktörler tiplerine ve tasarımlarına bağlı olarak U-235'ce yaklaşık %5'e kadar zenginleştirilmiş seramik UO_2 peletler içeren yakıt tüplerinden oluşan yakıt elemanları kullanırlar. Daha önce açıklandığı üzere; nötronlarla etkileşerek fisyon reaksiyonu gerçekleştiren uranyum çekirdekleri parçalanarak farklı radyoizotopların ve yeni nötronların ortaya çıkmasına neden olurlar. Ortamdaki bu yeni nötronlar, Şekil 2.1.1. ve Şekil 2.1.2. de gösterildiği gibi yeni fisyon reaksiyonlarına neden olarak zincirleme reaksiyonun devamını sağlarlar.



Şekil 2.1.1. Nükleer Fisyon [4]



Şekil 2.1.2. Zincirleme Nükleer Fiyon [4]

Zincirleme nükleer reaksiyonda, uranyumun parçalanmasıyla ortaya çıkan ve serbest kalan yeni radyoizotoplar nükleer reaktörlerin atıklarıdır ve radyoaktiftirler. Zincirleme reaksiyonda her bir fisyonda belirli sayıda ve farklı enerjilerde nötronlar açığa çıkar. Bu nötronların enerji dağılımı “Fiyon Nötronları Spekturumu” olarak adlandırılır. U-235 kullanan hafif sulu reaktörlerde ortalama nötron enerjisi 2 MeV civarındadır. Bu enerjilerde nötronlar ile U-235 çekirdeğinin fiyon tesir kesiti çok küçük olduğu için termal enerjilere (eV mertebeleri) yavaşlatılmaları gerekir. Zincir reaksiyonun kontrollü bir şekilde sürmesini sağlayan sistemler nükleer reaktörlerdir [5]. Nötron akısı ya da nükleer reaktör gücü kontrolsüz bir şekilde artarsa, reaktör denetimden çıkar. Çernobil olayında yaşanan durum tam olarak budur. Nükleer reaktörler, nötron soğurucu elementlerle (gümüş, döteryum, karbon, bor, indiyum, kadmiyum, vs) kontrol edilecek şekilde tasarlanır [5]. Nötron popülasyonunun denetimi nötron-soğurucu malzemeler içeren kontrol çubukları ile sağlanmaktadır ve bu çubuklar acil bir durum oluştuğunda zincirleme reaksiyonu durdurmada kullanılır [5].

Kontrol çubukları nükleer reaktör kalbi içerisine girdikçe nötron soğurulma miktarı artar. Böylece, nükleer fisyon reaksiyon hızı azalır. Kontrol çubukları, reaktör kalbinden çekildikçe, daha az nötron soğurulduğu için fisyon reaksiyonu hızı artar. Acil bir durum gerçekleşirse, kontrol çubukları tamamen reaktörün içine indirilerek reaktör durdurulur. Zincirleme reaksiyon sonrasında üretilen ısıyı dışarı çekmek ve bu ısı ile buhar üretmek için hemen hemen bütün ticari nükleer reaktör tiplerinde, U-235 bakımından zenginleştirilmiş yakıt, yavaşlatıcı ve nötron soğurucuları ısı taşıyıcı bir sıvı içinde yer almaktadır. Tez kapsamında çalışılan basınçlı su reaktör tiplerinde, yakıt olarak yüzde 3 oranında zenginleştirilen U-235 elementi, yavaşlatıcı ve aynı zamanda ısı taşıyıcı olarak basınçlı su, nötron soğurucu olarak ayarlanabilen kontrol çubukları kullanılır [5].

Uzun vadede, fisil çekirdeklerin azalması taze yakıtların reaktöre yüklenmesini gerektirir. Kullanılmış yakıt, fisyon (bölünme) ürünleri içerir ve bunlar genellikle uzun yarı-ömürlü izotoplardır. Fisyon ürünlerinden yarı ömrü kısa olanların yakıttan uzaklaşmalarını sağlamak için, yakıt belirli bir süre bekletilir. Geri kalan yakıt, radyoaktif bozunma ömürleri binlerce yüzyıl olabilen diğer izotoplarla birlikte belirli alanlarda depolanır [5].

Şekil 2.1.2. nin zincirleme fisyon reaksiyon konseptinin gösterdiği üzere; nötronlar nükleer fisyon ile üretilirler ve nükleer yakıt (uranyum, plütonyum, vs) tarafından yakalandıklarında ((n,γ) reaksiyonu) veya reaktörün dışına kaçtıklarında zincirleme reaksiyona katkı veremezler. Fisyon nötronlarının, nükleer yakıt (örneğin; U-235 ya da U-238) tarafından soğrulan kısmının belirli bir kesri fisyon, belirli bir kesri yakalama reaksiyonu gerçekleştirirler. Fisyon reaksiyonları yeni nötronların üretilmesini sağlar. Bir nötronun üretilmesi “doğum” olarak, kayıpları da “ölüm” olarak düşünülürse; fisyon zincir reaksiyonu, “çocuk” nötronların “ana” nötronlardan doğduğu bir süreçtir. Etkin çoğaltma faktörü iki ardışık nesil arasındaki nötron sayısının bir oranı olarak tanımlanabilir [6].

$$k_{eff} = \frac{\text{Bir jenerasyonun nötron sayısı}}{\text{Önceki jenerasyonun nötron sayısı}} \quad (1)$$

Bir reaktör sabit bir güçle çalıştığında, etkin çarpan faktörü (k_{eff}), 1'e eşit olmalıdır; başka bir deyişle, nötron üretim hızı, nötron soğurma hızı ve reaktör kalbinden sızıntı hızı kayıpları ile dengelenmelidir. Bu durumda reaktör kritik bir durumdadır (critical). Reaktör durdurulduğunda, kritik altı bir durumdadır (subcritical). Başlatma sırasında, reaktör "kritik" hale gelecek şekilde kontrol edilir; nötron üretim hızı ve nötron kayıp hızı kontrollü biçimde güç yükseltilir ve reaktördeki nötron sayısı kademeli olarak artırılır. Reaktör gerekli güce ulaştığında kritik duruma geri döner ve sabit bir çıkışla çalıştırılır. Reaktörün düşük güce dönmesi gerekiyorsa, kritik altı duruma ulaşmak için kontrol edilir; gerekli güce ulaştığında, reaktör kritik duruma geri döndürülür [6].

k_{eff} değeri çeşitli etkenlerle değişmesine rağmen, etkenler meydana gelme sürelerine göre aşağıdaki gibi gruplandırılabilirler [6]:

- Kısa süre (saniyeden dakikaya): başlatma, kapatma ve çalışma sırasındaki geçişler (sıcaklık, basınç ve moderatör yoğunluğu değişiklikleri dahil)
- Ara dönem (saatlerden günlere): güçlü nötron soğurumuna sahip fisyon ürünlerinin (ksenon ve samaryum) oluşumu ve bozulması.
- Uzun dönem (aylardan yıllara kadar): nükleer yakıtın yanması (tüketimi) ve fisyon ürünlerinin birikmesi.

Nötron sayısındaki değişimi ve etkin çoğalma katsayısı k_{eff} değeri değiştikçe zamanla güçte meydana gelebilecek değişimi tahmin etmek oldukça önemlidir. Nükleer reaktör kinetiği, çoğaltma faktöründeki kısa süreli bir değişiklik nedeniyle nötron sayısındaki değişikliği ve güçteki değişikliği de kapsar. Uzun dönemde k_{eff} değerindeki değişiklik kontrol çubukları, kimyasal maddeler ve yanıcı zehir ile telafi edilmektedir [6].

Çoğu nötron, bir nükleer fisyon olayı ile ortama salınır; bunlar "hızlı nötronlar" dır. Nötronların küçük bir kesri de fisyon meydana geldikten kısa bir süre sonra nötron öncülerince (neutron precursors) ortama yayılır ve bunlara "gecikmiş nötronlar" denir.

Gecikmiş nötronlar öncelikle nötron salan fisyon ürünlerinin bozumundan üretilir. Gecikmiş nötron yayan fisyon ürünlerine nötron öncüleri (neutron precursors) denir ve farklı yarı ömürleri vardır [6].

Gecikmiş nötron öncüleri (delayed neutron precursors), nükleer reaktör kinetiğinin analizi için farklı yarı ömürleri olan altı grupta ele alınır. Çizelge 2.1.1. u-235'in termal fisyonuyla üretilen gecikmiş nötronların (delayed neutrons) parametrelerini göstermektedir [6].

Çizelge 2.1.1. Uranyum-235 Termal Fisyon ile Üretilen Gecikmiş (Delayed) Nötron Verileri [6]

Grup	Yarı-ömür	Bozunma sabiti, λ_i (s^{-1})	Gecikmiş nötron kesri, β_i
1	55.72	0.0124	0.000215
2	22.72	0.0305	0.001424
3	6.22	0.111	0.001274
4	2.30	0.301	0.002568
5	0.610	1.14	0.000748
6	0.230	3.01	0.000273

Gecikmiş nötronlar yaklaşık olarak 0,4 MeV ortalama enerjiye sahiptir ve bu enerji, hızlı nötronların yaklaşık 2 MeV olan ortalama enerjisinden daha düşüktür. Bu nedenle, reaktörün dışına kaçan gecikmiş nötronların oranı, hızlı nötronlarınkinden biraz daha küçüktür. Fisyon zinciri reaksiyonlarına katkıda bulunan gecikmiş nötronların oranı ise hızlı nötronlarınkinden biraz daha büyüktür [6].

Bu etki, nükleer reaktör kinetiğinin analizinde dikkate alınır. Reaktöre bağlı olarak mutlak "beta"dan biraz daha büyük bir gecikmiş nötron fraksiyonu kullanılır ve etkin "beta_eff" olarak gösterilir. Reaktör kalbi büyük bir hacme sahipse, ısıl enerjilere doğru yavaşlamada nötron kaçağı çok küçüktür ve aralarında neredeyse hiçbir fark yoktur. "beta_eff" değeri, reaktör boyutuna ve nötron spektrumuna bağlıdır. Gecikmiş nötron fraksiyonu düşük olmasına rağmen, reaktörün geçiş davranışını yavaşlatır ve böylece, reaktör kontrolünde önemli bir rol oynamaktadır [6].

2.2. Nükleer Güç Reaktörü Türleri

Fisyon nötronlarının büyük kısmı yüksek enerjilerde üretilirler. Bu enerjilerde fisyon tesir kesitleri çok düşüktür. Dolayısı ile, termal spektrumlu olarak tasarlanan reaktörlerde nötronlar moderatör kullanılarak yavaşlatılır. Tasarıma bağlı olarak farklı moderatör malzemeleri kullanılmaktadır. Nükleer güç reaktörleri de genel olarak, yavaşlatıcı ve soğutucu olarak kullanılan maddelere göre isimlendirilirler.

2.2.1. Basıncılı Su Reaktörü (PWR)

Basıncılı Su Reaktörleri (Pressurized Water Reactor, PWR), soğutucu ve yavaşlatıcı olarak hafif su kullanılır. Tasarım, reaktörün kalbinden çok yüksek basınç altında akan bir birincil soğutma devresine ve türbini çalıştırmak için buharın üretildiği ikincil bir devreye sahip olmasıyla ayırt edilir. Bu tip reaktörde birincil soğutma döngüsünde su yaklaşık 325°C mertebelerinde sıvı formda tutulur. Kaynama noktası üzerinde sıvı halde kalması için su, atmosfer basıncının 150 katı kadar bir basınç altında tutulur [7]. Birinci soğutma devresinde su aynı zamanda nötron yavaşlatıcıdır (enerji yönünden) ve buhara dönüşürse fisyon reaksiyonu azalır. Bu negatif geribesleme etkisi, bu reaktör türünün güvenlik özelliklerinden biridir. İkinci durdurma sistemi, birincil devreye bor eklenmesini içerir [7]. İkinci devre daha az basınç altındadır ve buradaki su, buhar jeneratörleri olan ısı eşanjörlerinde kaynar. Buhar, elektrik üretmek için türbini çalıştırır ve daha sonra yoğunlaştırılarak ısı eşanjörlerine geri pompalanır.

Bir PWR kalbi dikey olarak yerleştirilmiş her biri 200-300 çubuktan oluşan yakıt elemanlarına sahiptir ve büyük bir reaktör, 80-100 ton uranyum içeren yaklaşık 150-250 yakıt düzeneğine sahip olacaktır [7].

2.2.2. Kaynar Sulu Reaktör (BWR)

Bu tip reaktörün PWR ile pek çok benzerliği vardır, ancak burada suyun daha düşük basınçta olduğu (atmosferik basıncın yaklaşık 75 katı) sadece tek bir devre vardır, böylece reaktör kalbinde yaklaşık 285°C'de kaynar. Reaktör, kalbinin üst kısmındaki suyun %12-15'i buhar olarak çalışacak ve dolayısıyla

burada daha az düzenleyici etki ve dolayısıyla verimlilikle çalışacak şekilde tasarlanmıştır. BWR üniteleri, PWR'lerden daha kolay yük takip modunda çalışabilir [7].

Bir BWR yakıt düzeneği 90-100 yakıt çubuğundan oluşur ve reaktör kalbinde 140 tona kadar uranyum içeren 750 kadar yakıt elemanı vardır. İkinci kontrol sistemi, üst kısımdaki daha fazla buharın ılımlılığı azaltması için çekirdekten su akışını kısıtlamayı içerir [7].

2.2.3. Basınçlı Ağır Su Reaktörü (PHWR)

PHWR'ler genellikle yakıt olarak doğal uranyum (%0,7 U-235) oksit kullanır, bu nedenle daha verimli bir nötron yavaşlatıcı olarak ağır su (D2O) kullanımını gerektirir. PWR'de olduğu gibi, birincil soğutucu, türbinleri çalıştırmak için ikinci bir devrede buhar üretir. Basınçlı tüp tasarımı, ayrı basınç tüplerini soğutma devresinden izole ederek reaktörün kapanmadan aşamalı olarak yakıt ikmali yapılabileceği anlamına gelir. Ayrıca, büyük bir basınçlı kap içeren tasarımlardan daha az maliyetlidir, ancak tüplerin dayanıklı olduğu kanıtlanmamıştır [7].

2.2.4. Gelişmiş Gaz Soğutmalı Reaktör (AGR)

Bunlar, soğutucu olarak karbondioksit ve yavaşlatıcı olarak grafit kullanan ikinci nesil İngiliz gaz soğutmalı reaktörlerdir. Yakıt, paslanmaz çelik borularda %2.5 - 3.5 oranında zenginleştirilmiş uranyum oksit peletleridir. Karbondioksit reaktör kalbinde dolaşır, 650 °C'ye ulaşır ve daha sonra buhar jeneratörü borularını geçer, ancak yine de beton ve çelik basınçlı kap içinde kalır. Kontrol çubukları nötron yavaşlatıcılarının arasına girer ve ikinci bir kapatma sistemi, soğutucuya nitrojen enjekte edilmesini içerir. Yüksek sıcaklık, reaktöre yaklaşık %41 termal bir verim sağlar [7].

2.2.5. Hafif Su Grafit Kontrollü Reaktör (LWGR)

Bu reaktör, grafit nötron yavaşlatıcısından geçen uzun (7 metre) dikey basınç tüpleri kullanır ve su ile soğutulur. BWR'de olduğu gibi suyun kalpte 290 °C'de

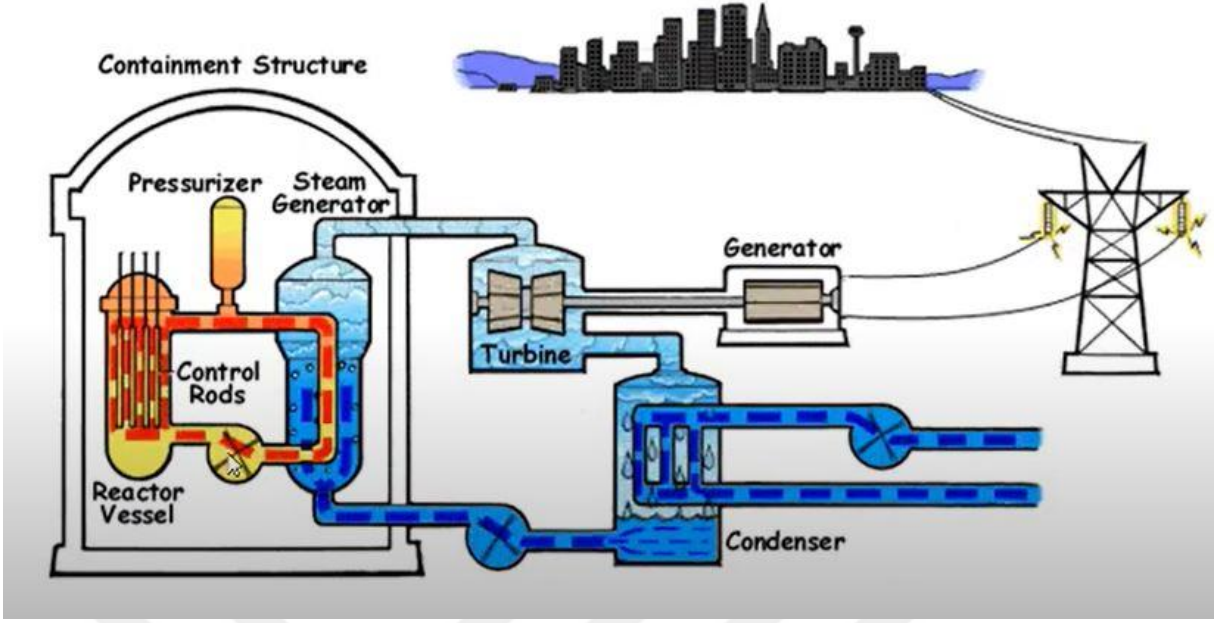
ve yaklaşık 6.9 MPa'da kaynamasına izin verilir. Yakıt, 3,5 metre uzunluğundaki yakıt gruplarından oluşan düşük oranda zenginleştirilmiş uranyum oksittir [7].

2.2.6. Hızlı Nötron Reaktörü (FNR)

Bu reaktörler bir nötron yavaşlatıcısına sahip değildir ve hızlı nötronlar kullanır. Plütonyum elementi hızlı nötronları uranyum elementine göre daha efektif kullandığı için, yakıt olarak genellikle plütonyum kullanılır. Normal reaktörlere kıyasla orijinal uranyumdan 60 kat daha fazla enerji elde etmelerine rağmen, inşa edilmeleri pahalıdır [7].

2.3. Basınçlı Su Reaktörlerinin Çalışma Mekanizması

Reaktörün çalışması esnasında, yakıt çubuklarında meydana gelen zincirleme reaksiyonlar birinci döngüdeki suyun ısınmasına neden olur. Birinci döngüde ısınan suyun ısı yüksek sıcaklık ve basınçta ısı eşanjörleri vasıtasıyla buhar üreticisine aktarılır. Buhar, buhar hatlarından türbinlere iletilir ve yüksek basınçlı buhardan elde edilen ısı enerjisi türbin kanatlarını hareket ettirerek türbin shaftını döndürür ve böylece bağlı jeneratörün oluşan bu mekanik enerjiden elektrik enerjisi üretmesine vesile olur. Son aşama olarak da elektrik enerjisi şehir şebekesine elektrik hatları vasıtasıyla aktarılır. Sistemde kalan buhar, türbinden yoğunlaştırucuya girince, su rezervuarından gelen soğuk su ile yoğunlaştırulur ve birincil döngüye aktarılır [5], [6]. Şekil 2.3.1 tipik bir reaktörün çalışma mekanizmasını göstermektedir [8].



Şekil 2.3.1. Basınçlı Su Reaktörünün Çalışma Mekanizması [8]

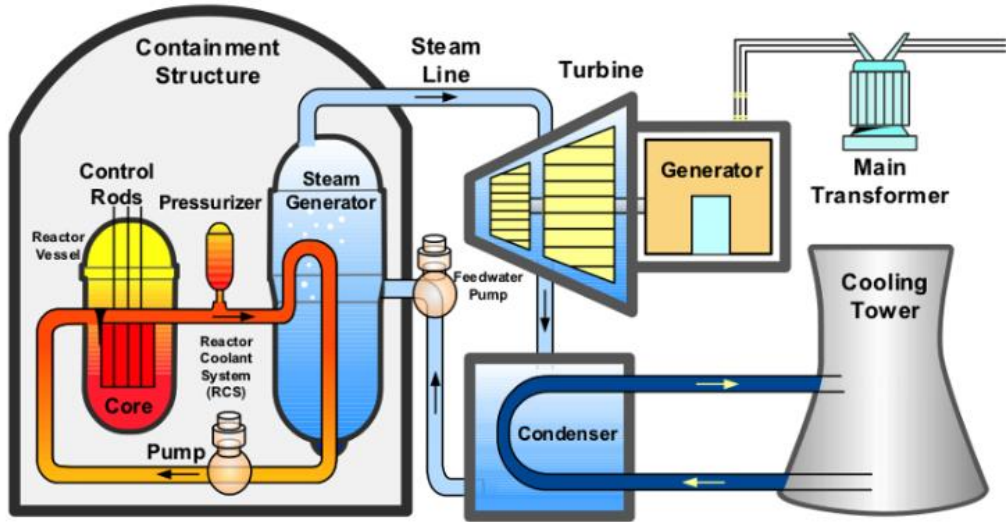
Birinci döngü, yaklaşık 290 °C'deki suyu buhar üreticiden, yaklaşık 320 °C'ye ısıtan reaktör kalbine ileten bir pompa içermektedir. Bu döngüde su, yüksek basınçta olduğundan kaynama noktasını aşmasına rağmen kaynamamaktadır. Su, buhara dönüşürse, fisyon reaksiyonu yavaşlayabilir. Bu nedenle su, sıvı fazda kalması için basınçlandırıcı ile yüksek basınç altında tutulmaktadır. Reaktör kalbindeki suyun kaynamasını önlemek için, su yaklaşık 130-150 bar basınç altında tutulur. Basınçlandırıcı, reaktör soğutucu sistem basıncını izin verilen toleranslar arasında tutarak basınçlı su reaktörünün emniyetli çalışmasını sağlamak açısından önemli bir role sahiptir. Reaktörün birinci döngüsündeki suyun ısı, ikinci döngüye aktarılır. [9], [10].

Buhar üreticinin ikinci tarafındaki su, muhafazadan türbinlere geçen buharı üretmek için kaynatılır. Üretilen buharın ısı enerjisi, türbinlerde mekanik enerjiye dönüştürülür. Sonrasında bu enerji, jeneratörlerde elektrik enerjisine dönüştürülür. Buhar, atmosferik basınç altında türbini terk ettikten sonra yoğunlaştırıcıya girer. Su rezervuarından gelen soğuk su, yoğunlaştırıcıda buharı yoğunlaştırır ve buhar, besleme suyu pompasından buhar üreticinin ikinci tarafına geri döner [9], [10].

2.3.1. Basıncı Su Reaktörlerinin Bileşenleri

Nükleer güç reaktörleri genel olarak birinci ve ikinci devrelerden oluşur. Reaktör bileşenleri Figure 2.3.1.1'de gösterilmiştir [11].

Birinci döngü, reaktör kalbi (kontrol çubukları ve yakıt elemanları), soğutucu veya yavaşlatıcı, basınçlandırıcı, ısı eşanjörü, buhar jeneratörü ve pompadan oluşan basınçlı reaktör kabından oluşur. Bu bileşenler, radyasyon sızıntısı olmaması için koruyucu betondan yapılan koruma odasında tutulur. İkinci döngü, buhar türbinleri, jeneratör, yoğuşturucu ve pompadan oluşur [9], [10].



Şekil 2.3.1.1 Nükleer Güç Reaktörünün Bileşenleri [11]

Birincil döngü aşağıdaki temel bileşenleri içerir [9], [10], [11], [12]:

- **Reaktör kabı (Reactor vessel):** Reaktör kalbi ve nötron yavaşlatıcı/soğutucu içeren dayanıklı çelikten oluşan, yüksek basınçlı kaptır.
- **Yakıt Çubukları:** Reaktörün kalbinde (core) bulunan her yakıt çubuğunun içinde, uçtan uca istiflenmiş yüzlerce zenginleştirilmiş uranyum yakıt peleti vardır. Reaksiyonu tetiklemek için bir nötron kaynağı kullanılır. Yakıt çubuklarının yakınına uygun bir nötron kaynağı yerleştirilir.

- **Kontrol Çubukları:** Nötronları soğurmak için kontrol çubukları sistemde yer almaktadır. Bu kontrol çubukları, onları kalbe yükseltebilen veya alçaltan düzeneklere bağlıdır.
- **Soğutucu:** Reaktör kalbinden ısıyı absorbe etmek için bir soğutucu kullanılır. Nükleer santrallerin çoğu su kullanır. Reaktörlerin çoğunda, soğutucu ve moderatör bir ve aynıdır.
- **Yavaşlatıcı (Moderator):** Moderatör, hızlı nötronları yavaşlatmak için kullanılır. Hızlı nötronların U-235 çekirdeği ile etkileşme olasılığı çok düşüktür. Çekirdek ile etkileşme olasılığının artırılması ve fisyon reaksiyonunu indüklemesi için yavaşlatılması gerekir. En çok kullanılan yavaşlatıcı sudur.
- **Basınçlandırıcı (Pressurizer):** Yavaşlatıcı ve soğutucu olarak kullanılan suyun kaynamasını noktasının üzerine çıkmasını önleyip, sürekli sıvı halde kalmasını sağlamak için kullanılır.
- **Buhar Üretici (Steam Generator):** Isının birinci soğutma sisteminden (basınçlı su) ikincil soğutma sistemine aktarıldığı kısımdır. Birinci devre soğutma suyu reaktörün kalbinde ısıtılır ve buhar üreticiden geçer; buhar üretici, ısıyı ikinci devre soğutma suyuna aktararak buhar oluşturur [12].
- **Pompa (Pump):** Türbin sürüldükten sonra, artık daha düşük sıcaklıkta olan soğutma suyu reaktör kalbine ile geri pompalanır.

İkinci döngüde, yüksek basınçlı buharla oluşan ısı enerjisi jeneratörü çalıştırmak için kullanılan mekanik işe dönüştürülür. İkinci döngü aşağıdaki temel bileşenleri içerir [9], [10], [11]:

- **Türbin (Turbine):** Yüksek basınçlı buhardan elde edilen ısı enerjisini mekanik enerjiye çeviren ve bu enerji ile elektrik üretmek için jeneratörün bobinini hareket ettiren cihazdır.
- **Jeneratör (Generator):** Türbinden gelen mekanik enerji jeneratörler vasıtasıyla elektrik enerjisine dönüştürülür.
- **Yoğuşturucu (Condenser):** Su rezervuarından gelen soğuk suyun buharı yoğuşturması için kullanılır.

- **Reaktör Soğutma Pompası (Reactor Coolant Pump, Feedwater Pump):** Yoğuşan suyun kapalı bir döngüde buhar jeneratörüne geri pompalanmasını sağlar.



3. BASINÇLI SU REAKTÖRÜ DİNAMİK MODELİ

3.1. Nokta Kinetik Denklemleri (Point Kinetic Equations)

Reaktör kinetiğini tanımlamak için zamanla değişen nötron sayısı ve gecikmiş nötron öncüllerinin sayısı dikkate alınır. Gecikmiş nötron öncüleri altı grupta ele alındığından, reaktör nokta kinetik denklemleri aşağıdaki gibi ifade edilir [13]:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \left(\frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \right) n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i(t) \quad (2)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \left(\frac{\beta_i}{\Lambda} \right) n(t) - \lambda_i c_i(t) \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (3)$$

Burada, ρ reaktiviteyi, β etkin gecikmiş nötron kesrini, β_i i.nci grup gecikmiş nötron kesrini, Λ nötron üretim zamanını, $c_i(t)$ i.nci grup gecikmiş nötron öncülü yoğunluğunu, λ_i i.nci grup gecikmiş nötron öncülü bozunma sabitini ve $n(t)$ nötron yoğunluğunu ifade etmektedir.

(2) ve (3) numaralı denklemlere göre, reaktör gücü reaktör kalbindeki nötron sayısı (n) ile orantılıdır. Bu n değeri aynı zamanda reaktör gücü olarak da kullanılır. Denklem (2) zamana bağlı olarak nötron yoğunluğundaki değişimi tarif eder. Sağ taraftaki ilk terim, hızlı nötronların üretim hızı ile nötronların kayıp hızı arasındaki farkı gösterir. İkinci terim, gecikmiş nötron öncüllerinin bozunma hızını gösterir. Denklem (3), i. grup gecikmiş nötron öncülerinin konsantrasyonunu verir. Sol taraf zamana göre değişimi, sağ taraftaki ilk terim üretimi, ve ikinci terim kayıp miktarını gösterir. Bu iki denklem, yedi elemanlı bir diferansiyel denklem takımıdır. Nötron akısı veya reaktör gücü, reaktör gücü değişimlerinin kritik altı veya kritik üstü reaktör koşulları sırasında analiz edildiğini varsayan nokta reaktör kinetik denklemlerinden hesaplanır [6].

Bozunma sabitinin (λ_i) tipik değerleri, reaktör kinetiği hesaplarında önemli olan altı gecikmiş nötron kesri (β_i) ve kararlı durum nötron sayısı ile normalize edilmiş gecikmiş nötronun başlangıç değerleri ($c_i(0) / n(0)$) Çizelge 3.1.1. de

gösterilmiştir [13]. Gecikmiş nötron grubuna ait başlangıç değerleri, başlangıç reaktivitesi ve reaktör gücünün başlangıç değerine göre değişeceğinden denklem (2) ve (3)'te her bir gecikmiş nötron grubuna bu değerlerin etkisi uygulanmıştır.

Çok uzun bir süre kararlı rejimde çalışmış bir reaktör için i. grup gecikmiş nötron öncül konsantrasyonunun başlangıç değeri (2) eşitliğinde zamana göre türevi sıfır alınarak hesaplanabilir [14]. n_0 reaktör gücünün başlangıç değerini göstermektedir.

$$c_i(0) = \frac{n_0 \beta_i}{\Lambda \lambda_i} \quad (4)$$

Çizelge 3.1.1. Altı Gecikmiş Nötron Grubu Parametreleri [13]

Grup	$c_i(0)/n$	Bozunma sabiti, λ_i (s^{-1})	Gecikmiş nötron kesri, β_i
1	173.39	0.0124	0.000215
2	466.89	0.0305	0.001424
3	114.77	0.111	0.001274
4	85.32	0.301	0.002568
5	6.56	1.14	0.000748
6	0.91	3.01	0.000273

Model teorik olarak 6 gecikmiş nötron grubu dinamiği ile temsil edilmektedir. Çok küçük reaktiviteler söz konusu olduğunda hesabı basitleştirmek için, 6 gecikmiş nötron grubu dinamiği modeli tek bir modelle temsil edilebilir. Bununla birlikte, bu çalışmada, bir etkin gecikmiş nötron grubu yerine altı gecikmiş nötron denklemi (2) ve (3) kullanılmıştır. Böylece, herhangi bir indirgeme olmaksızın Çizelge 3.1.1. kullanılacaktır. Altı gecikmiş nötron grubuna ait toplam gecikmiş nötron fraksiyonu $\beta = (\sum_1^6 \beta_i)$ ile verilir. Ani nötron ömrü Λ değeri ise 0.0001 olarak alınmıştır [13].

3.1.1. Nokta Kinetik Denklemlerin Kalıcı Durum Analizi

Sistem modeli doğrusal olmayan bileşenler içerdiğinden ($\rho(t)n(t)$), durum uzayında incelenilmesi ve kontrol edilebilmesi açısından genellikle sistemi tarif eden doğrusal denklemler biçimine dönüştürülür. Ayrıca, sistemi durum uzay denklemleri biçiminde göstermek için (2) ifadesi doğrusallaştırılmalıdır; onunla bağlaşıklık (3) ifadesi doğrusal bir denklem setinden oluşmaktadır.

Denklemler (2) ve (3) geri besleme reaktivitesi yoksa değişken katsayılı, doğrusal diferansiyel denklemlerdir. Çünkü ρ zamanla değişen bir giriş değişkenidir. Eğer reaktivite geri beslemesi dikkate alınır, ρ diğer durum değişkenlerine bağlı olur ve bu denklemler doğrusal olmayan bir hale gelir. Reaktivite ve güçteki küçük değişiklikler için doğrusallaştırılmış model kullanmak daha kullanışlıdır. Bu nedenle, denklemler (2) ve (3) küçük değişimler ve kazanç altında denge durumu analizini gerçekleştirerek doğrusallaştırılabilirler [15].

(2) ve (3) nolu denklemler reaktivite ithali olmadığı ($\rho(t) = 0$) denge durumuna (equilibrium state) sahiptir. (2) ve (3) nolu denklemler için denge durum analizi (steady-state analysis) yapıldığında, nötron akısı $n(t)$ ve i.inci nötron yoğunluğu $c_i(t)$ sabit alınmalıdır. Bu da (2) ve (3) nolu denklemlerdeki zamana bağlı türevler $\frac{dn(t)}{dt}$ ve $\frac{dc_i(t)}{dt}$ nin 0 olması demektir. Böylece, kritik reaktör (critical reactor) denge durumuna herhangi sabit bir başlangıç nötron akısı n_0 değeriyle girecektir. Denge durum analizi için nokta kinetik denklemleri yeniden düzenlenirse, denklemler aşağıdaki gibi olacaktır:

$$0 = \left(\frac{-\beta}{\Lambda}\right)n + \sum_1^6 \lambda_i c_i \quad (5)$$

$$0 = \left(\frac{\beta_i}{\Lambda}\right)n - \lambda_i c_i \quad (6)$$

Buradan $c_i(0)$, (4) nolu denklemdeki gibi bulunur. $c_i(0)$, (4) nolu denklemdeki haliyle (5) nolu denklemde yerine konulursa (7) ve (8) numaralı denklemler elde edilir:

$$0 = \left(\frac{-\beta}{\Lambda}\right)n(0) + \sum_1^6 \lambda_i c_i(0) \quad (7)$$

$$0 = \left(\frac{-\beta}{\Lambda}\right)n(0) + \sum_1^6 \frac{\lambda_i n(0)\beta_i}{\Lambda\lambda_i} \quad (8)$$

(8) nolu denklemde, λ_i 'ler birbirini sadeleştirir ve denklem $n(0)$ parantezine alınır:

$$0 = n(0) \left(\frac{-\beta}{\Lambda} + \sum \frac{\beta_i}{\Lambda}\right) \quad (9)$$

$$0 = n(0) \left(\frac{-\beta + \sum \beta_i}{\Lambda}\right) \quad (10)$$

Altı gecikmeli nötron grubuna ait etkin nötron kesri olan β değeri, i.inci geçmiş nötron kesrinin değerlerinin her birinin (β_i) toplamı (11) nolu denklemdeki gibi ifade edilir.

$$\beta = \sum_1^6 \beta_i \quad (11)$$

Bu eşitlik, $\rho(t) = 0$ ile mümkün olur. Bu da, sistemin denge durumunda olduğunu gösterir. $\rho = 0$ iken, $n(t) = n(0)$ ve $c_i(t) = 0$ olur ve sistem doğrusal hale gelir. Bu doğrusallığı ifade eden denklem seti aşağıdaki gibidir:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{-\beta}{\Lambda}n + \sum_1^6 \lambda_i c_i \quad (12)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda}n - \lambda_i c_i \quad i = 1,2 \dots 6 \quad (13)$$

Doğrusallaştırılmış (12) ve (13) ifadeleri kullanılarak nokta kinetik denkleminin denge durumunda kararlılığı incelenebilir. Bu amaçla sistemin durum uzay gösterimi aşağıdaki matris ile ifade edilir.

$$\begin{bmatrix} \frac{dn(t)}{dt} \\ \frac{dc_1(t)}{dt} \\ \frac{dc_2(t)}{dt} \\ \frac{dc_3(t)}{dt} \\ \frac{dc_4(t)}{dt} \\ \frac{dc_5(t)}{dt} \\ \frac{dc_6(t)}{dt} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \frac{-\beta}{\Lambda} & \lambda_1 & \lambda_2 & \lambda_3 & \lambda_4 & \lambda_5 & \lambda_6 \\ \frac{\beta_1}{\Lambda} & -\lambda_1 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ \frac{\beta_2}{\Lambda} & 0 & -\lambda_2 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ \frac{\beta_3}{\Lambda} & 0 & 0 & -\lambda_3 & 0 & 0 & 0 \\ \frac{\beta_4}{\Lambda} & 0 & 0 & 0 & -\lambda_4 & 0 & 0 \\ \frac{\beta_5}{\Lambda} & 0 & 0 & 0 & 0 & -\lambda_5 & 0 \\ \frac{\beta_6}{\Lambda} & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & -\lambda_6 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} n(t) \\ c_1(t) \\ c_2(t) \\ c_3(t) \\ c_4(t) \\ c_5(t) \\ c_6(t) \end{bmatrix} \quad (14)$$

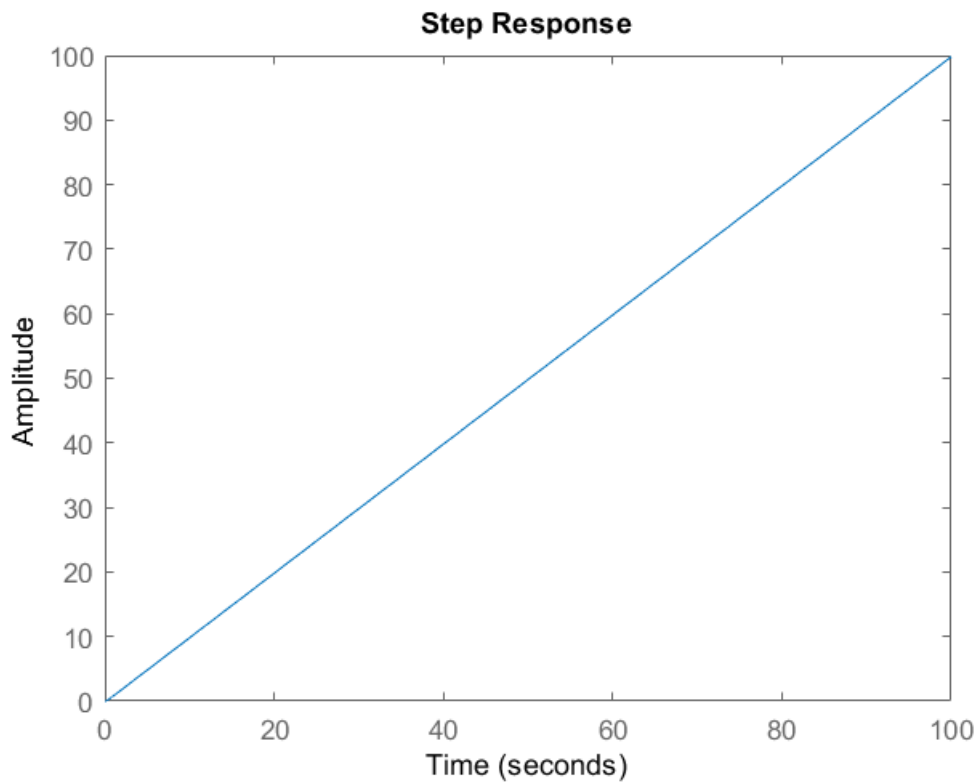
Çizelge 2.1.1.'de gecikmiş her nötron grubu için bozunma sabiti (λ_i) ve gecikmiş nötron kesri (c_i) ve nötron ömrü (Λ) değerleri, (14) ifadesindeki 7x7'lik matrisin yerine konulduğunda, nokta kinetik denkleminin ait özdeğerler (15)'teki gibi bulunur. Özdeğerleri bulmaktaki amaç, nokta kinetik denklemlerinin denge durumunda kararlılığını incelemektir.

$$\begin{matrix} -65.4118 \\ -2.8936 \\ -1.0225 \\ -0.1945 \\ -0.0681 \\ 0.0000 \\ -0.0143 \end{matrix} \quad (15)$$

Özdeğerlerden, 0.0000 sıfır ekseninde (orjinde) kalmaktadır. Bu durum, sistemin marjinal kararlılığa sahip olduğunu göstermektedir. Yani, sistem kararsızlık sınırındadır. Sistemin adım yanıtını (step response) görmek açısından marjinal kararlılığa sebep olan bu özdeğer ile sol yarım düzlemde (left half plane) yer alan herhangi bir özdeğer, Laplace alanında aktarım işlevi (transfer function) oluşturularak aşağıdaki gibi incelenebilir:

$$G = \frac{5}{s^2 + 5s} \quad (16)$$

Yukarıdaki G transfer fonksiyonunun adım yanıtı grafiği Şekil 3.1.1.1'deki gibi çizdirildiğinde, marjinal kararlılığa sahip özdeğerin frekansı oldukça düşük olup, uzun sürelerde sistemi kararsızlığa götürmektedir. Kutup sağ yarım düzleme daha yakın olsaydı, sistem kararsızlığa daha kısa sürelerde ulaşacaktı. Ancak, mevcut durum sistemin kararsız bir yapıya sahip olduğunun göstergesidir.



Şekil 3.1.1.1. Kararsız Özdeğeri İçeren İkinci Dereceden Aktarım İşlevinin Adım Cevabı

Diğer bir denge durumu, reaktör süper kritik durumda olduğunda, yani reaktöre reaktivite (uyarım) verildiğinde meydana gelebilir. Reaktörlerin kritik olma seviyeleri ile ilgili açıklama (1) numaralı denklemde verilmiştir. Reaktöre uyarım verildiğinde, $n(t)$ ve $c_i(t)$ sabit olmayacaktır ve $\rho > 0$ olacaktır. Bu durumda $\frac{dn(t)}{dt}$ ve $\frac{dc_i(t)}{dt}$ türevleri sıfırdan farklı olacaktır. $n(t)$ ve $c_i(t)$ aynı tür değişkenlerdir. (2) ve (3) numaralı denklemler toplanırsa, aşağıdaki denklem elde edilecektir:

$$\frac{d}{dt}(n + \sum c_i) = \frac{\rho}{\Lambda} n \quad (17)$$

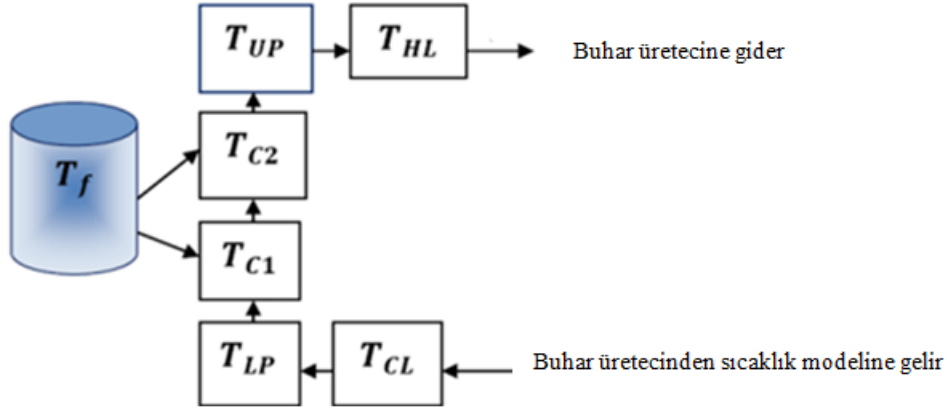
$\rho > 0$ olduğu zaman, (17) numaralı denklemdaki değer $\frac{\rho}{\Lambda} n$ de sınırsız bir biçimde artacaktır. Bu sonuç, zincirleme reaksiyon sonucu sürekli artan nötronlardan kaynaklanmaktadır. Birinci denge noktası $\rho = 0$ olduğu zaman marjinal kararlılığa neden olan özdeğer 0.0000, sistemin kararlı olduğu; ancak herhangi küçük bir etkiyle kararsız olabileceği anlamına gelmektedir. Bir başka deyişle, $\rho = 0$ olma durumu marjinal kararlılık olarak alınsa bile, zincirleme reaksiyon reaktörün doğası gereği mutlaka başlayacaktır ve reaktivitenin pozitif olmaya başladığı ($\rho > 0$) anda sistem kararsız olacaktır.

Özetle, nükleer reaktör kinetik denklemleri zincirleme reaksiyonu ifade eden denklemler olduğu için, sezgisel yaklaşım ile kararsız bir yapıya sahip olduğunu anlamak mümkündür. Ek olarak, yukarıdaki analitik incelemeler ile sistemdeki bu kararsızlık gösterilmiştir.

3.2. Reaktör Kalbi Termal Enerji Denklemleri

Reaktör kalbi içinde üretilen ısı, soğutma sistemine aktarılacak ve soğutma suyunun sıcaklığını artıracaktır.

Nükleer reaktörlerde, yakıt ısısının soğutucu akışkanla ısı transferi için geçen süre, yakıt ısısı iletim süresinden çok daha yavaş olduğundan reaktör kalbi aşağıdan yukarı bölgelere ayrılarak her bir bölge, ısı depolayıcı gibi ele alınır ve her bir bölge içerisinde ortalama sıcaklık üzerinden işlem yapılarak bölge içerisindeki sıcaklığın birbiçim (uniform) alındığı bir yığın yaklaşımı uygulanır. Bu yaklaşıma yığın (lump) modeli adı verilir. Bu model literatürde Mann modeli olarak geçer. Şekil 3.2.1.'de gösterildiği gibi yakıt ve soğutma suyu sıcaklıkları için kalp bölgesindeki ısı transferi süreci Mann'ın modeli kullanılarak temsil edilir [16]. Bu tezde, reaktör kalbi soğutucu tek yığın bölgesinden oluşuyor kabulünü ve yakıt bölgesi boyunca ise ortalama yakıt sıcaklığı kabulünü yapacağız.



Şekil 3.2.1. Termal Model Bileşenlerinin Şematik Gösterimi [16]

Şekil 3.2.1.'de gösterilen Mann'ın modeli, reaktör yakıt bölgesini bir yığın olarak alırken buna karşı iki soğutma sıvısı parçası kullanır. Bu modelde, sıcaklık farkı yakıt sıcaklığı ile ilk soğutma sıvısı yığınının ortalama sıcaklığı arasındaki fark olarak alınır. Bu yaklaşım, genel olarak ortalama soğutucu sıcaklığının giriş ve çıkış soğutucu sıcaklıklarının ortalama değeri olduğu sadece bir adet soğutma sıvısı parçası kullanmaktan daha iyi fiziksel bir tasarım sağlamaktadır. Bu modelde, T_f , reaktördeki yakıt sıcaklığını, T_{CL} , soğuk bacakta soğutma suyu sıcaklığını, T_{HL} , sıcak bacakta soğutma suyu sıcaklığını, T_{C1} , parça 1'deki soğutma suyu sıcaklığını, T_{C2} , parça 2'deki soğutma suyu sıcaklığını, T_{UP} , reaktör üst ısı transfer sistemindeki (plenum) soğutucu sıcaklığını, T_{LP} , reaktör alt ısı transfer sistemindeki soğutucu sıcaklığını göstermektedir. Burada, T_{CL} ve T_{HL} sırasıyla, buhar üreticinden soğuk bacak modeline gelen bir girdi ve sıcak bacak modelinden buhar üreticine bir çıktı olarak tanımlanabilir. Sıcak baktan gelen sıcaklık T_{HL} , reaktör kalbinin üst tarafından borularla aktarılan buhar üreticine aktarılan sıcaklıktır [16]. Birinci döngüdeki radyoaktif su, ikinci döngüdeki radyoaktif olmayan suya ısı enerjisini sıcak bacak üzerinden aktarır. Buhar üretici türbini sürmek için gereken ısı enerjisini türbine aktardıktan sonra yoğuşturucuya girerek düşük basınçta soğur. Buhar üreticindeki soğumuş su, birinci döngüdeki radyoaktif suya ısı enerjisini soğuk bacak üzerinden aktarır. Yakıt, ısı alışverişini moderatör ile gerçekleştirir. Mann modelinde bunun için iki farklı ısı transfer sistemi kullanılır. T_{C1} , soğuk baktan alt ısı transfer sistemine gelen yoğuşmuş su sıcaklığını alırken, T_{C2} de sıcak bacağa üst ısı transfer

sistemi üzerinden reaktör yakıt sıcaklığını gönderir. Her bir sıcaklık değeri, ısı alışverişi sonucunda meydana gelen sıcaklık farkını ifade eder. Bu farklar, sistemin fiziksel yapısından, başka deyişle sistemdeki borular ve ısı aktarım sisteminin yapısından kaynaklanmaktadır ve doğal olarak, sıcaklık aktarımı bir miktar kayıplarla ve gecikmelerle gerçekleşir [17].

Mann modellemesi, aşağıdakiler de dahil olmak üzere bir dizi varsayım dikkate alınarak gerçekleştirilir [17]:

- Tek boyutlu akışkan akış modeli kullanılır;
- Soğutma sıvısı topaklarının iyi karıştırıldığı kabul edilir;
- Yakıt – soğutma sıvısı ısı transfer katsayısının sabit olduğu varsayılır.

Tez kapsamında Mann modeli yaklaşımına daha sade bir yaklaşım olarak bir adet soğutma sıvısı parçası kullanılmıştır.

Yakıt ve soğutma sıvısı sıcaklıklarının davranışını yöneten denklemler, yakıt ve soğutucu hacimlerine enerjinin korunumu uygulanarak elde edilir. Reaktör kalbi içindeki ısı üretiminin dinamik davranışı aşağıdaki denklemlerle açıklanmıştır [18], [19]:

$$\frac{dT_F(t)}{dt} = \left(\frac{fP_0}{m_F c_F} \right) \frac{n(t)}{P_0} + \frac{hA}{2m_F c_F} (T_{c_1}(t) + T_{c_2}(t) - 2T_F(t)) \quad (18)$$

$$\frac{dT_{c_1}(t)}{dt} = \left(\frac{(1-f)P_0}{2m_C c_C} \right) \frac{n(t)}{P_0} + \frac{hA}{m_C c_C} (T_F(t) - T_{c_1}(t)) + \frac{2\dot{m}_C}{m_C} (T_{CL}(t) - T_{c_1}(t)) \quad (19)$$

$$\frac{dT_{c_2}(t)}{dt} = \left(\frac{(1-f)P_0}{2m_C c_C} \right) \frac{n(t)}{P_0} + \frac{hA}{m_C c_C} (T_F(t) - T_{c_1}(t)) + \frac{2\dot{m}_C}{m_C} (T_{c_1}(t) - T_{c_2}(t)) \quad (20)$$

Burada, T_F kalpteki yakıt sıcaklık değerini, T_{c_1} ve T_{c_2} kalpteki iki ayrı parçanın soğutucu sıcaklık değerlerini, P_0 başlangıç reaktör termal gücünü, $n(t)$ t anındaki reaktör gücünü, f yakıtta üretilen toplam gücün kesrini, m_C kalpteki soğutucunun kütlesini, c_C sabit basınçta soğutucunun öz ısısını, m_F yakıtın total kütlesini, c_F sabit basınçta yakıtın öz ısısını, T_{c_1} birinci noddaki soğutma suyu sıcaklığını,

T_{c_2} ikinci noddaki soğutma suyu sıcaklığını, \dot{m}_c kalpteki soğutma sıvısı akışını, T_{CL} soğuk bacaktaki soğutma suyu sıcaklık değerini, A etkili ısı transfer alanını, h yakıttan soğutucuya ısı transfer katsayısını ifade etmektedir [18], [19].

Ortalama çekirdek soğutma sıvısı sıcaklığı, tez kapsamındaki çalışmaya göre reaktör girişindeki soğutucu yığını ortalama sıcaklığının ve ikinci yığının soğutma sıvısı sıcaklığının ortalama sıcaklığı olarak hesaplanabilir:

$$T_c(t) = \frac{T_{c_1}(t)}{2} + \frac{T_{c_2}(t)}{2} \quad (21)$$

(18), (19) ve (20) numaralı denklemler için reaktör kalbi parametreleri Çizelge 3.2.1.'de verilmiştir. Bu değerlerden suyun kütlesi, suyun 137.89 bar ve 315.55 °C koşullarında tablodan [20] bulunan özkütlesi ve tablodaki [21] çekirdekdeki soğutucu hacmi ile çarpılarak hesaplanmıştır. Etkili ısı transfer alanı ve yakıttan soğutucuya ısı transfer katsayısı çarpımı, soğutucu sıcaklığı, yakıt sıcaklığı ve nükleer reaktör gücü denge durum noktaları ve soğutucu giriş sıcaklığı başlangıç değeri için hesaplanmıştır [20], [21].

Çizelge 3.2.1. Reaktör Kalbi Parametreleri [20], [21]

Değişken	Tanım	Değer
P_0	Başlangıç reaktör termal gücü	3665.7 MW
α_F	Yakıt sıcaklığı reaktivite katsayısı	$-2.16 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$
α_C	Soğutucu sıcaklığı reaktivite katsayısı	$-1.8 \times 10^{-4} / ^\circ\text{C}$
c_F	Reaktör yakıtının öz ısı	$0.442125 \times 10^{-3} \text{ MJ}/(\text{kg}^\circ\text{C})$
c_C	Reaktör soğutucusunun öz ısı	$6.02483 \times 10^{-3} \text{ MJ}/(\text{kg}^\circ\text{C})$
m_F	Yakıtın toplam kütlesi	116618.598 kg
m_C	Kalpteki soğutucusunun kütlesi	Hesaplandı 13934.17785 kg
A	Etkili ısı transfer alanı	Hesaplandı (m^2)
h	Yakıttan soğutucuya ısı transfer katsayısı	Hesaplandı ($\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C})$)
T_F	Ortalama yakıt sıcaklığı	626.66 °C
T_c	Ortalama kalp soğutucu sıcaklığı	315.55 °C
T_{c_in}	Soğutucu giriş sıcaklığı	286.1059 °C
\dot{m}_c	Kalpteki birinci soğutma sıvısı akışı	20664 kg/sec

3.3. Sıcak Bacak, Soğuk Bacak ve Birinci Döngü için Sıcaklık Denklemleri

Sıcak bacak ve soğuk bacak sıcaklık modeli, akışkanın sürtünme nedeniyle enerji kaybettiği boru hattı sisteminin dinamik özelliklerini ele almak için sistem modellenmesine dahil edilebilir. Kontrol vanaları ile birlikte boru hattının dinamikleri, enerji transfer sistemlerinde zaman gecikmesine neden olan değişken bir direnç ve basit bir kapasite gibi davranabilir. Sıcak bacak ve soğuk bacak modelleri, aşağıdaki birinci mertebeden diferansiyel denklemlerle basitçe ifade edilebilir [22].

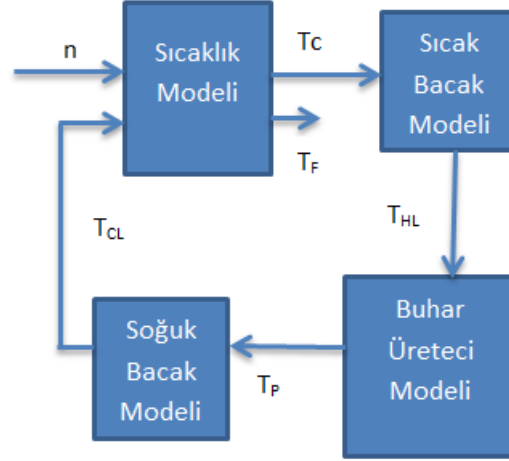
Şekil 3.2.1.'deki modele göre enerji korunumu denklemi her iki ısı transfer sisteminde uygulanır (TUP ve TLP); bu denklemler, üst ve alt ısı transfer sistemleri (upper/lower plenum) sıcaklıkları için iki adet birinci dereceden gecikme denklemi ile aşağıdaki gibi ifade edilebilir [21], [23]:

$$\frac{dT_{HL}}{dt} = \frac{1}{\tau_{HL}} (T_{UP} - T_{HL}) \quad (22)$$

$$\frac{dT_{CL}}{dt} = \frac{1}{\tau_{CL}} (T_P - T_{CL}) \quad (23)$$

Burada, τ_{HL} sıcak bacakta soğutucunun kalma süresini, τ_{CL} soğuk bacakta soğutucunun kalma süresini, T_{UP} reaktörün üst ısı transfer sistemindeki (upper plenum) birincil soğutucu sıcaklığını, T_{HL} sıcak bacağın sıcaklığını, T_{CL} soğuk bacağın sıcaklığını, T_P buhar jeneratöründen çıkan birincil soğutma sıvısının sıcaklığını ifade etmektedir.

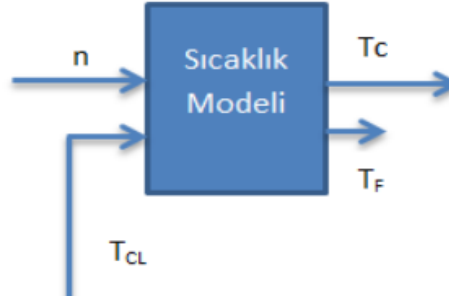
Şekil 3.2.1.'de verilen Mann modeli, Şekil 3.3.1.'de blok şeması ile gösterilmiştir ve (22), (23) numaralı denklemler bu blok şemasındaki sırasıyla, sıcak ve soğuk bacak modellerini göstermektedir. Şekilden anlaşılacağı gibi, buhar basınç üretici ile reaktör kalbi arasında enerji kaybı olan bir aktarım söz konusudur. Bu sıcaklık kayıpları, kullanılan metal boruların özelliklerine göre belirli zaman sabitleri ile ifade edilerek transfer fonksiyon oluşturup modellenebilir.



Şekil 3.3.1. Termal Model Bileşenlerinin Blok Şeması ile Gösterimi

Buhar jeneratörü modeli, sekonder taraftaki iki fazlı akış nedeniyle en karmaşık olanıdır. Sonuç olarak, bunun için model geliştirmek daha fazla çaba gerektirir. Tez konusu birincil döngüyü kapsadığı için buhar jeneratörü modeli üzerine çalışma yapılmamıştır.

Şekil 3.3.1.'de görüldüğü gibi (18), (19) ve (20) numaralı denklemler, sıcak ve soğuk bacak ve buhar üretici denklemleri ilişkilidir. Örneğin, denklem (19) soğuk bacak modelinin çıkışı olan T_{CL} değişkenini girdi olarak alır. Sıcak bacak modelinin çıktısı T_{HL} de buhar üretici modeline girdi olarak sağlanır. Tez konusu kapsamında basınçlandırıcı ve buhar üretici modeli olmadığı için, (18), (19) ve (20) numaralı denklemler, (22) ve (23) numaralı denklemlerin matematiksel modellenmesini; (22) ve (23) numaralı denklemlerde buhar üretici denklemlerinin matematiksel modellenmesini gerekli kılmaktadır. Tez kapsamında birinci döngünün matematiksel modellenmesi çalışıldığı ve buhar üretici modeli ikinci döngüye dahil olduğu için (18), (19), (20) ve (21) numaralı denklemler, matematiksel modellerini gerçek anlamda ifade edecek ve buhar üretici model üretimini gerektirmeyecek şekilde sadeleştirilerek modele aktarılmıştır. Sadeleştirilmiş termal modeli Şekil 3.3.2.'de görülmektedir.



Şekil 3.3.2. Basitleştirilmiş Termal Modeli

Şekil 3.3.2.'deki termal modeli baz alınarak ve sıcaklık denklemleri (18), (19), (20) ve (21) basitleştirilerek (tek bir soğutucu sıvısı yığını alınmıştır ve f değeri 1 olarak alınmıştır), bu denklemlerdeki sıcaklık alışverişini ifade edecek şekilde aşağıdaki gibi oluşturulmuştur [23], [24], [25]. Sisteme ait termal model (21), (24), (25) nolu ifadelerle göre tasarlanmıştır [24], [25].

$$\frac{dT_F(t)}{dt} = K_1 n(t) - K_3 (T_F - T_C) \quad (24)$$

$$\frac{dT_C(t)}{dt} = K_2 (T_F - T_C) - K_4 (T_C - T_{CL}) \quad (25)$$

Buradaki K_1 ve K_2 değerleri sırasıyla yakıt ve moderatöre ait ısı transfer sabitlerini ($^{\circ}\text{C}/\text{MW} \cdot \text{sec}$) ve (1/sec) ifade etmektedir. Yakıt ve moderatör birbiri ile farklı sıcaklıklarda etkileşimdedir. T_F , yani yakıt sabit sıcaklıkta tutulduğunda, sıcaklığı yakıttan küçük olan moderatörün sıcaklığı sonuç olarak gitgide artacak ve yakıtın sıcaklığına yaklaşacaktır. Denklem (24), moderatördeki sıcaklık değişimini yakıt ve moderatör sıcaklığı cinsinden vermektedir. Nokta kinetik denklemlerin hesaplandığı reaktör kalbinin sıcaklık değişimi reaktördeki termal güç oranında ya da çekirdekdeki termal fisyon ölçüsünde değişiklik göstermektedir. (18), (19), (20), (21) ifadeleri ve Çizelge 3.2.1.'deki değerler kullanılarak K_1 , K_2 , K_3 ve K_4 değerleri sırasıyla (26), (27), (28), (29) nolu denklemlerdeki gibi hesaplanmıştır.

$$K_1 = \frac{1}{m_F C_F} \quad (26)$$

$$K_2 = \frac{hA}{m_C C_C} \quad (27)$$

$$K_3 = \frac{hA}{m_F C_F}, \quad (28)$$

$$K_4 = \frac{\dot{m}_C}{m_C} \quad (29)$$

T_C , T_F ve T_{C_in} (veya T_{CL}) için Çizelge 3.2.1. sıcaklık ve n_0 nominal güç değerleri sistemin denge noktası değerleridir. Bu değerler (24) ve (25) numaralı sıcaklık denklemleri için kalıcı durumda hesaplandığında termal modele ait K_1 , K_2 , K_3 , K_4 değerleri belirlenmiştir [21], [22].

3.4. Reaktivite Denklemleri

Gerçek reaktörde, nötron yoğunluğu değiştiğinde, reaktörün sıcaklığı değişir ve dolayısıyla keff ve ρ değerleri değişir. Bu değişiklikler reaktör gücünü etkiler. Bu reaktivite değişikliğine reaktivitenin sıcaklık etkisi denir. Reaktivite, reaktör sıcaklığı ve moderatör yoğunluğu vb. ile değişir. Bu nedenle, bu reaktör güç değişimine reaktivite geri besleme etkisi denir [6].

Toplam reaktör reaktivitesi aşağıdaki parametrelerden etkilenir [25]:

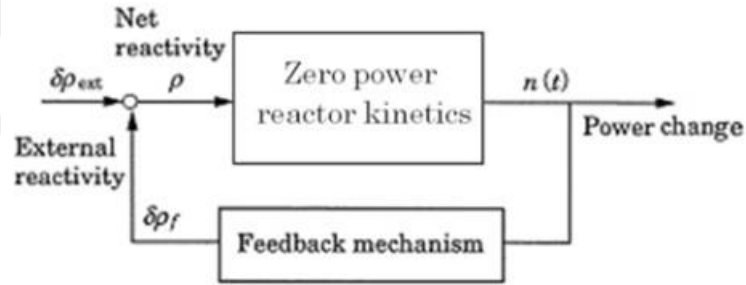
- Kontrol çubuğu: kontrol çubuklarının (yerleştirme-çıkarma) hareketi, reaktörün absorpsiyon seviyesini ve çoğaltma katsayısını faktörünün değiştirir.
- Yakıtın yanması: reaktörün çalışması, nükleer yakıtın fisyon reaksiyonları ile azalmasına neden olur.
- İzotop üretimi: Zehir olarak bilinen belirli sayıda izotop, güçlü nötron soğurucusudurlar ve çoğaltma katsayısının değerini etkiler.

- Sıcaklık değışiklikleri: reaktör, negatif sıcaklık geri beslemesi dikkate alınarak tasarlanmıştır. Güç seviyesi, moderatör, soğutma sıvısı vb. gibi birçok parametre sıcaklıktaki değışiklikten etkilenir.
- Çevresel değışiklikler
- Kazalar

Reaktivite $\rho(t)$, kontrol çubukları ve diğeri faktörler tarafından reaktöre dışardan uygulanan $\rho_{ext}(t)$, ve dahili etmenler tarafından reaktöre uygulanan geri besleme reaktivitesi $\rho_f(t)$ nin toplamı olarak ifade edilebilir [6].

$$\rho(t) = \rho_{ext}(t) + \rho_f(t) \quad (30)$$

(30) numaralı denklemde, $\rho_{ext}(t)$ dış etkenler nedeniyle reaktöre uygulanan reaktiviteyi, $\rho_f(t)$ de dahili faktörler nedeniyle reaktöre uygulanan geri besleme reaktivitesini göstermektedir [6].



Şekil 3.4.1. Geri Beslemeli Reaktörün Blok Diyagramı [6]

Geri beslemesiz kinetiği gösteren üst blok ile geri besleme mekanizmasına sahip alt blok birleştirilerek reaktivite geri beslemeli reaktörün blok diyagramı gösterilebilir (yani, geri besleme reaktivite etkisi dikkate alınır [6].

Reaktördeki kinetik denklemlerle ilişkili toplam reaktivite, kontrol çubuğundan elde edilen harici reaktiviteye ($\rho_{ext}(t) = \rho_r(t)$) ve sıcaklık değışikliklerinden kaynaklanan reaktivite geri beslemesine bağlıdır ve aşağıdaki denklemlerde açıklanmıştır [26], [27].

$$\rho(t) = \rho_r(t) + \alpha_f(T_F(t) - T_{F0}) + \alpha_c(T_C(t) - T_{C0}) \quad (31)$$

$$\rho_r(t) = G_C \beta \quad (32)$$

Burada, G_C kontrol çubuklarının reaktör kalbine ne kadar indirildiğini ya da reaktör kalbinden ne kadar çekildiğini (kalp uzunluğunun kesri) ifade etmek için kullanılır. β kontrol çubuklarının toplam reaktivitesini belirleyen bir skalar değişkendir. Örneğin $0 \cdot \beta$, kontrol çubuklarının reaktör kalbine tamamen indirildiği anlamına gelirken, $0.2 \cdot \beta$ kontrol çubuklarının reaktörden bir miktar bir miktar çekilmesini ve sisteme reaktivite eklenmesini ifade eder. $1 \cdot \beta$, kontrol çubuklarının reaktörden tamamen çekilerek sisteme maksimum reaktivite verilmesini ifade eder. ρ total reaktiviteyi, ρ_r kontrol çubuklarının hareketine bağlı reaktiviteyi, α_f yakıt sıcaklığı reaktivite geri besleme katsayısını, α_c soğutucu sıcaklığı reaktivite geri besleme katsayısını, T_F yakıt sıcaklığını, T_C soğutucu sıcaklığını, T_{F0} ilk denge yakıt sıcaklığını, T_{C0} ilk denge soğutucu sıcaklığını göstermektedir.

3.5. Tüm Sistem için Kullanılan Denklemler

Nükleer reaktör sistemine ait nokta kinetik, termal, reaktivite denklemleri oluşturuldu. Termal model sadeleştirilerek sistem denklemlerine dahil edildi.

Nükleer güç reaktörlerinin matematiksel modeli için kullanılan tüm denklemler aşağıdaki gibi özetlenebilir:

- Nokta Kinetik Denklemleri:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \left(\frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \right) n(t) + \sum_1^6 \lambda_i c_i(t) \quad (33)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \left(\frac{\beta_i}{\Lambda} \right) n(t) - \lambda_i c_i(t) \quad i = 1, 2 \dots 6 \quad (34)$$

- Reaktör Kalbi İndirgenmiş Termal Enerji Denklemleri:

$$\frac{dT_F(t)}{dt} = K_1 n(t) - K_3 (T_F - T_C) \quad (35)$$

$$\frac{dT_C(t)}{dt} = K_2 (T_F - T_C) - K_4 (T_C - T_{CL}) \quad (36)$$

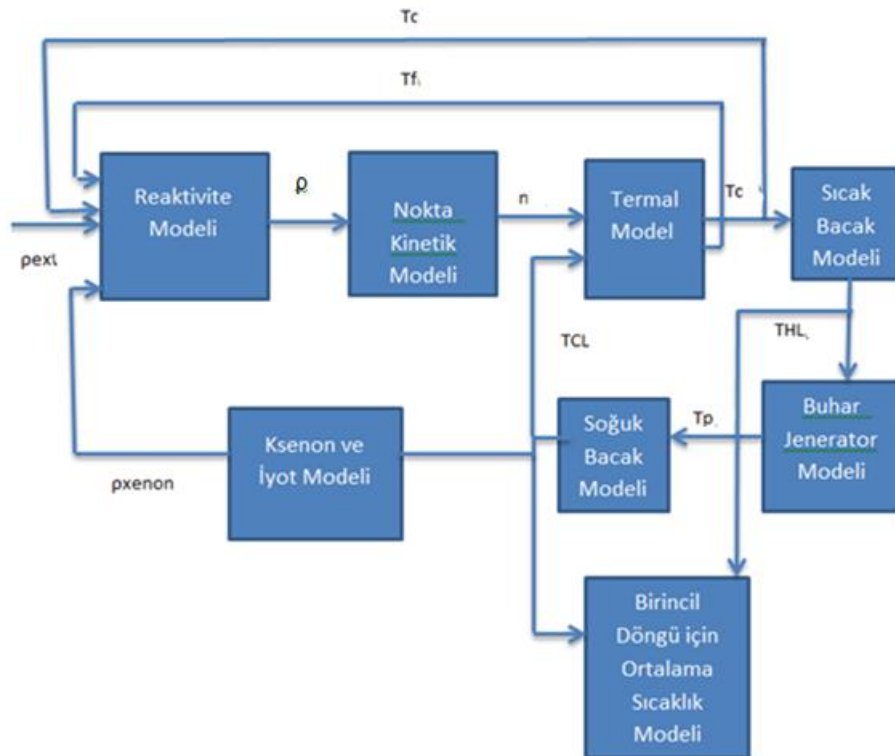
$$T_C = \frac{T_{C1}(t)}{2} + \frac{T_{C2}(t)}{2} \quad (37)$$

- Reaktivite Denklemleri:

$$\rho(t) = \rho_r(t) + \alpha_f (T_F - T_{F0}) + \alpha_c (T_C - T_{C0}) \quad (38)$$

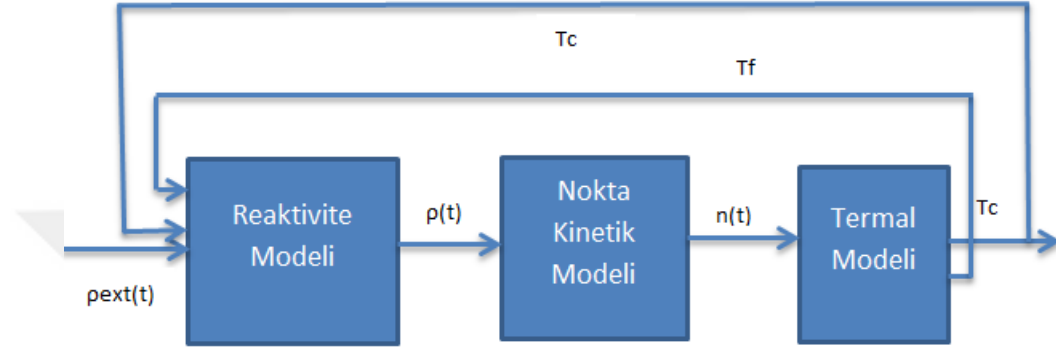
$$\rho_r(t) = G_C \beta \quad (39)$$

Sıcak ve soğuk bacak ve buhar basınç üretici modeli dahil olmak üzere birinci döngüye ait matematiksel model Şekil 3.6.1.'deki gibidir:



Şekil 3.5.1. PWR Birinci Döngü İçin Açık Çevrim Modeli

Tez çalışması kapsamında sistem için kullanılan ve analiz edilen tüm denklemlerin matematiksel modele aktarılması ile oluşan açık çevrim modeli Şekil 3.6.2.'deki gibidir. Bu model, sıcak/soğuk bacak modelleri, buhar basınç üretici modeli ve ksenon-iyot modeli kullanılmadığı için daha sadeleşmiş bir yapıda olacaktır. Şekil 3.6.2.'deki gösterim (33)-(39) denklemlerinden oluşmaktadır ve bu çalışmada esas alınan model olacaktır.



Şekil 3.5.2. PWR Birinci Döngü İçin Açık Çevrim Modelinin Sadeleştirilmiş Hali

Bölüm 2'den hatırlanacak olursa, sistemin nokta kinetik denklemlerinden kaynaklı kararsız davranış sergileyebileceği tespit edilmişti. Sistemi kararlı hale getirmek ya da referans değerlerini takip edecek şekilde kontrol edebilmek için kontrolcü tasarlanarak, yakıt/soğutucu sıcaklıkları, reaktivite, nötron akısı ya da reaktör gücü kontrol edilecektir. Bu amaçla kontrol çubukları ve denetleyici ile ilgili denklemler ve çalışma mekanizmaları Bölüm 4.'te ele alınmıştır.

4. NÜKLEER REAKTÖR KONTROLÜ

4.1. Kontrol Çubukları Kontrolcü Denklemleri

Kontrol çubukları, her nükleer santralde hayati öneme sahiptir ve iki temel işlevi vardır. Birincisi, zincirleme reaksiyonun kontrol etme açısından güvenlidir; ikincisi ise, reaktör gücünün kontrol edilmesidir. Bir nükleer santral işletilirken, basit bir gereksinimi olan karmaşık bir görev sürdürülmelidir; reaktörün güvenli bir şekilde kesintisiz olarak aylarca sorunsuz çalışmasını sağlamak. Bu ise, farklı güç seviyelerinde çoğaltma faktörünün 1 (yeni bir fisyonu tetikleyen ikincil nötron sayısı) değerinde tutulması ile sağlanabilir. Fizik yasaları, güçteki küçük değişiklikleri düzeltmede doğal olarak geçerli olacaktır, ancak reaktör tasarımı için, kritikliğin doğal olarak düzenlenmesiyle sonuçlanacak denge noktasına karar verilmelidir [28].

Ortalama sıcaklık referans sıcaklık değerinden önceden seçilen miktardan daha fazla sapma yaptığında, bu durum ortalama sıcaklığı referans değerine döndürmek için kontrol çubuğunun hareketi ile sonuçlanır. Çubuğun hızı, sıcaklık sapmasındaki boyutuna bağlı olarak belli bir aralıkta değişebilir ve referans sıcaklığının başlangıç sıcaklığından daha yüksek veya daha düşük olduğu belirli koşullarda, kontrol çubuklarının hareketinin yönü tamamen reaktör soğutucusunun ortalama sıcaklığına bağlıdır.

Tez kapsamında, PID denetleyicisi kullanılarak reaktör gücü, yakıt sıcaklığı ve soğutucu sıcaklığı için kademeli (cascade) denetleyici mimarileri tasarlanmıştır.

Oransal-Integral-Türevsel (PID) denetleyicisi, bir kontrol döngüsü geri besleme mekanizmasıdır. PID algoritması optimal yanıtı elde etmek için değiştirilen üç temel katsayıdan oluşur: oransal, integral ve türevsel. Oransal hata örneklerini düzeltir, integral hata birikimini düzeltir ve türevsel mevcut hatayı son kontrol edildiğindeki hataya karşı düzeltir. Türevin etkisi, P ve I'nin neden olduğu aşım (overshoot) karşı koymaktır. Hata büyük olduğunda, P ve I denetleyici çıkışını zorlar; bu denetleyici yanıtı, hata değişimini hızlı bir şekilde yapar, bu da türevin P ve I'yi daha agresif bir şekilde etkisiz hale getirmesine neden olur. Bir kontrol döngüsünün ayarlanması, kontrol parametrelerinin (kazanç/oransal bant,

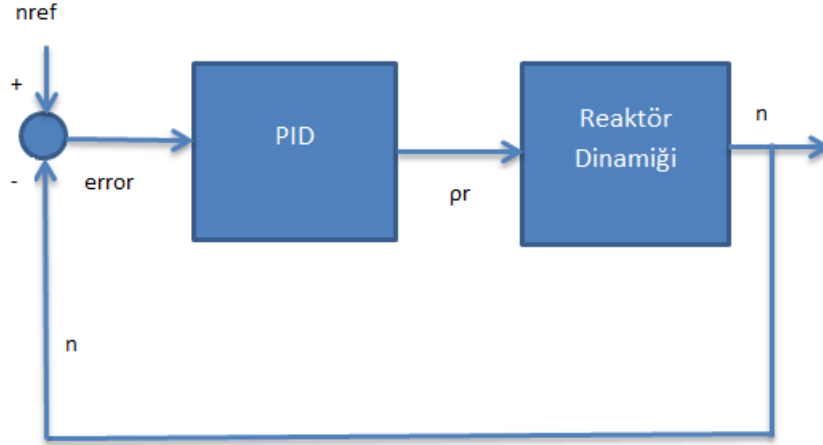
integral kazanç/sıfırlama, türevsel kazanç/hız) bir hedef yanıt için optimum değerlere ayarlanmasıdır. Bir PID denetleyicisi, kontrol girişlerini ayarlayarak hatayı en aza indirmeye çalışır.

Yüksek K_P , değerlerde salınımlara yol açacak ve bir ofset üretme eğiliminde olacaktır, dolayısıyla K_I ofseti etkisiz hale getirecektir. K_I 'nin daha yüksek değeri, ayar noktasının proses değişkenine çok hızlı ulaşacağı anlamına gelir. Bu eylem çok hızlıysa, süreç değişkeni kararsız olmaya eğilimlidir, örneğin K_D bunu kontrol altında tutar. PID ayarlama, istenen performansı elde etmek ve tasarım gereksinimlerini karşılamak için PID denetleyicisinin oransal, integral ve türevsel kazançlarının değerlerini bulma işlemidir. MATLAB simülasyonları, PID denetleyicisi kazançlarını otomatik olarak ayarlamak ve tasarım gereksinimlerini karşılayacak en uygun sistem tasarımını elde etmek için kullanılır [29].

Kontrol çubuğu kontrol sistemi, çıkış sinyalini $n(t)$ kullanarak reaktör çıkışını kontrol etmek için bir kontrol çubuğu kümesinin konumunu otomatik olarak düzenler. Sistem, çıkış sapma sinyali ($n_{ref} - \text{reaktör çıkışı}$) için bir devre yapılandırmak için bu sinyali kullanır. n_{ref} ve reaktör çıkışı arasındaki sinyal farkından oluşan devre, kontrol sisteminin tepkisini ve performansını iyileştirmeye hizmet eder.

Bu çalışmada kullanılan denetleyici modeli, denklem ile verilen oransal-integral-türevsel (PID) bir denetleyicisidir. Şekil 3.7.1 reaktör gücünü sabit tutmak için kullanılan kontrol sistemini göstermektedir [29].

Burada error kontrol girdi sinyali olup, reaktör gücünün referans sinyali ile gerçek reaktör güç sinyali arasındaki farkı ifade eden hata sinyalidir. p_r kontrol çubuklarının hareketinden kaynaklanan reaktivitedir. K_P , K_I ve K_D sırasıyla oransal, integral ve türevsel kazanç değerleridir [30].



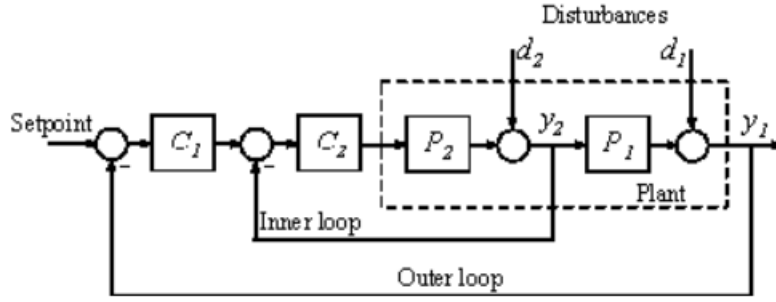
Şekil 4.1.1. Bir Kontrol Çubuğu Sisteminin Geri Besleme Kontrol Döngüsünün Blok Şeması

Kontrol çubuklarının reaktiviteye etkisi denklem (40) ile ifade edilebilir:

$$\rho_r(t) = G_C \cdot \beta = \left[K_p G_C \beta \text{ error}(t) + K_i \int_0^t G_C \beta \text{ error}(\tau) d\tau + G_C \beta K_d \frac{d\text{error}(t)}{dt} \right] \quad (40)$$

Kademeli (cascade) control, tek döngülü kontrol performansını artırmanın en başarılı yöntemlerinden biridir. Gürültü tepkiler için, hem maksimum sapmayı hem de integral hatasını azaltarak kontrol stratejilerinin performansını önemli ölçüde iyileştirebilir. Gerekli olacak hesaplamalar basit olduğundan, kademeli kontrol çok çeşitli analog ve dijital ekipmanlarla uygulanabilir. Uygulama kolaylığı ve kontrol performansını potansiyel olarak büyük ölçüde iyileştirme özelliği, onlarca yıldır kademeli kontrollün yaygın olarak kullanılmasını sağlamıştır [31].

Kademeli kontrol esas olarak, gürültünün sistemin diğer kısımlarına yayılmadan önce hızlı bir şekilde elimine edilmesini sağlamak için kullanılır. En basit kademeli kontrol sistemi, Şekil 4.1.2.'deki blok diyagramında gösterildiği gibi iki kontrol döngüsü (iç ve dış) içerir [32].

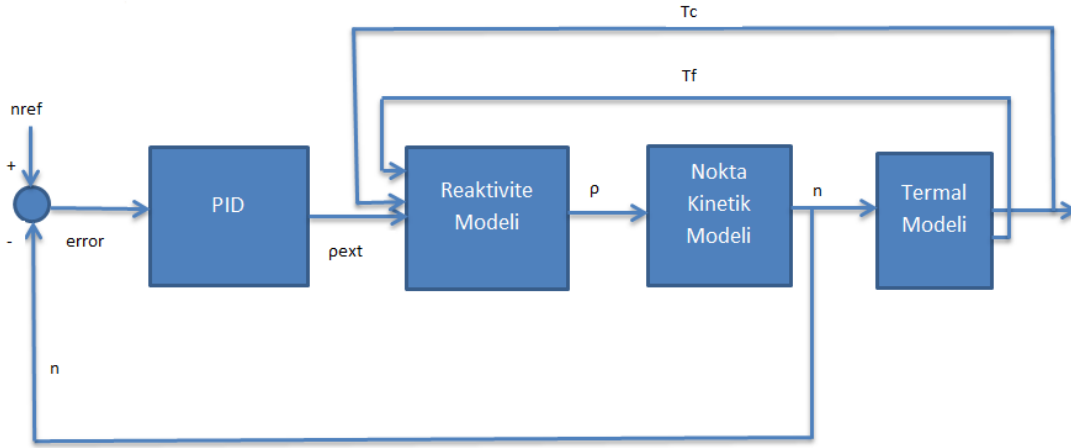


Şekil 4.1.2. Bir Kademeli Kontrolcü Sisteminin Blok Şeması [32]

Şekil 4.1.2. dış döngüdeki C_1 denetleyicisi, iç döngünün referans noktasını ayarlayarak birincil olarak kontrol edilen y_1 'i düzenleyen birincil denetleyicidir. İç döngüdeki C_2 denetleyicisi, d_2 gürültüsünü P_1 'e yayılmadan önce lokal olarak elimine eden ikincil denetleyicidir. Kademeli bir kontrol sisteminin düzgün çalışması için, iç döngü dış döngüden çok daha hızlı yanıt vermelidir [33]. Bu sebeple, yakıt/soğutucu sıcaklıkları ve reaktör gücünün diferansiyel denklem ilişkisinden Laplace formda transfer fonksiyonları elde edildi ve hesaplanan nedensel girdi-çıkı ilişkisine göre kademeli döngü sıralaması en dış döngüde soğutucu sıcaklığı denetleyicisi, en iç döngüde reaktör güç denetleyicisi yer alacak şekilde alındı. Bunu ifade eden genel gösterim Şekil Şekil 4.2.3.'de yer almaktadır.

4.2. PWR Sistem ve Denetleyici için Bütünleşik Model Yapısı

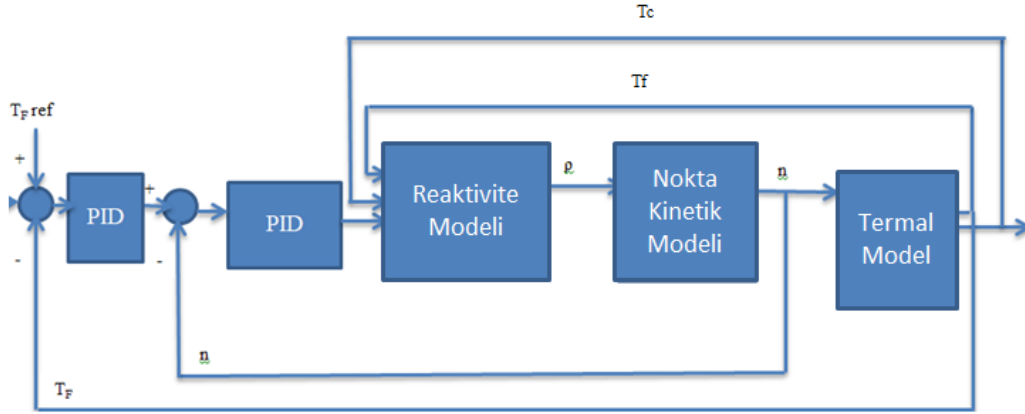
Şekil 3.6.2'de belirtilen sadeleştirilmiş açık çevrim sistem modeline PID denetleyicisi eklendiğinde Şekil 4.2.1. gibi bir yapı oluşmaktadır.



Şekil 4.2.1. PWR için Reaktör Güç Kontrol Sisteminin Kapalı Döngüsü

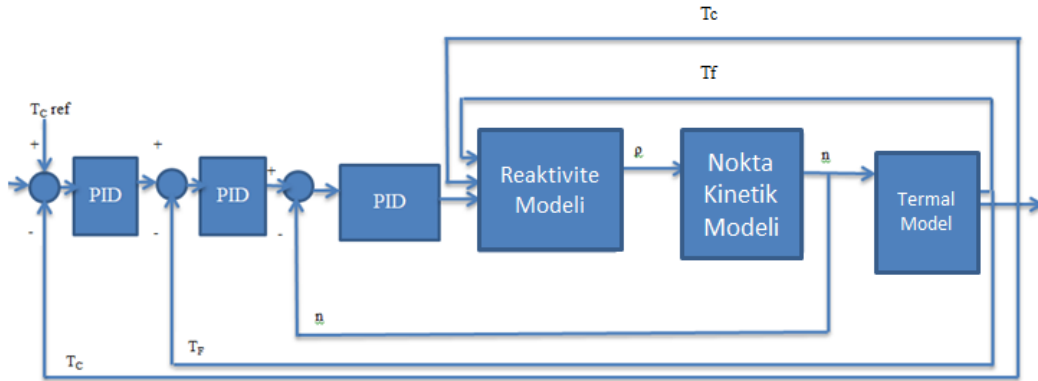
Yukarıda verilen model nispeten basittir ve güç sistemi kararlılık analizi için uygundur. PWR'deki reaktör güç kontrolü, başarılı reaktivite kontrolü anlamına gelmektedir. Reaktivite kontrolü, güç seviyesi değişikliklerinden kaynaklanan reaktivite değişikliklerini hesaplar. Kontrol çubuğu konum ayarı ve bor konsantrasyonu ayarının bir kombinasyonu ile elde edilir. Reaktivite düzenlemesini gerçekleştiren kontrol çubukları, azaltılmış mukavemetli çubuklardır. Bu çubuklar, birincil güç n ile referans güç n_{ref} arasındaki sapma önceden belirlenmiş ayar noktasını aştığında yukarı ve aşağı hareket ederler. Bu, reaktör kontrol çubuğu hızını verir. Güç uyumsuzluğu için düzeltilen hata sinyali, kontrol çubuğu denetleyici modelinde kontrol çubuğu reaktivitesine dönüştürülür [30].

Yakıt sıcaklığını kontrol etmek için kademeli kontrolcü yapısı oluşturulmuştur. Bu yapıyı gösteren çizim Şekil 4.2.2.'de gösterilmiştir.



Şekil 4.2.2. PWR için Reaktör Yakıt Sıcaklığı Kademeli Kontrol Sisteminin Kapalı Döngüsü

Soğutucu sıcaklığını kontrol etmek için kademeli kontrolcü yapısı oluşturulmuştur. Bu yapıyı gösteren çizim Şekil 4.2.3.'te gösterilmiştir.



Şekil 4.2.3. PWR için Reaktör Soğutucu Sıcaklığı Kademeli Kontrol Sisteminin Kapalı Döngüsü

Bu çalışma için birincil çevrim kontrol edilirken, ikincil çevrim kontrolünü ilgilendiren türbin sistem modeli, regülatör modeli; başka bir deyişle, gerilim üretim modeli dikkate alınmamıştır. Reaktör kalbinde açığa çıkan termal güç, birincil devre boru sistemi aracılığıyla ikincil devreye taşınır. Model esas olarak nötron akısını, yakıt sıcaklığını ve soğutucu sıcaklığını kontrol eder.

Basınçlı su nükleer reaktörün doğrusal olmayan modeline dayanan nokta kinetik denklemi, bu çalışmada, reaktivite üzerindeki termal etkiler dikkate alınarak türetilmiştir. Yakıtın tükenmesi ve bor yoğunluğunun değişmesi gibi uzun vadeli geçici olaylar ihmal edilmiştir [33].

4.3. Simülasyon Modellerin Geliştirilmesi

Güç seviyesi düzenlemesi, PWR'lerin çalışma kararlılığını ve verimliliğini derinden etkileyebilecek önemli bir tekniktir. Çalışmanın bu kısmı, PWR'nin güç ve sıcaklık kontrol modelinde kademeli PID denetleyici metodolojisinin kullanılmasının etkisini sunmaktadır. Sistem ve denetleyici, MATLAB/Simulink ortamı kullanılarak bir PWR için geliştirilmiştir. Bu çalışmada, araştırma reaktörleri için MATLAB/Simulink'in modelleme ve güç, sıcaklık kontrol sistemi tasarımında verimli bir şekilde kullanılabilmesi sunulmaktadır. Nükleer santral değişkenlerini kontrol etmek için PID kontrol çubuğu reaktivite kontrol cihazı tasarlanmıştır. Sunulan kontrol sistemi, reaktivite kontrolü, sinyal işleme, reaktivite hesaplama dahil olmak üzere çeşitli fonksiyonlarla ilgilidir. Bu nedenle tüm yazılım mantığının reaktör, kontrol çubukları için uygun model kullanılarak test edilmesi gerekmektedir. MATLAB/Simulink aracında nokta kinetiği, termal model, kontrol soğurucu çubuk modeli, reaktör parametreleri ve her bir bileşen veya sistemin bilinen özelliklerine dayalı olarak geliştirilmiştir.

Simulink modeli nokta kinetiğini, çekirdek ısı transferini, reaktivite ve denetleyici modelini içermektedir.

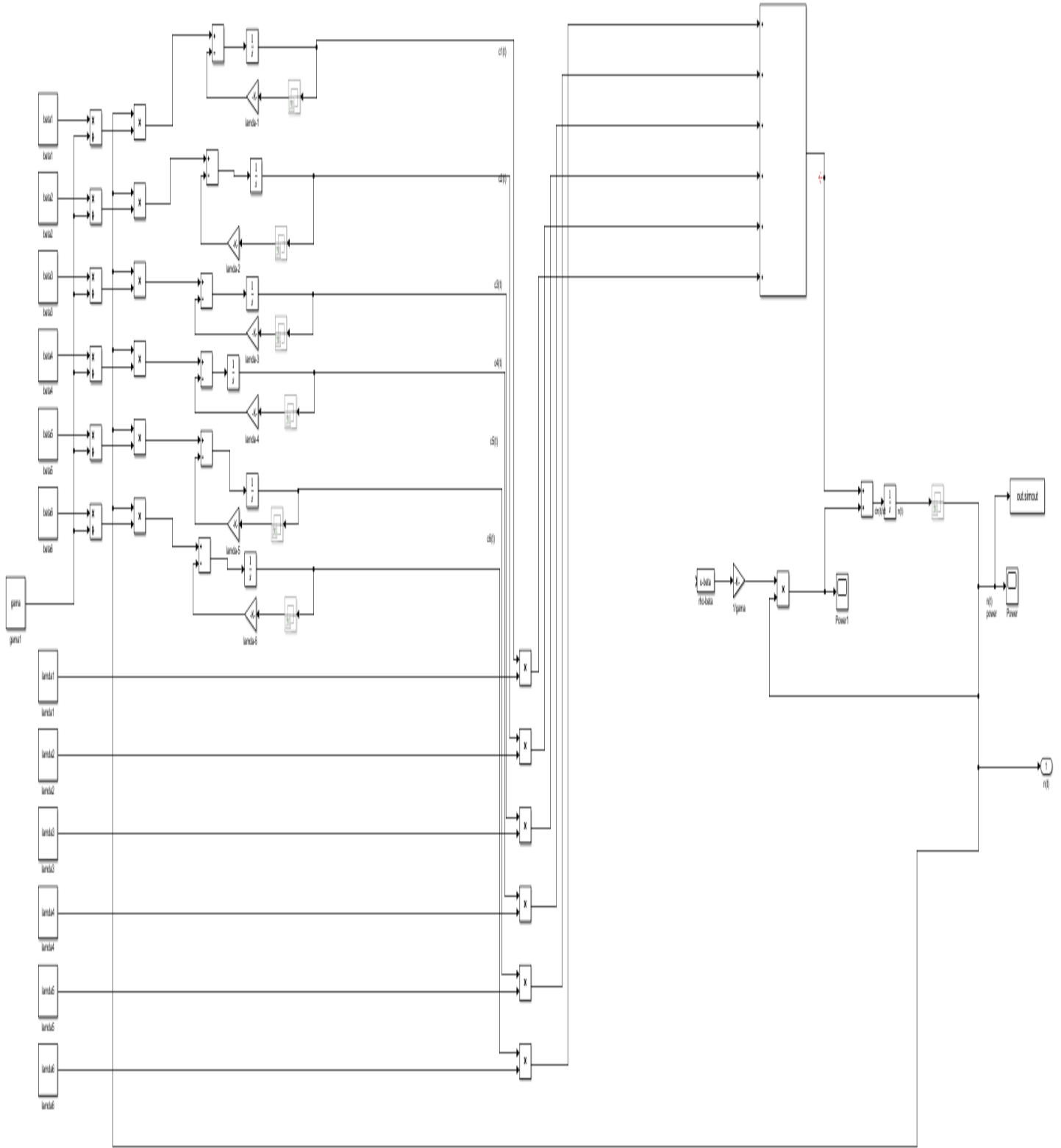
Birincil devreye ait tüm bileşenler tasarlanırken; ikincil devreye ait bileşenler (buhar basınç üretici modeli, türbin modeli, jeneratör, yoğunlaştırıcı modeli) tasarlanmamıştır. Nükleer basınçlı reaktöre ait her yapının kontrol edilmesi önemlidir; ancak, bu çalışmanın asıl amacı kontrol çubuklarının hareketinin güç seviyesine ya da nötron akısına, yakıt ve moderatör sıcaklıklarına göre kontrolünün yapılmasıdır. Bu nedenle, basınçlayıcının kontrolü, basınçlayıcının su seviyesi kontrolü, buhar jeneratörü su seviyesi kontrolü, türbin voltaj kontrolü gibi kontrolcüler tasarıma dahil edilmemiştir. Bor konsantrasyon denetleyicisi de

dahil edilmemiştir; çünkü bu kontrol gerçek reaktörlerde manuel olarak sağlanmaktadır [6].

4.3.1. Nokta Kinetik ve Reaktivite Simülasyon Modeli

Sistem dinamiği modeli, reaktör nötron dinamiğini, reaktör termodinamiğini içerecek şekilde yapılandırılmıştır. Sistem durum değişkenleri, kütle korunumu ve enerji yasalarına dayanan birinci mertebeden diferansiyel denklemlerle temsil edilir. Reaktör nötron dinamiği, altı gecikmeli nötron grubu ile nokta kinetik denklemi kullanılarak modellenmiştir ve yakıt ve soğutucu sıcaklıklarından gelen reaktivite geri bildirimini toplam reaktivitede dikkate alınmıştır [16].

Şekil 4.3.1.1. nokta kinetik denklemlerinin Simulink ortamındaki gösterimini belirtmektedir. Bu Simulink modeli (28), (29) ve (33) denklemlerini esas alan bir dinamik modeldir.

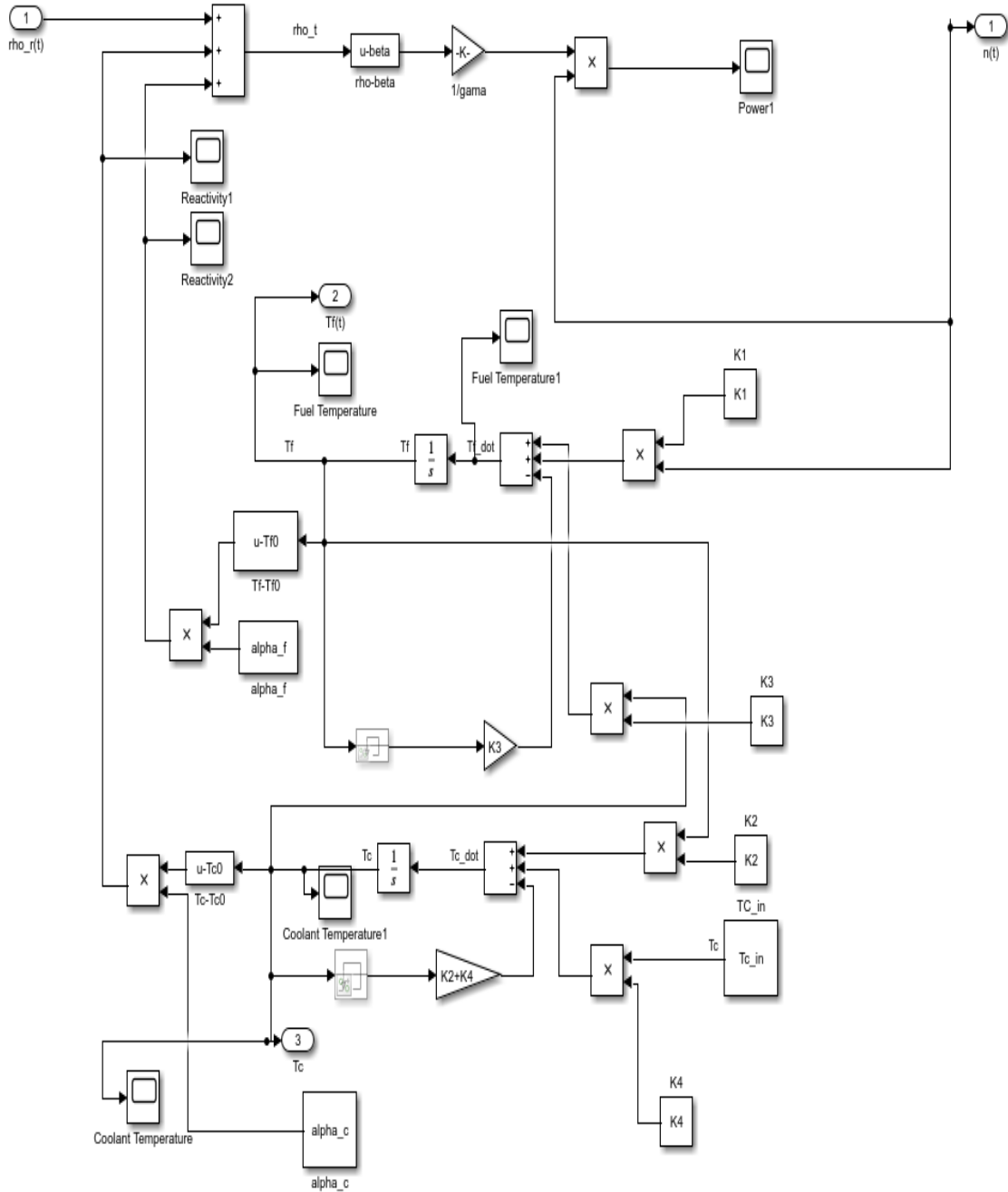


Şekil 4.3.1.1. Nötron Kinetik Denklemlerinin Simulink Modeli

4.3.2. Reaktör Kalbi Termal Simülasyon Modeli

PWR, yakıtın veya birincil soğutucunun sıcaklığının yükselmesine karşı negatif reaktivite katsayılarına sahip olacak şekilde tasarlanmıştır. Bu, PWR'ye, yakıt sıcaklığındaki artışın neden olduğu reaktivitenin negatif geri beslemesi nedeniyle reaktör çıkışındaki değişikliklerin artan reaktör çıkışına veya birincil soğutucunun sıcaklığına neden olan bozulmalara karşı bastırıldığı veya moderatörün reaktivitedeki değişikliği bastırarak şekilde yürüttüğü kendi kendini düzenleyen özellikler verir. Bu süreçte, moderatör sıcaklığından (moderatör sıcaklık katsayısı) kaynaklanan reaktivite geri beslemesinin etkisi, soğutucudaki bor yoğunluğundan etkilenir. Reaktörün ömrünün başlangıcında, yakıtın aşırı reaktivitesini telafi etmek için soğutucudaki bor konsantrasyonu yüksektir. Buna göre, çekirdekteki birincil soğutucunun sıcaklığındaki bir değişiklik, suyun yoğunluğundaki değişiklik nedeniyle bor yoğunluğunda önemli bir değişikliğe neden olur. Diğer bir deyişle, soğutucu sıcaklığının yükselmesi nedeniyle su yoğunluğunun azalmasının (moderatör) neden olduğu negatif reaktivite etkisi, borun yoğunluğunun azalmasının (nötron soğurucu) neden olduğu pozitif reaktivite etkisi ile yola koyulur; bu nedenle, negatif olmasına rağmen, toplamda moderatör sıcaklık katsayısının küçük bir değeri ile sonuçlanır. Reaktör ömrünün sonunda, soğutucudaki bor yoğunluğunun düşük olması, suyun yoğunluğundaki değişimden dolayı reaktivite etkisinin baskın olmasına neden olur. Bu, moderatör sıcaklık katsayısının büyük bir değer almasına yol açar. Yukarıda bahsedildiği gibi, PWR'da, çalışma süresi boyunca bor konsantrasyonuna bağlı olarak katsayı değişmesine rağmen, tüm güç çalışması süresi boyunca moderatör sıcaklık katsayısı için negatif bir değer tutar. Bu negatif katsayı ve artan yakıt sıcaklığına karşı negatif reaktivite geri beslemesinin etkisi, nükleer santrallerin doğal güvenliğinin temeli olarak hizmet eden reaktörün kendi kendini düzenleyen özelliklerini oluşturur [6].

Şekil 4.3.2.1. termal dinamik denklemlerinin Simulink ortamındaki gösterimini belirtmektedir. Bu Simulink modeli (32), (33) ve (34) denklemlerini esas alan bir dinamik modeldir.



Şekil 4.3.2.1. Reaktör Çekirdek Termal Denklemlerin Simulink Modeli

4.3.3. Denetleyici Simülasyon Modeli

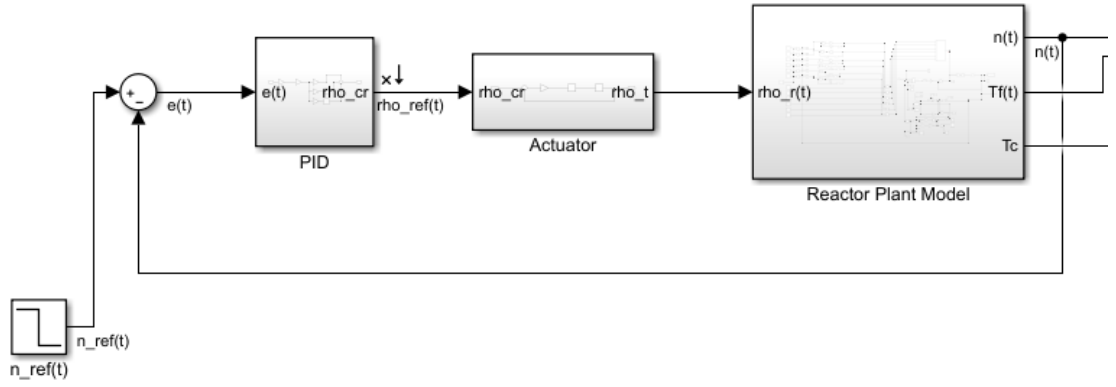
Çekirdeğin reaktivitesi, kontrol çubuğu kümesinin konumu ve birincil soğutucudaki bor konsantrasyonu ayarlanarak kontrol edilir. Reaktivite, türbin yükündekiler de dahil olmak üzere, sistem çıkışındaki değişikliklere karşı, kontrol çubuklarının konumlarını ayarlayan kontrol çubuğu kontrol sistemi

tarafından kontrol edilir. Yakıtın yanması ve ksenon yoğunluğundaki değişiklikler gibi uzun bir süre boyunca çekirdeğin reaktivitesindeki nispeten yavaş değişiklikler, birincil soğutucudaki bor konsantrasyonunun ayarlanmasıyla dengelenir. Normal koşullarda çekirdekte eksen üzerindeki yönde çıkış dağılımını hedeflenen bir aralıkta tutmak amacıyla kontrol çubuklarının konumlarını ayarlamak için bor konsantrasyonu da ayarlanır. Bor sisteminin konsantrasyonu, nispeten yavaş ve aralıklı işlemler için operatör tarafından manuel olarak çalıştırılır. 4.2. kısımda belirtildiği gibi, kontrolcü olarak PID seçilmiş olup, kontrolcüye ait model tasarımı Şekil 4.1.1.' de gösterilmiştir. Kontrol çubuğunun hareketine (kontrol çubuğunun reaktivitesine) göre reaktivite, sıcaklık, nötron akısı incelendiği için kontrol girdi sinyali kontrol çubuğunun pozisyonu olarak alınmıştır. Kontrolcüye gelen hata sinyali olan $e(t)$, referans (talep edilen) birim basamak girdi reaktör güç değeri ve sistemden hesaplanarak gelen gerçek reaktör güç çıktısı arasındaki farka eşittir. Kontrol çubuğunun reaktivitesini ifade eden denklem hatırlanacak olursa,

$$\rho_r(t) = G_C \cdot \beta \quad (41)$$

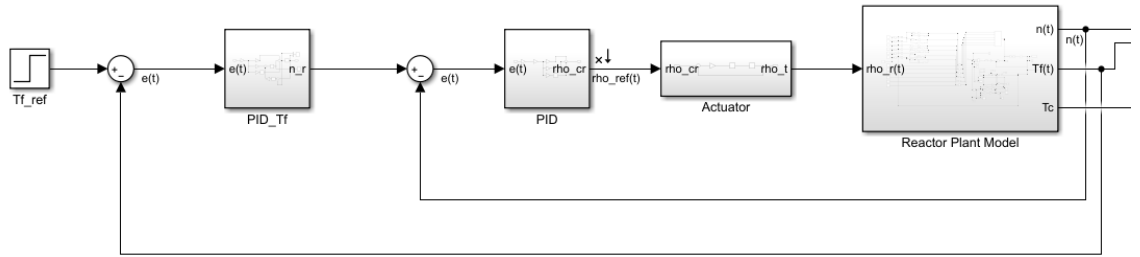
Kontrol çubuklarının sisteme ne kadar indirildiği ya da sistemden ne kadar çekildiği, kontrol çubuklarının reaktivite değişimi ile doğrudan orantılıdır [33], [34]. Bu nedenle, kontrol çubuklarının hareketinden kaynaklı reaktivite (41) numaralı denklem kullanılarak modellenmiştir. Denklem (41)'de meydana gelen ani değişim kontrol çubuğun reaktivitesini aniden değiştirir; bu durum da reaktiviteye pozitif geri besleme olarak girecektir. Bunun sonucunda, reaktördeki reaktör gücü, sıcaklık değerleri kontrolsüz bir şekilde artabilir. Bunun için kontrol çubuklarının kontrollü bir şekilde reaktöre sokulup çıkarılması gerekmektedir. Bunu da sağlayacak olan PID denetleyicisidir. PID denetleyicisine ait türevsel kazancı (K_D), denge durumundaki aşımı azaltmak için 1 alınmıştır; yakıt ve soğutucu denetleyici modellerinde bu kazanç değeri 0 olarak alınmıştır. Denge durumu hatasını sıfırlamak için oransal kazanç denetleyicisi her zaman yeterli gelmeyeceğinden, P'den sonra PI denetleyicisi için analizler yapılmıştır. Üç denetleyici modeli için de sistemin tepki ve dinamiğine göre farklı K_P , K_I değerleri kullanılmıştır. Kullanılan değerler, test sonuçlarına göre ayarlanmıştır.

Şekil 4.3.3.1. Nükleer güç denetleyicisine ait Simulink gösterimini belirtmektedir.



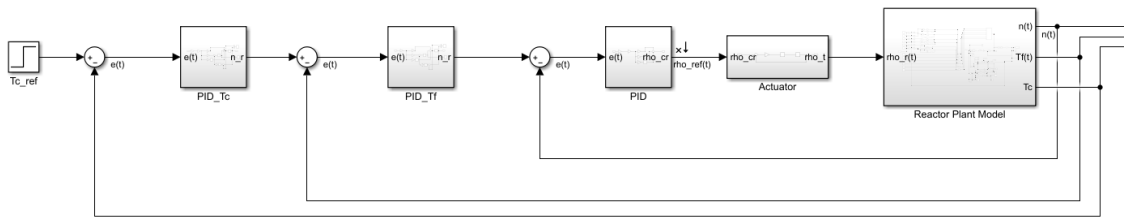
Şekil 4.3.3.1. Nükleer Güç Denetleyicisi İçin Simulink Modeli

Şekil 4.3.3.2. Yakıt sıcaklığı denetleyicisine ait Simulink gösterimini belirtmektedir.



Şekil 4.3.3.2. Yakıt Sıcaklığı Denetleyicisi İçin Simulink Modeli

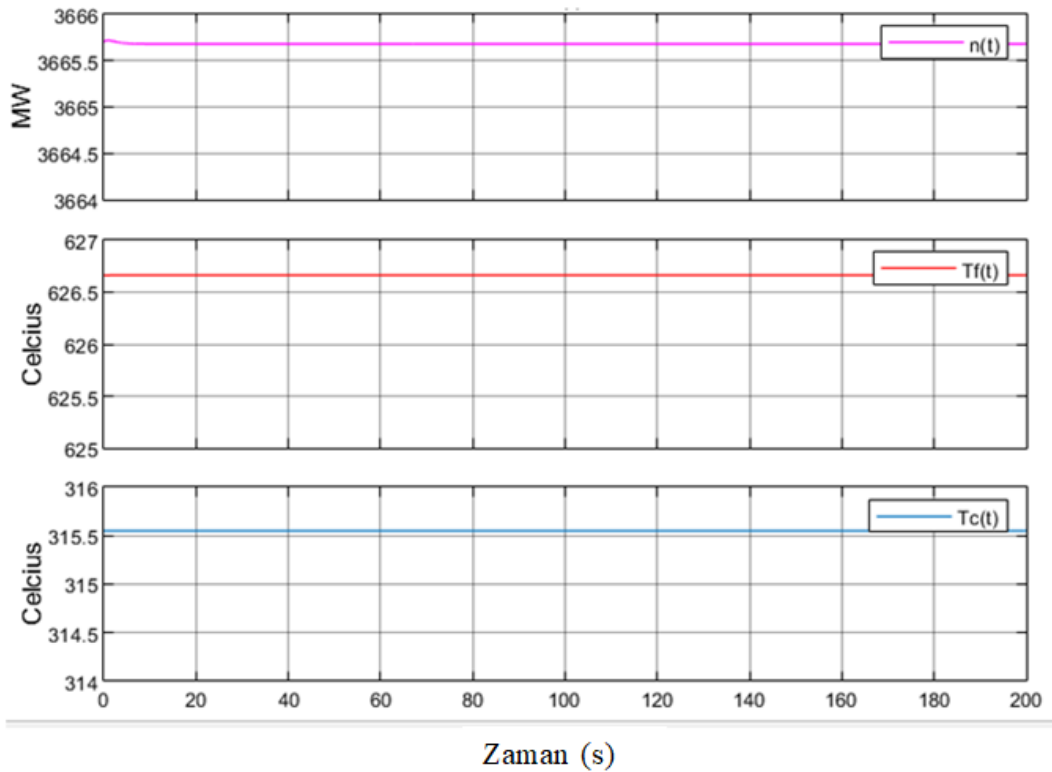
Şekil 4.3.3.3. Soğutucu sıcaklığı denetleyicisine ait Simulink gösterimini belirtmektedir.



Şekil 4.3.3.3. Soğutucu Sıcaklığı Denetleyicisi İçin Simulink Modeli

4.4. Denge Durumunun Simülasyonla Tespiti

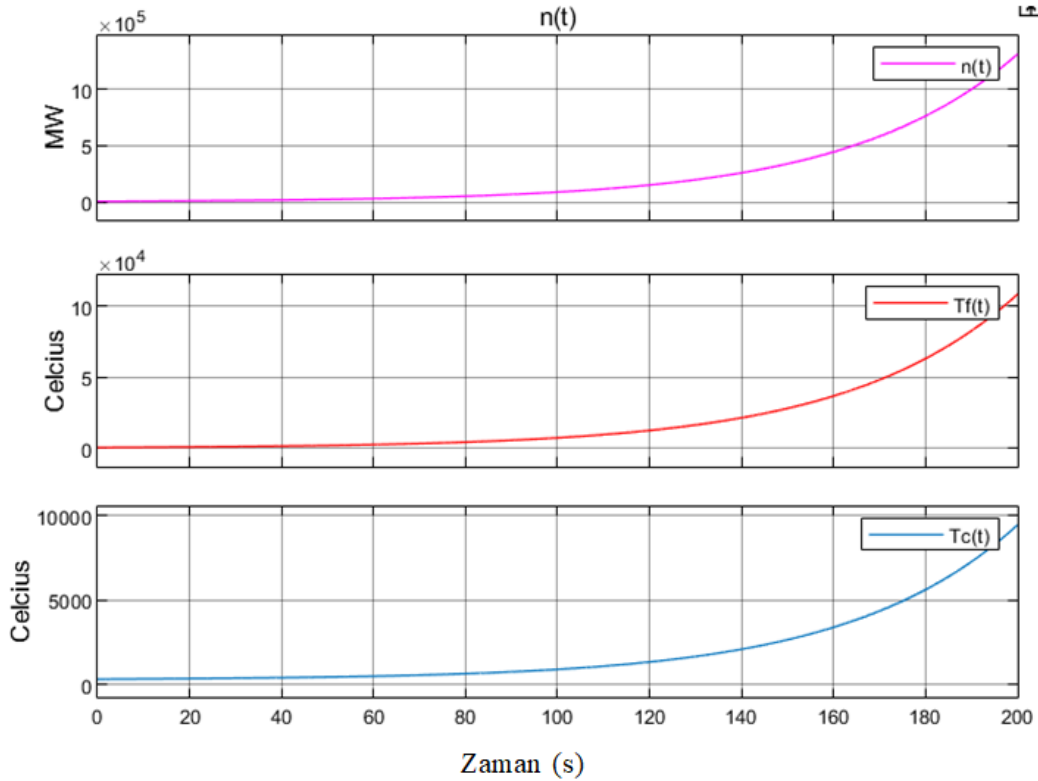
Şekil 4.4.1. açık-çevrim reaktör nokta kinetik modelindeki yakıt sıcaklığı, soğutucu sıcaklığı ve nükleer güç elemanlarının denge durumundaki noktalarını göstermektedir. Reaktör denkleminde ait bilinmeyen değişkenler ve geliştirilen denetleyiciler bu denge noktalarına göre gerçekleştirilmiştir. Sistem cevabındaki ani değişimleri (transient) gözlemlemek adına modelin denge durumundaki başlangıç değerleri (trim değerlerini) bulmak gerekmektedir. Şekilde de görülebileceği gibi, (nominal) $n(t)$, $T_F(t)$, $T_C(t)$, $T_{C_in}(t)$, sırasıyla 3665.7 MW, 626.66 °C, 315.55 °C, 286.1059 °C değerlerini aldığı anda reaktör dinamik modeli ideal bir şekilde çalışacaktır. Bu değerlerin tahmini 10% ile 20% kadar değişmesine sistem izin verecektir. Bu arada denge durumu tespiti için başlangıç reaktivitesi için $-2e-6$ gibi küçük bir trim değeri alınmıştır. Bu değer 0 başlangıç reaktivitesi verildiğinde sistem reaktivitesinde gözlenen ani değişim değeridir ve modelin koşulması esnasında ani değişimleri gözlemlemek adına $-2e-6$ başlangıç reaktivitesi trim değeri olarak kabul edilmiştir.



Şekil 4.4.1. Reaktörün $-2e-6$ Başlangıç Reaktivitesi ile Denge Durumunun Tespiti

4.5. Nokta Kinetik Denklem Testleri

Şekil 4.5.1. açık-çevrim reaktör nokta kinetik modelinin 3665.7 MW başlangıç reaktör gücü, 626.66 °C başlangıç yakıt sıcaklığı, 315.55 °C başlangıç soğutucu sıcaklığı ve 286.1059 °C başlangıç soğutucu giriş sıcaklığı değerleri alınarak 0.2 beta birim basamak reaktivite değişimine cevabını göstermektedir. Ek olarak, trim değeri reaktivite için $-2e-6$ olarak alınmıştır. Bu kısımda sadece nokta kinetik denkleminin cevabı ele alınmış olup yakıt ve moderatörden kaynaklanan sıcaklık geri beslemesi hesaba katılmamıştır. Şekilde görüleceği gibi, nükleer reaktörün gücü, yakıt sıcaklığı ve soğutucu sıcaklığı, sıcaklık geri beslemesi sisteme eklenmediği için sınırsız olarak artış trendi göstermektedir.

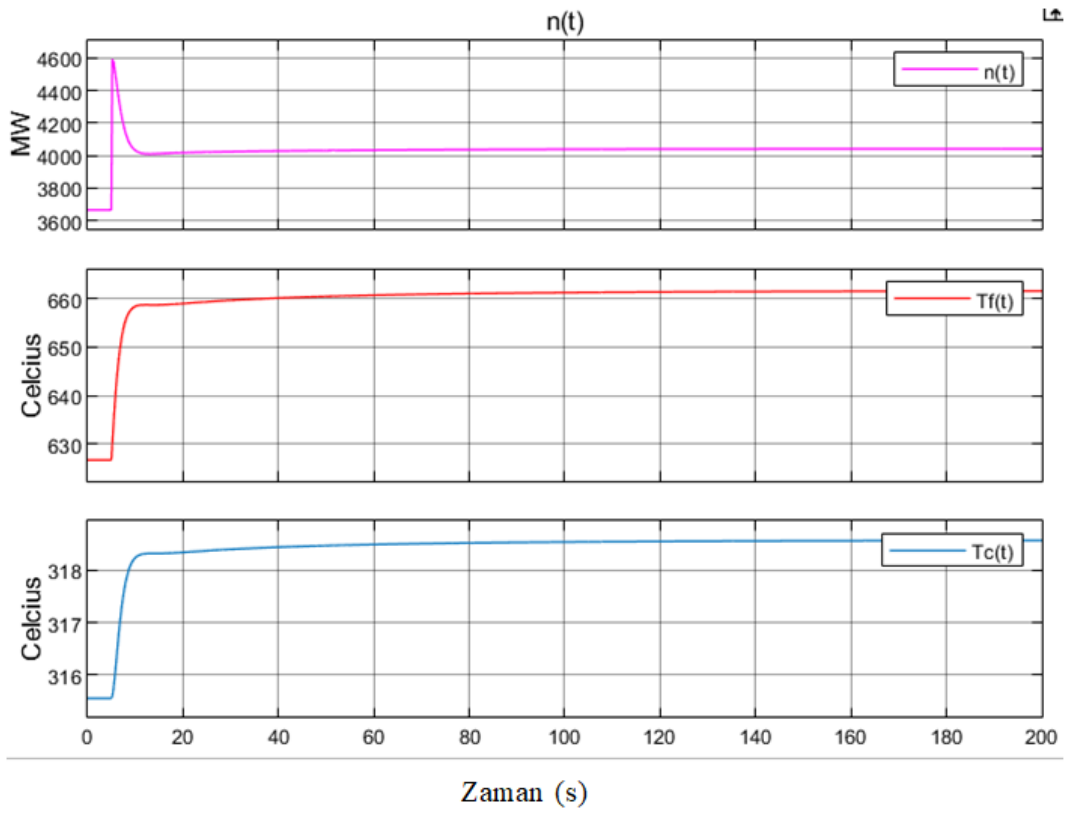


Şekil 4.5.1. Reaktörün Geri Beslemesiz 0.2 Beta Adım Reaktivite Değişimine Cevabı

4.6. Reaktör Kalbi Termal Denklem Testleri

Şekil 4.6.1. açık-çevrim reaktör nokta kinetik modeline sıcaklık geri beslemeleri dahil edildiğinde 3665.7 MW başlangıç reaktör gücü, 626.66 °C başlangıç yakıt sıcaklığı, 315.55 °C başlangıç ortalama soğutucu sıcaklığı ve 286.1059 °C başlangıç soğutucu giriş sıcaklığı değerleri alınarak 0.2 beta birim basamak

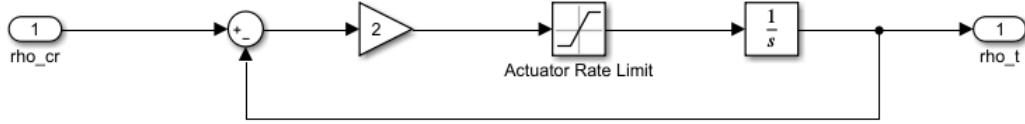
reaktivite deęişimine cevabını göstermektedir. Ek olarak, trim deęeri reaktivite için $-2e-6$ olarak alınmıştır. Şekilde görüleceęi gibi, nükleer reaktörün gücü, yakıt sıcaklığı ve soęutucu sıcaklığı sisteme eklenen reaktivite arttıęı için ilk zaman aralıęında artış göstermektedir. Fakat, sıcaklık geri beslemeleri sisteme eklendięi ve reaktiviteye negatif geri besleme etkisi saęladığı nükleer güç simülasyonda belirli bir andan sonra azalarak denge noktasına yerleşmektedir. Yakıt ve soęutucu sıcaklıkları sisteme verilen reaktivite ölçüsünde arttıktan sonra kendi kendine kararlı bir davranış ile denge noktasına gelmektedir.



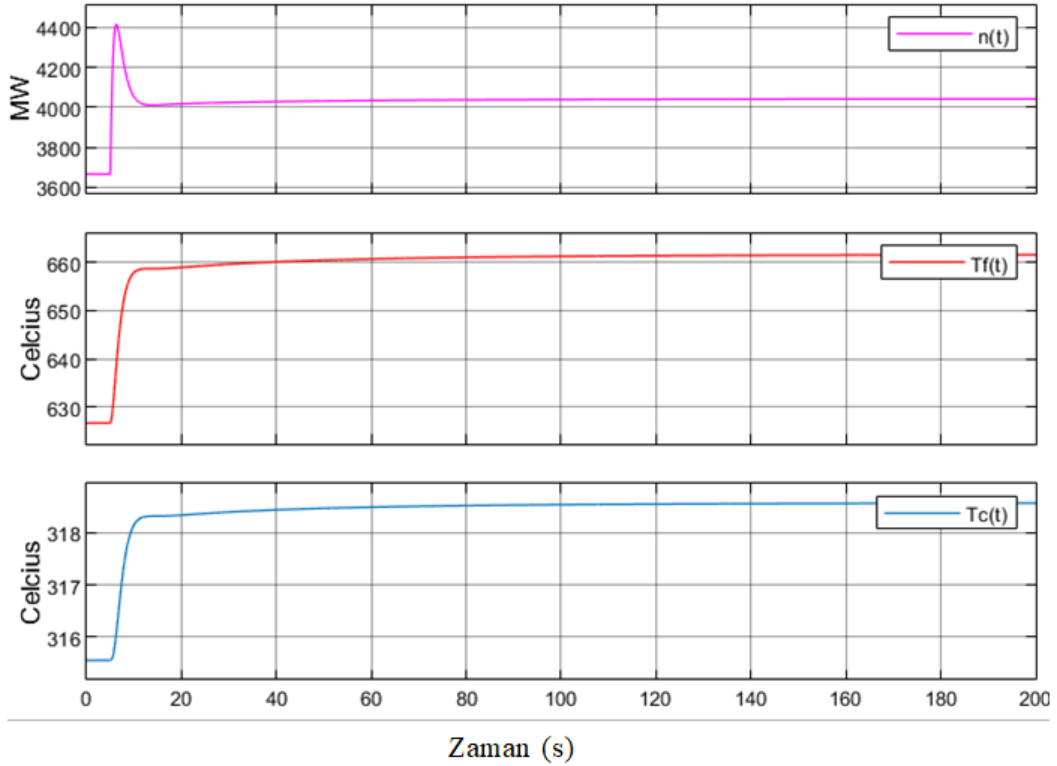
Şekil 4.6.1. Reaktörün Geri Beslemeli (Yakıt + Moderatör) ile 0.2 Beta Adım Reaktivite Deęişimine Cevabı

Ayrıca, nükleer reaktör gücü ve yakıt sıcaklığı başlangıçta geçici durum cevabına sahiptir. Bu karakteristięi düzeltmek için reaktivitenin verildięi kısma bir eyleyici eklenmiştir. Tasarlanan eyleyici Şekil 4.6.2.'de ve eyleyici eklendiğinde aynı başlangıç koşulları için nükleer güç, yakıt sıcaklığı ve soęutucu sıcaklıklarının cevabı Şekil 4.6.3'te gösterilmiştir. Şekil 4.6.3. incelendiğinde, Şekil 4.6.1.'de oluşan geçici durum cevabı azalmış ve eyleyicinin eklenmesi ile sistemin anlık artışlar ile tepki vermedięi

gözlemlenmektedir. Özetle, eyleyici açık çevrim sistem modelinde reaktivitenin ani artışını azaltarak daha gerçekçi bir sistem davranışı göstermesini sağlamıştır. Bu durum eyleyici kullanılmayınca reaktör gücünün tepkisinin 4600 MW değerlerine ani sıçrama yaparken, eyleyici kullanılıncaya aynı değerler için 4400 MW mertebelerine sıçrama yapması ile de anlaşılmaktadır.



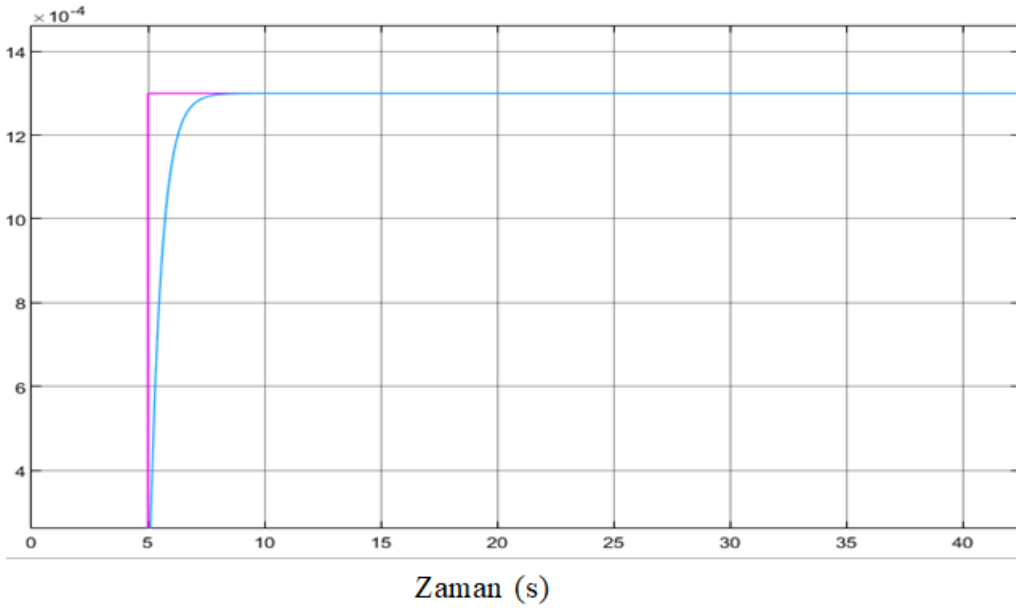
Şekil 4.6.2. Eyleyici Modeli



Şekil 4.6.3. Reaktörün Geri Beslemeli (Yakıt + Moderatör) ile 0.2 Beta Adım Reaktivite Değişimine Cevabı – Eyleyici Modeli ile

Şekil 4.6.4.'te eyleyici kullanılıncaya ve kullanılmayınca reaktivitenin tepkisi gözlemlenebilir. Mavi ile gösterilen davranış eyleyici kullanıldığında, magenta ile gösterilen davranış ise eyleyici kullanılmadığında oluşan reaktivite tepkileridir.

Fark incelendiğinde, eyleyici kullanılan sistemde, tepkilerin daha gerçek sisteme uygun olup transient'lerin azaldığı görülmektedir.



Şekil 4.6.4. Reaktivitenin Eyleyici ve Eyleyicisiz Modeller için Cevabı

4.7. Bütünleşik Model Testleri (Kapalı Döngü)

Bölüm 4.6.'da reaktiviteye sıcaklık etkisi negatif geri besleme olarak geldiği için, sistem nominal girdi değerleri için kendi kendine kararlı bir karakteristiğe sahiptir. Fakat bazı test senaryolarında yüksek aşım tepkisi gözlemlenebilmektedir.

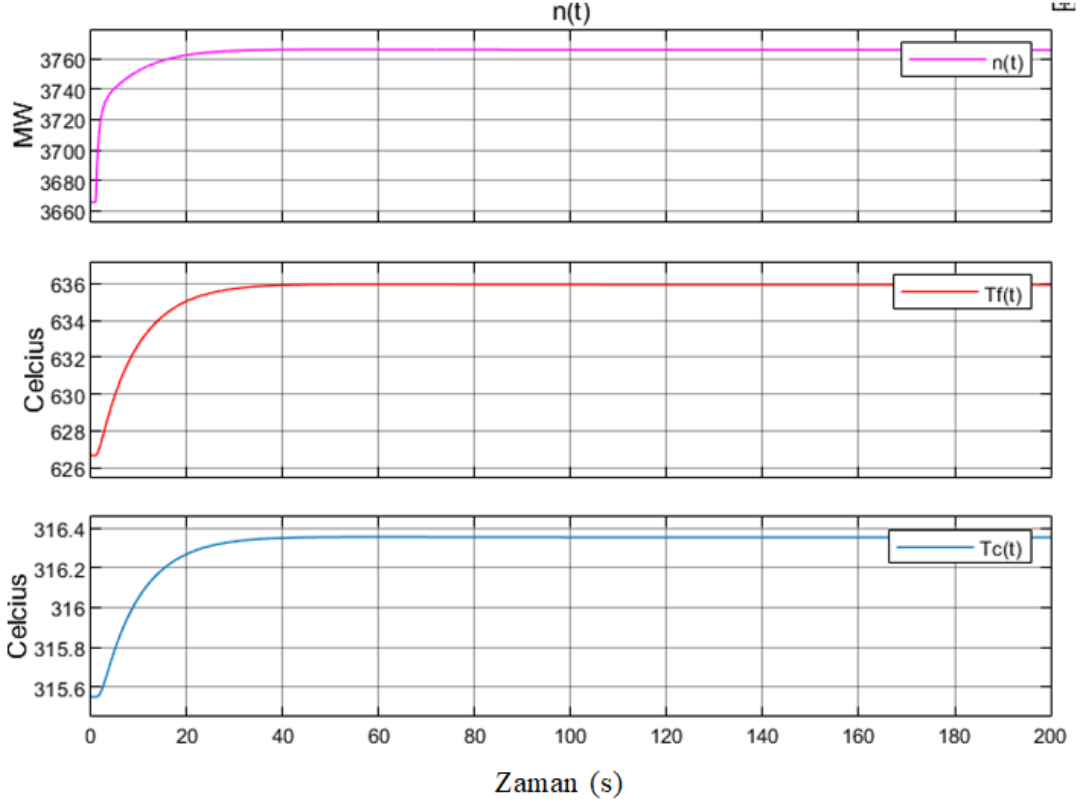
Denetleyici tasarlanmasının ana nedeni kontrol çubuklarının hareketine göre reaktivite, yakıt ve moderatör sıcaklık değerlerinin değişimini incelemek, reaktör gücünde gözlemlenen aşımı elimine etmek, sıcaklık değerlerinin kontrolsüz bir şekilde artıp geri gelmemesini sağlamaktır. Sıcaklık değerlerinin aşım yapmaması çok kritiktir; çünkü aniden artıp azalan sıcaklık değeri üretilen reaktör gücünün de benzer davranışı göstermesine sebep olacaktır ve reaktör kazaları genelde bu durumdan kaynaklanmaktadır [35].

Sistem modeli doğrusal olmayan bir model olduğu için, bütünleşik modelin performansı doğrusal olmayan olarak incelenmiştir. Aşımın elimine edilmesi için tasarlanan kontrolcü PID'dir.

4.7.1. Reaktör Güç Denetleyicisi

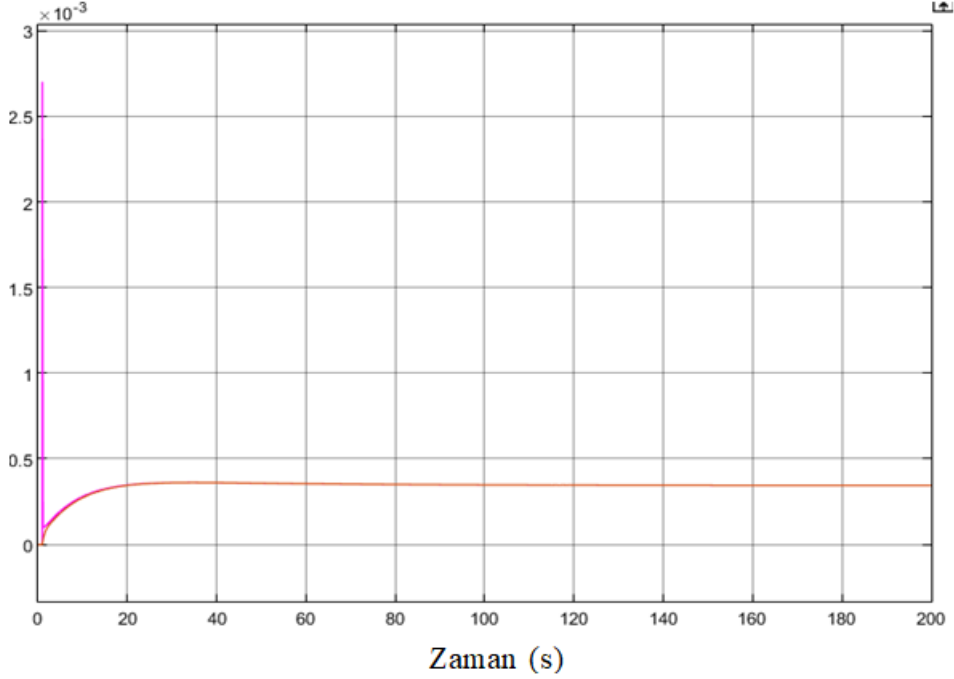
Şekil 4.7.1.1. 3665.7 MW başlangıç reaktör gücü, 626.66 °C başlangıç yakıt sıcaklığı, 315.55 °C başlangıç soğutucu sıcaklığı ve 286.1059 °C başlangıç soğutucu giriş sıcaklığı, $0.2 \cdot \beta \cdot 2e-4$ kontrol çubuğu reaktivitesi (kontrol çubuğunun ne kadarlık kısmının reaktöre girdiği ya da kontrolcü girdisi), $K_P = 4$, $K_I = 4$, $K_D = 1$, PID katsayıları için nükleer reaktörün tepkisini göstermektedir. Ek olarak, trim değeri reaktivite için $-2e-6$ olarak alınmıştır. Türev değer güç denetleyicisi için sönülmeyi (damping) artırmak amacıyla kullanılmıştır

Şekil incelendiğinde nükleer reaktör güç değeri oldukça kısa sürelerde denge durumuna gelmiştir ve yaklaşık 3765.7 MW referans güç değerini takip edebilmiştir. $n_{ref}(t) - n(t) = e(t)$ olan denge durum hatası, güç denge durumuna gelebildiği için oldukça düşük çıkmıştır. Başlangıçta meydana gelen denge durum hatası, PID parametrelerinin değerleri değiştirilerek elimine edilmiştir. Yakıt sıcaklığı, sistemin gücünü 100 MW artırmak için yaklaşık 10 °C artış, soğutucu sıcaklığı 1 °C mertebelerinde artış göstermektedir.



Şekil 4.7.1.1. Reaktörün 100 MW Referans Güç Artışına Cevabı

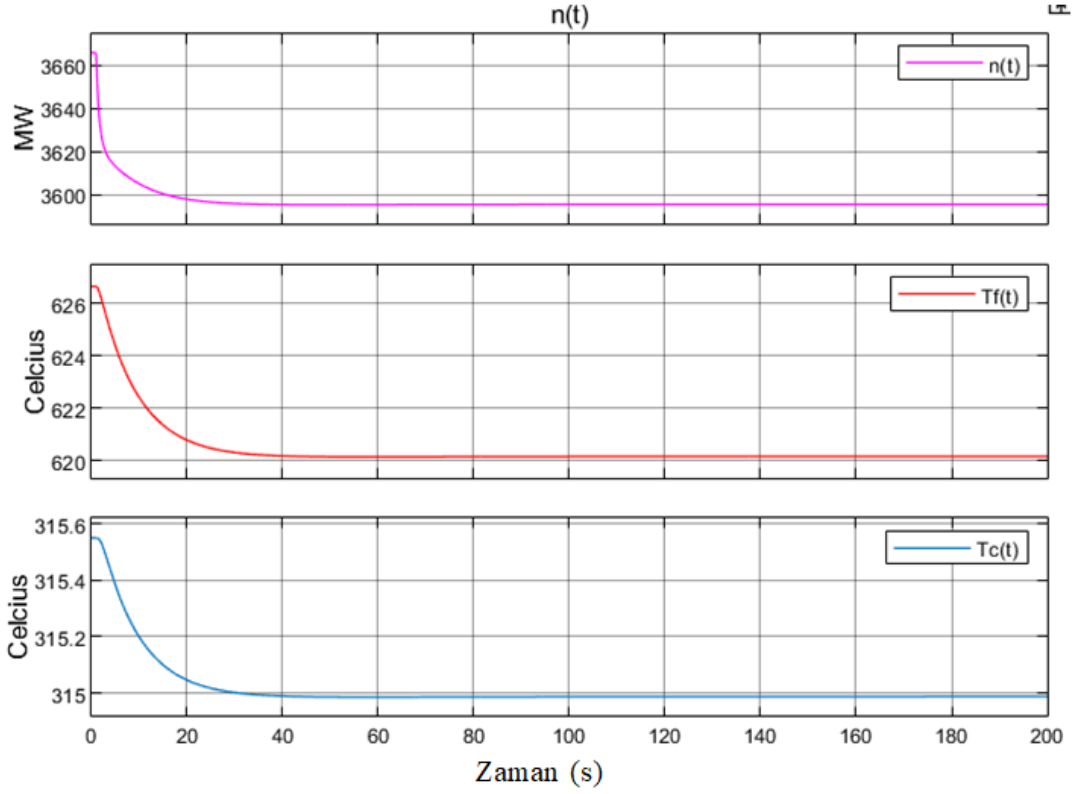
Ayrıca eyleyicinin sisteme eklenmesi ile güç kontrolcüsünün ürettiği referans kesilerek sistemin ani tepki göstermesi engellenmiştir. Bu fark Şekil 4.7.1.2.'de görülebilmektedir. Kırmızı ile gösterilen eğri eyleyici kullanıldığında, magenta ile gösterilen eğri eyleyici kullanılmadığında reaktivitede oluşan tepkileri ifade etmektedir ve kontrolcünün üretmiş olduğu referans sinyalinin kesildiği aradaki fark ile anlaşılmaktadır.



Şekil 4.7.1.2. Reaktivitenin Eyleyici ve Eyleyicisiz Modeller ile 100 MW Referans Güç Artışı İçin Tepkisi

Şekil 4.7.1.3. 3665.7 MW başlangıç reaktör gücü, 626.66 °C başlangıç yakıt sıcaklığı, 315.55 °C başlangıç soğutucu sıcaklığı ve 286.1059 °C başlangıç soğutucu giriş sıcaklığı, $0.2 \cdot \beta \cdot 2e-4$ kontrol çubuğu reaktivitesi (kontrol çubuğunun ne kadarlık kısmının reaktöre girdiği ya da kontrolcü girdisi), $K_P = 4$, $K_I = 4$, $K_D = 1$, PID katsayıları için nükleer reaktörün tepkisini göstermektedir. Ek olarak, trim değeri reaktivite için $-2e-6$ olarak alınmıştır.

Şekil incelendiğinde nükleer reaktör güç değeri oldukça kısa sürelerde denge durumuna gelmiştir ve yaklaşık 3600 MW referans güç değerini takip edebilmiştir. $n_{ref}(t) - n(t) = e(t)$ olan denge durum hatası, güç denge durumuna gelebildiği için oldukça düşük çıkmıştır. Başlangıçta meydana gelen denge durum hatası, PID parametrelerinin değerleri değiştirilerek elimine edilmiştir. Yakıt sıcaklığı, sistemin gücünü 70 MW azaltmak için yaklaşık 6 °C azalma, soğutucu sıcaklığı 0.5 °C mertebelerinde azalma göstermektedir.



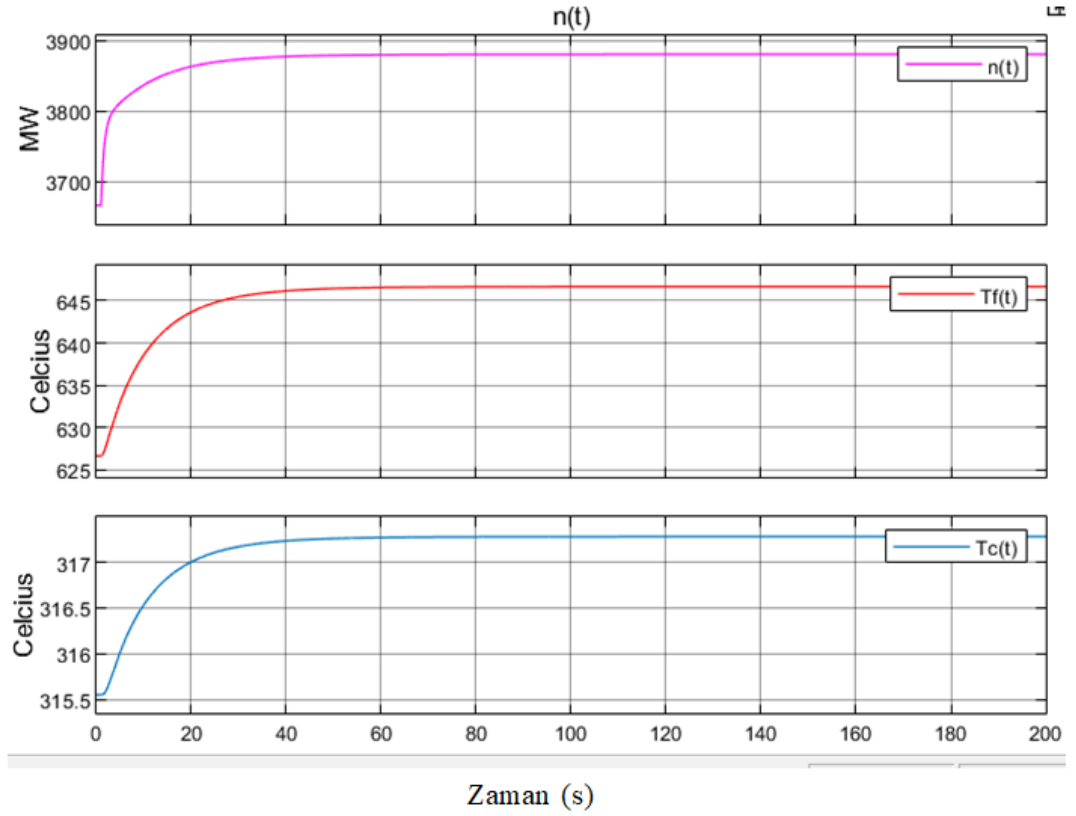
Şekil 4.7.1.3. Reaktörün 70 MW Referans Güç Azalışına Cevabı

4.7.2. Yakıt Sıcaklığı Denetleyicisi

Şekil 4.7.2.1. 3665.7 MW başlangıç reaktör gücü, 626.66 °C başlangıç yakıt sıcaklığı, 315.55 °C başlangıç soğutucu sıcaklığı ve 286.1059 °C başlangıç soğutucu giriş sıcaklığı, $0.2 \cdot \beta$ kontrol çubuğu reaktivitesi (kontrol çubuğunun ne kadarlık kısmının reaktöre girdiği ya da kontrolcü girdisi), $K_P = 7000$, $K_I = 800$, $K_D = 0$, PID katsayıları için nükleer reaktörün tepkisini göstermektedir. Ek olarak, trim değeri reaktivite için $-2e-6$ olarak alınmıştır.

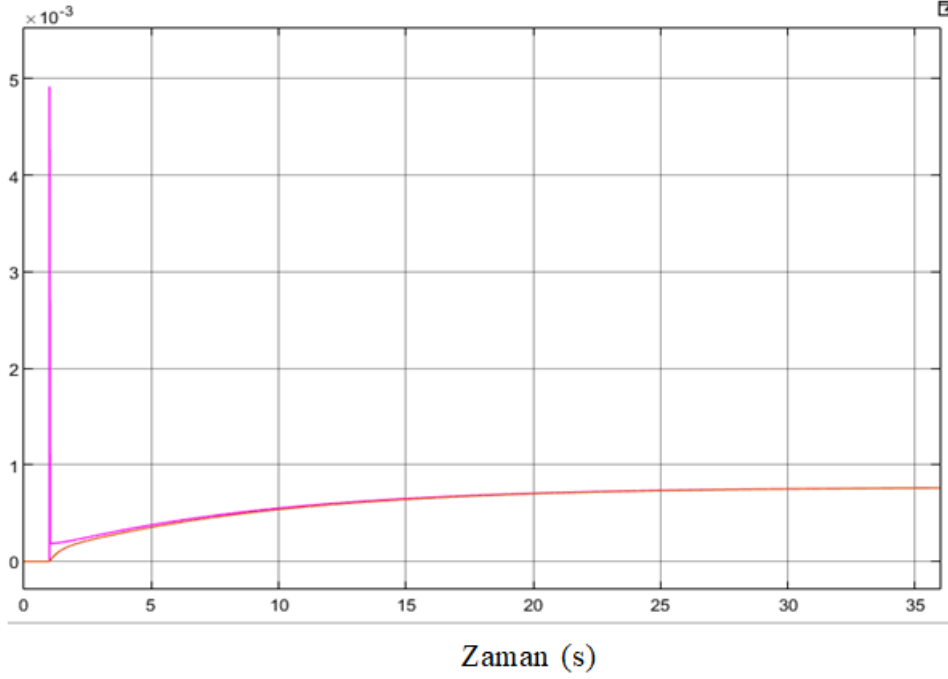
Şekil incelendiğinde nükleer reaktör yakıt sıcaklık değeri oldukça kısa sürelerde denge durumuna gelmiştir ve 646.66 °C referans sıcaklık değerini takip edebilmiştir. $T_{F_ref}(t) - T_F(t) = e(t)$ olan denge durum hatası, sıcaklık denge durumuna gelebildiği için oldukça düşük çıkmıştır. Başlangıçta meydana gelen denge durum hatası, PID parametrelerinin değerleri değiştirilerek elimine edilmiştir. Yakıt sıcaklığını 20 °C derece artırabilmek için sisteme yaklaşık 200

MW'lık bir güç sağlamak gerekmektedir. Soğutucu sıcaklığı da yaklaşık 2 °C mertebelerinde artarak denge durumuna yerleşmektedir.



Şekil 4.7.2.1. Reaktörün 20 °C Referans Yakıt Sıcaklığı Artışına Cevabı

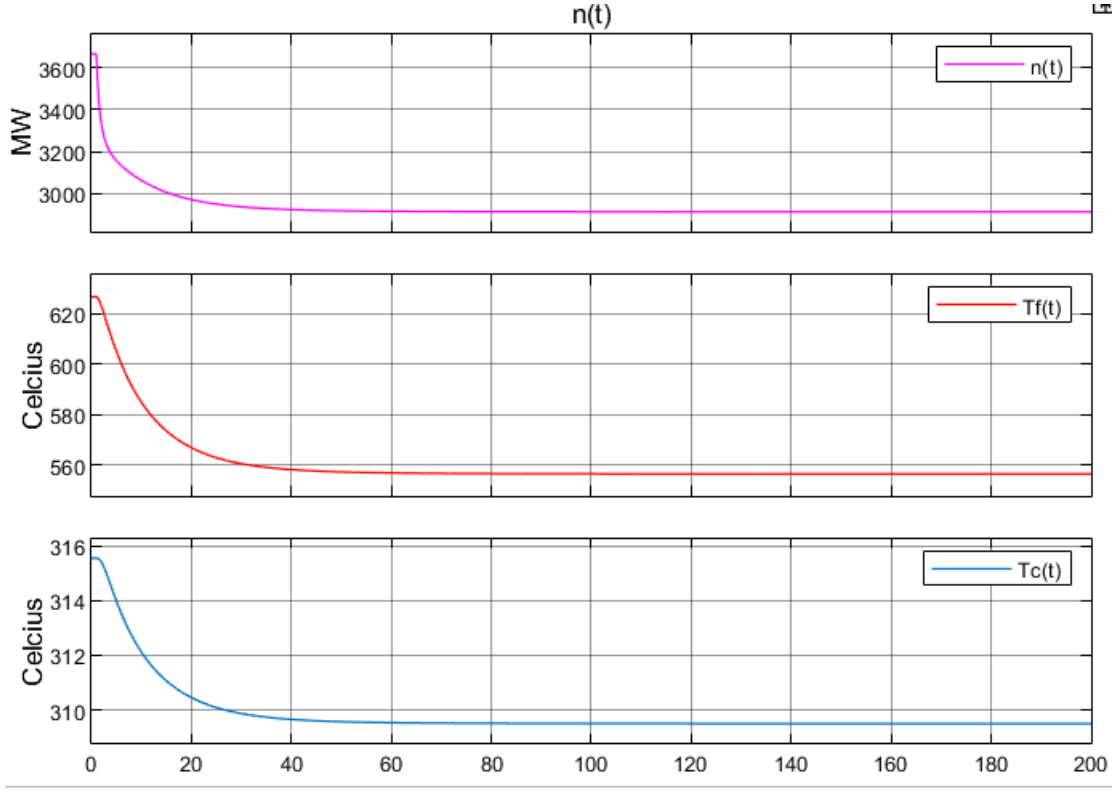
Yakıt sıcaklığı denetleyicisinde de eyleyicinin sisteme eklenmesi ile yakıt sıcaklığı kontrolcüsünün ürettiği referans kesilerek sistemin ani tepki göstermesi engellenmiştir. Bu fark Şekil 4.7.2.2.'de görülebilmektedir. Kırmızı ile gösterilen eğri eyleyici kullanıldığında, magenta ile gösterilen eğri eyleyici kullanılmadığında yakıt sıcaklığında oluşan tepkileri ifade etmektedir ve kontrolcünün üretmiş olduğu referans sinyalinin kesildiği aradaki fark ile anlaşılacaktır.



Şekil 4.7.2.2. Reaktivitenin Eyleyici ve Eyleyicisiz Modeller ile 20 °C Referans Yakıt Sıcaklığı Artışı İçin Tepkisi

Şekil 4.7.2.3. 3665.7 MW başlangıç reaktör gücü, 626.66 °C başlangıç yakıt sıcaklığı, 315.55 °C başlangıç soğutucu sıcaklığı ve 286.1059 °C başlangıç soğutucu giriş sıcaklığı, 0.2*beta kontrol çubuğu reaktivitesi (kontrol çubuğunun ne kadarlık kısmının reaktöre girdiği ya da kontrolcü girdisi), $K_P = 7000$, $K_I = 800$, $K_D = 0$, PID katsayıları için nükleer reaktörün tepkisini göstermektedir. Ek olarak, trim değeri reaktivite için $-2e-6$ olarak alınmıştır.

Şekil incelendiğinde nükleer reaktör yakıt sıcaklık değeri oldukça kısa sürelerde denge durumuna gelmiştir ve 556.66 °C referans sıcaklık değerini takip edebilmiştir. $T_{F_ref}(t) - T_F(t) = e(t)$ olan denge durum hatası, sıcaklık denge durumuna gelebildiği için oldukça düşük çıkmıştır. Başlangıçta meydana gelen denge durum hatası, PID parametrelerinin değerleri değiştirilerek elimine edilmiştir. Yakıt sıcaklığını 70 °C derece azaltabilmek için sistemden yaklaşık 600 MW'lık bir güç azaltmak gerekmektedir. Soğutucu sıcaklığı da yaklaşık 6 °C mertebelerinde azalarak denge durumuna yerleşmektedir.



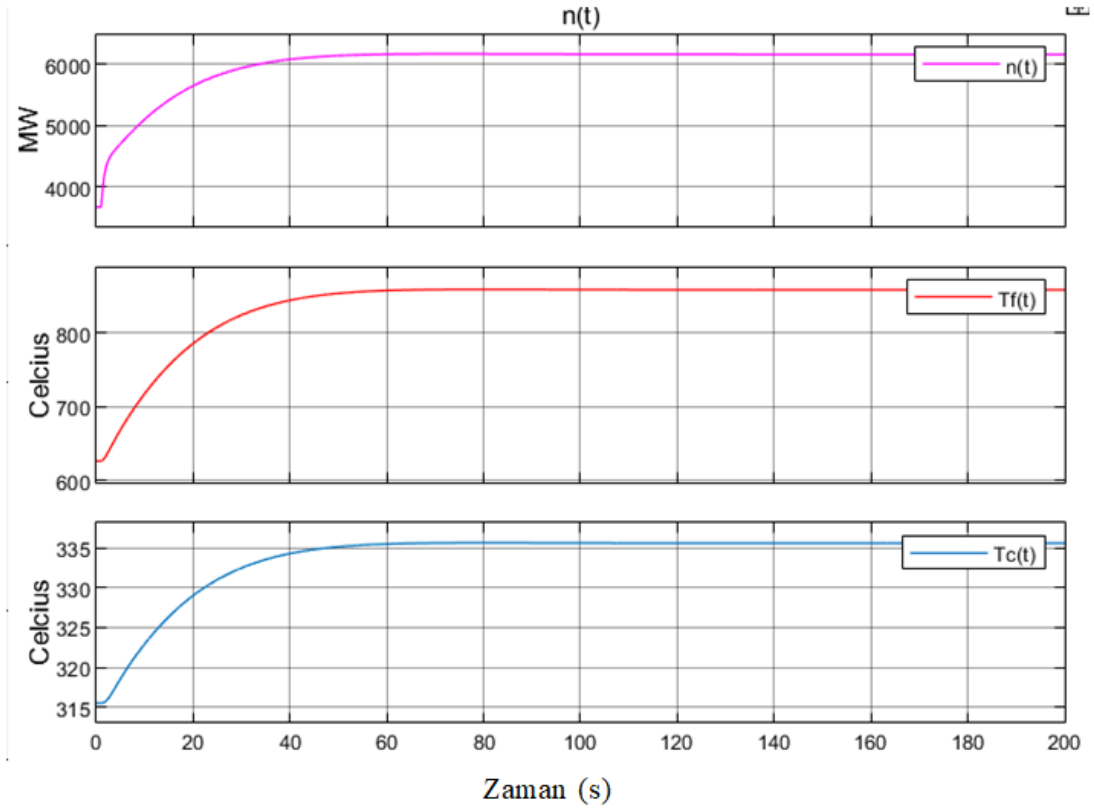
Şekil 4.7.2.3. Reaktörün 70 °C Referans Yakıt Sıcaklığı Azalışına Cevabı

4.7.3. Soğutucu Sıcaklığı Denetleyicisi

Şekil 4.7.3.1. 3665.7 MW başlangıç reaktör gücü, 626.66 °C başlangıç yakıt sıcaklığı, 315.55 °C başlangıç soğutucu sıcaklığı ve 286.1059 °C başlangıç soğutucu giriş sıcaklığı, $0.2 \cdot \beta \cdot 700$ kontrol çubuğu reaktivitesi (kontrol çubuğunun ne kadarlık kısmının reaktöre girdiği ya da kontrolcü girdisi), $K_P = 6$, $K_I = 0.8$, $K_D = 0$, PID katsayıları için nükleer reaktörün tepkisini göstermektedir. Ek olarak, trim değeri reaktivite için $-2e-6$ olarak alınmıştır.

Şekil incelendiğinde nükleer reaktör soğutucu sıcaklık değeri oldukça kısa sürelerde denge durumuna gelmiştir ve 335.55 °C referans sıcaklık değerini takip edebilmiştir. $T_{c_ref}(t) - T_c(t) = e(t)$ olan denge durum hatası, sıcaklık denge durumuna gelebildiği için oldukça düşük çıkmıştır. Başlangıçta meydana gelen denge durum hatası, PID parametrelerinin değerleri değiştirilerek elimine edilmiştir. Soğutucu sıcaklığını 20 °C derece artırabilmek için sisteme yaklaşık 2000 MW'lık bir güç sağlamak gerekmektedir. Yakıt sıcaklığı da yaklaşık 200 °C mertebelerinde artarak denge durumuna yerleşmektedir.

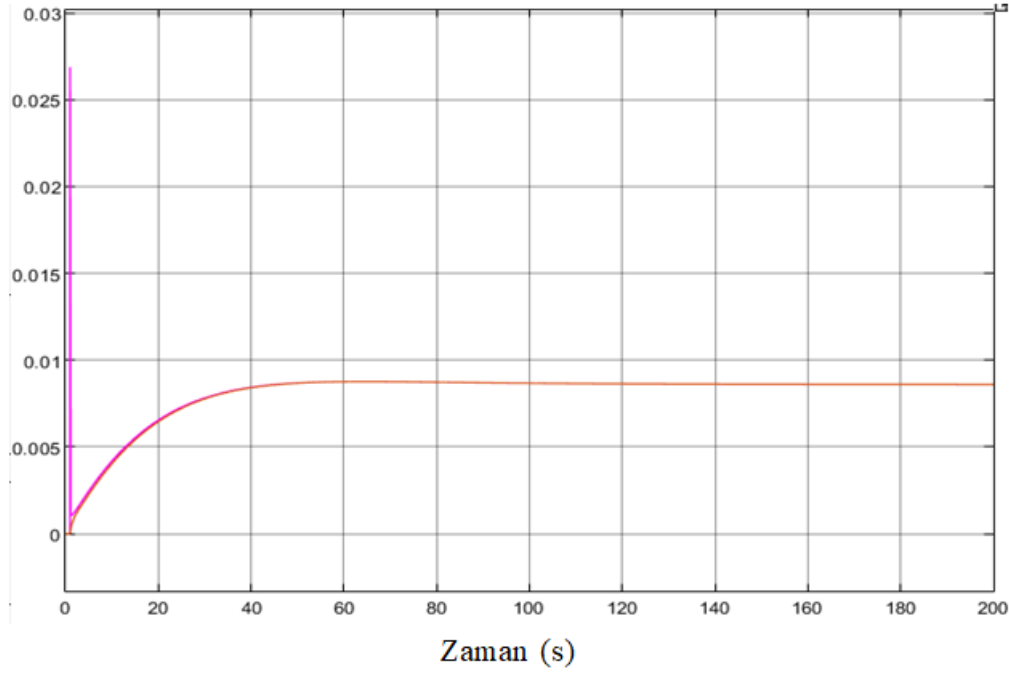
Soğutucu suyunu düşük bir miktar artırmak için yüksek güç gerekmesinin ve yakıtın fazla ısınmasının sebebi moderatörün yakıt kadar kolay ısınmamasından kaynaklanmaktadır. Ayrıca çalışmanın hedefinde olmadığından buhar jeneratörü modeli oluşturulmadığı için soğutucu giriş sıcaklığı T_{C_in} sabit alınmıştır. Soğutucu sıcaklığının değişiminden etkilenmeyecek şekilde katsayı verildiği için yakıtın çok yüksek miktarda ısınması böyle bir durumda mümkündür. Soğutucu ve yakıt sıcaklıkları değişiminin birbirleri ve güç ile oranları sistem diferansiyel denklemleri incelenerek veya simülasyonla görülebilmektedir. Sonuçlardan yakıt sıcaklığı değişiminin soğutucu sıcaklığı değişimi ile yaklaşık 20 kat, güç değişiminin yakıt sıcaklığı değişimi ile yaklaşık 10 kat, güç değişiminin soğutucu sıcaklığı değişimi ile yaklaşık olarak 200 kat oransal bir ilişkiye sahip olduğu görülebilir.



Şekil 4.7.3.1. Reaktörün 20 °C Referans Soğutucu Sıcaklığı Artışına Cevabı

Soğutucu sıcaklığı denetleyicisinde de eyleyicinin sisteme eklenmesi ile soğutucu sıcaklığı kontrolcüsünün ürettiği referans kesilerek sistemin ani tepki göstermesi engellenmiştir. Bu fark Şekil 4.7.3.2.'de görülebilmektedir. Kırmızı ile gösterilen eğri eyleyici kullanıldığında, magenta ile gösterilen eğri eyleyici kullanılmadığında yakıt sıcaklığında oluşan tepkileri ifade etmektedir ve

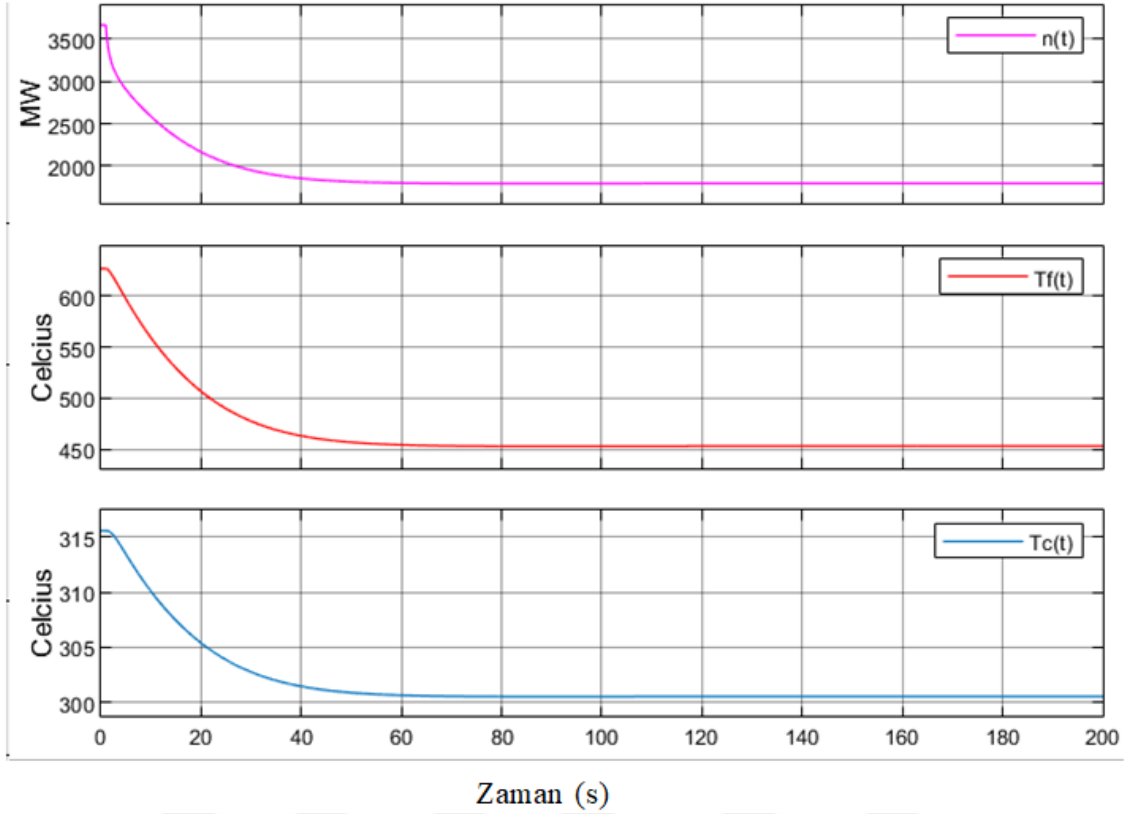
kontrolcünün üretmiş olduğu referans sinyalinin kesildiği aradaki fark ile anlaşılmaktadır.



Şekil 4.7.3.2. Reaktivitenin Eyleyici ve Eyleyicisiz Modeller ile 20 °C Referans Soğutucu Sıcaklığı Artışı İçin Tepkisi

Şekil 4.7.3.3. 3665.7 MW başlangıç reaktör gücü, 626.66 °C başlangıç yakıt sıcaklığı, 315.55 °C başlangıç soğutucu sıcaklığı ve 286.1059 °C başlangıç soğutucu giriş sıcaklığı, $0.2 \cdot \beta \cdot 700$ kontrol çubuğu reaktivitesi (kontrol çubuğunun ne kadarlık kısmının reaktöre girdiği ya da kontrolcü girdisi), $K_P = 6$, $K_I = 0.8$, $K_D = 0$, PID katsayıları için nükleer reaktörün tepkisini göstermektedir. Ek olarak, trim değeri reaktivite için $-2e-6$ olarak alınmıştır.

Şekil incelendiğinde nükleer reaktör soğutucu sıcaklık değeri oldukça kısa sürelerde denge durumuna gelmiştir ve 300 °C referans sıcaklık değerini takip edebilmiştir. $T_{C_ref}(t) - T_C(t) = e(t)$ olan denge durum hatası, sıcaklık denge durumuna gelebildiği için oldukça düşük çıkmıştır. Başlangıçta meydana gelen denge durum hatası, PID parametrelerinin değerleri değiştirilerek elimine edilmiştir. Soğutucu sıcaklığını 15 °C derece azaltabilmek için sistemden yaklaşık 2000 MW'lık bir güç azaltmak gerekmektedir. Yakıt sıcaklığı da yaklaşık 200 °C mertebelerinde azalarak denge durumuna yerleşmektedir.



Şekil 4.7.3.3. Reaktörün 15 °C Referans Soğutucu Sıcaklığı Azalışına Cevabı

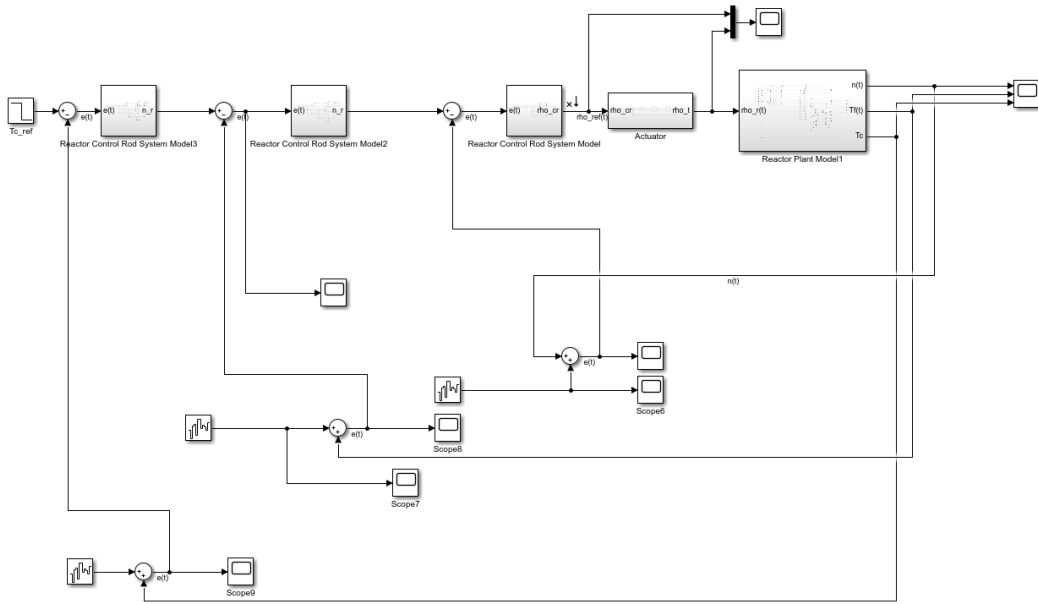
Yapılan analizler özetlenecek olursa, sistemin kararlılığı PI kontrolcüsü ile artmaktadır ve denge durum hatası azalmaktadır. Denge durum hata değeri $e(t)$, bu PID parametre değerleriyle neredeyse sıfıra yaklaşmıştır ve sistem doğrudan referans değerini takip edebilmiştir. Buradaki sorunsal, seçilen bu PID parametre değerleri ile çok başarılı bir şekilde kontrol edilebilen nükleer reaktörün, gerçek hayatta da kontrol edilip edilemeyeceği; başka deyişle, bu kadar hızlı bir tepkiyi verebilecek eyleyici seçmenin mümkün olup olmayacağıdır. Bu durumun, fiziksel dünyaya uygulanması için eyleyici çalışma frekansı ile kontrolcü çalışma frekansı benzer seçilebilir. Bu da PID parametrelerinin ayarlanmasıyla mümkün olur. Tez çalışması kapsamında eyleyici (actuator) tasarımı da gerçekleştirilmiştir ve PID parametreleri deneysel olarak ayarlanmıştır. Önemli olan diğer bir konu ise, nükleer güç reaktör değerini kontrol çubuklarının reaktivitesini ayarlayarak kontrol ederken sıcaklıkların kararsız bir davranış göstermemesidir. Seçilen kontrolcü ve yapılan

analizler ile sıcaklıkların mutlaka bir denge noktasına ulaştığı ve kararlı olduğu görülmektedir. Kontrol çubuklarının ne kadarlık bir pozisyonun reaktör kalbine indirildiği ya da çekirdekten ne kadarlık bir pozisyonunun çekildiği sistem modeline ait dinamik denklemlerden gelen geri besleme sinyallerine göre seçilen kontrolcülere ait parametrelerle ayarlanmaktadır. Ayrıca, eklenen eyleyici kontrol çubuklarının hızının ya da boyunun reaktivite cinsinden dönüşümünü de integral cinsinden ifade etmektedir.

4.8. Gürültü Analizleri

Bant-limitli beyaz gürültü (band-limited white noise), nükleer güç, yakıt sıcaklığı, soğutucu sıcaklığı döngüleri için ayrı ayrı eklenerek analizler gerçekleştirilmiştir.

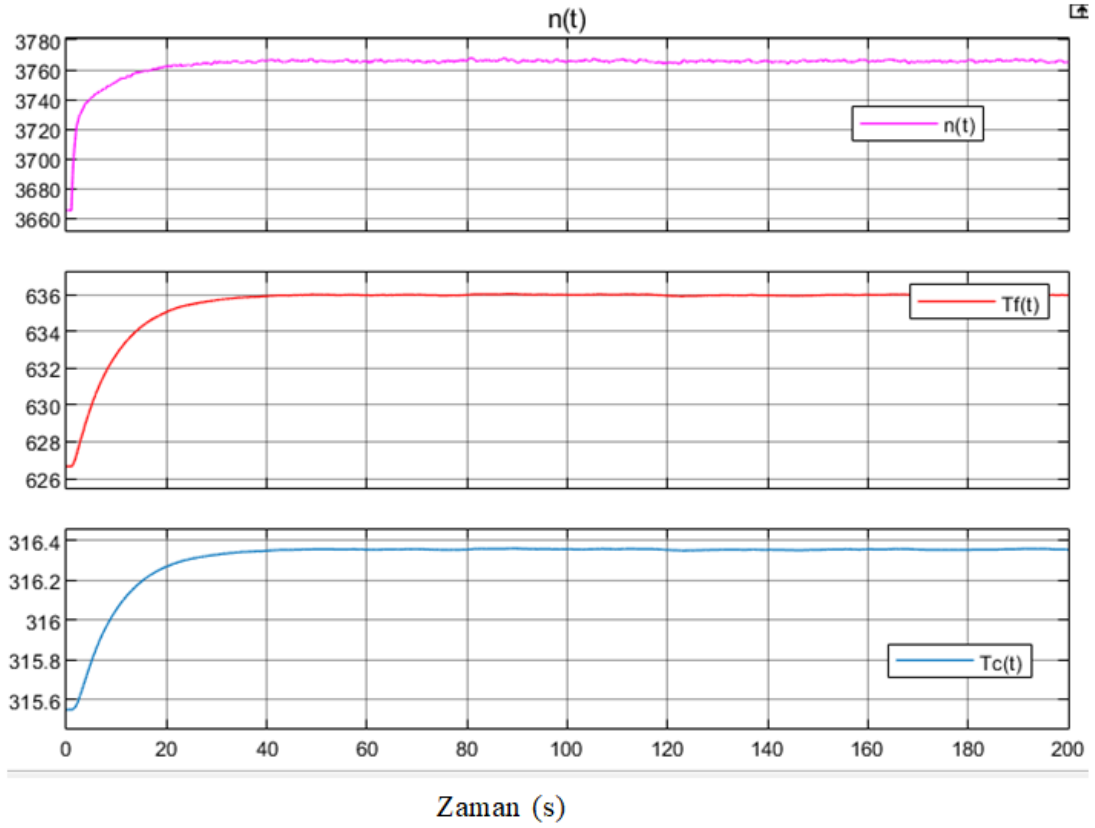
Şekil 4.8.1 beyaz gürültülerin Simulink modeline eklenmiş halini göstermektedir.



Şekil 4.8.1. Beyaz Gürültülü Simulink Model Gösterimi

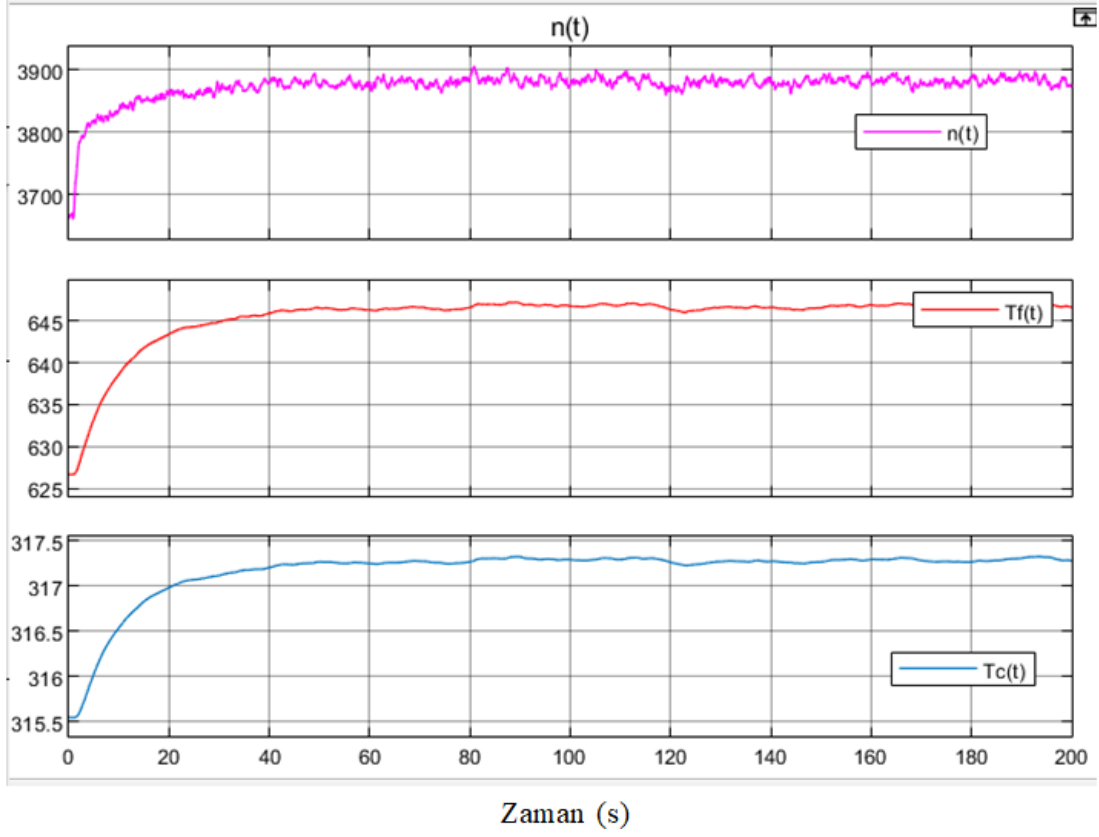
Düşük güç seviyesinde gürültüler sisteme eklendiğinde, kontrolcüdeki integral gürültüden kaynaklı hataları toplayacağı için kontrolcü çıktılarına bu gürültüler görünmeyecektir. Ancak, gürültünün etkisini görebilmek adına 1 MW seviyesinde 10 Hz frekansında bir gürültü sensör çıktısına eklendiğinde güç denetleyicisinin çıktısı 100 MW'lık artış referans değeri için Şekil 4.8.2.'de

görülmektedir. Şekil 4.7.1.1. ile kıyaslandığında gürültünün etkisi sistem çıktısı üzerinde net bir şekilde gözlemlenmektedir.



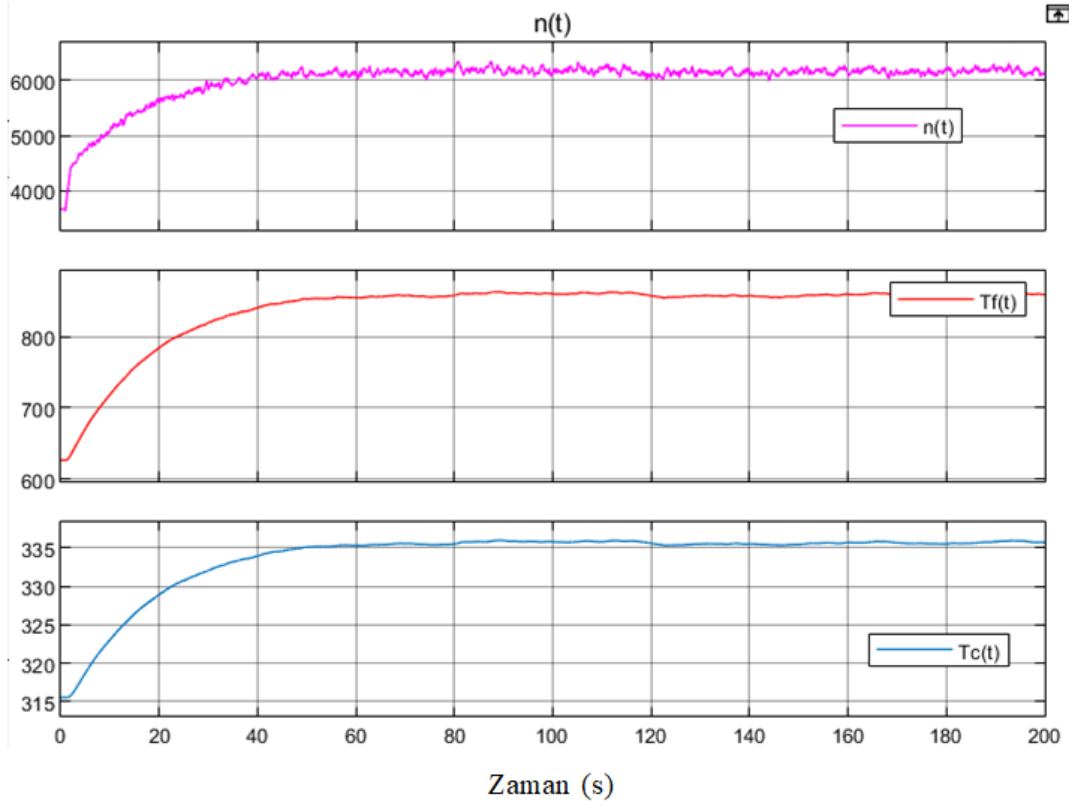
Şekil 4.8.2. Reaktörün 100 MW Referans Güç Artışına Cevabı – Beyaz Gürültü İle

1 MW seviyesinde 10 Hz frekansında bir gürültü sensör çıktısına eklendiğinde yakıt sıcaklığı denetleyicisinin çıktısı 20 °C artış referans değeri için Şekil 4.8.3.'te görülmektedir. Şekil 4.7.2.1. ile kıyaslandığında gürültünün etkisi sistem çıktısı üzerinde net bir şekilde gözlemlenmektedir. Yakıt sıcaklığı ve güç sinyalinden gelen gürültü güç denetleyicisine daha yüksek bir salınım olarak yansımaktadır.



Şekil 4.8.3. Reaktörün 20 °C Referans Yakıt Sıcaklığı Artışına Cevabı – Beyaz Gürültü İle

1 MW seviyesinde 10 Hz frekansında bir gürültü sensör çıktısına eklendiğinde soğutucu sıcaklığı denetleyicisinin çıktısı 20 °C artış referans değeri için Şekil 4.8.4.'te görülmektedir. Şekil 4.7.3.1. ile kıyaslandığında gürültünün etkisi sistem çıktısı üzerinde net bir şekilde gözlemlenmektedir. Yakıt sıcaklığı, soğutucu sıcaklığı ve güç sinyalinden gelen gürültü güç denetleyicisine daha yüksek bir salınım olarak yansımaktadır.



Şekil 4.8.4. Reaktörün 20 °C Referans Soğutucu Sıcaklığı Artışına Cevabı – Beyaz Gürültü İle

Gürültü, diğer sistem dinamiklerinde olduğu gibi nükleer sistemlerin de doğasında yer almaktadır. Sisteme ait çıktılar sensörden kaynaklı gürültüler eklenerek sisteme geri beslenebilir. Bu gürültü sinyallerin gücüne göre sistem denetleyicisine ait integral, hataları toplayıp elimine edebilir. Fakat, bu durum yüksek güç seviyesindeki sinyaller için mümkün olmayabilir. Bu durumda alçak geçiren (lowpass filter) tasarlanarak, gürültü sinyali denetleyiciye girmeden önce filtrelenebilir. Ancak, tez kapsamında bu gürültülerin varlığının sisteme ve denetleyiciye etkisi analiz edildiği için herhangi bir alçak geçiren filtre kullanılmamıştır.

5. SONUÇLAR

Basınçlı su reaktörüne ilişkin denklemlerden matematiksel modeller oluşturulmuş ve bu modellerin davranışları incelenmiştir. Bu analizlerin sonucunda yakıt ve soğutucu sıcaklık etkisinin, nükleer güç reaktörünün kendi kendine kararlılığı için kritik öneme sahip olduğu gözlemlenmiştir. Soğutucu sıcaklık etkisi tüm bu sıcaklık etkilerine hakimdir, bu nedenle bir bütün olarak reaktör, bozulmalar altında stabil kalabilir. Ek olarak, nükleer reaktör sistemi zincirleme reaksiyonlardan kaynaklı kararsız bir yapıya sahiptir. Zincirleme reaksiyonları temsil eden nokta kinetik denklemleri bu kararsızlığı analitik olarak göstermek için analiz edilmiştir.

Ayrıca, sistemin sahip olduğu doğrusal olmayan terimleri doğrusal hale getirmek için denge noktaları (equilibrium points) belirlemek gerekmektedir. Nötron yoğunluğu (nötron akışı ya da güç) doğrusal olmayan terimler içerdiği için bu denkleme ait durum dinamikleri sıfıra eşitlenerek, denge noktaları bulunmuştur. Ayrıca denge noktası girdi için sıfır olarak alınarak, denge noktaları hesaplandıktan sonra, lineerleştirme bulunan denge noktaları üzerinden yapılmıştır. Reaktör modelinin durum uzayı lineerleştirilmesi başlangıç nötron yoğunluğu değeri olan n_0 olarak hesaplanmıştır ve nötron yoğunluğu, denklemlerinin lineerleştirilmesi n_0 denge noktası üzerinden yapılmıştır. Böylece doğrusal bir model üzerinden de modelin analizi gerçekleştirilebilmiştir.

Nükleer bir reaktör için başlatma ve kapatma, gücün artması veya azalması için eklenecek farklı reaktivite değerlerine ihtiyaç duyar. Ancak, uygun olmayan reaktivite eklenmesi reaktörü tehlikeye atar. Örneğin, kontrol çubuklarının aşırı miktarda, ani geri çekilerek oluşturduğu reaktivite, ani güç artışına ve kalbin daha fazla hasar görmesine yol açacaktır. Kontrol çubuğunun yanlışlıkla geri çekilmesinden kaynaklanan reaktivite kazası, reaktörün doğal güvenlik özelliklerini doğrulamak için dikkatlice analiz edilmesi gereken yüksek sıcaklıktaki PWR için tasarım temelli kazaların bir türüdür. Bu nedenle eklenen reaktiviteye gücün tepkisinin analizi, nükleer reaktör güvenlik analizi ve işletim yönetimi için büyük önem taşımaktadır. Bu sebeple, nükleer reaktör birinci

döngüsünün dinamiği gerçeği yansıtacak şekilde modellendikten sonra, sisteme eklenen reaktivitenin kontrolü gerçekleştirilmiş ve farklı kontrol çubuk reaktivite değerleri için sistemin tepkisi analiz edilmiştir.

Sistemin yakıt sıcaklığı, soğutucu sıcaklığı ve reaktör gücü, başlangıç değerlerine göre artırılıp azaltılan referans değerlerini takip etmesi amacıyla kontrol edilmiştir. Kullanılan kontrolcüye ait PID parametreleri, sistemin tepkisinin yükselme zamanı, yüksek aşım, ters aşım gibi tepkileri elimine edecek şekilde ayarlanmıştır. Güç denetleyicisinin ürettiği referans, yüksek aşıma neden olan geçici durum tepkisi içerdiğinden, güç denetleyicisinin devamında eyleyici yapısı eklenerek güç kontrolcüsünün ürettiği referans kesilmiştir.

Reaktör gücünü, yakıt ve soğutucu sıcaklıklarını kontrol etmek amacıyla PID kontrolcüleri kullanılarak kademeli kontrolcü tasarlanmıştır. Bu kontrolcü ile sistem tek bir yapı içerisinde belirlenen referans değerlerini takip edebilmiştir. Ayrıca eklenen eyleyici sayesinde referansın ürettiği değerlerden kaynaklanan ani cevaplar azalmış olup sistem daha gerçekçi tepki verecek şekilde tasarım gerçekleştirilmiştir.

6. KAYNAKLAR

- 1) Nuclear Modelling and Control of Feed Water Systems in a Pressurized Water Reactor, Carl W. Ressel, 2010
- 2) Nuclear Power As a Foundation of a Clean Energy Future: A Review, Sirazam Sadekin, Sayma Zaman, 2018
- 3) Nuclear Energy Technology, Theory and Practice of Commercial Nuclear Power, Ronald Allen Knief, 1981
- 4) Nuclear Fission, Dr Anant Kmar Sinha, A.M. College, Dept of Physics, Eriřim tarihi: **05/04/2022**
- 5) Nükleer Mühendislięe Giriř, John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta, Kasım 1982
- 6) Nuclear Reactor Kinetics and Plant Control, Yoshiaki Oka, 2008
- 7) <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>, Eriřim tarihi: **14/03/2020**
- 8) Nuclear Mathematical Analysis of the Transient Dynamic of Surge-In or/and Surge-Out of the Pressurizer of PWR, Nibal Fadel Farman, Shaymaa A. Mahdi, April 2005
- 9) Introduction Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors, L. S. Tong, Joel Weismann, 1979
- 10) Introduction to Nuclear Power, John G. Collier, Geoffrey F. Hewitt, 1987
- 11) <https://www.chegg.com/homework-help/questions-and-answers/many-water-loops-pressurized-water-reactor-nuclear-power-plant-primary-loop-needs-high-pre-q29000160>, Eriřim tarihi: **14/08/2022**
- 12) PWR Steam Generators, S. J. Green, G. Hetsroni, February 1995
- 13) Modeling Nuclear Processes by Simulink, Nahrul Khair Alang Md Rashid, April 2015
- 14) Analysis of Reactivity Accident For Control Rods Withdrawal at the Thermal Reactor, Hend M. Saad, M. Aziz, H. M. Mansour, May 2014
- 15) Modeling and Dynamic Analysis of Nuclear Power Plant Reactor Based on PSASP, Xi Shi, Ping Wu, Jie Zhao, 2021
- 16) Linearized Mathematical Model for PWR Dynamics Simulation, Nehad A. Demerdash, Mohamed A. El-Hameed, November 2019

- 17) Nonlinear Dynamic Modeling and Simulation of a Passively Cooled Small Modular Reactor, Samet Egemen Arda, December 2016
- 18) User-defined Modeling of Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant Based on PSASP and Analysis of its Characteristics, Jie Zhao, Ping Wu, 2021
- 19) Dynamic Characteristics Analyse of Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant Based on PSASP, Li Xiong, Dichen Liu, Bo Wang, 2009
- 20) Nükleer Mühendisliğe Giriş, John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta, Kasım 1982
- 21) Implementing a Nuclear Power Plant Model for Evaluating Load-Following Capability on a Small Grid, Samet Egemen Arda, April 2013
- 22) Model Based Predictive Control for Load Following of A Pressurized Water Reactor, Gerhardus Human, 2009
- 23) Simulation Model of A PWR Power Plant, Forskningscenter, Roskilde, 1987
- 24) Solution of the Reactor Point Neutron Kinetic Equations, Mai Ismail, Dana Abulaban, February 2017
- 25) Design of Multi Objectives Control Systems to Control Nuclear Reactor Power, Eng. Magdy Mahmoud Zaky Abdelaal, 2013
- 26) State Space Modeling of Reactor Core in a Pressurized Water Reactor, A. Ashaari, T. Ahmad, February 2015
- 27) Modeling and Identification of a Nuclear Reactor with Temperature Effects and Xenon Poisoning, Attila Gabor, December 2009
- 28) Core Power Receding Horizon Control Approach for Pressurized Water Reactor (PWR) Nuclear Power Plants, Maitha Al Shimmari, Dr. Abdulla Ismail, July 2018
- 29) Automatic Control of the TRIGA Reactor, M. A. Power and R. M. Edwards, 1996
- 30) Adaptive Control Method for Core Power in TRIGA Mark 2 Reactor, Mohd Sabri Minhat, Hazlina Slamet. 2018
- 31) Process Control, Designing Processes and Control Systems for Dynamic Performance, 2nd Edition, Thomas Marlin, 2000
- 32) <https://www.mathworks.com/help/control/ug/designing-cascade-control-system-with-pi-controllers.html#cascadepiddemo-1>, Erişim tarihi: **01/08/2022**

- 33) Neural Network Controller for the Pressurized Water Reactor Power Control, S. S. Haggag, S. A. Kotb, 2017
- 34) Control-Oriented Modelling of the Primary Circuit and its Controllers of a PWR Nuclear Power Plant, Attila Gabor, Ilona Sonnevend, 2011
- 35) Reactor Dynamics And Control, Lynn E. Weaver, 1968



7. EKLER

EK 1 – Çalışma Kapsamında Kullanılan Parametreler

mc = 13934.17785; %kg
cc = 6.02483; %kj/kg.C
mf = 116618.598; %kg
cf = 0.442125e-3; %Mj/kg.C
hA = 11.7825e3; %KW/C
mc_dot = 164e6*0.4536 / 3600; % kg/sec

K1 = 1/(mf*cf); %C/Mj = C/(MW*sec) 0.01939
K2 = hA / (mc * cc); % 1/sec 0.14034
K3 = hA / (mf * cf* 1e3); % 1/sec 0.22852
K4 = mc_dot / mc; % 1/sec 1.48297

alpha_f=-1.2e-5*1.8;%1/C
alpha_c=-1e-4*1.8;%1/C

n0 = 3665.7; % MW
Tf0 = 625.66; %C
Tc0 = 315.55; %C
Tc_in =286.1059; %C

beta = 0.0065;
beta1 = 0.000215;
beta2 = 0.001424;
beta3 = 0.001274;
beta4 = 0.002568;
beta5 = 0.000748;
beta6 = 0.000273;

lamda1 = 0.0124;
lamda2 = 0.0305;
lamda3 = 0.111;
lamda4 = 0.301;
lamda5 = 1.14;
lamda6 = 3.01;

gama = 0.0001