

TEZİN ENSTİTÜYE VERİLDİĞİ TARİH : 13 MAYIS 2002
TEZİN SAVUNULDUĞU TARİH : 27 MAYIS 2002

NÜKLEER GÜÇ TESİSİ SİMÜLATÖRLERİ

726646

YÜKSEK LİSANS TEZİ
Kimya Lis. Serkan YILDIRIM
(304.97.1.107)

Tezin Enstitüye Verildiği Tarih : 13 Mayıs 2002
Tezin Savunulduğu Tarih : 27 Mayıs 2002

Tez Danışmanı : Doç. Dr. Ahmet DURMAYAZ *Ahmet Durmayaz* 27.06.2002
Diğer Jüri Üyeleri : Prof. Dr. Melih GEÇKİNLİ *Melih Geçkinli* 27.06.2002
Yard. Doç. Dr. Tayfun BÜKE (Muğla Ü.) *Tayfun Buke*

MAYIS 2002

726646

ÖNSÖZ

Nükleer güç tesisi simülatörlerini konu alan bu tezde bir nükleer güç tesisi modeli eliştirilebilmesi için gerekli bilgiler belli bir sistematik içersinde toplanmış ve örnek bir simülatör üzerinde uygulamaları yapılmıştır.

Yüksek lisans öğrenimim süresince çalışmalarımı yönlendirerek, hiçbir fedakarlıktan kaçınmayan ve desteğini sürekli hissettiğim değerli hocam Sayın Doç.Dr Ahmet DURMAYAZ'a ve tezi hazırlama süresince bilgisayar yazılımında yardımcı olan Osman AKBALIK'a ve her zaman yanımda olan aileme teşekkürlerimi sunarım.

Mayıs 2002

Serkan YILDIRIM

İÇİNDEKİLER

ÖNSÖZ	ii
İÇİNDEKİLER	iii
SEMBOLLER	vii
ŞEKİL LİSTESİ	x
TABLO LİSTESİ	xii
ÖZET	xiii
SUMMARY	xiv
1. GİRİŞ	1
2. GÜÇ TESİSİ SİMÜLATÖRLERİ TEMEL BİLGİLERİ	3
2.1 Modüler Modelleme Sistemleri	3
2.2 Modüler Model Üretim Süreci	3
2.3 Modüler Modelleme Sisteminin Ana Bileşenleri	4
2.4 Simülasyon Esasları	5
2.4.1 Zamana Bağlı veya Zamandan Bağımsız Simülasyon	5
2.4.2 Matematiksel Modelleme	6
2.4.3 Modelin Belirlenmesi	7
2.4.4 Temel Fizik Kuralları	9
2.4.5 Kontrol Hacmi İçin Fiziksel Proses Karakteristikleri	14
2.5 Güç Tesisleri İçin Dinamik Simülasyon	23
2.5.1 Temel Denklemler	23
2.5.2 Kütle Korunum Denklemleri	24
2.5.3 Kontrol Hacmindeki Basınç Değişim Hızı	26
2.5.4 Kontrol Hacimleri Bağlantıları İçin Momentum Denklemleri	27
2.5.5 Lineerleştirilmiş Momentum Denklemi	28
2.5.6 Borudaki Basınç Düşümü	29
2.5.7 Pompa İçin Kütlesel Debi Denklemi	29
2.5.8 Pompa ve Vanalı Bir Bağlantı Borusu için Akış Debisi Denklemi	31
2.5.9 Pompa Kaviteasyon (Aşınma) Faktörü	31
2.5.10 Enerji Korunumu Denklemleri	32
2.5.11 Kontrol Hacmindeki Akışkan Sıcaklığının Değişim Hızı	33
2.5.12 Kontrol Hacmine Isı Transfer Hızı	34
2.5.13 Hal (Durum) Denklemleri	34
2.5.14 İki Fazlı Sistemler (Basit denge modeli)	35

2.6	Dinamik Simülasyonlarda Kullanılan Sayısal Yöntemler	37
2.6.1	Açık Euler İntegrasyonu	37
2.6.2	Kapalı Euler İntegrasyonu	40
2.6.3	Daha Doğru Sonuç Veren İntegrasyon Yöntemleri	42
2.6.4	Denklemler Sistemleri	45
2.7	Simülasyon Modellerinin Diğer Önemli Hususları	47
2.7.1	Geçerlilik Aralığı	47
2.7.2	Gerçeğe Yakınlık	49
2.7.3	Güvenilirlik	49
2.7.4	Gerçek Zaman Simülasyonu	49
2.8	Simülasyon Modeli Geliştirme Algoritması	51
2.9	Hidrolik Network Akış Diyagramı	52

3. NÜKLEER GÜÇ TESİSİ SİMÜLASYON MODELİ GELİŞTİRİLMESİ 53

3.1	Nötron Reaksiyon Hızı – Reaktör Gücü	53
3.2	Termal Reaktörler İçin Çoğaltma Faktörleri	55
3.3	Zamandan Bağımsız Nötron Dengesi	57
3.4	Ortalama Nötron Ömrü ve Ortalama Etkin Nötron Ömrü	58
3.5	Reaktivite Birimleri	59
3.6	Reaktörde Sadece Ani Nötronlarla Reaktivite Değişimlerinin Neden Olduğu Nötron Akısı Değişimleri	60
3.7	Sadece Ani Nötronlarla Kritik Reaktör	61
3.8	Sadece Ani Nötronlarla Güç Değişimi	61
3.9	Güç Değişimleri Üzerine Gecikmiş Nötronların Etkisi	62
3.10	Nokta Kinetik Modeli	63
3.11	Nokta Kinetik Reaktör Modeli Denklemleri İçin Analitik Çözüm	64
3.12	Basit Nokta Kinetik Modeli için Modelleme Uygulaması	69
3.12.1	Problemin Tanımlanması	69
3.12.2	Nokta Kinetik Reaktör Simülasyon Modeli Oluşturulması Adımları	70
3.13	Reaktör Kinetiğine Nötron Kaynaklarının Etkileri	72
3.13.1	Nötron Kaynakları	72
3.13.2	Toplam Nötron Sayısı Üzerine Nötron Kaynaklarının Etkisi	73
3.13.3	Belirli Bir Güçte Çalışan Reaktöre Nötron Kaynaklarının Etkisi	75
3.13.4	Reaktörü Durdurma Üzerine Nötron Kaynaklarının Etkisi	75
3.13.5	Ağır Su Reaktörlerinde Fotonötron Kaynakları	76
3.14	Reaktiviteye Geri Beslemelerin Etkileri	76
3.14.2	Kısa Süreli Reaktivite Etkileri	86

4. CANDU NÜKLEER GÜÇ TESİSİNİN BAŞLICA SİSTEMLERİ _____ 88

4.1	Nükleer Buhar Sağlayıcı Sistem	89
4.2	CANDU Reaktörü Ana Bileşenleri	91
4.2.1	CANDU Reaktörü Asamblesi	91
4.2.2	CANDU Reaktörünün Reaktör Tankı ve Yakıt Kanalları	94
4.2.3	CANDU Reaktörü Yakıt Demetleri	95
4.3	Yakıt Yükleme ve Depolama	96
4.4	Isı Transport Sistemi	97
4.5	Buhar Üretici ve Ana Buhar Sistemleri	99
4.6	Türbin, Elektrik Üretici, Yoğuşmuş Buhar ve Besi Suyu Isıtma Sistemleri	101
4.7	Yavaşlatıcı Sistemleri	102
4.8	CANDU Nükleer Güç Tesisinin Basitleştirilmiş Şematik Gösterimi, Reaktörü Kontrol ve Regüle Edici Sistemler	103
4.8.1	Reaktör Kontrol Cihazları	106
4.8.2	Reaktör Durdurma Sistemleri (SDS#1 ve SDS#2)	106
4.8.3	Sıvı Bölgeleri	108
4.8.4	Reaktörü Regüle Edici Sistemin Genel Görünümü	110
4.8.5	Birim Kontrolünün Normal ve Alternate Yöntemleri	112
4.8.6	Ana Proses ve Kontrol Sistemlerinin Basitleştirilmiş Blok Diyagramı	114

5. CANDU-9 KOMPAKT SİMÜLATÖRÜ _____ 118

5.1	CANDU-9 Kompakt Simülatöründe Kullanılan Terimler ve Kısaltmaları	118
5.2	CANDU-9 Kompakt Simülatöründe Kullanılan Bazı Komutlar	119
5.3	CANDU-9 Kompakt Simülatörü Ekranında Görülen Yazıların Listesi ve İşlevi	120
5.4	CANDU-9 Kompakt Simülatörünü Çalıştırma	121
5.5	CANDU 9 Kompakt Simülatörünü Başlangıç Durumuna Getirmek	121
5.6	CANDU 9 Kompakt Simülatöründe Görülen Ekranların Listesi	122
5.7	CANDU 9 Kompakt Simülatörü Ekranındaki Görüntülerin Ortak Özellikleri	122
5.8	CANDU 9 Kompakt Simülatörü Ekranındaki Sayfalar	125
5.8.1	Tesis Genel Görünümü (Plant Overview) Sayfası	125
5.8.2	Reaktörü Durdurma Kontrol Çubukları (Shutdown Rods) Sayfası	127
5.8.3	Reaktivite Kontrolü (Reactivity Control) Sayfası	128
5.8.4	Birinci Isı Transport Sistemi Ana Çevrimi (PHTS) Sayfası	129
5.8.5	Birinci Isı Transport Sistemi Besleme ve Çekme Sayfası	130
5.8.6	Birinci Isı Transport Sistemi Envanter Kontrolü Sayfası	131

5.8.7	Birinci Isı Transport Sistemi Basınç Kontrolü Sayfası	132
5.8.8	Çekme Yoğuşturucu Kontrolü Sayfası	132
5.8.9	Buhar Üretici Besi Pompası Sayfası	133
5.8.10	Buhar Üretici Seviye Kontrol Sayfası	134
5.8.11	Buhar Üretici Seviye Trendleri Sayfası	135
5.8.12	Buhar Üretici Seviyesi Elle Kontrolü Sayfası	135
5.8.13	Ara Buhar Çekme (Extraction) Sayfası	136
5.8.14	Türbin Jeneratörü Sayfası	137
5.8.15	Reaktörü Regüle Edici Sistem / İstenen Güç Programı (RRR/DPR) Sayfası	138
5.8.16	Birim Güç Regülatörü Sayfası (UPR)	139
5.8.17	Trend Sayfası	140
6.	CANDU 9 KOMPAKT SİMÜLATÖRÜ İLE UYGULAMALAR	141
6.1	Güç Manevraları: %10 Güç Düşürme ve Yeniden Tam Güce Çıkma	141
6.2	Alternate Moddaki Güç Manevralarına Sistemin Cevabı	143
6.3	Güç Manevralarına RRS Kontrol Algoritmasının Cevabı	144
6.4	Reaktör ve RRS'nin Güç Manevrasına Cevabı	146
6.5	SDS#1 Reaktör Tripine Sistemin Cevabı ve Tripten Kurtularak Yeniden Güce Çıkma	147
	SONUÇ VE ÖNERİLER	151
	KAYNAKLAR	152
	EKLER	153
	ÖZGEÇMİŞ	157

SEMBOLLER

A	:	kesit alanı (m^2)
C	:	hidrolik kapasitans, pnömatik kapasitans (m^2); ısıt kapasitans (J/K);
$C_{l,2}$	:	bağlantı borusu iletkenliği
C_i	:	i'inci grup gecikmiş nötron öncüsü çekirdek yoğunluğu,
c_p	:	sabit basınçtaki özgül ısı (J/K kg)
c_v	:	sabit hacimdeki özgül ısı (J/K kg)
C_p	:	pompadaki akış iletkenliğini betimleyen sabit
D	:	borunun veya deliğin iç çapı (m); mesafe (m)
F	:	akış değişkeni; kontrol hacmi için hacimsel debi (m^3/s); kontrol hacmin sınırından birim zamandaki ısı geçişi (W); kontrol hacmindeki kütleli akış debisi (kg/s); kuvvet (N)
f	:	sürtünme katsayısı
G	:	gaz sabiti ($m^3/°C$)
g	:	yerçekimi ivmesi (m/s^2)
h	:	taşıma sabiti (W/K m^2); entalpi (J/kg)
h_c	:	çıkan akışkanın entalpisi (J/kg)
h_f	:	doymuş sıvı entalpisi, (J/kg),
h_g	:	doymuş buharın entalpisi, (J/kg);
h_i	:	giren akışkan akımının entalpisi (J/kg),
I	:	akım şiddeti (A)
K	:	akış sabiti (boyutsuz)
k	:	ısıt iletkenlik (W/K m)
k_{∞}	:	sonsuz ortam çoğaltma katsayısı
$ketk$	:	etkin çoğaltma katsayısı
k_{ex}	:	excess çoğaltma çarpanı
L	:	eşdeğer boru uzunluğu (m); seviye(m)
l_{etk}	:	doğan her nötron için ortalama etkin nötron ömrü
M	:	kütle (kg)
N	:	birim hacimdeki çekirdek sayısı
n	:	nötron yoğunluğu (nötron/ cm^3); politropik sabit
N_1	:	birinci nesil nötron sayısı
ΔP	:	pompalama sırasındaki basınç artışı, (dinamik yükseklik)

P	:	kontrol hacmindeki basınç (Pa); kontrol hacmindeki sıcaklık (K); potansiyel değişken; yükseklik (m)
p	:	rezonanstan kaçma olasılığı
P_{DYH}	:	pompa dinamik yüksekliği
P_{FNL}	:	hızlı nötron dışarı kaçmama olasılığı
P_{TNL}	:	termal nötron dışarı sızma olasılığı
P_v	:	tankta buharın bulunduğu bölgedeki doymuş buhar basıncı
Q	:	depolanan ısı enerjisi(J); hacim (m^3); ısı kazancı (veya kaybı); nicelik değişkeni; tanktaki gazın ağırlığı (kg)
Q_v	:	tankta buharın bulunduğu bölgeden ısı transferi
R	:	hidrolik, ısıl direnç (K/W); Pnömatik direnç (m^2/s); ideal gaz kanunu sabiti
R_f	:	birim zamanda birim hacimdeki nükleer fisyon reaksiyon hızı
S	:	kimyasal reaksiyon ile bileşen oluşum hızı
T	:	sıcaklık ($^{\circ}C$)
T_i	:	giren soğutucu sıcaklığı, ($^{\circ}C$)
T_o	:	çıkan soğutucu sıcaklığı, ($^{\circ}C$)
T_s	:	dış kaynak sıcaklığı, ($^{\circ}C$)
T_s	:	doyma sıcaklığındaki ikincil karışımın sıcaklığı, ($^{\circ}C$)
T_v	:	tankta buharın bulunduğu bölgedeki doymuş buhar sıcaklığı, ($^{\circ}C$)
UA	:	bütün ısı transfer katsayısının ortalama ısı transfer alanı ile çarpılması
u_p	:	normalize edilmiş pompa hızı
V	:	tankın hacmi (m^3)
V	:	voltaj (V); yükseklik (m)
V_A	:	vananın kapladığı alan (m^2)
V_v	:	buhar boşluğunun hacmi, (m^3)
W	:	blok ağırlığı (kg); kütleli akış debisi (kg/s)
$W_{1,2}$	:	bir kontrol hacminden diğerine akan akışkanın debisi, (kg/s)
W_c	:	buhar yoğunlaşma hızı
$W_{\dot{c}}$	:	çıkan akışkan için kütleli debi, (kg/s)
W_g	:	giren akışkan için kütleli debi, (kg/s)
W_i	:	giren akışkan akımı için buhar akış hızı, $i = 1 \dots n$
X	:	kontrol hacmindeki bileşenin konsantrasyonu; kontrol hacim kalınlığı (m)
Y	:	genişleme faktörü (kg/m^3)
Z	:	sıkıştırılabilirlik faktörü

Yunan Harfleri

ϕ	:	nötron akısı
ρ	:	sıvının yoğunluğu
ρ_f	:	yoğuşmuş buharın yoğunluğu
α_i	:	yutulmuş nötronların (n, γ) reaksiyonuna neden olma olasılığı
τ	:	zaman sabiti
β	:	toplam (etkin) gecikmiş nötron öncüsü kesri.,
β_i	:	i'inci grup gecikmiş nötron öncüsü kesri,
γ	:	gaz yoğunluğu (kg/m ³)
γ	:	sıvı yoğunluğu (kg/m ³)
ε	:	hızlı fisyon katsayısı
η	:	yakıtta yutulan termal nötron başına yayınlanan fisyon nötronu sayısı
λ	:	nötronun serbest yolu
μ	:	mutlak viskozite (kg.s/m ²)
σ	:	mikroskopik tesir kesiti (cm ²)
Σ_a	:	makroskopik yutulma tesir kesiti,
Σ_f	:	makroskopik fisyon tesir kesiti,
Σ_i	:	makroskopik esnek olmayan saçılma tesir kesiti
Σ_s	:	makroskopik esnek saçılma tesir kesiti ,

ŞEKİL LİSTESİ

	Sayfa
Şekil 2.1 Basit Bir Sistem Modeli İçin Girdi-Çıktı Blok Diyagramı.	9
Şekil 2.2 Kontrol Hacminin Nicelik, Akış ve Potansiyel Değişkenleri.	11
Şekil 2.3 Bir ya da Birkaç Kontrol Hacmini Birleştiren Noktalar Olarak Tanımlanan Birleşme Noktaları	11
Şekil 2.4 Sistem Analizinin İki Kuralının Anlatımı için Tipik Bir Sistem	13
Şekil 2.5 Basıncın Değişimi (Dinamik Yükseklik)	30
Şekil 2.6 Basit İki Fazlı Sistem Modeli Örneği	35
Şekil 3.1 Reaktivite Geri Besleme Etkileri	76
Şekil 3.2 U-238'in Pu-239'a dönüşümü	78
Şekil 4.1 CANDU Nükleer Güç Tesisinin Genel Görünümü	88
Şekil 4.2 Nükleer Buhar Sağlayıcı Sistem	90
Şekil 4.3 CANDU Reaktörü Nükleer Güç Tesisi	91
Şekil 4.4 CANDU Reaktörü Topluluğu	92
Şekil 4.5 CANDU Reaktörünün Yakıt Kanalı	94
Şekil 4.6 Bir CANDU Reaktörü Yakıt Demeti	95
Şekil 4.7 Yakıt Taşıma ve Depolama	96
Şekil 4.8 Yakıt Yükleme Makinesi	97
Şekil 4.9 Isı Transport Sistemi	98
Şekil 4.10 Buhar Üretici ve Başlıca Buhar Sistemleri	100
Şekil 4.11 Türbin, Jeneratör, Yoğuşturucu ve Isıtma Sistemleri	101
Şekil 4.12 Yavaşlatıcı Sistemler	103
Şekil 4.13 Nükleer Güç Tesisinin Şematik Gösterimi	104
Şekil 4.14 Reaktör Kontrol Cihazları	106
Şekil 4.15 Reaktör Durdurma Sistemleri (SDS#1 ve SDS#2)	107
Şekil 4.16 CANDU Reaktöründeki Sıvı Bölgeleri	109
Şekil 4.17 Reaktörü Regüle Edici Sistemlerin Genel Görünümü	111

Şekil 4.18	Birim Kontrolünün Normal ve Alternatif Yöntemleri	112
Şekil 4.19	Ana Proses & Kontrol Sistemlerinin Basitleştirilmiş Blok Diyagramı	114
Şekil 6.1	Reaktörün Gücünü %10 Düşürme ve Yeniden Tam Güce Çıkarma	142
Şekil 6.2	Alternate Moddaki Güç Manevralarına Sistemin Cevabı	144
Şekil 6.3	Güç Manevralarına RRS Kontrol Algoritmasının Cevabı	145
Şekil 6.4	Reaktör ve RRS'in Güç Manevrasına Cevabı	146
Şekil 6.5	Reaktörü Regüle Edici Sistemlerin Reaktivite Değişimine Etkileri	148
Şekil 6.6	Reaktörün Gücünü Tam Güce Çıkarma Esnasında Kontrol Çubuklarının Hareketi	149
Şekil 6.7	Reaktörün Gücünü Tam Güce Çıkarma Esnasında Türbin Jeneratör Grubunun ve Buhar Üreticinin Durum Değişkenleri	150

TABLO LİSTESİ

Tablo 2.1. Nicelik Akış ve Potansiyel Değişkenlerinin Özeti.....	12
Tablo 2.2 Farklı Sistem Türlerine Sistem Analizi Temel Kanunlarının Uygulanması.....	14
Tablo 2.3. Fiziksel Sistem Değişkenleri için Fiziksel Karakteristiklerin Özetleri [6, 7]. ..	22
Tablo 3.1. Kinetik Modeli İçin Modelleme Uygulaması Sabit Verileri	69



ÖZET

Bu çalışmada Güç Tesisi Simülatörlerinin geliştirilmesi için gerekli bilgiler derlenerek bir bütün halinde sunulmaya çalışılmıştır.

İlk olarak, güç tesisi simülatörüne ilişkin temel bilgiler adı altında modüler modelleme sisteminin ne olduğu, üretim süreci ve ana bileşenleri anlatılmıştır. Bir güç tesisini oluşturan üniteler için simülatör modelinin matematiksel modellenmesine ilişkin gerekli temel fiziksel kurallar, diferansiyel, cebirsel vb. denklemler sunulmuştur. Dinamik simülasyonu oluşturan diferansiyel denklemlerin cebirsel denklemlere dönüştürülmesine ilişkin matematiksel yöntemler ve bir simülasyon modelinin geçerlilik aralığı, gerçeğe yakınlığı, güvenilirliği ile gerçek zaman simülasyonu birinci bölümde ele alınmıştır.

İkinci bölümde ise nükleer güç tesisi simülasyon modeli geliştirilmesi için gerekli nükleer reaktör fiziğinin konu ile ilgili temel bilgileri özetlenmiştir. Uygulama amacıyla, PHWR CANDU tipi bir reaktör kalbi için nokta kinetik simülasyon modeli oluşturulması adım adım gerçekleştirilmiştir. Sonuç olarak, elde edilen simülasyon modeli denklemlerini çözecek bir FORTRAN programı oluşturularak, Ek-A'da sunulmuştur.

Ayrıca, ileri düzeyde geliştirilmiş bir nükleer güç tesisi simülatörü ile uygulamalar yaparak gelişmiş bir simülatörün tanıtılması ve nasıl yararlanılacağına gösterilmesi amaçlanmıştır. Bu amaçla CANDU-9 Kompakt Simülatör programı seçilmiştir. Bu nedenle öncelikle CANDU Nükleer Güç Tesislerinin başlıca sistemlerinin tanıtımı yapılmıştır.

Son olarak CANDU-9 Kompakt Simülatörü tanıtılıp kullanılmasına ilişkin uygulamalar yapılmıştır. Bu uygulamalar arasında tam güçte çalışan bir nükleer reaktörde güç değişimlerinin nasıl yapılabileceği, reaktör tripi ile karşılaşılması durumunda reaktörün tam güce tekrar nasıl çıkartılabileceği, sıfır güçte çalışan bir reaktörün %100 tam güce adım adım nasıl çıkartılabileceği ve diğer bazı normal ve anormal çalışma koşulları uygulamaları yer almaktadır.

Kısaca, bu çalışma ile bir nükleer araştırma veya güç reaktörü tesisinin simülatör modeli geliştirilmesi için gerekli alt yapı oluşturulmaya çalışılmıştır.

SUMMARY

In this study, the knowledge required for the mathematical model development of a Nuclear Power Plant Simulator is reviewed and presented.

For this aim, first, modular model generation process for the development of such kind of a plant is studied. Some detailed information including the basic units of components like a valve, pump and heat exchanger etc., modularization of the whole plant into subsystem modules such as reactor, heat transport system, boiler system etc. and, the requirements of the particular modules such as specialized two phase flow modules for reactor thermalhydraulics to cater for loss of coolant accident simulation are described together with the building the subsystem models using basic blocks of generic algorithms. The basic equations, for formulating real time simulations of physical process, in general, based on the principles of overall and component mass conservation, energy conservation and the momentum balance are thoroughly reviewed.

Then, nuclear neutron physics including rates of neutron reactions, multiplication factors for thermal reactors, steady-state neutron balance, analytical solution to point kinetic reactor model equations that are necessary for the reactor simulation model development is briefly reviewed. For training purpose, a PHWR CANDU reactor point kinetic reactor model problem is exercised and a FORTRAN program for this exercise has been developed and presented in Appendix-A.

Additionally, to get familiar with an advanced nuclear power plant simulator the CANDU-9 Compact Simulator is chosen. Before using this simulator, the CANDU-9 nuclear generation station systems and operations are introduced in detail.

Finally, information about the structure of the CANDU Compact Simulator that was originally developed by Atomic Energy of Canada Limited (AECL) is presented. By using this simulator, some applications are done to get familiar with it.

Concisely, with this study, we have tried to set up the infrastructure for the model development of a simple nuclear reactor plant simulator.

1 GİRİŞ

Dünya'da ilk tam teçhizatlı eğitim amaçlı nükleer tesis simülatörü General Electric tarafından 1968 yılında geliştirilmiş, bunu izleyen yıllarda ABD ve diğer ülkelerdeki hafif su reaktörü üreticileri ile araştırma ve eğitim kurumlarının katkılarıyla nükleer tesis simülatör teknolojisi bugünkü gelişmiş haline erişip yaygın bir kullanım alanı bulmuştur. Günümüzde, nükleer güç tesisi simülatörleri sağladığı olanaklardan dolayı zorunlu bir gereksinim olup, sadece eğitim amaçlı bir araç olmaktan çok daha önemli hale gelmiştir. Nükleer tesis simülatörleri operatör adaylarının eğitim sürecinde, reaktörü güce çıkarma, reaktörü durdurma gibi tesis genel uygulamalarına olanak sağlamasının yanı sıra acil ve anormal durumlar için de deneyim kazanmalarını sağlarlar. Ayrıca, simülatörler operatör adaylarının lisanslanabilmesi için yapılan sınavlarda ve reaktör işletme talimatları ve kılavuzlarına ilişkin dokümanların geliştirilmesinde de kullanılabilirler.

Simülatör teknolojileri bilgisayar donanım ve yazılımlarındaki hızlı gelişme sayesinde son 30 yılda önemli ilerlemeler kaydetmiştir. 15 yıl önce bir nükleer güç tesisinin simülatörünü bütün tesisin birimlerinin işlevlerini kapsayacak şekilde geliştirmeye ve kullanmaya teşebbüs edenlerin belki de bir oda dolusu donanım kullanmaları ve milyonlarca dolar para harcamaları gerekiyken, günümüzde bu simülatörler kişisel bilgisayarlar ile çok daha az paralarla geliştirilebilir ve kullanılabilir hale gelmiştir.

Bilgisayar donanım ve yazılımında maliyet / performans ilişkisindeki dramatik gelişmeler sonucunda, nükleer güç tesisi simülatörlerinin başlıca geliştirme maliyeti fiziksel sistemlerin cebirsel ve diferansiyel denklemlerle matematiksel modellenmesinde gereken yoğun zihinsel çalışmaya ve bu denklemleri bilgisayar kodları haline dönüştürmeye indirgenmiştir [1-6].

Elektrik üretimi amaçlı güç tesisleri için simülatör geliştirilmesine ilişkin olarak ülkemizde yapılmış herhangi bir çalışma açık literatürde halihazırda yer almamaktadır.

Diğer yandan, nükleer güç tesisleri için simülatör geliştirilmesi ve kullanılması oldukça önem taşımaktadır. Elektrik üretimi amaçlı güç tesisleri simülatörü geliştirme çalışmaları içerisinde, nükleer güç tesisleri simülatörlerinin geliştirilmesi sadece ekonomik nedenlerle değil güvenlik analizi nedenleriyle de öncü rol oynamakta olup reaktör teknolojisi paralelinde simülatör teknolojisi geliştirilmesi de günden güne önem kazanmaktadır.

Simülatör kullanarak, normal ve normal dışı koşullarda çeşitli reaktör çalışmaları sağlanarak, güç seviyesinin farklı değerlere farklı hızlarda değiştirilmesi ve reaktör gücü kontrolünü sağlayan Regüle Edici Sistemin kontrol mekanizması incelenmektedir.

Bu bağlamda ülkemizdeki nükleer güç tesisi simülatörü geliştirme çalışmalarına temel teşkil etmek üzere, bu tez çalışmasında bir nükleer araştırma veya güç reaktörü tesisinin simülatör modeli geliştirilmesi için gerekli alt yapı oluşturulmaya çalışılmıştır.

2 GÜÇ TESİSİ SİMÜLATÖRLERİ TEMEL BİLGİLERİ

Bu bölümde, elektrik üretimi amaçlı güç tesisi simülatörlerine ilişkin temel bilgiler sunulmaktadır.

2.1 Modüler Modelleme Sistemleri

Simülatör teknolojisinin geliştirilmeye başlandığı ve onu izleyen yıllarda matematiksel modelleme günümüzdekine kıyasla daha yoğun emek isteyen bir süreçti. Çünkü denklemlerdeki en ufak bir değişiklik bilgisayar programının tamamının yeniden derlenmesini gerektirmekteydi. Bu nedenle ilk yıllarda büyük tesislerin ve karmaşık sistemlerin simülasyonunun gerçekleştirilmesi çok zor olmuş ve çok zaman almıştır. 1980'li yılların ortalarında bu tür sistemlerin simülatörünün geliştirilmesi için modüler modelleme yaklaşımı ortaya çıkmış ve bu da zamanla hızla gelişmiştir.

Günümüzde tüm simülatör geliştirme çalışmalarında bir çeşit Modüler Modelleme Sistemi (MMS) kullanılmaktadır. Farklı simülatör geliştirme amaçlı MMS'ler farklı kolaylık ve kapasitelerde bulunmaktadır [6-8].

2.2 Modüler Model Üretim Süreci

Tipik bir modüler modelleme üretim süreci genel olarak aşağıdaki adımlardan oluşmaktadır:

1. Öncelikle tesisi oluşturan bütün bileşenler (vana, pompa, ısı değiştiricisi vb.) belirlenir, tanımlanır ve her bir bileşenin çeşitli işletim koşulları dikkate alınacak şekilde matematiksel modelleri geliştirilir. Geliştirilmiş olan bu modeller genel ve yeterince esnek olmalıdır, yani herhangi bir özel bir uygulama yapılmak istendiğinde bu modeller kullanılabilir. Örneğin, oluşturulan bir vana modeli, 1. mertebe lineer vanadan non-lineer açılan vana şekline dönüştürebiliyor olmalıdır. Her bir

basit ünite bir model olarak adlandırılır. Model nesneleri derlenerek bilgisayarda obje programlar haline getirilir ve ana simülasyon programının onları kullanmasına hazır olarak bilgisayar hafızasındaki bir kütüphanede bekletilir.

2. Reaktör, ısı transport sistemi, buhar üretici, besi suyu sistemi gibi alt sistemler oluşturularak tüm tesisin modülerizasyonu yapılır. Bütün alt sistemlerdeki proses modelleri, elektrik gücü dağıtımı ve kontrol mantığı modellerine ayrıştırılır. Bu esnada oluşturulmuş olan alt sistemlerin içeriğini kontrolü mümkün daha küçük sistemlere ayrıştırmak gerekmektedir. Bütün bu işlemler yapıldığında kumanda edilebilir sistemler modülerize edilmiş olur.

3. Bu adımda, örneğin soğutucu kaybı kazası simülasyonunda kullanılan reaktör termal (ısı) hidroliği için 2 fazlı akış modelleri ya da 3 boyutlu uzaysal kinetik reaktör modeli vb. gibi özel algoritmaların geliştirilmesi gerçekleştirilir.

4. Genel algoritma temel blokları kullanılarak alt sistem modelleri oluşturulur. Genel olarak söylenirse simülasyon modeli, giriş ve çıkış veri değerleriyle birbiri ile ilişkili blokların art arda sıralanması olarak tanımlanır. Bu bloklar ise diferansiyel ve cebirsel denklemlerle karakterize edilmiş basit bileşenlerdir.

5. Alt sistem modelinden beklenenlerin sağlanıp sağlanamadığı kontrol edilir. Bu adımdaki gereksinimler; çalışma koşulları aralığında çalışmanın, gerçek değerden sapmanın ve normal dışı fonksiyonlardaki performansın kontrol edilmesidir.

6. Son adımda ise birbirine ilişkili alt sistem modelleri tamamlandığında bunların entegrasyonları yapılarak büyük sistem modeli oluşturulur. Son olarak tesisin tümünün modelini oluşturan bu sistem modeli test edilerek son düzeltmeler ve ayarlamalar yapılır.

2.3 Modüler Modelleme Sisteminin Ana Bileşenleri

Tipik bir MMS için modüler model geliştirilmesi süreci, aşağıdaki ana bileşenlerden oluşmaktadır.

- (a) Genel Model Algoritma Kütüphanesi Oluşturulması – Genel algoritmaların üretilmesi ve bir kütüphanede toplanması.

- (b) Model Sistemi Geliştirme– Blokların oluşturulması ve art arda sıralanması, blok bağlantılarının yapılması ve gerekliyse modelin bazı bölümlerinin veya tümünün başka modellerle birleştirilmesi.
- (c) Modelin Test Edilmesi ve Hataların Giderilmesi – Blok bağlantılarını, model parametrelerini ve blok sıralamasını değiştirerek modelin test edilip hataların giderilmesi.
- (d) Termal-hidrolik Akışkan Akış Ağının Oluşturulması ve Çözümlemesi – Tesisin noktalar ve dallarla gösterilen hidrolik akış çevrim ağının oluşturulması. Bu aşamada, kontrol hacmi olarak adlandırılan noktalarda basınçların hesaplanması ve noktalar arası akış dallarında momentum denklemlerinin çözülmesi ile akış hızları elde edilir. Noktalar ve dalların açıkça belirtilmesiyle formüle edilen lineer cebirsel denklem sistemi hızlı matris metotlarıyla formüle edilip çözülür.

2.4 Simülasyon Esasları

Simülasyonlara ilişkin temel bilgiler aşağıda sunulmaktadır [6-8].

2.4.1 Zamana Bağlı veya Zamandan Bağımsız Simülasyon

Simülasyon; matematiksel modeller kullanılarak seviye, sıcaklık, hız, basınç, vb. kontrol edilen süreç değişkenlerinin dinamik yanıtları ile gerçek süreç davranışlarının elde edilmesi olarak tanımlanabilir.

- Zamandan bağımsız simülasyon genellikle zamandan bağımsız durum değişkenleriyle ilgili süreçlerin zamandan bağımsız kütle, enerji korunumu ve momentum dengesi hesaplamalarına dayanan cebirsel denklem setlerinden oluşur. Zamandan bağımsız simülasyon programları, örneğin buhar kazanı boyutlarının tespit edilmesi, özel bir tesis için türbinin çalışma koşullarındaki sıcaklık aralıklarının hesaplanması gibi amaçlarla genellikle proses endüstrisinde kullanılmaktadır.
- Zamana bağımlı simülasyon, sadece zamandan bağımsız kütle ve enerjinin korunumu ve momentum dengesi hesaplamaları ile ilgili olmayıp aynı zamanda

prosesin gelişimindeki kısa süreli veya süreksiz durumları da göz önüne alır. Örneğin, bir nükleer güç tesisinde ani olarak türbin-jeneratör grubunun devre dışı kalmasından dolayı buhar üreticisindeki seviyenin zamana bağlı değişimi, zamana bağlı simülasyonla elde edilir. Bu durum göze alınan proses için zamana bağlı kütle ve enerji korunumu ile momentum dengesine ait gerçek zamanlı lineer olmayan diferansiyel denklemler kümesinin çözülmesiyle sağlanır. Proses seviyeleri, sıcaklık, basınç ve malzemelerin düzenlenmesi vb. gerçeğe uygun zamana bağlı yanıtları üretebilmek için söz konusu denklemlere ilişkin hesaplama hızları sürekli hesaplanarak küçük zaman aralıkları üzerinden integre edilmektedir. Çünkü zamana bağlı simülasyon zamana bağlı prosesler için yanıt oluşturmaktadır. Yaygın kullanım alanları:

- a. Eğitim simülatörleri geliştirmesi ve operatör eğitimi,
- b. Nükleer güç tesisleri için güvenlik analizleri ve
- c. Proses kontrolleri için kontrol tasarım çalışmalarıdır.

2.4.2 Matematiksel Modelleme

Bir prosesin matematiksel modelleri, o prosesteki her bir bileşene kütle ve enerji korunumu ile momentum dengesi kanunlarını, akışa ve ısı transferine ilişkin yarı deneysel bağıntıları yani kısaca fizik kanunlarını uygulama ile elde edilir. Bu diferansiyel ve cebirsel denklemler bilgisayarlarda seriye açılım ile çözülerek sonuçlar elde edilir.

Fiziksel proseslerin gerçek zaman simülasyonlarının formüle edilmesinde hiçbir model bir sistemdeki veya prosesteki olası bütün durumları içeren tarzda sınırsız bir şekilde yapılmamıştır. Örneğin, tek fazlı ısı değiştiricisine uygulanan teknik, iki fazlı ısı değiştiricisine uygulanan teknikten oldukça farklıdır. Bu nedenle doğru simülasyon problemi tanımlaması simülasyondaki en önemli ve en kritik adımdır. Bu adım, genellikle modelin ve bu modele ilişkin sınırların belirtilmesi olarak adlandırılır.

Simülasyon analisti, kendi modeli ile simüle edilecek bileşenlerin (vanalar, pompalar vb.) normal dışı fonksiyonları da dahil olmak üzere tüm çalışma aralığında bütün

durumlarını belirlemelidir. Modelin doğru ve zamana bağlı yanıtlar verebilmesi için bir cihaz içindeki simüle edilmiş; örneğin, bir ısı değiştiricisi için tek fazlı, iki fazlı akış gibi, koşulların doğru tespit edilmesi önemlidir.

- Fiziksel proses modelini geliştirmede temel varsayımlar; anahtar niteliğindeki değişkenler arasındaki başlıca ilişkileri ve başlangıç yaklaşımlarını oluşturabilmek için ön sezi gereklidir.
- Kesinlik ve bütünlük ile komplekslik ve maliyet arasındaki dengenin korunması için ise doğru karar vermek gereklidir

Fiziksel proses modellerinin geliştirilmesinde ön sezgi ve doğru karar verme yeteneği, klasik bilimsel metottaki gibi inceleme, sınıflandırma, varsayım ve denemeler yapma ile yani deneyimle kazanılabilir.

Genel modelleme teknikleri akışkan akışının ve ısı transferinin basit simülasyon proseslerini içermektedir. Bazı kompleks sistemleri ve iki fazlı akış veya buhar habbecikleri oluşumu gibi belirli olağan dışı durumları çok daha kompleks modelleme teknikleri ile simüle etmek gerekir. Nükleer güç tesislerinde reaktörün birincil soğutma sistemi, buhar üretici ve basınçlandırıcı bu kompleks sistemlere örnek olarak gösterilebilir.

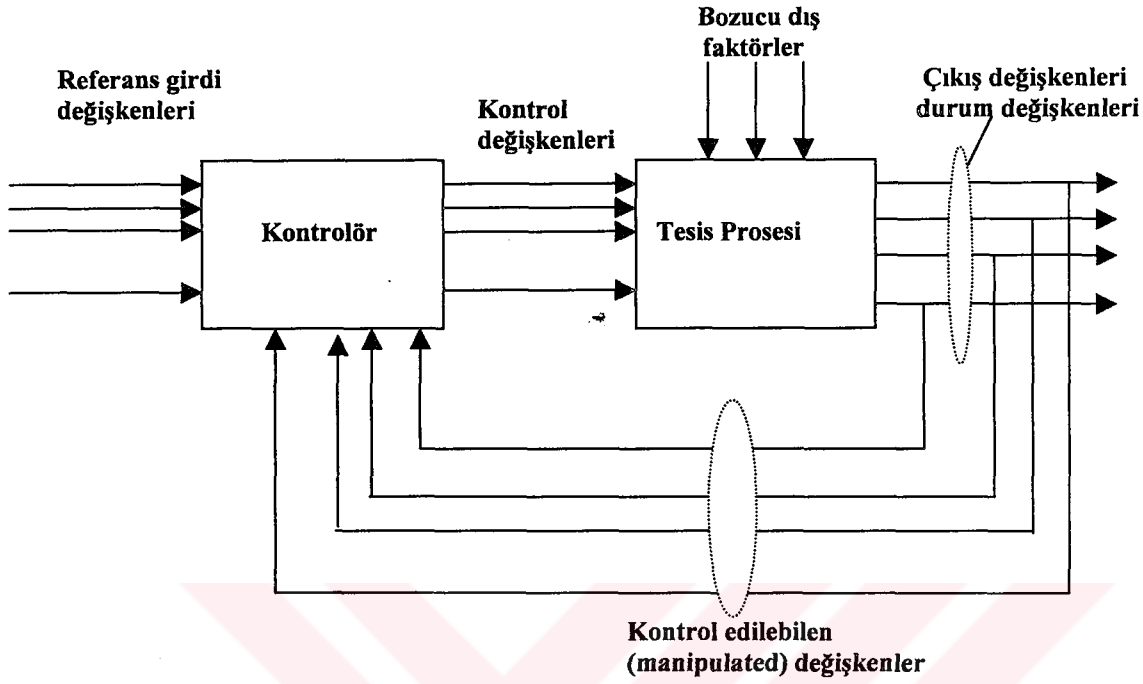
2.4.3 Modelin Belirlenmesi

Daha önce de ifade edildiği gibi bir fiziksel proses modeli geliştirilmesinde, öncelikli olarak modelin amaçlarının açıkça belirtilmesi gereklidir. Bu modelin belirlenmesi olarak bilinir. Genelde fiziksel proses modellerinin geliştirilmesinde aşağıdaki hususlar göz önüne alınmalıdır.

- Prosesin çalışma alanı ve sınırları belirlenmelidir. Bu ise akış prosesi, boru düzeni, cihazlar ve ölçüm aletlerini alt sistem prosesleriyle ayrıntılandıran Proses ve Cihaz diyagramını gerektirir.
- Simüle edilmesi istenen bütün proseslerin, bütün cihazların, (pompa vana vb.) bütün ölçüm aletlerinin (basınç, sıcaklık vb.) ayrıntıları açıkça belirlenmelidir.

- Eđer proses modeli olađan dıřı fiziksel ve gvenlik durumları (rneđin boru kırılması, iki fazlı akıř, ters akıř, buhar kazanı patlaması) ile karřılařırsa simlatrn bu řartlarda alıřmaya ne kadar devam edeceđinin yani fiziksel ve gvenlik kısıtlamalarının belirlenmesi.
- Gerek proseste ki verilerden elde edilmiř zamandan bađımsız ve zamana bađımlı cevaplar olması.
- Modelin aslına uygunluđu (fidelity) olarak da adlandırılabilinen gerekli dođruluđu belirlenmesi yani, gerek proses sreksizliklerine kıyasla simlasyonun ne kadar dođru sonular vereceđinin belirlenmesi.
- eřitli ihtiyalar ve modeli gncellemek iin metodun belirlenmesi.
- Zamana bađımlı sistemin durumunu belirleyen en kk deđiřkenlerden oluřan gruba durum deđiřkenleri denir. Eđer zamana bađlı bir sistemi tanımlamak iin N tane deđiřken kullanılıyorsa $(X_1(t), X_2(t), \dots, X_N(t))$ rneđin basın veya akıř hızı vb.) o halde bu N tane deđiřken zamana bađlı prosesin durum deđiřkenleridir. Btn durum deđiřkenleri ve kontrol edilebilen deđiřkenler model iinde tanımlanmalıdır.

Tesis prosesiyle bağlantılı tipik bir kontrol sistemi için basit bir veri giriş-çıkışı blok diyagramı Şekil 2.1`de gösterilmiştir.



Şekil 2.1 Basit bir sistem modeli için veri giriş-çıkışı blok diyagramı [6, 7].

- Proses üzerine etki eden bütün bozucu dış faktörlerin tanımlanması gerekmektedir.

2.4.4 Temel Fizik Kuralları

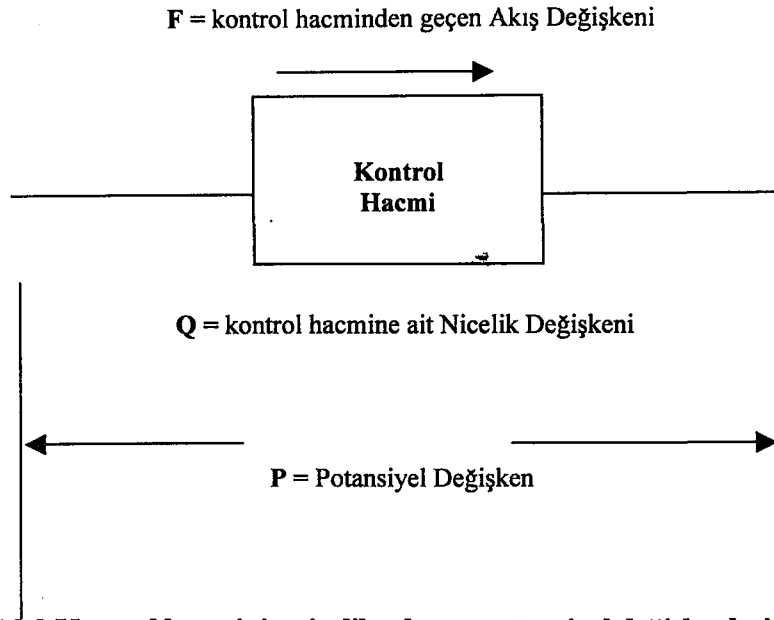
Fiziksel proses modeli geliştirmenin temeli; pnömatik, hidrolik, ısı, mekanik ve elektriksel gibi sistemlere ait basit fiziksel kanunlardan oluşur.

(A) Birleştirilmiş Sistem Analizi Yaklaşımı

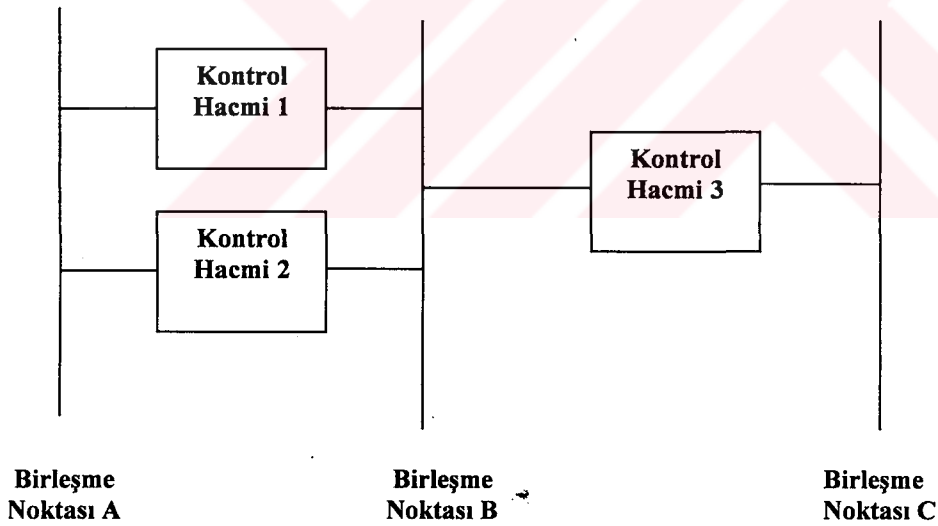
Herhangi bir tesiste bir çok farklı sistem (pnömatik, hidrolik, ısı, mekanik ve elektriksel) olmasına rağmen birleştirilmiş bir sistem analizi yaklaşımı oluşturulabilir. Bu yaklaşım aynı sistem analizi temel yasaları ile sistemin tipinden bağımsız olarak bütün sistemlere uygulanabilir.

Birleştirilmiş sistem analizi yaklaşımı izah edilmeden önce Şekil 2.2 ve Şekil 2.3'ten de yararlanarak aşağıda bazı tanım ve kavramlar sunulmaktadır:

- **Kontrol Hacmi** – “Element” veya “blok” olarak da adlandırılabilir. Kontrol hacimleri, davranışı farklı iki noktadaki ölçümlerle tanımlanan fiziksel nesnelerdir. Kontrol hacmi bir sistemin temel taşlarını oluşturur. Kontrol hacminin enerjiyi depolaması, iletmesi, dönüştürmesi, ve dağıtması mümkündür. Türbinler, vanalar, pompalar, jeneratörler, motorlar, tanklar ve ısı değiştiricileri tipik kontrol hacimleri olarak seçilecek cihaz veya ünitelerdir.
- **Birleşme Noktaları**– Kontrol hacimlerini birbirlerine bağlayan noktalardır. Birleşme noktalarında enerjinin hiçbir şekilde depolanması, iletimi, dönüştürülmesi veya dağıtılması söz konusu değildir. Tipik birleşme noktaları ve boruları tanklara bağlayan kollektör ve benzeri bağlantı elemanlarıdır.
- **Sistem** – Toplam enerjinin sıfır ya da üretilen veya açığa çıkan enerjinin dönüştürülen veya dağıtılan enerjiye eşit olduğu kontrol hacimleri topluluğudur.
- **Nicelik Değişkeni** – Kontrol hacmine ait bir durum değişkenidir. Nicelik değişkeni termodinamikteki nokta fonksiyonları gibi nokta değişkenidir. Nicelik değişkenlerine örnek olarak hacim, entalpi, momentum ve elektrik yükü verilebilir. Birleşme noktaları bir nicelik değişkenine sahip olamazlar, sadece kontrol hacimlerini birleştirirler.
- **Akış Değişkeni** – Birim zamanda akan akışkan kütlesi ve benzeri gibi nicelik değişkeninin akış veya değişme hızıdır. Akış değişkeni de “tek nokta” değişkenidir. Debi, entalpi akışı ve elektrik akımı akış değişkenine örnek olarak verilebilir.
- **Potansiyel Değişkeni** – Kontrol hacminin iki ucu arasında ölçümlenen farkla belirtilen bir durum değişkenidir. Uzayda “iki nokta” değişkenidir. Potansiyel değişkenlere basınç, sıcaklık, hız ve voltaj örnek verilebilir. Bir çok durumda bu “iki nokta” değişkeninden birisi buzun ergime noktası, yerin potansiyel enerji seviyesi ve atmosfer basıncı gibi belirli bir referans noktası olarak kullanılır.



Şekil 2.2 Kontrol hacminin nicelik, akış ve potansiyel değişkenleri [6, 7].



Şekil 2.3 Bir veya birkaç kontrol hacmini birleştiren noktalar olarak tanımlanan birleşme noktaları [6, 7].

Tablo 2.1’de bazı sistem türleri için nicelik, akış ve potansiyel değişkenleri özetlenmektedir.

Tablo 2.1. Nicelik Akış ve Potansiyel Değişkenlerinin Özeti

Sistem Türü	Nicelik Değişkeni (Q)	Akış Değişkeni (F)	Potansiyel Değişkeni (P)
Pnömatik	Ağırlık (N)	Kütleli debi (kg/s)	Basınç (Pa)
Hidrolik	Hacim (m³)	Hacimsel debi (m³/s)	Yükseklik (m)
Isıl	Entalpi (J/kg)	Entalpi akışı (W/kg)	Sıcaklık (K)
Mekanik	Momentum (N.s)	Kuvvet (N)	Hız (m/s)
Elektriksel	Yük (C)	Akım (A)	Voltaj (V)

(B) Sistem Analizi İçin İki Temel Kural

Sistem analizi için maddenin ve enerjinin korunumuna dayalı iki basit temel kural vardır:

1. Herhangi bir birleşme noktası için bütün akış değişkenleri toplamı sıfırdır.
2. Sistemdeki herhangi bir kapalı çevrim için bütün potansiyel değişkenlerin toplamı sıfıra eşittir.

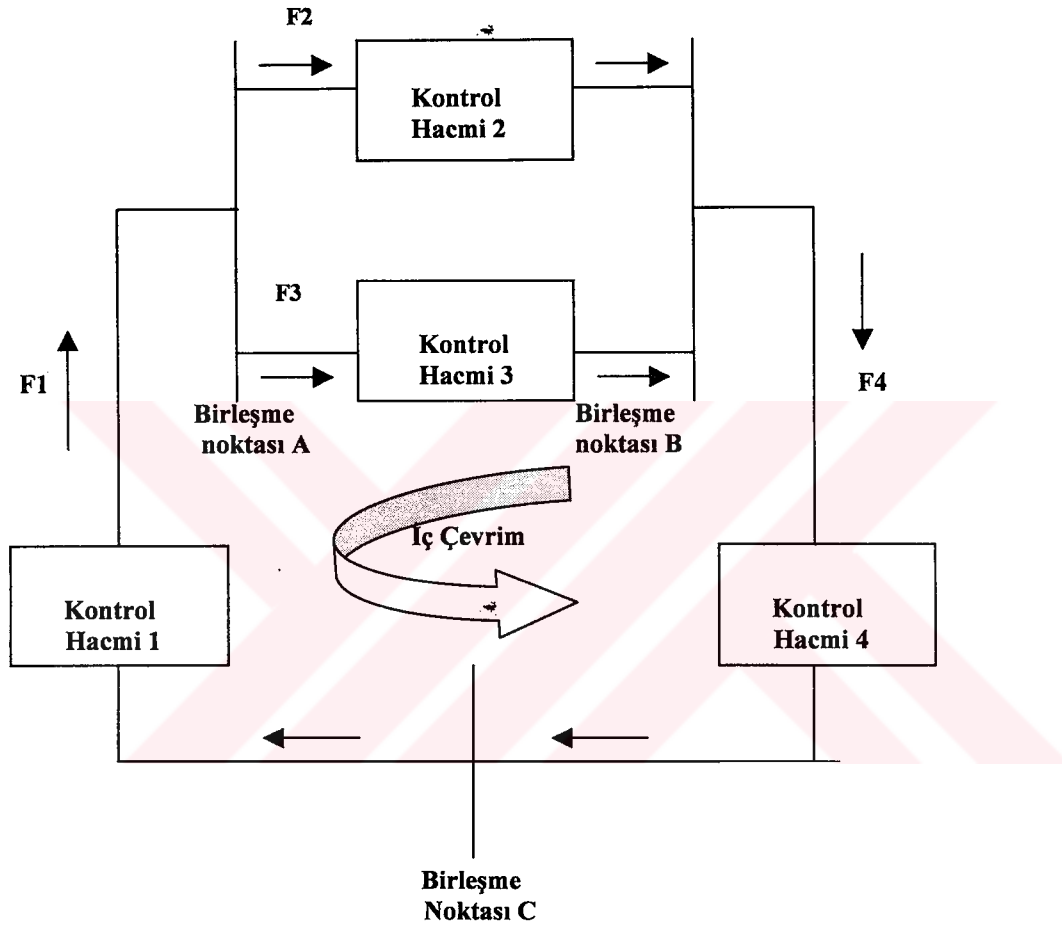
Bu iki kural Şekil 2.4 yardımı ile izah edilebilir. n ile nitelendirilen birleşme noktasına giren (yaklaşan) veya çıkan (uzaklaşan) akış değişkenleri F_{ni} ile gösteriliyorsa;

$$\sum_i F_{ni} = 0 \quad (2.1)$$

j`inci kontrol hacmi için potansiyel değışkeni  $P_{mj}$  ise, m`inci çevrim için,

$$\sum_j P_{mj} = 0 \quad (2.2)$$

olur.



Şekil 2.4 Sistem analizinin iki kuralının anlatımı için tipik bir sistem [6, 7].

Birleşme noktaları A, B, C için Denklem (2.1) ile verilen birinci kuralın uygulaması sırasıyla,

$$F1 - F2 - F3 = 0 \quad (2.3)$$

$$F2 + F3 - F4 = 0 \quad (2.4)$$

$$F4 - F1 = 0 \quad (2.5)$$

ve iç ve dış çevrim için Denklem (2.2) ile verilen ikinci kuralın uygulaması ise sırasıyla,

$$P1+P2+P4=0 \quad (2.6)$$

$$P1+P3+P4=0 \quad (2.7)$$

olur.

Denklem (2.1), (2.3) - (2.5) ile verilen akış denklemlerinde akış yönü de dikkate alınmalıdır. Potansiyel değişkenlerin toplamına ilişkin denklemlerde ise potansiyel değişkenlerin akış değişkenlerinin yönünde ölçüldüğü varsayılır. Böylece P1 birleşme noktası C den A ya ölçülen potansiyel değişkenidir.

Değişik sistem türlerine sistem analizinin iki temel kuralının uygulanması ile Tablo.2.2 elde edilir.

Tablo 2.2 Farklı Sistem Türlerine Sistem Analizi Temel Kanunlarının Uygulanması

Sistem Türü	Birinci Kanun:	İkinci Kanun:
Pnömatik	$\sum (\text{Kütleli debi}) = 0$	$\sum (\text{Basınç}) = 0$
Hidrolik	$\sum (\text{Hacimsel debi}) = 0$	$\sum (\text{Yükseklik}) = 0$
Isıl	$\sum (\text{Entalpi akış hızı}) = 0$	$\sum (\text{Sıcaklık farkı}) = 0$
Mekanik	$\sum (\text{Kuvvet}) = 0$	$\sum (\text{Hız}) = 0$
Elektriksel	$\sum (\text{Akım}) = 0$	$\sum (\text{Voltaj}) = 0$

2.4.5 Kontrol Hacmi İçin Fiziksel Proses Karakteristikleri

Bu alt bölümde kontrol hacmi için fiziksel karakteristikler ve özellikle de,

- Nicelik değişkeni ve potansiyel değişken arasındaki ilişki,
- Akış değişkeni ve potansiyel değişken arasındaki ilişki ve
- Direnç ve kapasitansın genel kavramları

ele alınacak, önce genel ifadeler geliştirilecek, sonra bazı sistemlerin proses karakteristikleri özetle sunulacaktır.

(1) Direnç ve Kapasitans İçin Genel İfadeler

Q = Nicelik değişkeni,

F = Akış değişkeni,

P = Potansiyel değişkeni,

R = Direnç,

C = Kapasitans.

Kontrol hacmi prosesinin direnci, potansiyel değişkeninin akış değişkeniyle göre değişimi olarak tanımlanır ve

$$R = \frac{dP}{dF} \quad (2.8)$$

şeklinde gösterilir.

Kontrol hacmi prosesinin kapasitansı, nicelik değişkeninin potansiyel değişkene göre değişimi olarak tanımlanır ve,

$$C = \frac{dQ}{dP} \quad (2.9)$$

şeklinde gösterilir.

Eğer kontrol hacmi direnç ve kapasitansa aynı anda sahipse, bu kontrol hacminin direnç elementinin, seri olarak kapasitans elementine bağlı iki elementten oluştuğu varsayılır. Böylece bu kontrol hacminin potansiyel değişkenin değişimi;

$$dP = R dF + \frac{1}{C} dQ \quad (2.10)$$

ile elde edilir.

Çeşitli fiziksel sistemler için direnç ve kapasitans bağıntıları, ilgili denklemlerin ayrıntılı türetimleri gösterilmeden aşağıda özetlenecektir.

(2) Pnömatik Sistemler

Büyük çaplı borulardaki akışın laminar olduğu kabul edilirken, küçük çaplı borular ve deliklerdeki akışın türbülanslı akış olduğu kabul edilir. Türbülanslı akışın olduğu elementler, vanalar, küçük çaplı delikler ve borulardır. Pnömatik sistemler için nicelik değişkeni ağırlık, akış değişkeni kütleli debi ve potansiyel değişkeni basınçtır.

Adyabatik koşullarda laminar gaz akışına karşı direnç;

$$R = \frac{dP}{dF} = \frac{128\mu L}{\pi \rho D^4} \quad (2.11)$$

ile elde edilir. Burada;

ve adyabatik koşullarda türbülanslı gaz akışına karşı direnç;

$$R = \frac{dP}{dF} = \frac{\sqrt{2}}{KAY} \left(\frac{\rho V}{g} \right)^{0.5} \quad (2.12)$$

eşitlikleriyle ifade edilebilir. Denklem (2.11) ve (2.12)'de yer alan

R = Pnömatik direnç (m^2/s)

P = Kontrol hacmindeki basınç (Pa)

F = Kontrol hacmindeki kütleli debi (kg/s)

L = Eşdeğer boru uzunluğu (m)

D = Borunun veya deliğin iç çapı (m)

g = Yerçekimi ivmesi (m/s^2)

K = Akış sabiti (boyutsuz)

A = Kesit alanı (m^2)

Y = Genişleme faktörü (kg / m^3)

ρ = Gaz yoğunluğu (kg/m^3)

μ = Mutlak viskozite ($\text{kg s}/\text{m}^2$) olup,

$$K = \sqrt{\frac{fD}{L}} \quad (2.13)$$

eşitliğiyle ifade edilmektedir. Denklem (2.12)'de yer alan V yükseklik ve Denklem (2.13)'te yer alan f sürtünme katsayısıdır.

Pnömatik tankın kapasitansı ise,

$$C = \frac{dQ}{dP} = \frac{V}{nGT} \quad (2.14)$$

ile ifade edilmektedir. Bu eşitlikte yer alan,

C = Pnömatik kapasitans (m^2)

Q = Tanktaki gazın ağırlığı (kg)

V = Tankın hacmi (m^3)

G = Söz konusu gaz için gaz sabiti ($\text{m}^3/\text{°C}$)

T = Sıcaklık (°C)

n = Politropik sabit = Politropik genişlemeye ait özgül ısı oranlarıdır.

(3) Hidrolik Sistemler

Hidrolik sistemlerde Reynolds sayısının (dolayısıyla geometrinin, akış hızının ve viskozitenin fonksiyonu) 4000'den büyük olduğu halde türbülanslı akış ve Reynolds sayısının 2000'den düşük olduğu halde ise laminar akış olmak üzere iki çeşit akış bulunmaktadır. Hacimsel debi nicelik değişkeni, basınç ise potansiyel değişkenidir.

Laminer hidrolik akışın direnci;

$$R = \frac{dP}{dF} = \frac{128\mu L}{\pi \rho D^4} \quad (2.15)$$

ve türbülanslı hidrolik akış direnci;

$$R = \frac{dP}{dF} = \frac{F}{gK^2 A^2} \quad (2.16)$$

olup, Denklem (2.16)'da yer alan K;

$$K = \frac{1}{KA} \sqrt{\frac{2P}{g}} \quad (2.17)$$

eşitliği ile verilmektedir. Denklem (2.15) – (2.17)'de yer alan

R = Hidrolik direnç,

C = Hidrolik kapasitans (m²),

P = Yükseklik (m),

F = Kontrol hacmi için hacimsel debi (m³/s),

Q = Hacim (m³),

L = Boru uzunluğu (m),

D = Borunun iç çapı (m),

g = Yerçekimi ivmesi (m/s²),

K = Akış sabiti, (boyutsuz),

A = Kesit alanı (m²),

ρ = Sıvı yoğunluğu (kg/m³) ve

μ = Mutlak viskozite (kg-s/m²)`dir.

A, sıvı yüzeyinde tankın dik kesit alanı olmak üzere, kesiti homojen olan bir tank için hidrolik kapasitans;

$$C = \frac{dQ}{dP} = A \quad (2.18)$$

eşitliği ile hesaplanır.

(4) Isıl Sistemler

Isı Transferinin iletim, taşınım ve ışıyım olmak üzere 3 şekli vardır. Isının katı bir nesneden geçmesinde iletim, sıvı ya da gazın hareketiyle transferinde taşınım yer alır. Birbirlerinden uzakta bulunan cisimlerin yüzeylerinden yapılan ısı transferi ise ışıyım ile olur. Nicelik değişkeni entalpidir. Akış değişkeni entalpi akışı veya ısı geçiş hızı, potansiyel değişken ise sıcaklıktır.

Homojen bir madde üzerinden ısı iletimi için ısı direnç ,

$$R = \frac{dP}{dF} = \frac{X}{kA} \quad (2.19)$$

ile hesaplanır. Zorlanmış taşınım için ısı direnç,

$$R = \frac{dP}{dF} = \frac{1}{hA} \quad (2.20)$$

eşitliği ile bulunur. Burada;

F = Kontrol hacmin sınırından birim zamandaki ısı geçişi (W)

P = Kontrol hacmindeki sıcaklık (K)

R = Isıl direnç (K/W)

k = Isıl iletkenlik (W/K m)

h = Kontrol hacmi için taşınım sabiti (W/K m²)

A = Kontrol hacminin dik kesit alanı (m²)

X = Kontrol hacminin kalınlığı (m) olur.

Bir bloğun ısıt kapasitansı (J/K),

$$C = \frac{dQ}{dT} = W c_p \quad (2.21)$$

eşitliği ile bulunur. Burada;

Q = Depolanan ısıt enerji (J)

W = Blok ağırlığı (kg)

c_p = Sabit basınçtaki özgül ısı (J/K kg)'dır

(5) Mekanik Sistemler

Öteleme ve dönme yapan olmak üzere iki çeşit mekanik sistem vardır. Mekanik sistemlerin pnömatik, hidrolik ve ısıt sistemlerinden farklı ek karakteristikleri bulunur. Bunlar, dirence ve kapasitansa ek olarak momentumun sürekliliği olarak bilinen kütle karakteristikleridir.

Burada sadece öteleme hareketi yapan, yaylı mekanik bir sistem örnek olarak gösterilecektir. Nicelik değişkeni momentum, akış değişkeni kuvvet ve potansiyel değişkeni hız olan bir mekanik sistem seçilir. Hooke Kanununa göre yay sabiti yer değiştirmenin (ötelenmenin) uygulanan kuvvete göre türevinin tersi olarak bulunur.

$$k = \frac{1}{\frac{dD}{dF}} = \frac{dF}{dD} = \frac{dF/dt}{v} \quad (2.22)$$

D = Mesafe (m)

F = Kuvvet (N)

(6) Elektriksel Sistemler

Elektriksel sistemin nicelik değişkeni elektrik yükü akış değişkeni elektrik akımı, potansiyel değişkeni ise voltaj (elektriksel gerilim) dır. Elektriksel sistemin üç karakteristiği; direnç, kapasitans ve indüktanstır.

Bir elementten geçen elektrik akımı için elektriksel direnç,

$$R = \frac{dP}{dI} = \frac{dV}{dI} \quad (2.23)$$

şeklinde elde edilir. Burada,

V = voltaj (V)

I = akım şiddeti (A)

olur. Elektrik akımı geçen bir elementin kapasitansı,

$$C = \frac{dQ}{dV} = \frac{d(\text{yük})}{dV} = \frac{I}{V} dt \quad (2.24)$$

eşitliği ile, indüktansı ise,

$$L = \frac{dV}{dI} dt \quad (2.25)$$

bağıntıları ile ifade edilir.

Buraya kadar ele alınan farklı fiziksel sistemlerin değişkenleri için fiziksel karakteristikler Tablo 2.3'te özetlenmiştir.

Tablo 2.3. Fiziksel Sistem Değişkenleri için Fiziksel Karakteristiklerin Özetleri [6, 7].

Sistem Türleri	Nicelik Değişkeni	Akış Değişkeni	Potansiyel Değişkeni	Direnç (R)	Kapasitans (C)
Pnömatik	Ağırlık (N)	Kütleli debi (kg/s)	Basınç (Pa)	Laminer akışta: $R = \frac{dP}{dF} = \frac{128\mu L}{\pi \rho D^4}$ Türbülanslı akışta: $R = \frac{dP}{dF} = \frac{\sqrt{2}}{KAY} \left(\frac{\rho V}{g} \right)^{0.5}$	$C = \frac{dQ}{dP} = \frac{V}{nGT}$
Hidrolik	Hacim (m ³)	Hacimsel Debi(m ³ /s)	Yükseklik (m)	Laminer akışta: $R = \frac{dP}{dF} = \frac{128\mu L}{\pi \rho D^4}$ Türbülanslı akışta: $R = \frac{dP}{dF} = \frac{F}{gK^2 A^2}$	$C = \frac{dQ}{dP} = A$
Isıl	Entalpi farkı (J)	Entalpi akış hızı (W)	Sıcaklık farkı (K)	Isı İletiminde: $R = \frac{dP}{dF} = \frac{X}{kA}$ Zorlanmış taşınımında: $R = \frac{dP}{dF} = \frac{1}{hA}$	$C = \frac{dQ}{dP} = W.c_p$
Mekanik	Momentum (Ns)	Kuvvet (N)	Hız (v) (m/s)	Viskoz yavaşlatma sabitinin tersi = viskoz direnç	Kütle
Elektriksel	Elektriksel yük, Q (C)	Akım, I (A)	Voltaj, V (V)	$R = \frac{V}{I}$	$C = \frac{dQ}{V}$

2.5 Güç Tesisleri İçin Dinamik Simülasyon

Fiziksel proseslerin gerçek zaman simülasyonlarının formüle edilmesi zordur. Bunun nedeni şimdiye kadar gerçek zaman simülasyonu için tatminkar düzeyde durumdan bağımsız bir teorelin oluşturulamamasıdır. Yıllarca çeşitli modelleme teknikleri geliştirilmiş; bunlardan başarılı olanları hala mevcut olup, başarısız olanları ise terk edilmiştir. Aşağıda, hali hazırda mevcut olan teknikler sunulmaktadır.

- Güç tesis proseslerinin simülasyonlarına temel matematiksel modelleme yaklaşımı, temel prensiplerin tüm başlıca tesis sitemlerine sistematik uygulamasına dayanır. Daha önce kontrol hacmi kavramı sunulmuştu. Buna göre bütün sistemler, hacim üzerine ortalama özellikleri (entalpi, basınç, akış debisi gibi) kütle, enerjinin ve momentumun korunumu uygulamalarından elde edilen kontrol hacmi veya bloklar olarak bölümlere ayrılmaktadır.
- Modeller tarafından kapsanan tüm işletim aralığında bir kontrol hacminden diğerine kütle ve enerji transferlerini doğru bir şekilde tanımlamak için ayrıntılı mühendislik denklemleri ve korelasyonlar kullanılmaktadır.
- Simüle edilen tesisin tüm işletme aralığında hal denklemlerine ideal gaz yasaları ve/veya buhar tablolarına eğri uydurma uygulanmıştır. Kontrol hacmi içindeki değişkenlerin bölgesel dağılımları ortalama hacim nicelikleri ve benzerinin belirlenmesi için uygun bağıntılar kullanılmaktadır.

Simüle edilmiş sistemlerin temel özelliklerinin, kontrol odası cihazlarından doğrudan gözlenebilir olup olmadığı üzerinde durulması gerekir. Bununla birlikte simülasyonun amacına bağlı olarak, bu sistemlere ölçüm cihazları bağlı olduğunda, simülasyonlar ana kontrol odasından çalıştırılabilecek şekilde sınırlandırılıp basitleştirilebilir. Örneğin, tank seviyeleri alarmı bölgesel olarak simüle edilebilir.

2.5.1 Temel Denklemler

Genellikle pek çok proses algoritması;

- Sistemin bütünündeki kütle dengesi,
- Sistemin bileşenlerindeki kütle dengesi,

- Enerji dengesi ve
- Momentum dengesi

prensiplerine dayalı olarak oluşturulmaktadır.

Tüm durumlara uygulanan genel zamandan bağımsız denklem;

$$\text{Birikme} = \text{Giren} - \text{Çıkan}$$

şeklinde verilmektedir. Buradaki birikme terimi daima

- Sıvı kütle dengesi için kütlenin,
- Buhar ya da gaz dengesi için basıncın,
- Enerji dengesi için sıcaklık veya entalpinin ve
- Momentum dengesi için kütleli debinin zamanla türeviyle elde edilmektedir.

2.5.2 Kütle Korunum Denklemleri

İçinde sıvı bulunduran bir kontrol hacminin tümüne uygulanan kütle dengesini göz önüne alalım. i , giren ve j çıkan akışkan akımları olsun.

Kütleli birikme hızı = Girişteki kütleli debi – Çıkıştaki kütleli debi

m = Herhangi bir zamanda kontrol hacminde bulunan sıvı kütlesi

$W_g^{(i)}$ = Kontrol hacmine giren akışkan akımı için kütleli debi

$W_c^{(j)}$ = Kontrol hacminden çıkan akışkan akımı için kütleli debi olmak üzere,

$$\frac{dm}{dt} = \sum_i^n W_g^{(i)} - \sum_j^m W_c^{(j)} \quad (2.26)$$

eşitliği yazılabilir.

Normal olarak tankın içindeki sıvı seviyesi,

$$L = \frac{m}{\rho A} \quad (2.27)$$

eşitliği ile hesaplanan bir değişkendir. Denklem (2.27) 'de yer alan

L = seviye

ρ = sıvının yoğunluğu

A = (sabit varsayılan) tank dik kesit alanıdır.

Yoğunluğun sabit olduğunu varsayıp, Denklem (2.27)'yi Denklem (2.26)'de yerine koyarsak,

$$\frac{dL}{dt} = \frac{1}{\rho A} \left(\sum_i^n W_g^{(i)} - \sum_j^m W_\varphi^{(j)} \right) \quad (2.28)$$

elde edilir.

Eğer, ölçüm cihazları tarafından izlenen, (kimyasal kompozisyon gibi) maddelerin konsantrasyonlarının, mükemmel karıştığı varsayılırsa bileşenlerin dengesi kontrol hacmine uygulanabilir. i adet giren akışkan akımı olan bir kontrol hacmini göz önüne alalım. Her bir giren akışkan akımı verilen bileşen i 'nin konsantrasyonunu içerir.

Burada bulunmak istenen, i adet giren akımın karıştırılmasından sonra kontrol hacmindeki bileşenin X konsantrasyonunun sonuçta ne olacağıdır.

$X_m^{(i)}$ = giren akışkan akımı için verilen bileşenin konsantrasyonu.

X = kontrol hacmindeki bileşenin konsantrasyonu

S = eğer uygulanabilirse, kimyasal reaksiyon ile bileşen oluşum hızı olmak üzere;

$$\frac{d}{dt}(mX) = \sum_i (W_g^{(i)} x_g^{(i)}) - \sum_j (W_\varphi^{(j)} x_\varphi^{(j)}) X - S \quad (2.29)$$

eşitliği yazılabilir.

Mükemmel karışma şartlarında, kontrol hacmini terk eden herhangi bir akışkan akımının konsantrasyonunun kontrol hacmininkine eşit olduğu varsayılır.

Denklem (2.29)'un sol tarafını genişletir ve Denklem (2.26)'yı bundan çıkarırsak, düzenlemelerden sonra,

$$\frac{dX}{dt} = \frac{1}{m} \left(\sum_i (W_g^{(i)} (x_g^{(i)} - X)) - S \right) \quad (2.30)$$

eşitliği elde edilir.

2.5.3 Kontrol Hacmindeki Basınç Değişim Hızı

Denklem (2.26),

$$V \frac{dP}{dt} + \rho \frac{dV}{dt} = \sum_i W_g^{(i)} - \sum_j W_\varphi^{(j)} \quad (2.31)$$

şeklinde yeniden yazılabilir. Sıvıların sıkıştırılmadığını kabul edersek ($V = \text{sabit}$) denklem,

$$V \frac{dP}{dt} = \sum_i W_g^{(i)} - \sum_j W_\varphi^{(j)} \quad (2.32)$$

haline gelir.

Yoğunluk basınç ve entalpinin (enerjinin) bir fonksiyonu olduğuna göre, yoğunluğun zamana göre türevi için;

$$\frac{d\rho}{dt} = \frac{\partial \rho}{\partial P} \frac{\partial P}{\partial t} + \frac{\partial \rho}{\partial h} \frac{\partial h}{\partial t} \quad (2.33)$$

eşitliği elde edilir.

Bir kontrol hacminde basınç değişimine kıyasla entalpi değişimi çok yavaş olmaktadır. Bu da;

$$\frac{\partial h}{\partial t} \ll \frac{\partial P}{\partial t}$$

bu nedenle Denklem (2.33)'deki ikinci terim ihmal edilir;

$$\frac{d\rho}{dt} \cong \frac{\partial \rho}{\partial P} \frac{\partial P}{\partial t} \quad (2.34)$$

Denklem (2.34)'ü Denklem (2.32) 'de yerine koyarsak;

$$V \frac{\partial \rho}{\partial P} \frac{\partial P}{\partial t} = \sum_i W_g^{(i)} - \sum_j W_\epsilon^{(j)} \quad (2.35)$$

$$C \frac{dP}{dt} = \sum_i W_g^{(i)} - \sum_j W_\epsilon^{(j)} \quad (2.36)$$

veya, C değerinin kontrol hacminin kapasitansı olarak tanımlandığı,

$$C = V \frac{\partial \rho}{\partial P} \quad (2.37)$$

denklemini yazılabilir.

$\frac{\partial \rho}{\partial P}$ 'nin sıvı sıkıştırılabilirliğinin ölçütü olduğunu unutmamak gerekir. Örnek olarak

su gibi sıkıştırılamayan sıvılarda $\frac{\partial \rho}{\partial P}$ değeri, $4.43E-4 \text{ kg/m}^3/\text{kPa}$ 'dır.

2.5.4 Kontrol Hacimleri Bağlantıları İçin Momentum Denklemleri

Bir kontrol hacminden diğer kontrol hacmine akışkan akışı olan ve bir boru ile birleştirilmiş iki kontrol hacmi göz önüne alınırsa, "Hidrolik Akış Ağı" terminolojisine göre buradaki boruya bağlantı borusu denir. İki kontrol hacmi arasındaki bu bağlantı borusundaki akışkanın akış yolunun fiziksel doğası, laminar veya türbülanslı akış gibi akış koşullarına bağlıdır. Boru ya da vana gibi pasif yollar için, türbülanslı akış ile sabit yoğunluk arasındaki ilişki Bernoulli momentum denklemi ile ifade edilebilir.

W = kütleli akış debisi

C = Vana durumuna göre akış iletkenliği

P_1 = Birinci kontrol hacmi basıncı (bağlantı borusuna giren akışkanın basıncı)

P_2 = İkinci kontrol hacmi basıncı (bağlantı borusundan çıkan akışkanın basıncı)
olmak üzere, $P_1 > P_2$ için;

$$W = C\sqrt{P_1 - P_2} \quad (2.38)$$

eşitliği yazılabilir.

Eğer boruda tek yönlü akışa izin veren bir vana (check valf) varsa, çıkan akışkan akımı basıncı, giren akışkan akımı basıncından büyük olduğunda akış hızı sıfır olur. Diğer taraftan, iki yönlü akışa uygun durumlarda (2.38) eşitliği, $P_2 > P_1$ için;

$$W = -C\sqrt{P_1 - P_2} \quad (2.39)$$

haline gelir.

Akışkan gaz ya da buhar ise iki kontrol hacmini bağlayan borudaki akış aynı zamanda yoğunluğa da bağlıdır. Bu nedenle $P_1 > P_2$ için C değerinin vana durumunu kapsayan akış iletkeni olduğu aşağıdaki denklem kullanılabilir;

$$W = C\sqrt{\rho} \sqrt{P_1 - P_2} \quad (2.40)$$

2.5.5 Lineerleştirilmiş Momentum Denklemi

Hesaplamaların kolaylaştırılması için momentum denklemini lineerleştirmek yararlı olur. Böylece, Denklem (2.38),

$$W = A(P_1 - P_2) \quad (2.41)$$

$$A = \frac{C}{\sqrt{\rho}} \quad (2.42)$$

şeklinde yazılabilir. Burada A geçirgenlik olarak tanımlanır.

Denklem (2.42)'de basınç farkı sıfıra giderse A değeri sonsuza gider. Bu durum vananın basınç farkının önceden belirlenmiş değerin aşağısına düştüğü zamanda A değerinin sınırlandırılmasıyla önlenabilir.

2.5.6 Borudaki Basınç Düşümü

Eğer bir bağlantı borusundaki akış biliniyor fakat akışkanın izlediği yol boyunca olan basınç farkı isteniyorsa, Denklem (2.38)'i yeniden düzenleyerek,

$$\Delta P = \left(\frac{W}{C} \right)^2 \quad (2.43)$$

denklemini ile basınç düşümü yazılabilir.

2.5.7 Pompa İçin Kütlesel Debi Denklemi

P_1 ve P_2 basıncına sahip iki kontrol hacmini birleştiren bağlantı borusu üzerindeki bir tipik merkezkaç pompasındaki basınç/akış hızı arasındaki ilişki, akışkanın sıkıştırılmadığı varsayılarak,

$$W_{1,2} = C_p \sqrt{\Delta P_{\max} u_p^2 - \Delta P} \quad (2.44)$$

şeklinde yazılabilir. Bu eşitlikte yer alan,

$W_{1,2}$ = Birinci kontrol hacminden ikinci kontrol hacmine olan kütlesel debi

C_p = Pompadaki akış iletkenliğini betimleyen sabit

u_p = Normalize edilmiş pompa hızı

$\Delta P_{\max}$ = Pompadan geçerken maksimum müsaade edilen basınç artışı olup bu genellikle pompanın tasarım statik yüksekliği olarak bilinir.

ΔP = Pompalama sırasındaki basınç artışı (dinamik yükseklik)

= Pompa Boşaltma Basıncı – Pompa Emme Basıncı

= $(P_2 - P_1)$ olur.

Pompanın gerçek statik yüksekliği tasarım statik yüksekliğine bağlıdır.

$$\text{Gerçek Statik Yükseklik} = \text{Tasarım Statik Yükseklik} \cdot (\text{Pompa Hızı})^2 \cdot (\text{Akışkanın Yoğunluğu} / \text{Akışkanın Tasarım Yoğunluğu}) \cdot (1 - \text{Küçültme Faktörü}) \quad (2.45)$$

olarak yazılabilir.

Buna göre %100 pompa hızında eğer akışkan yoğunluk değişimi yoksa ve pompa %100 verimle çalışıyorsa (yani pompa hızında azalma yoksa), bu durumda Gerçek Statik Yükseklik, Pompa Tasarım Statik Yüksekliğine eşit olur. Buna göre,

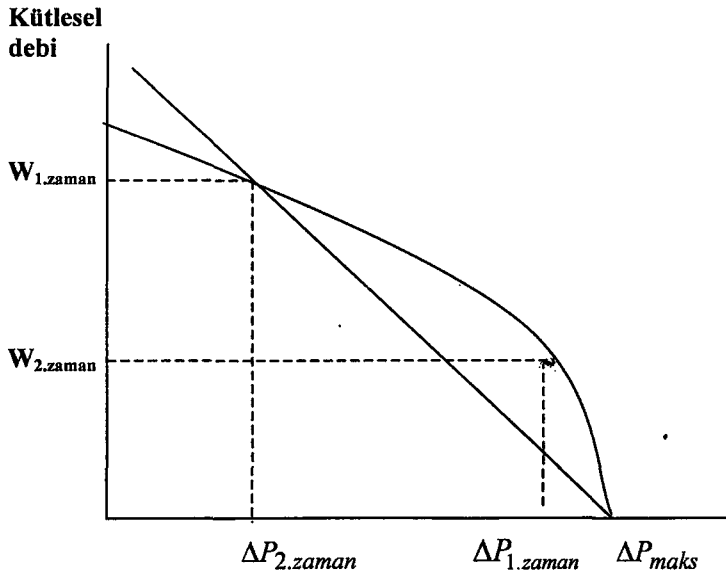
$$W_{1,2} = A_p \cdot (\Delta P_{\max} \cdot u_p^2 - \Delta P) \quad (2.46)$$

$$A_p = \frac{C}{\sqrt{\Delta P_{\max} \cdot u_p^2 - \Delta P}} \quad (2.47)$$

olur.

Eğer basınç yükselebileceği maksimum değere ulaşırsa A_p değeri sonsuza yaklaşır. Bu durum önceden belirlenmiş vananın basınç farkının üstüne çıktığı zamandaki bazı maksimum değerler ile A_p değerinin sınırlandırılmasıyla önlenabilir.

Basınç artışının bir fonksiyonu olan pompa akış hızı için pompa modeli Şekil (2.5)'de gösterildiği gibidir



Şekil 2.5. Basıncın Değişimi (Dinamik Yükseklik)

Bu modelle pompa çalışmaya başladığında dinamik yükseklik (= boşaltma basıncı – emme basıncı) maksimum durumdadır. Pompa akış hızı arttıkça dinamik yükseklik buna bağlı olarak azalmaktadır.

2.5.8 Pompa ve Vanalı Bir Bağlantı Borusu için Akış Debisi Denklemi

İki kontrol hacmini birbirine bağlayan bir bağlantı borusunun sırayla vana ve pompa bulundurduğunu düşünersek, bu bağlantı borusu için akış debisi denklemi;

$$W_{1,2} = C_{1,2} V_A \sqrt{P_1 + P_{DYH} - P_2} \quad (2.48)$$

şeklini alır.

Burada;

$C_{1,2}$ = Bağlantı borusu iletkenliği

V_A = Vananın kapladığı alan

P_1 = Birinci kontrol hacmindeki basınç

P_2 = İkinci kontrol hacmindeki basınç

P_{DYH} = pompa dinamik yüksekliği olur.

2.5.9 Pompa Kaviteasyon (Aşınma) Faktörü

Simülasyonda pompanın ne zaman kaviteasyona uğrayacağını bilmek zorunludur. Pompa kaviteasyon faktörü;

$$\text{Kaviteasyon Basıncı} = \frac{\text{Emme Basıncı} - \text{Doyma Basıncı}}{\text{N.P.E.Y}} \quad (2.49)$$

eşitliği ile elde edilir. Burada, N.P.E.Y. = Pompanın çalışması için gerekli olan Net Pozitif Emme Yüksekliği'dir.

2.5.9.1 Sıkıştırılmayan Akış ve Pompa Özel Eğri Diyagramı İçin Akış Debisi Denklemleri

Belirli simülasyon durumlarında pompa modeli davranışının Denklem (2.38) ile verilen standart pompa denklemi yerine üreticinin pompa performans eğrisine uyması gerekir. Benzeri şekilde buhar akışı, gaz akışı vb. için sıkıştırılmayan akış debisi denklemleri de sıkıştırılabilen akış karakteristiklerini yansıtmak üzere modifiye edilmelidir.

2.5.10 Enerji Korunumu Denklemleri

Sıvı, buhar veya gaz içeren bir kontrol hacmi için enerji korunumu genellikle entalpiye bağlı olarak ifade edilir. Kontrol hacmine giren akışkanın kontrol hacminde bulunan akışkanla mükemmel bir şekilde karıştığı varsayılır ve böylece entalpinin kontrol hacmindeki hacim üzerine ortalananmış değeri zamanın fonksiyonu olarak hesaplanır. Benzeri şekilde kontrol hacminden çıkan tüm akışkan akımlarının da aynı ortalama entalpiye sahip olduğu varsayılır. Bu nedenle,

Kontrol hacmi içindeki enerjinin depolanma hızı = Giren akışkan akımlarıyla enerji giriş hızı - Çıkan akışkan akımlarıyla enerji çıkış hızı + (ya da -) Dışarıdan enerji kazanç (ya da kayıp) hızı

olur.

Bu da matematiksel ifade şekli ile;

$$\frac{d(m u)}{dt} = \sum_i (W_g^{(i)} h_g^{(i)}) - \sum_j (W_\phi^{(j)} h_\phi^{(j)}) + (ya da -) Q \quad (2.50)$$

olarak yazılabilir. Burada;

m = Kontrol hacmindeki akışkanın kütlesi, (kg)

u = Özgül içenerji, (J/kg)

W_g = Giren akışkan için kütleli debi, (kg/s)

W_ϕ = Çıkan akışkan için kütleli debi, (kg/s)

h_g = Giren akışkanın entalpisi, (J/kg)

h_c = Çıkan akışkanın entalpisi, (J/kg)

Q = Isı kazancı (veya kaybı) hızıdır. (W)

Denklemin sol tarafını genişletip dm/dt terimini (2.26) denkleminde yerine koyarak denklemi tekrar düzenlersek (2.50) denklemi;

$$\frac{dU}{dt} = \frac{1}{m} \left(\sum_i W_{in}^{(i)} (H_{in}^{(i)} - H) + (or -) Q \right) \quad (2.51)$$

şekline dönüşür.

U = İç enerji, (J)

Denklem (2.51)'in integrasyonundan sonra sıcaklık, sıcaklığı entalpi ve basınçla ilişkilendiren termodinamik fonksiyonlar aracılığı ile hesaplanabilir.

2.5.11 Kontrol Hacmindeki Akışkan Sıcaklığının Değişim Hızı

Bazı durumlarda uygulama boyunca akışkanın özgül ısısının sabit olduğu düşünülebilir, o zaman

$$\Delta h = c_p \cdot \Delta T \quad (2.52)$$

yazılabilir. Denklem (2.51)'i c_p 'nin kontrol hacmindeki akışkanın hacimsel ortalama özgül ısısı olduğu durumda;

$$\frac{dT}{dt} = \frac{1}{m c_p} \left(\sum_i W_g^{(i)} c_p^{(i)} \cdot (T_g^{(i)} - T) + (veya -) Q \right) \quad (2.53)$$

şeklinde yazılır. Denklem (2.53)'ün türevi alınırken giriş ve çıkış özgül ısı akışının eşit olduğu kabul edilir.

2.5.12 Kontrol Hacmine Isı Transfer Hızı

Kontrol hacmi sınırından birim zamanda geçen ısı;

$$Q = UA (T - T_s) \quad (2.54)$$

eşitliği ile hesaplanır. Burada;

UA = ısı transfer katsayısı * ısı transfer alanı

T_s = dış kaynak sıcaklığıdır.

2.5.13 Hal (Durum) Denklemleri

Isıl Güç Tesisi Prosesi genel olarak, buhar elde etmek için suyun ısıtılması, elde edilen buharın türbinden geçirilmesi ve daha sonra türbinden çıkan buharın tekrar yoğunlaştırulmasından oluşmaktadır. Bu nedenle su ve buharın termodinamik özelliklerinin güç tesisi içindeki değişik üniteler içinde değerlendirilmesi gerekir. Genellikle kullanılan yöntem aşağıdaki gibidir.

- Denklem (2.36) ile verilen kütle korunumu ifadesi basıncı verir.
- Denklem (2.51) ile verilen kontrol hacmindeki ısı denge ifadesi entalpiyi verir.
- Diğer bütün termodinamik özellikler buhar tablolarına, basınç ve entalpinin fonksiyonu olarak eğri uydurularak hesaplanabilirler. Örneğin:

Doymuş Su Entropisi = $f(P)$

Doymuş Buhar Entropisi = $f(P)$

Doymuş Buhar Sıcaklığı = $f(P)$

Suyun, buharın veya doymuş su/buhar karışımının yoğunluğu = $f(P,H)$

Aşırı soğutulmuş su sıcaklığı = $f(H,P)$

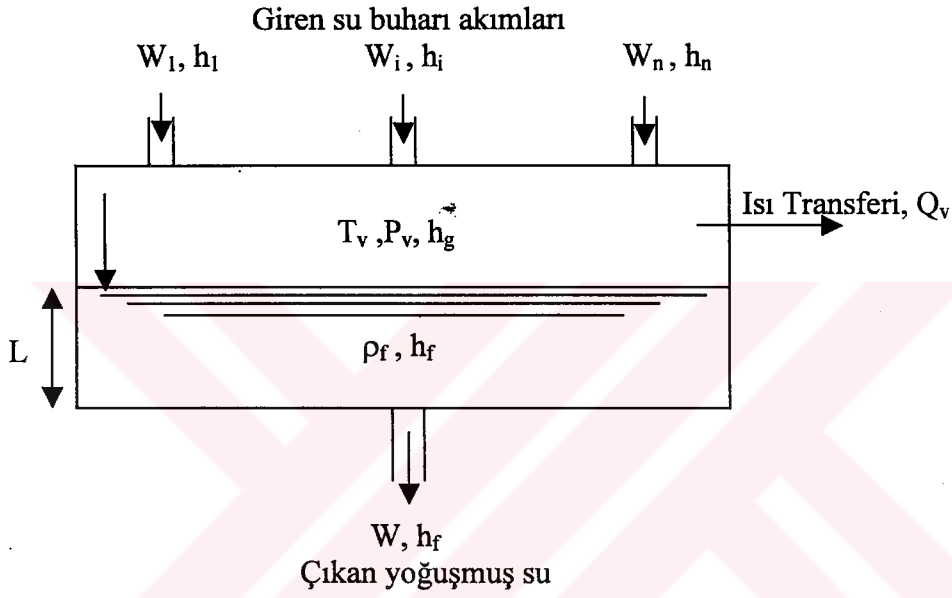
Kızgın buhar = $f(H,P)$

Aşırı soğutulmuş su yoğunluğu = $f(P,H)$

Kızgın buhar sıcaklığı = $f(P,H)$

2.5.14 İki Fazlı Sistemler (Basit denge modeli)

Buradaki iki fazlı sistem modeli, termodinamik dengede iki faz içeren bütün tanklarda kullanılabilir. Bu uygulamalara örnek, besi suyu ısıtıcısı gibi tesiste bulunan pek çok ısı değiştiricidir. Şekil (2.6)'da gösterilen modeldeki tanka i tane giren buhar akışkan akımı vardır. Buhar, tank içinden dış kaynağa ısı transferi yaparak yoğunlaşır. Aynı zamanda belirli bir hızda yoğunlaşan buhar tanktan akıtılır. Eğer yoğunlaşma hızı boşaltma hızından daha hızlı ise yoğunlaşmış buhar tank içinde L seviyesine kadar biriktirilir.



Şekil 2.6 Basit iki fazlı sistem modeli örneği

Sembol tanımlamaları;

W_i = Giren akışkan akımı için buhar akış hızı $i, i = 1....n$

h_i = Giren akışkan akımının entalpisi $i, i = 1....n$

T_v = Tankta buharın bulunduğu bölgedeki doymuş buhar sıcaklığı

P_v = Tankta buharın bulunduğu bölgedeki doymuş buhar basıncı

h_g = Doymuş buharın entalpisi

ρ_f = Yoğuşmuş buharın yoğunluğu

h_f = Doymuş sıvı entalpisi

W = Yoğuşmuş buhar dışarı akış hızı

Q_v = Tankta buharın bulunduğu bölgeden ısı transferi

L = Yoğuşmuş buhar seviyesidir.

Tankta buharın bulunduğu bölgedeki kütle korunumu ;

$$\frac{dP_v}{dt} = \frac{1}{C} \left(\sum_{i=1}^n W_i - W_c \right) \quad (2.55)$$

olarak yazılabilir. Burada C tankta buharın bulunduğu bölgenin kapasitansı, W_c ise buhar yoğuşma hızıdır. Hacmin ve sıcaklığın sabit olduğu göz önünde tutulup, ideal gaz kanunu kullanılarak,

$$C = \frac{m V_v}{Z R T_v} \quad (2.56)$$

yazılabilir. Burada;

Z = Sıkıştırılabilirlik faktörü,

R = İdeal Gaz Kanunu sabiti,

m = Buharın kütlesi,

V_v = Buhar boşluğunun hacmi,

W_c = Buhar yoğunlaşma hızıdır.

Sıvının kütle korunumu

$$\frac{dL}{dt} = \frac{1}{R_f A} (W_c - W) \quad (2.57)$$

eşitliği ile verilebilir.

Burada A sabit kabul edilen tank içindeki dik kesit alanıdır.

Yoğuşma hızını (W_c) elde etmek için,

$$W_c (h_g - h_f) = \sum_{i=1}^n W_i (h_g - h_i) + Q_v \quad (2.58)$$

eşitliği yazılabilir.

2.6 Dinamik Simülasyonlarda Kullanılan Sayısal Yöntemler

Adi diferansiyel denklem (ADD) grubunun gerçek zamanlı çözümü, simülatörün ihtiyaç duyduğu kendine özel sayısal integrasyon tekniklerinin, verilen bir özel integrasyon zamanı için nümerik olarak kararlı çözümlerini gerektirir.

Genelde gerçek zaman hesaplamalarında, açık birinci mertebe Euler integrasyon teknikleri pek çok simülasyon uygulamalarında kullanılamaz. Bunun nedeni açık Euler integrasyon tekniğinin, kararsızlık problemleri doğurmasıdır.

Burada iki Euler Tekniği sunulmuştur.

- Açık Euler İntegrasyon Tekniği ve
- Kapalı Euler İntegrasyon Tekniği.

Çözülmesi gereken denklemler grubu için Euler tekniklerinin seçimi, sayısal kararlılık koşullarının analizine bağlıdır. Uygun tekniğin seçilmesi algoritmalar için sayısal kararlılığı garantiler ve yerel kararlılık problemlerini ortadan kaldırır.

2.6.1 Açık Euler İntegrasyonu

$$\frac{dX}{dt} = f(X) \quad (2.59)$$

gibi bir ADD göz önüne alınsın.

Burada f , X değişkenine bağlı lineer ya da lineer olmayan bir fonksiyon olabilir.

Denklem (2.59)'un $X(t)$ için çözümü $t > t_0$ aralığında tanımlanır. Eğer X için ilk değerin $t = t_0$ olduğu biliniyorsa, buna göre başlangıç koşulu;

$$X(t_0) = X_0 \text{ 'dır.}$$

Denklem (2.59)'un sayısal çözümü; X in zamana göre türevi terimi Δt zaman aralığı üzerine geri farklılama ile yaklaşık olarak,

$$\frac{dX}{dt} = \frac{X - X^*}{\Delta t} = f(X^*) \quad (2.60)$$

şeklinde elde edilebilir. Burada;

$$X = X(t)$$

$$X^* = X(t - \Delta t) \text{ 'dır.}$$

Bu açık Euler integrasyon tekniği ile belirli bir an için X çözümü bir önceki zaman aralığı $(t - \Delta t)$ için çözümünün bir fonksiyonu olarak. Denklem (2.60)'tan:

İlk değeri; $X(t_0) = X_0$ olan

$$X = X^* + \Delta t f(X^*) \quad (2.61)$$

eşitliği bulunabilir.

Bu integrasyon tekniği hesaplama açısından en basit olan tekniktir ve tüm birinci mertebe integrasyon algoritmaları için doğruluğu Δt mertebesinde. Bu nedenle, zamana bağlı çözüm üzerindeki hata zaman adımı ile orantılıdır. Bundan dolayı, integrasyon zaman adımını küçültmek daha doğru çözümü elde etmeyi sağlar.

Açık Euler İntegrasyon yönteminin dezavantajı ise koşullu kararlılığa sahip yani, belirli koşullar altında bir kararlı çözüm vermesidir.

Kararlılık koşulları aşağıdaki gibidir. Hesaplanan çözümün gerçek çözüm artı ε hata terimine eşit olduğu belirli bir t anı göz önüne alınsın. Yani t anında;

$$X_c = X + \varepsilon \quad (2.62)$$

olsun. Böylece, her bir zaman aralığı için hesaplanan X_c , Denklem (2.61)'i Denklem (2.62)'de yerine koyarak;

$$X + \varepsilon = (X^* + \varepsilon^*) + \Delta t \cdot f(X^* + \varepsilon^*) \quad (2.63)$$

elde edilir. $f(X^* + \varepsilon^*)$ terimini, ilk terimi ile sınırlayarak Taylor serisine açılımı ile yer değiştirilirse;

$$f(X^* + \varepsilon^*) \cong f(X^*) + \varepsilon^* \cdot \frac{\partial f}{\partial X} \quad (2.64)$$

eşitliği elde edilir. Denklem (2.64)'ü Denklem (2.63)'te yerine koyarsak;

$$X + \varepsilon = X^* + \varepsilon^* + \Delta t f(X^*) + \Delta t \varepsilon^* \frac{\partial f}{\partial X} \quad (2.65)$$

ve tekrar Denklem (2.61)'i Denklem (2.65)'te yerine koyup, yeniden düzenledikten sonra geçerli zamandaki hata terimi ile bir önceki zaman dilimindeki arasında Denklem 2.66'daki gibi bir ilişki elde etmiş olunur.

$$\varepsilon = \varepsilon^* (1 + \Delta t \frac{\partial f}{\partial X}) \quad (2.66)$$

hata terimleri oranını elde etmek için yeniden düzenleyip her iki tarafın mutlak değerini alınırsa;

$$\left| \frac{\varepsilon}{\varepsilon^*} \right| = \left| 1 + \Delta t \frac{df}{dX} \right| \quad (2.67)$$

elde edilir. Çözümün kararlı olması için $\left| \frac{\varepsilon}{\varepsilon^*} \right| < 1$ olmalıdır. Bu da;

$$\left| 1 + \Delta t \frac{df}{dX} \right| < 1 \quad (2.68)$$

eşitsizliğini verir. Böylece sayısal olarak kararlı bir çözüm olabilmesi için

$$(a) \quad \frac{df}{dX} < 0 \quad (2.69)$$

$$(b) \quad \Delta t \left| \frac{df}{dX} \right| < 2 \quad (2.70)$$

koşullarının sağlanması gereklidir.

Bu tekniğin kullanıldığı yerlere örnek olarak,

- Vanalar için kumanda cihazları ve
- Yüksek sıcaklıkların ölçümünde kullanılan termal çiftler verilebilir.

Bu cihazları tanımlayan tipik diferansiyel denklem;

$$\frac{dX}{dt} = \frac{X_0 - X}{\tau} \quad (2.71)$$

olur. Burada;

$X_0 = X$ in başlangıç değeri

τ = zaman sabitidir.

Bu integrasyon tekniği yeterince büyük zaman sabitleriyle daha iyi sonuçlar vermektedir.

2.6.2 Kapalı Euler İntegrasyonu

Denklem (2.59)'un sayısal çözümü zaman türevinden Δt zaman aralıkları üzerine ileri farklama ile yaklaşık olarak elde edilebilir.

$$\frac{dX}{dt} = \frac{X - X^*}{\Delta t} = f(X) \quad (2.72)$$

ve

$$X = X^* + \Delta t f(X) \quad (2.73)$$

Açık Euler İntegrasyonun da uygulanan aynı hata analizlerinin uygulanması ile

$$X + \varepsilon = (X^* + \varepsilon^*) + \Delta t f(X + \varepsilon) \quad (2.74)$$

eşitliği elde edilir.

Taylor serisi açılımı ile,

$$X + \varepsilon = X^* + \varepsilon^* + \Delta t \left(f(X) + \varepsilon \frac{\partial f}{\partial X} \right) \quad (2.75)$$

elde edilir. Denklem (2.73)'te yerlerine konursa,

$$\frac{\varepsilon}{\varepsilon^*} = \frac{1}{1 - \Delta t \frac{\partial f}{\partial X}} \quad (2.76)$$

eşitliği elde edilir. Bu nedenle, eğer,

$$\left| \frac{\varepsilon}{\varepsilon^*} \right| < 1 \quad (2.77)$$

$$\left| 1 - \Delta t \frac{\partial f}{\partial X} \right| > 1 \quad (2.78)$$

veya

$$\frac{\partial f}{\partial X} < 0$$

ise sayısal kararlı sonuçlar elde edilir.

Bu nedenle, gerektiği gibi formüllendiğinde her zaman karşılaşılan f nin kısmi türevinin negatif olduğu durumlarda, Kapalı Euler İntegrasyon tekniği, koşulsuz bir şekilde karardır.

Kapalı Euler İntegrasyon tekniğinde, $f(X)$ 'in X için kapalı cebirsel denklemlerin çözümlenmesi gereken, t anında değerlendirilmesi bir dezavantajdır.

Kapalı Euler İntegrasyon tekniği lineer denklemler için kolaylıkla uygulanabilir. Örneğin,

$$\frac{dX}{dt} = -aX + b \quad (2.79)$$

diferansiyel denklemini göz önüne alıp Kapalı Euler Tekniğini uygulanırsa;

$$X = X^* + \Delta t \cdot (-aX - b) \quad (2.80)$$

elde edilir ve yeniden düzenlenirse,

$$X = \frac{X^* + b \cdot \Delta t}{1 + a \cdot \Delta t} \quad (2.81)$$

eşitliği elde edilir.

Lineer olmayan denklemler için Taylor serisi açılımı ile eşitliğin sağındaki lineer olmayan f fonksiyonunun lineerleştirilmesi ile denklemdaki kapalı karakterin elimine edilmesi mümkündür. Örneğin eğer Denklem (2.73)'teki $(X = X^* + \Delta t \cdot f(X))$ f fonksiyonu lineer olmayan bir fonksiyon ise; Taylor serisi açılımı ile;

$$X = X^* + \Delta t \cdot (f(X^*) + (X - X^*) \cdot \left. \frac{\partial f}{\partial X} \right|_X) \quad (2.82)$$

elde edilir. Burada,

$$a = - \left. \frac{\partial f}{\partial X} \right|_X \quad (2.83)$$

ve

$$b = f(X^*) \cdot \left. \frac{\partial f}{\partial X} \right|_X \quad (2.84)$$

olduğu durumda Denklem (2.82);

$$X = X^* - a \cdot \Delta t \cdot X + \Delta t \cdot b \quad (2.85)$$

veya

$$X = \frac{X^* + b \cdot \Delta t}{1 + a \cdot \Delta t} \quad (2.58)$$

haline gelir.

$f(X)$ 'in lineerleştirilmesinin kararlılık koşullarını etkilemediği de gösterilebilir.

2.6.3 Daha Doğru Sonuç Veren İntegrasyon Yöntemleri

Euler yöntemi kullanımı kolay ve çok basittir. Ancak doğruluğu fazla olmadığı için önemli hesaplamalarda nadiren tercih edilir. Genel olarak, sayısal integrasyon yönteminin doğruluğu, türevler için daha komplike sayısal yaklaşım algoritmaları kullanılarak ve integrasyon aralığı azaltılarak iki şekilde artırılabilir. Daha komplike integrasyon yöntemlerinde fonksiyonun Taylor Serisi açılımının daha fazla terimlerinden yararlanılır. Bu nedenle daha yüksek mertebeli yöntemler olarak

adlandırılırlar. İntegrasyon adımı boyutu azaltılarak belirli bir limite kadar türev için yapılan tahmini iyileştirebilir[dynamic modeling...].

Sayısal integrasyonun bazı kapalı sınırlamalarına değinmekte yarar vardır. Çözülmekte olan birinci mertebe diferansiyel denklemler bilinmeyen bir fonksiyonunu kendisi ile türevleri arasında fonksiyonel bir ilişkiyi ifade ederler. Bu, fonksiyonun herhangi bir t_0 anında ki değeri biliniyorsa türevinin aynı t_0 anındaki değerinin de diferansiyel denklemle hesaplanabileceği anlamına gelir. Daha önce değinilen Euler yöntemine nazaran doğruluğu ve verimi arttırmak için kullanılan daha yüksek mertebeli yöntemlerde t_0 dan daha ileri zamanlardaki türevlerin kullanılmasına ihtiyaç vardır. Ancak fonksiyonun ve türevinin t_0 dan daha ileri zamanlardaki değerleri kolayca belirlenemez.

Bu problemi çözebilmek için geliştirilmiş (iyileştirilmiş) Euler yöntemi olarak adlandırılan yöntemde türevin zaman adımı başlangıcındaki değeri ile zaman adımının sonundaki değerinin ortalaması kullanılır. Bu yöntemde değişken ilk olarak Euler yöntemi kullanılarak $t = t_0 + \Delta t$ anında hesaplanır. Elde edilen bu değer türevin $t = t_0 + \Delta t$ zamanındaki yeni bir değerinin hesaplanması için tekrar kullanılır. Bu iki türev değerinin ortalaması alınarak elde edilen ortalama türev değeri kullanılarak değişkenin yeni değeri belirlenir.

Matematiksel olarak yöntem $t=t_0$ anından $t=t_0 + \Delta t$ anına kadar integrasyonu ifade eder. İlk olarak $t=t_0$ anındaki türev

5-10

Şeklinde belirlenir. Daha sonra X değişkeninin yeni değeri Euler yöntemi yaklaşımı ile

5.11

şeklinde elde edilir. Bundan sonra değişkenin $t_0 + \Delta t$ anındaki yaklaşık değeri türevin $t_0 + \Delta t$ anındaki yaklaşık değerinin hesaplanması için,

şeklinde kullanılır. İntegrasyon süresi boyunca eğimin (türevin) geliştirilmiş (iyileştirilmiş) tahmini değeri denklem 5-10 ve denklem 5.12 ile verilen iki türevin ortalaması alınarak

5.13

şeklinde elde edilir. Sonuç olarak değişkenin $t_0 + \Delta t$ anındaki yeni değeri

şeklinde elde edilir.

Bu yöntem Euler yönteminden daha komplikedir çünkü her zaman adımı için türev fonksiyonunu iki kere değerlendirilmesiyle sonuç elde edilir.

Bir sonraki yöntem Runge-Kutta yöntemi olarak isimlendirilen daha yüksek mertebeli türevleri kullanan bir yöntemdir. Klasik Euler yönteminde Taylor serisinde birinci mertebe terim kullanılarak sürekli bir türev elde edilir. Geliştirilmiş Euler yöntemi ise Taylor serisinde yer alan birinci ve ikinci terimleri kullanır. Birinci mertebe türeve yapılan yaklaşımın doğruluğu $x(t_0 + \Delta t)$ nin tahmin edilmesinde Taylor serisinde yer alan daha yüksek mertebeli terimleri de kullanarak iyileştirilebilir. Runge-Kutta metodunda, daha yüksek mertebeli türevlerin belirlenmesinde orijinal diferansiyel denklemden hesaplanması yerine sonlu farklar ifadeleri kullanılarak yaklaşık çözüm elde edilir. Runge- Kutta yönteminin mertebesi $x(t_0 + \Delta t)$ nin tahmin edilmesinde kullanılan zaman adımı sayısı ile belirlenir. Bu yöntemin en yaygın kullanılanı dört zaman adımlı olanıdır ve aşağıdaki gibi uygulanır:

Bağımlı değişkenin x 'in $(t_0 + \Delta t)$ de aldığı değer bu yöntemle göre

5.15

ve bu ifade de yer alan

5.16 - 5.19

ile elde edilir.

2.6.4 Denklem Sistemleri

Gerçek simülasyon uygulamalarında, pek çok adi diferansiyel ve cebirsel denklem grupları,

$$\frac{d\vec{X}}{dt} = \vec{F}(\vec{X}, t) + \vec{G} \quad (2.86)$$

şeklinde matrislerle yazılarak birlikte çözülmektedir. Bu eşitlikte yer alan;

$$\vec{X} = \begin{pmatrix} X_1 \\ \cdot \\ \cdot \\ X_n \end{pmatrix} \quad (2.87)$$

$$\vec{F}(\vec{X}, t) = \begin{pmatrix} F_{11} & \cdot & \cdot & F_{1n} \\ \cdot & \cdot & \cdot & \cdot \\ \cdot & \cdot & F_{ij} & \cdot \\ F_{m1} & \cdot & \cdot & F_{mn} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} X_1 \\ \cdot \\ \cdot \\ X_n \end{pmatrix} \quad (2.88)$$

$$\vec{G} = \begin{pmatrix} G_1 \\ \cdot \\ \cdot \\ G_n \end{pmatrix} \quad (2.89)$$

olur. ADD sistemlerinin çözümlerinde de açık ve kapalı Euler teknikleri uygulanabilir.

Lineer durumda ya da gerçekte lineer olmayan ancak lineerleştirme yapılmış durumda tipik bir denklem;

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^n F_{ij} X_j + G_j \quad (2.90)$$

veya

$$X_i = X_i^* + \Delta t F_{ii} X_i + \left(\sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^n F_{ij} X_j + G_j \right) \Delta t \quad (2.91)$$

şeklinde yazılabilir.

Denklem (2.91)'in sağ tarafındaki X_i , içinde bulunulan zamanda (kapalı Euler) veya geçmiş zamanda (açık Euler) daha önce gösterildiği gibi değerlendirilebilir. Eğer,

$$\Delta t = \left| \frac{\partial F_{ij}}{\partial X} \right| < 2 \quad (2.92)$$

ise, bu sistemin kuplajının zayıf olduğu anlamına gelir. Açık Euler İntegrasyonu kararlı sonuçlar verir ve her bir denklem tek tek rahatlıkla çözülebilir.

Bununla birlikte denklem kuplajı kuvvetli ise Kapalı Euler İntegrasyonu kullanılmalıdır. Bu durumda Denklem (2.91),

$$(1 - \Delta t F_{ii}) X_i - \Delta t \left(\sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^n F_{ij} X_j \right) = X_i^* + G_i \Delta t \quad (2.93)$$

şekline gelir.

Bu nedenle, çözülmesi gereken sistem

$$\bar{A} \bar{X} = \bar{X}^* + \Delta t \bar{G} \quad (2.94)$$

şeklinde matris formunda yazılır; Burada;

$$\bar{A} = \begin{pmatrix} 1 - \Delta t \cdot F_{11} & -\Delta t \cdot F_{12} & \dots & -\Delta t \cdot F_{1n} \\ -\Delta t \cdot F_{21} & -\Delta t \cdot F_{22} & \dots & \dots \\ \vdots & \vdots & 1 - \Delta t \cdot F_{ii} & \vdots \\ -\Delta t \cdot F_{m1} & \dots & \dots & -\Delta t \cdot F_{mn} \end{pmatrix} \quad (2.95)$$

olur. Denklem (2.94)'ün matris çözümü;

$$\bar{X} = \bar{A}^{-1} (\bar{X}^* + \Delta t \bar{G}) \quad (2.96)$$

haline gelir.

Eğer A matrisinin boyutu büyükse ve çok büyük ve küçük değerleri aynı anda içeriyorsa; (örneğin, kütle ve momentum korunumu denklemlerinde basınç ve akış küçük zaman sabitlerine ve termodinamikde sıcaklık büyük zaman sabitine sahiptir), A matrisine "katı (stiff) matris" denir.

A katı matrisinin tersini bulmak çok zordur ve genellikle bilgisayar platformunda gerçek zamanda elde edilemeyebilir.

2.7 Simülasyon Modellerinin Diğer Önemli Hususları

Bu bölümde simülasyon amaçlı modellemelere ilişkin bazı önemli hususlar ele alınacaktır.

Bu modelleme hususları:

- Geçerlilik aralığı
- Gerçeğe yakınlık
- Güvenilirlik
- Gerçek Zaman Simülasyonu başlıkları altında ele alınacaktır.

2.7.1 Geçerlilik Aralığı

Çok özel tasarım durumlarıyla karşılaşmak üzere tasarlanmış pek çok mühendislik uygulamasına kıyasla, dinamik simülasyon modelleri, tesisin operasyonları ve bütün uygulama alanları (örneğin; nükleer reaktörün çalıştırılması, güce çıkarması, tam güç, güç düşürülmesi, soğutma ve reaktörü durdurma gibi) için geçerli olmak zorundadır. Bunlara ek olarak modeller operatör uygulamaları veya istenmeyen aksaklıklar sonucu oluşan beklenmeyen ve acil durumları da içermelidir. Bazı örneklerde modellerin fonksiyonları normal çalışırken diğer örneklerde yanlış sonuçlar verebilir.

Reaktör soğutucusu ve nükleer buhar üreticisindeki su/buhar karışımı arasındaki gibi, tek fazlı akışkan ile iki fazlı akışkan arasındaki ısı değiştiricisini örnek olarak düşünelim;

Birinci taraftaki ısı dengesi ;

$$\frac{dT_0}{dt} = \frac{1}{m c_v} \left(W c_p (T_i - T_0) - UA \left(\frac{T_i - T_0}{2} - T_s \right) \right) \quad (2.97)$$

şeklinde yazılabilir. Burada

T_i, T_o = Sırasıyla giren ve çıkan soğutucu sıcaklıkları,

T_s = Doyma sıcaklığındaki ikincil karışımın sıcaklığı,

W = Soğutucunun kütleli debisi,

c_p, c_v = Sabit basınç ve hacimdeki özgül ısı,

m = Soğutucu kütlesi ve

UA = Bütün ısı transfer katsayısının ortalama ısı transfer alanı ile çarpımıdır.

İkincide sabit sıcaklık için sabit bir basınç karşılık gelir, Denklem (2.96)'nın zamana bağlı çözümü;

$$\frac{T_0 - T_s}{T_i - T_s} = \frac{2m^* - 1}{2m^* + 1} \quad (2.98)$$

ile yapılır. Burada m boyutsuz bir faktördür ve

$$m^* = \frac{c_p W}{UA} \quad (2.99)$$

ile belirtilir.

Bu, yavaş akış için, m^* nin küçük ve 1/2'den az olduğu anlamına gelir. Böylesi bir durumda Denklem (2.98)'in sağ tarafı negatif değer alır. Yani sıcaklık değişim hızının negatif olduğu, T_0 'ın T_s 'den küçük olduğu ya da T_i 'nin T_s 'den küçük olduğu anlamına gelir ki fiziksel olarak olanaksızdır.

2.7.2 Gerçeğe Yakınlık

Gerçeğe yakınlık (Realizm), etkili eğitim uygulamaları için gerçek simülasyonlarda anahtar rol oynar ve bilgisayar ortamının gerçek sistemin kontrol odasını doğru bir şekilde canlandırmasını gerektirir. Bunun sağlanması için bazı performans karakterleri kullanılmaktadır. Örneğin, ANSI (Standart for Nuclear Plant Training Simulator, ANSI/ANS-3.5-1981) Nükleer Tesis Eğitim Simülatörü Standardı'na göre kütle ve enerji korunumları ve kritik parametreler için daimi halde modelle hesaplanmış değerler gerçek değerlerle $\pm \%2$ 'lik hata sınırları içerisinde olmalıdır.

2.7.3 Güvenilirlik

Simülatör modeli donanım veya yazılımdaki hatalar ile sıklıkla kesiliyorsa simülasyonun sonuca ulaşabilmesini büyük ölçüde azaltır. Model yetersizliği için sıfıra bölme durumu örnek olabilir, şöyle ki başka bir sayı ile bölünen bir sayı aniden sıfır olursa bilgisayar programının çalışmasına son vermesine neden olur. Yüksek güvenilirlikte bir yazılım modeli elde etmek için, sayısal denklemlerin koşullara bağlı olmayan kararlılıkları ADD'lerin ve açık cebirsel denklemlerin çözümünde kullanılmalıdır. Böylece, modelin kabul edilebilir koşullarda olduğuna emin olabilmek için stres testi uygulanmalıdır. Örneğin bir buhar üreticinin bütün çalışma koşulları altındaki testlerine ek olarak en sınır safhadaki koşullarda da su envanterinin yok olması gibi, test edilerek modelin iş görmesi ve akla uygun sonuçlar verip veremediğine bakılmalıdır.

2.7.4 Gerçek Zaman Simülasyonu

Yukarıda anlatıldığı gibi, güç tesisi prosesini temsil eden bütün ADD'ler ve cebirsel denklemler ve kontrol sistem mantığını (lojiğini) temsil eden denklemler zaman ilerletme prosesi ile çözülürler. Gerçek zamanın anlamını anlamak için bazı önemli hususlar aşağıda sunulmaktadır;

- Bütün ADD'lerin sabit zaman aralığı Δt süresi için bir kez integre edilmesi ve diğer bütün denklemlerin (cebirsel vb.) bir kez çözülmesi sürecine model denklemleri için bir iterasyon denir. Bilgisayarda, simülasyon programı model

denklemlerinin iterasyonu (simülasyon) operatör durdurana kadar sürer. Simülasyonun birisi tarafından durdurulması simülasyonun dondurulması (freeze) olarak adlandırılır.

- İki ardışık model iterasyonu arasında geçen zamana “iterasyon süresi” denir.

Genellikle simülasyon programında sabit bir iterasyon süresi (örneğin, Γ saniye) önceden belirlenir. Eğer geçerli iterasyon, Γ saniyeden az olan, δ saniyede tamamlanmışsa ($\delta < \Gamma$ ise); simülasyon programı gerçek zamanda Γ saniye geçmeden yeni bir iterasyonu başlatmaz.

Eğer geçerli iterasyon Γ saniyeden daha uzun olan bir δ saniyede tamamlanmışsa ($\delta > \Gamma$ ise), program geçerli iterasyonun bitmesini bekler ve bir an önce bir sonraki iterasyonu başlatır.

2.7.4.1 Gerçek Zamanlı Simülasyon

- a) Eğer $\Gamma = \Delta t$ gibi bir iterasyon süresi seçilirse, (bu, iterasyon süresinin integrasyon zaman adımına eşit olmasıdır) ve
- b) Eğer $\delta \leq \Gamma$ ise yani model iterasyon süresi gerçek iterasyon süresinden küçük veya eşitse;

gerçek zaman simülasyonu elde edilir.

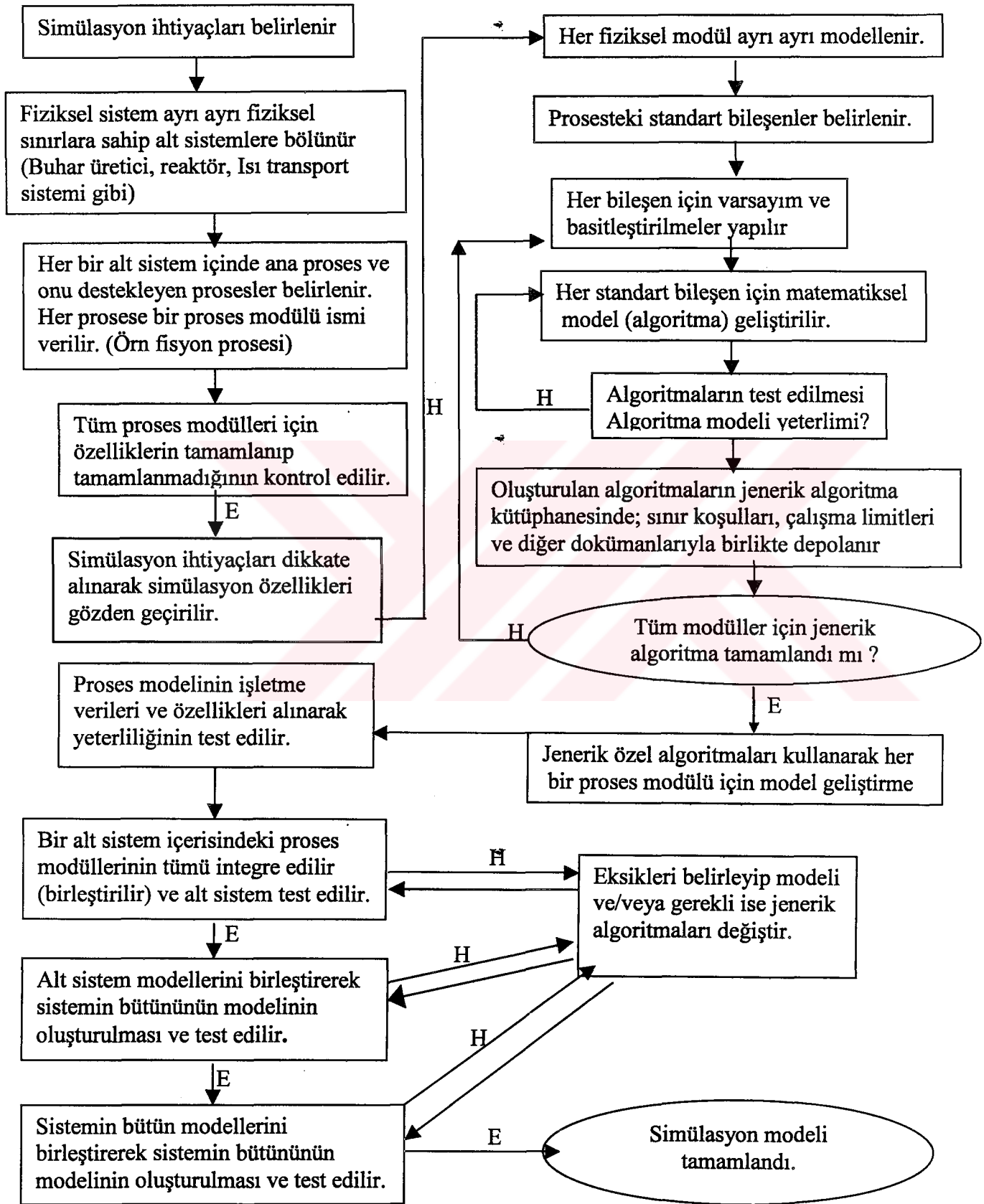
2.7.4.2 Gerçek Zamandan Daha Hızlı Simülasyon

- a) Eğer iterasyon süresi integrasyon zaman adımından küçük yani $\Gamma < \Delta t$ ve
- b) Eğer model iterasyon süresi gerçek iterasyon süresine eşit ya da küçük yani $\delta \leq \Gamma$ ise, bu duruma gerçek zamandan hızlı simülasyon denir.

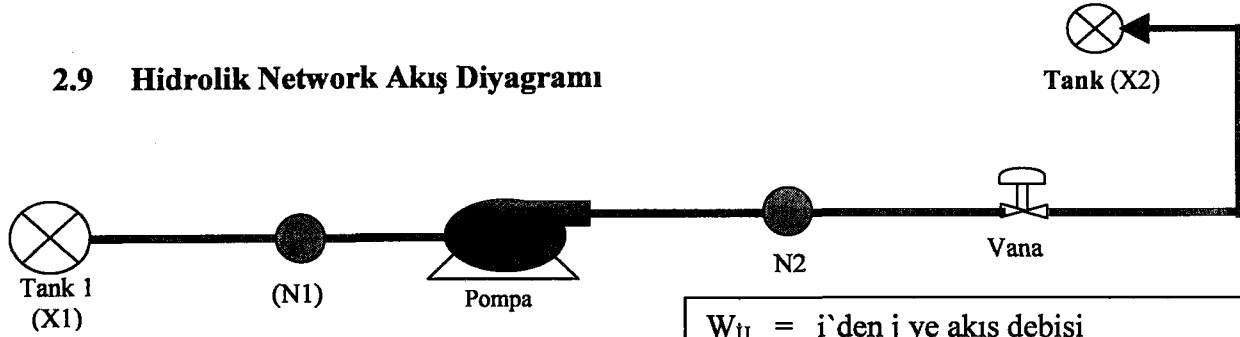
2.7.4.3 Gerçek Zamandan Daha Yavaş Simülasyon

Eğer $\Gamma > \Delta t$, iken ve δ , Γ 'dan daha kısa ya da daha uzun olsun veya iterasyon süresinin integrasyon zaman adımına eşit ($\Gamma = \Delta t$) olacak şekilde ayarlandığı halde $\delta > \Gamma$ ise bu duruma gerçek zamandan daha yavaş simülasyon denir.

2.8 Simülasyon Modeli Geliştirme Algoritması



2.9 Hidrolik Network Akış Diyagramı



Akışkanın sıkıştırılamayan olduğu varsayılarak:

$$W_{X1N1} = K_{X1N1} (P_{X1} - P_{N1})^{1/2}$$

$$W_{N1N2} = K_{N1N2} (P_{N1} + P_{DYH} - P_{N2})^{1/2}$$

$$W_{N2X2} = K_{N2X2} V_A (P_{N2} - P_{ELV} - P_{X2})^{1/2}$$

Geçirgenlik tanımlanarak denklemler lineerleştirilir:

$$A_{X1N1} = W_{X1N1} / (P_{X1} - P_{N1})$$

$$A_{N1N2} = W_{N1N2} / (P_{N1} + P_{DYH} - P_{N2})$$

$$A_{N2X2} = W_{N2X2} / (P_{N2} - P_{ELV} - P_{X2})$$

W_{ij} = i'den j'ye akış debisi
 K_{ij} = i kontrol hacmindeki basınç
 V_A = vananın kapladığı alan
 P_{DYH} = pompa dinamik yüksekliği
 P_{ELV} = basma yüksekliği
 A_{ij} = i ve j arasındaki geçirgenlik
 P_i = i'inci kontrol hacmindeki basınç
 Δt = zaman adımı
 S_i = i için kaynak elemanı
 C_i = i kontrol hacminin kapasitansı
 P_i = bir önceki iterasyonun P_i 'si
 K_{ij} = i ve j arasındaki iletkenlik
 M_{ij} = ij matris elemanları

Yoğunluğun sabit olduğu varsayımıyla kütle dengesi N1 ve N2 için yazılır:

$$C_{N1} (dP_{N1} / dt) = W_{X1N1} - W_{N1N2}$$

$$C_{N2} (dP_{N2} / dt) = W_{N1N2} - W_{N2X2}$$

Euler geri farklama tekniği kullanılarak geçirgenlik yerine koyulur;

$$C_{N1}((P_{N1} - P_{N1}') / \Delta t) = A_{X1N1}(P_{X1} - P_{N1}) - A_{N1N2}(P_{N1} + P_{DYH} - P_{N2})$$

$$C_{N2}((P_{N2} - P_{N2}') / \Delta t) = A_{N1N2}(P_{N1} + P_{DYH} - P_{N2}) - A_{N2X2}(P_{N2} - P_{ELV} - P_{X2})$$

$$M_{11} = (C_{N1} / \Delta t) + A_{X1N1} + A_{N1N2} M_{12} = A_{N1N2}$$

$$M_{21} = -A_{N1N2} \quad M_{22} = (C_{N2} / \Delta t) + A_{N1N2} + A_{N2X2}$$

Ve tanımlamasıyla matris çözülerek,

$$\begin{pmatrix} M_{11} & M_{12} \\ M_{21} & M_{22} \end{pmatrix} \cdot \begin{pmatrix} P_{N1} \\ P_{N2} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} S_1 \\ S_2 \end{pmatrix}$$

Basınç çözümünü elde etmek için yöntem:

1- P_{N1}' den P_{N2} ye geçirgenliği hesapla

2- P_{N1} ve P_{N2} 'yi matris ile çöz.

3- Akıştan P_{N1}' ve P_{N2} 'yi hesapla

$$S_1 = (C_{N1} / \Delta t) P_{N1}' + A_{X1N1} P_{X1} - A_{N1N2} P_{DYH}$$

$$S_2 = (C_{N2} / \Delta t) P_{N2}' + A_{N1N2} P_{DYH} - A_{N2X2} (P_{ELV} - P_{X2})$$

Elde edilir.

3 NÜKLEER GÜÇ TESİSİ SİMÜLASYON MODELİ GELİŞTİRİLMESİ

Bu bölümde, bir nükleer reaktör simülasyon modeli geliştirilebilmesi için nükleer reaktör fiziğinin konu ile ilgili temel bilgileri özetlenmektedir[9-15].

3.1 Nötron Reaksiyon Hızı – Reaktör Gücü

- **Reaksiyon Hızı:**

Birim hacimde v hızıyla ince bir hedefe doğru ilerleyen n tane nötron göz önüne alınsın. Nötron çekirdek reaksiyonunun meydana geldiği hızın, nötron akısı (flux) ϕ ile orantılı olduğu nükleer fizikten bilinmektedir. Buna göre;

$$R = \phi \cdot \Sigma \quad (3.1)$$

olur. Nötron akısı belli hacimdeki v hızındaki nötron sayısı olarak tanımlanır ve

$$\phi = n \cdot v \quad (3.2)$$

şeklinde yazılabilir.

- **Makroskopik Tesir Kesiti:**

Denklem 3.1’de yer alan Σ , reaksiyon için makroskopik tesir kesitidir. Bir nötronun ilgili ortam içerisinde birim uzunluklu mesafeyi kat ederken etkileşme olasılığı olarak tanımlanır. Makroskopik tesir kesiti Σ , aynı zamanda ortamdaki çekirdek yoğunluğu ile de orantılı olup,

$$\Sigma = N \cdot \sigma \quad (3.3)$$

olarak tanımlanır. Burada, N birim hacimdeki çekirdek sayısı, σ ise mikroskopik tesir kesitidir (birimi barn’ dır).

- **Ortalama Nötron Serbest Yolu**

Eğer λ bir nötronun belirli bir reaksiyona girmeden önce yol aldığı ortalama mesafe ise, bir saniyede gerçekleşen ortalama reaksiyon sayısı v/λ olur. Ayrıca bir saniye

süre içinde nötron v m yol almış olur. Nötron yoğunluğu (birim hacimdeki nötron sayısı) n ise nötron-çekirdek reaksiyonunun hızı;

$$R = n \cdot v / \lambda = \phi / \lambda \quad (3.4)$$

eşitliği ile bulunur. Denklem (3.1) ve (3.4)'ü eşitleyerek;

$$\lambda = 1 / \Sigma \quad (3.5)$$

elde edilir. Bu nedenle λ , ortalama nötron serbest yolu olarak tanımlanır.

- **Makroskopik Fisyon Tesir Kesiti:-**

Farklı reaksiyonların değişik olasılıklarla meydana gelmesi nedeniyle bu olasılıklar;

- (a) Makroskopik fisyon tesir kesiti Σ_f ,
- (b) Makroskopik yutma tesir kesiti Σ_a ,
- (c) Makroskopik esnek saçılma tesir kesiti Σ_s ,
- (d) Makroskopik esnek olmayan saçılma tesir kesiti Σ_i ,

olarak farklı şekillerde tanımlanırlar.

Nükleer zincir reaksiyonuna neden olan nükleer fisyon reaksiyonu ile ilgili olduğu için; birim zamanda birim hacimdeki nükleer fisyon reaksiyon hızı $R_f = \phi \cdot \Sigma_f$ olarak yazılabilir.

- **Reaktör Gücü:**

V hacimli, Σ_f makroskopik fisyon tesir kesitli, ϕ nötron akısına sahip olan fisil maddeli bir reaktörde bir saniyede meydana gelen fisyon sayısı $V \cdot \Sigma_f \cdot \phi$ ile elde edilir.

Fisyon başına açığa çıkan ortalama enerji 200 MeV olarak kabul edilebilir ve $1 \text{ eV} = 1.6 \times 10^{-19} \text{ W s (J)}$ olduğuna göre $200 \text{ MeV} = 3.2 \times 10^{-17} \text{ J}$ olur. O halde söz konusu edilen bu reaktörün gücü (birimi W olarak);

$$P = 3.2 \times 10^{-17} \cdot V \cdot \Sigma_f \cdot \phi \quad (3.6)$$

eşitliği ile hesaplanır.

3.2 Termal Reaktörler İçin Çoğaltma Faktörleri

Kritik bir reaktörde her bir fisyon sonucunda serbest kalan nötronların sadece bir tanesi aynı şekilde bir başka fisyonla neden olur. Bu durum;

Fisyon sonucu doğan hızlı nötron	Hızlı nötronun termalize olabilmesi için yavaşlatılması	Fisyon oluşturmak üzere fisil çekirdekte termal nötronun yakalanması
----------------------------------	---	--

şeklinde özetlenebilir. Her fisyon reaksiyonu sonucunda ortalama 2,5 tane nötron açığa çıkmakta ve sadece bir tanesi yukarıdaki zincir reaksiyonunu sürdürmektedir. Geri kalan nötronlar ise sızma veya ışınlı yakalanma sonucu kaybolurlar. Reaktörde herhangi bir anda N_1 tane nötron bulunduğu varsayılırsa,

N_1 = Birinci nesil nötron sayısı

P_{FNL} = Hızlı nötron dışarı kaçmama olasılığıdır, ve

$$P_{FNL} = \frac{\text{Dışarı kaçmayan hızlı nötron sayısı}}{\text{Hızlı nötron sayısı}} \quad (3.7)$$

şeklinde hesaplanır.

p = Rezonanstan kaçma (hızlı nötronun yavaşlarken yutulmama) olasılığı olmak üzere;

$$p = \frac{\text{Termal hale gelen nötron sayısı}}{\text{Yavaşlarken dışarı sızmayan nötron sayısı}} \quad (3.8)$$

şeklinde tanımlanır.

P_{TNL} = Termal nötron dışarı sızmama olasılığıdır ve

$$P_{TNL} = \frac{\text{Dışarı sızmayan termal nötron sayısı}}{\text{Termal nötron sayısı}} \quad (3.9)$$

eşitliği ile tanımlanır.

f = Yakıtta yutulan termal nötron sayısının yutulan nötron sayısına oranıdır ve

$$f = \frac{\text{Yakıtta yutulan termal nötron sayısı}}{\text{Yutulan termal nötron sayısı}} \quad (3.10)$$

eşitliği ile tanımlanır.

η = Yakıtta yutulan termal nötron başına yayınlanan fisyon nötronu sayısı (eta faktörü) ve

ε = Hızlı fisyon katsayısı ($\varepsilon > 1$), olarak tanımlanırsa, ikinci nesil nötron sayısı;

$$N_2 = \varepsilon \eta f p P_{TNL} P_{FNL} N_1 \quad (3.11)$$

olarak yazılır. Buna göre etkin çoğaltma katsayısı,

$$k_{etk} = \frac{N_2}{N_1} \quad (3.12)$$

olarak tanımlanarak,

$$k_{etk} = \varepsilon \eta f p P_{TNL} P_{FNL} \quad (3.13)$$

şeklinde elde edilir. Bu eşitlikte yer alan ilk dört niceliğin çarpımı ile elde edilen,

$$k_{\infty} = \varepsilon \eta f p \quad (3.14)$$

eşitliği sonsuz ortam çoğaltma katsayısı olarak tanımlanırsa;

$$k_{etk} = k_{\infty} P_{TNL} P_{FNL} \quad (3.15)$$

eşitliği elde edilir. P_{FNL} ve P_{TNL} 'nin alabileceği maksimum değer 1 olacağı için Denklem (3.15)'teki $k_{\infty} < 1$ olduğu durumda yetkin bir reaktör yapılamaz.

$k_{etk} \geq 1$ ise reaktör üst kritik, $k_{etk} = 1$ ise reaktör kritik ve $k_{etk} < 1$ ise reaktör alt kritik olarak adlandırılır.

3.3 Zamandan Bağımsız Nötron Dengesi

Zamandan bağımsız bir reaktörde nötron yoğunluğunun değişim hızı sıfırdır. Bu da nötron üretim hızının nötron kayıp hızına eşit olduğu anlamına gelir. Kritik bir reaktörde nötronlar sadece yakıttaki fisyonlar sonucu üretilmektedir ancak, alt kritik bir reaktörde dış nötron kaynaklarının da hesaba katılması gerekmektedir.

Nötron kayıpları ilk olarak reaktör dışına sızmalar ve reaktör malzemelerindeki (yakıt, yavaşlatıcı, soğutucu ve kontrol çubuklarındaki) yutulmalarla oluşmaktadır. Bu durum, matematiksel olarak aşağıdaki gibi ifade edilebilir.

- Nötron yoğunluğunun zamanla değişim hızı = Nötron üretim hızı – Nötron kayıp hızı
- Nötron üretim hızı $= \phi \cdot \Sigma_f \cdot k_{etk}$ (3.16)
- Dış kaynak = S
- Sızma ile nötron kaybı hızı ise Fick yasasına göre saçılmanın izotropik (eş yönlü), nötron akısının konumun yavaşça değişen bir fonksiyonu ve ortamda nötron kaynağının olmaması varsayımlarıyla, yüksek nötron yoğunluklu bölgeden alçak nötron yoğunluklu bölgeye nötron akımı; (birim zamanda yüzey normali yönünde birim alandan geçen nötron sayısı, nötron akısının fonksiyonu olarak)

$$\vec{J} = -D \text{ grad} \phi = -D \nabla^2 \phi \quad (3.17)$$

şeklinde yazılır. Bu eşitlikte yer alan D , difüzyon katsayısıdır.

- Yutulma nedeniyle kayıp hızı $= \phi \cdot \Sigma_a$ (3.18)
- Serbest nötron kaynağı ile zamandan bağımsız difüzyon denklemi;

$$\frac{dn}{dt} = 0 = k_{etk} \cdot \phi \cdot \Sigma_f + S - (-D \cdot \nabla^2 \phi + \phi \cdot \Sigma_a) \quad (3.19)$$

şeklinde yazılır ve düzenlenirse;

$$D \cdot \nabla^2 \phi - \phi \cdot \Sigma_a + k_{etk} \cdot \phi \cdot \Sigma_f + S = 0 \quad (3.20)$$

eşitliği elde edilir.

Bu difüzyon denklemi reaktör tasarımında reaktör mühendisleri tarafından kullanılan temel denklemdir. Bununla beraber, bir enerji gruplu difüzyon teorisinin bütün nötronların aynı ısı enerjisiye sahip olduğunu kabul etmesinden dolayı, bir gruplu difüzyon teorisiyle yapılan çoğaltma katsayısı veya kritik boyut hesaplamaları çok doğru sonuçlar vermemektedir. Pratikte 100 gruba kadar çıkabilen çok gruplu difüzyon teorisi denklemleri kullanılmaktadır.

3.4 Ortalama Nötron Ömrü ve Ortalama Etkin Nötron Ömrü

- Sonsuz büyüklükteki bir reaktörde reaktör dışına sızan nötron yoktur. Bu nedenle ortalama nötron serbest yolu λ , yutulmanın tersine eşittir.

$$\lambda_a = \frac{1}{\Sigma_a} \quad (3.21)$$

Nötronların v hızla yol almasından dolayı, sonsuz büyüklükteki bir reaktör için ortalama nötron ömrü;

$$l_\infty = \frac{\lambda_a}{v} = \frac{1}{v \Sigma_a} \quad (3.22)$$

olur.

- P_{TNL} termal nötron dışarı sızma olasılığı olmak üzere, sonlu bir reaktör için ortalama nötron ömrü;

$$l = l_\infty \cdot P_{TNL} \quad (3.23)$$

eşitliği ile verilir.

- l süresince, N tane nötronun yutulduğu ve $k_{etk} \cdot N$ tane nötronun doğduğu dikkate alınarak ve l_{etk} 'i doğan her nötron için ortalama etkin nötron ömrü olarak tanımlayarak;

$$l \cdot N = l_{etk} \cdot k_{etk} \cdot N \quad (3.24)$$

veya

$$l_{etk} = \frac{l}{k_{etk}} \quad (3.25)$$

elde edilir.

- Bu eşitliklerden l 'nin nötronların yok olmasına ve l_{etk} 'nin nötronların üretimine bağlı olduğunu görülmektedir.

3.5 Reaktivite Birimleri

- Reaktivite

$$\rho = \Delta k = \frac{k_{etk} - 1}{k_{etk}} = \frac{k_{ex}}{k_{etk}} \quad (3.26)$$

denklemleri ile tanımlanır.

- Denklem (2.125)'te yer alan Δk veya

$$k_{ex} = k_{etk} - 1 \quad (3.27)$$

excess çoğaltma çarpanı şeklinde adlandırılır. Denklem (2.125)'in paydasında yer alan k_{etk} yaklaşık olarak 1'e eşit kabul edilerek $\rho \cong k_{ex}$ yazılabilir.

- Reaktivite mili-k (yani 0,001 k) birimi ile de ifade edilir. Buna göre, örneğin, eğer $k=1,002$, ise $\Delta k = 2$ mili-k (2 mk) olur. Bu durumda reaktörün 2 mk üst kritik olduğu veya 2 mk'lık pozitif reaktivitesi olduğu söylenebilir. Eğer $k=0,995$ ise reaktör 5 mk alt kritik veya reaktörün 5 mk'lık negatif reaktivitesi var denir.

3.6 Reaktörde Sadece Ani Nötronlarla Reaktivite Değişimlerinin Neden Olduğu Nötron Akısı Değişimleri

$k_{etk} = 1$ olan zamandan bağımsız bir reaktör ele alınırsa, reaktivitenin aniden Δk kadar yükselmesi ve daha sonra sabit kalması reaktivitenin adım şeklinde değişmesi olarak adlandırılır. Bu reaktivite değişimi olmadan reaktördeki nötron sayısının N tane olduğu varsayılırsa, N tane nötron kendilerini bir nesilden diğer nesle çoğaltma katsayısı ile çarpılarak çoğaltılırlar. Bu durumda nötron sayısındaki artış, $N \cdot (k_{etk} - 1)$ olur ve bu nedenle nötron sayısının değişim hızı;

$$\frac{dN}{dt} = \frac{(k_{etk} - 1) \cdot N}{l} = \frac{N \cdot \Delta k}{l_{etk}} \quad (3.28)$$

eşitliği ile verilir. Bu adi diferansiyel denklemin çözümünün sonucunda,

$$N = N_0 \cdot e^{\left(\frac{\Delta k}{l_{etk}} \cdot t\right)} \quad (3.29)$$

elde edilir. Hem nötron akısı ve hem de reaktör gücünün nötron yoğunluğuyla orantılı olmasından dolayı her ikisi de Denklem (3.29) ile verilene benzer davranışta bulunurlar. Buna göre;

- Nötron yoğunluğu: $n_t = n_0 \cdot e^{\left(\frac{\Delta k}{l_{etk}} \cdot t\right)} \quad (3.30)$

- Nötron akısı: $\Phi_t = \Phi_0 \cdot e^{\left(\frac{\Delta k}{l_{etk}} \cdot t\right)} \quad (3.31)$

- Reaktörün nötronik gücü: $P_t = P_0 \cdot e^{\left(\frac{\Delta k}{l_{etk}} \cdot t\right)} \quad (3.32)$

- şeklinde elde edilir.

3.7 Sadece Ani Nötronlarla Kritik Reaktör

Reaktör sadece ani nötronlarla kritik olursa bu durumda reaktör periyodu,

$$T = \frac{l_{\text{eff}}}{\Delta k} \quad (3.33)$$

olur. Buna göre nötron yoğunluğu, nötron akısı ve nötronik güç ifadeleri Denklem (3.30)-(3.32)'den sırasıyla,

$$n_t = n_0 \cdot e^{\left(\frac{t}{T}\right)} \quad (3.34)$$

$$\Phi_t = \Phi_0 \cdot e^{\left(\frac{t}{T}\right)} \quad (3.35)$$

$$P_t = P_0 \cdot e^{\left(\frac{t}{T}\right)} \quad (3.36)$$

olarak elde edilir.

3.8 Sadece Ani Nötronlarla Güç Değişimi

Reaktörde eğer tüm nötronlar ani nötron ise, nötron ömrü λ yaklaşık olarak 0,001 saniye olur. Nötron ömrü ise, büyük boyutta yavaşlatıcı içindeki difüzyon zamanı ile belirlenir. Bu nedenle, 0'dan 0,5 mk'ya adım şeklindeki bir reaktivite değişiminin sonucunda reaktivite periyodu;

$$T = \frac{l_{\text{eff}}}{\Delta k} = \frac{0.001}{0.0005} = 2s \quad (3.37)$$

olur. Buna göre reaktör gücü 1 saniyede $e^{1/2}=1,65$ katına çıkar.

+5 mk'lık bir reaktivite değişimi için (yani önceki örnekteki reaktivitenin 10 kat artışı için)

$$T = \frac{l_{\text{eff}}}{\Delta k} = \frac{0.001}{0.005} = 0,2s \quad (3.38)$$

olur. Buna göre reaktör gücü 1 saniyede $e^{1/0,2}$ ya da 148 katına çıkar.

Bu iki örnek, eğer tüm nötronlar ani nötron olursa, küçük bir reaktivite değişiminin reaktör gücünü nasıl hızla arttıracakını göstermektedir.

3.9 Güç Değişimleri Üzerine Gecikmiş Nötronların Etkisi

Genel olarak altı grupta toplanan gecikmiş nötronlar kararsız yapıdaki fisyon öncüsü çekirdeklerin bozunumu esnasında yayınlanırlar. Bu nötronlar fisyon sonucunda oluşan nötronların sadece % 0,65'ini (β 'lık kesrini) oluştururlar ve reaktör periyodunu önemli miktarda arttırırlar. Bunun sonucu olarak reaktörler kolayca kontrol edilebilirler. Eğer bu gecikmiş nötronların varlığı olmasaydı, fisyon sonucunda kontrollü nükleer güç elde etme mümkün olmazdı.

Ani ve gecikmiş nötronların ağırlaştırılmış ortalama ömrü 0,085 saniyedir. Bu süre fisyonla doğan tüm nötronlar için ortalama ömürdür. Nötron üretim ömrü Λ bu durumda nötronun ağırlaştırılmış ortalama ömrü ile ani nötron ömrünün toplamı ya da nötronun doğması ve bunu izleyen fisyonla neden olucu yutulması arasında geçen zaman olur. Buna göre, $\Lambda = 0,085 + 0,001 = 0,086$ saniye olur. Sonuç olarak, bir karşılaştırma yapılırsa, ani nötron ömrü 0,001 saniye iken gecikmiş nötronlar tüm nötronlar için ortalama ömrü 86 kat arttırırlar.

5 mk'lık reaktivite artışı şeklinde verilen önceki örnek göz önüne alınırsa, reaktör periyodu;

$$T = \frac{\Lambda}{\Delta k} = \frac{0.086}{0.005} \approx 17.2 \quad (3.39)$$

olur. Buna göre bir saniyedeki bağıl güç artışı;

$$\frac{P_t}{P_0} = e^{\frac{1}{17.2}} = 1.05986 \quad (3.40)$$

olarak elde edilir. Yani bu, reaktivitedeki 5 mk'lık artışa karşılık, güçte birim zamanda % 5,9 artış demektir. Sonuç olarak güç artışının gecikmiş nötronların katkısı da dikkate alındığında, sadece ani nötronlarla olandan çok daha yavaş meydana geldiği söylenebilir.

3.10 Nokta Kinetik Modeli

Gecikmiş nötron öncülerinin toplam m grupta verilmiş olması durumunda, i inci grup öncü çekirdek için bozunma,

$$\frac{dC_i}{dt} = \beta_i \cdot k_{etk} \cdot \frac{n}{l} - \lambda_i \cdot C_i \quad i = 1, \dots, m \quad (3.41)$$

diferansiyel denklemi ile elde edilir. Burada;

C_i = i inci grup gecikmiş nötron öncüsü çekirdek yoğunluğu,

β_i = i inci grup gecikmiş nötron öncüsü kesri,

$\beta = \sum_{i=1}^m \beta_i$ = toplam (etkin) gecikmiş nötron öncüsü kesri.,

λ_i = i inci grup nötron öncüsü çekirdek bozunma sabiti,

$\beta_i \cdot k_{etk} \cdot \frac{n}{l}$ = i inci grup gecikmiş nötron öncüsü çekirdeğinden doğan nötronlar

$\lambda_i C_i$ = i inci grup gecikmiş nötron öncüsü çekirdek yoğunluğunun bozunma hızıdır ve i inci grup gecikmiş nötron öncüsü çekirdeğin bozunması nedeni ile birim zamanda doğan gecikmiş nötronların sayısı olarak yorumlanabilir.

Bu durumda gecikmiş nötronlarla nötron diferansiyel denklemi,

$$\frac{dn}{dt} = \text{Ani nötronların doğma hızı} + \text{Gecikmiş nötronların doğma hızı} - \text{Nötronların kayıp hızı} \quad (3.42)$$

$$\text{Ani nötron doğma hızı} = k_{etk} (1 - \beta) \frac{n}{l}, \quad (3.43)$$

$$\text{Nötron kayıp hızı} = \frac{n}{l}, \quad (3.44)$$

$$\text{Gecikmiş nötron doğma hızı} = \sum_{i=1}^m \lambda_i \cdot C_i \quad (3.45)$$

olur. Böylece nötron diferansiyel denklemi;

$$\frac{dn}{dt} = (k_{etk} (1 - \beta) - 1) \cdot \frac{n}{l} + \sum_{i=1}^m \lambda_i \cdot C_i \quad (3.46)$$

veya

$$\frac{dn}{dt} = (k_{ex} - k_{etk} \beta) \cdot \frac{n}{l} + \sum_{i=1}^m \lambda_i \cdot C_i \quad (3.47)$$

ya da

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\Delta k - \beta}{l_{etk}} \cdot n + \sum_{i=1}^m \lambda_i \cdot C_i \quad (3.48)$$

olur. Buna göre; m grulu gecikmiş nötron öncü çekirdekleri için Nokta Kinetik Model Denklemleri; Denklem (3.48) ile birlikte,

$$\frac{dC_i}{dt} = \beta_i \cdot \frac{n}{l_{etk}} \cdot \lambda_i \cdot C_i \quad i = 1, \dots, m \quad (3.49)$$

olarak elde edilir.

3.11 Nokta Kinetik Reaktör Modeli Denklemleri İçin Analitik Çözüm

Nokta Kinetik Reaktör Modelinin dinamiğini incelemek üzere, öncelikle n_0 , C_0 başlangıç koşullarıyla adım şeklinde ki bir Δk 'lık reaktivite değişimi için Laplace Transformu ile bir grulu model çözülebilir.

Tek grulu gecikmiş nötron öncü çekirdek modeli:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\Delta k - \beta}{l_{etk}} \cdot n + \lambda \cdot C \quad (3.50)$$

$$\frac{dC}{dt} = \frac{\beta}{l_{etk}} \cdot n - \lambda \cdot C \quad (3.51)$$

olarak yazılabilir.

Denklem (3.50) ve (3.51)'ye Laplace Transformu uygulanırsa;

$$s - \frac{\Delta k - \beta}{l_{etk}} \cdot N(s) = \lambda \cdot C(s) + N_0 \quad (3.52)$$

$$(s + \lambda) \cdot C(s) = \frac{\beta}{l_{etk}} \cdot N(s) - C_0 \quad (3.53)$$

elde edilir. Denklem (3.53) $C(s)$ için yeniden düzenlenir ve Denklem (3.51)'de yerine konursa,

$$s - \frac{\Delta k - \beta}{l_{etk}} - \frac{\lambda \cdot \beta}{l_{etk}(s + \lambda)} \cdot N(s) = N_0 + \frac{\lambda \cdot C_0}{s + \lambda} = \lambda \cdot C(s) + N_0 \left(1 + \frac{\beta / l_{etk}}{s + \lambda}\right) \quad (3.54)$$

elde edilir. Bunun nedeni, $t < 0$ için $\frac{dC}{dt} = 0$ 'dır. Böylece,

$$C_0 = \frac{\beta}{\lambda \cdot l_{etk}} \cdot N_0 \quad (3.55)$$

olur. Buradan,

$$N(s) = N_0 \frac{s + \lambda + \frac{\beta}{l_{etk}}}{s^2 + \left(\lambda - \frac{\Delta k - \beta}{l_{etk}}\right)s - \frac{\lambda \cdot \Delta k}{l_{etk}}} \quad (3.56)$$

elde edilir. Bu eşitlik için karakteristik denklem;

$$s^2 + \left(\frac{\lambda \cdot l_{etk} - \Delta k + \beta}{l_{etk}}\right)s - \frac{\lambda \cdot \Delta k}{l_{etk}} = 0 \quad (3.57)$$

olur. Eğer $\lambda \cdot l_{etk} \ll \beta$ ise, tek gruplu gecikmiş nötron öncü çekirdek modeli için karakteristik denklem;

$$s^2 + \left(\frac{\beta - \Delta k}{l_{etk}}\right)s - \frac{\lambda \cdot \Delta k}{l_{etk}} = 0 \quad (3.58)$$

olur. Bu denklemin kökleri;

$$s_{1,2} = \frac{1}{2} \frac{(\beta - \Delta k)}{l_{etk}} \left[-1 \pm \sqrt{1 + \frac{4 l_{etk} \lambda \Delta k}{(\beta - \Delta k)^2}} \right] \quad (3.59)$$

ve Denklem (3.59)'daki köşeli parantez içinde kalan terime,

$$\sqrt{1+x} = 1 + \frac{1}{2}x - \frac{1}{2 \cdot 4}x^2 + \frac{1 \cdot 3}{2 \cdot 4 \cdot 6}x^3 + \dots \quad (3.60)$$

seriye açılımı yaklaşımı uygulanırsa Denklem (3.57)'dan

$$s_{1,2} = \frac{1}{2} \frac{(\beta - \Delta k)}{l_{etk}} \left[-1 \pm \left(1 + \frac{2l_{etk}\lambda\Delta k}{(\beta - \Delta k)^2} \right) \right] \quad (3.61)$$

elde edilir ve

$$s_1 = \frac{\lambda\Delta k}{(\beta - \Delta k)} \quad (3.62)$$

$$s_2 = -\frac{1}{l_{etk}} \left[\frac{(\beta - \Delta k)^2 + l_{etk}\lambda\Delta k}{(\beta - \Delta k)} \right] \quad (3.63)$$

ve $\lambda \cdot l_{etk} \ll \beta$ olduğundan

$$s_2 \cong -\frac{\beta - \Delta k}{l_{etk}} \quad (3.64)$$

elde edilir. Buradan tek gruplu gecikmiş nötron öncü çekirdek modeli için yaklaşık çözüm olarak,

$$N = N_0 \left[\frac{\beta}{\beta - \Delta k} e^{\frac{\lambda\Delta k}{(\beta - \Delta k)}t} - \frac{\Delta k}{\beta - \Delta k} e^{\frac{(\beta - \Delta k)}{l_{etk}}t} \right] \quad (3.65)$$

elde edilir.

s_1 ve s_2 kökleri Δk 'ya bağlıdır. Δk 'nın pozitif olması durumunda bir kök pozitif (eksponansiyel olarak gelişen) ve diğer kök negatif olur Δk 'nın negatif olması durumunda ise her iki kökte negatif olur. Bu durum çok gruplu nötron öncü çekirdeği modelleri halinde de geçerlidir. Yani Δk pozitif olursa bir tek kök pozitif diğer kökler negatif, Δk negatif olursa tüm kökler negatif olur ve sistemin cevabını en yavaş gecikmiş nötron öncüsü grup tayin eder.

Ani nötron modeli için reaktör periyodu konusuna yeniden dönülürse, reaktör periyodu

$$T_p = \frac{l_{etk}}{\Delta k} \quad (3.66)$$

olur. Tek gruplu gecikmiş nötron öncü çekirdek modeli ve pozitif Δk için, $\Delta k \ll \beta$ durumunda reaktör periyodu birinci exponansiyel terimi olan

$$T = \frac{(\beta - \Delta k)}{\lambda \Delta k} \approx \frac{1}{\Delta k} \frac{\beta}{\lambda} \quad (3.67)$$

tarafından belirlenir. Buna göre, örneğin $\Delta k = 0,003$, $\beta = 0,0065$ ve $\lambda = 0.077$ ise; $T=28$ saniye olarak elde edilir.

$\lambda \cdot l_{etk} \ll \beta$ yaklaşımıyla işlem yapıldığı için bu beklenen bir sonuçtur. Bu eşitsizliğin her iki tarafı $\lambda \cdot \Delta k$ ile bölünürse;

$$\frac{l_{etk}}{\Delta k} \ll \frac{1}{\Delta k} \frac{\beta}{\lambda} \quad (3.68)$$

eşitsizliği elde edilir. Bu sonuç beklendiği gibi $T_p \ll T$ anlamına gelir.

Çok gruplu gecikmiş nötron öncü çekirdek modelinde reaktör periyodu;

$$T = \frac{1}{\Delta k} \sum_{i=1}^m \frac{\beta_i}{\lambda_i} \quad (3.69)$$

ile verilir.

Tek gruplu gecikmiş nötron öncü çekirdek modeli ve pozitif Δk için, $\Delta k \gg \beta$ durumunda reaktör periyodu ikinci exponansiyel terimi olan

$$T = \frac{l_{etk}}{(\beta - \Delta k)} \approx \frac{l_{etk}}{\Delta k} \quad (3.70)$$

tarafından belirlenir. Bu, ani nötron modelinde de aynıdır. Bu sonuç $\Delta k \gg \beta$ ise gecikmiş nötronların yararlı etkisinin kaybolduğu ve ani nötronların olayın sonucunu belirlediği anlamına gelir.

Herhangi bir anda zincir reaksiyonuna katkı sağlayan gecikmiş nötronların sayısı daha önceki zamandaki termal nötron akısı ile orantılıdır. Ancak fisyonla üretilen öncü çekirdeklerin sayısı (yani gecikmiş olarak yayınlanacak nötronların sayısı) verilen zamandaki akı ile orantılıdır. Reaktivite 1'in üzerine arttırıldığı anda, fisyon hızı artar ve ani nötronlar ile zaten mevcut olan gecikmiş nötronlardan derhal yeni gecikmiş nötronlar üretilir. Bu nedenle çok kısa bir zamanda reaktördeki tüm nötronlar ani nötronmuş gibi davranır ve akı çok hızlı artar. Bu olay Ani Sıçrama (Prompt Rise) olarak bilinir. Reaktivite değişiminden önce çok kısa ömürlü nötron öncüleri varsa tümü bozunurlar (0,5 saniye durumunda), bozunan bu gecikmiş nötronların eksikliği reaktivite değişiminden sonra gecikmiş olarak yayınlanan nötronlarla giderilir. Bu nedenle akının artış hızı gecikmiş nötronlar nedeniyle yavaş yavaş azalır ve sonuç olarak akının artış hızı tamamen yeni gecikmiş nötronlar tarafından belirlenir. Reaktivitedeki adım şeklinde bir değişimden sonraki net sonuç, nötron akısında (ya da reaktör gücünde) ani hızlı bir sıçramayı izleyen daha yavaş bir nötron akısı artışıdır.

Dolar: $\Delta k = \beta$ ise bu bir dolar olarak tanımlanır. U-235 yakıtlı reaktör için bir dolar 0,0065'e veya +6,5 mk'ya eşittir. Reaktivite 1 dolar olduğu zaman, reaktör ($\Delta k = \beta$ için $dn/dt = 0$ olduğundan) sadece ani nötronlarla kritik olur. Normal olarak reaktör Δk sıfır civarındayken gecikmiş kritik civarında çalışır.

Inhour: Bir saatlik reaktör periyodu üreten Δk 'ya bir inhour denir. Örneğin, $T=3600$ saniyelik bir reaktör periyodu için $\beta = 0,0065$ ve $\lambda = 0,077$ ise;

$$\Delta k \approx \frac{1}{T} \frac{\beta}{\lambda} = \frac{0.0065}{3600 \cdot 0.077} = 0.0000234 = 0.023 \text{ mk} \quad (3.71)$$

olur.

Not: Reaktörün kendinden güvenceli olması için, eğer periyod 10 saniyeden daha küçükse reaktör otomatik olarak durdurulacak şekilde tasarlanır.

3.12 Basit Nokta Kinetik Modeli için Modelleme Uygulaması

Aşağıda CANDU tipi bir reaktör kalbi için 6 grulu basit bir nokta kinetik modeli oluşturulacaktır.

3.12.1 Problemin Tanımlanması

CANDU reaktörü nokta kinetik modelinin

$$\frac{dn}{dt} = \frac{(\Delta k - \sum_{i=1}^6 \beta_i) * n}{l_{etk}} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i * C_i + C_i \quad (3.72)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i * n}{l_{etk}} - \lambda_i * C_i \quad (3.73)$$

eşitlikleriyle oluşturulduğunu varsayalım.

Sabit Veriler :

$$l_{etk} = 0.0008 \text{ s (ortalama etkin nötron ömrü)}$$

Tablo 3. 1 Kinetik Modeli İçin Modelleme Uygulaması Sabit Verileri

Grup No:	Gecikmiş Nötron Kesri (β_i)	Gecikmiş Nötron Grubu Bozunma Sabiti (λ_i)
1	0.000329	0.01261 s ⁻¹
2	0.001003	0.03051 s ⁻¹
3	0.000856	0.12 s ⁻¹
4	0.002319	0.3209 s ⁻¹
5	0.000587	1.262 s ⁻¹
6	0.000206	3.239 s ⁻¹

Giriş Verisi:

Δk = Toplam reaktivite değişimi

İstenenler:

$n=0$ ile 1 arası normalize edilmiş nötron akısı

C_i = Gecikmiş nötron öncüsü gruplarının normalize edilmiş yoğunluğu ($i=1,...,6$)

3.12.2 Nokta Kinetik Reaktör Simülasyon Modeli Oluşturulması Adımları

- CANDU reaktörü nokta kinetik modelini oluşturan ve Denklem (3.72) ve (3.73) ile verilen diferansiyel denklemler Euler geri farklama (açık yöntem) kullanılarak cebirsel denklemlere dönüştürülecektir. Bu esnada C_i zamana bağlı değişkeni yok edilip, Denklem (3.73)'nin ayrıklaştırılmış hali Denklem (3.72)'in ayrıklaştırılmış haline ithal edilerek, Denklem (3.73) yok edilecektir.
- Sonuç olarak elde edilen denklemleri çözecek bir FORTRAN algoritması oluşturulacaktır.
- İstendiği takdirde reaktöre belirli bir reaktivite ithali giriş verisi olarak verilerek nötron akısının ve farklı gruplara sahip gecikmiş nötron öncüsü çekirdeklerin yoğunluğunun zamanla değişiminin nasıl olacağı bu FORTRAN programı çalıştırılarak elde edilebilir.

3.12.2.1 Basit Nokta Kinetik Reaktör Modeli Algoritma Formülasyonlarının Cebirsel Denklemlere Dönüştürülmesi

Denklem (3.73)'ye Euler geri farklama yöntemi (açık yöntem) uygulanırsa,

$$\frac{C_i - \bar{C}_i}{\Delta t} = \frac{\beta_i * n}{l_{etk}} - \lambda_i * C_i \quad (3.74)$$

elde edilir. Bu denklem C_i için yeniden düzenlenirse,

$$C_i = \frac{\frac{\beta_i * n * \Delta t}{l_{etk}} + \bar{C}_i}{(1 + \lambda_i * \Delta t)} \quad (3.75)$$

eşitliği elde edilir. Denklem (3.72) için Euler geri farklama yöntemi uygulanırsa,

$$\frac{n - \bar{n}}{\Delta t} = \frac{(\Delta k - \sum_{i=1}^6 \beta_i) * n}{l_{etk}} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i * C_i \quad (3.76)$$

elde edilir. Denklem (3.75) Denklem (3.76) içinde ilgili yere konulursa;

$$\frac{n - \bar{n}}{\Delta t} = \frac{(\Delta k - \sum_{i=1}^6 \beta_i) * n}{l_{etk}} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i * \left[\frac{\frac{\beta_i * n * \Delta t}{l_{etk}} + \bar{C}_i}{(1 + \lambda_i * \Delta t)} \right] \quad (3.77)$$

elde edilir. Bu denklemin her iki tarafı Δt ile çarpılırsa;

$$n - \bar{n} = \frac{(\Delta k - \sum_{i=1}^6 \beta_i) * n * \Delta t}{l_{etk}} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i * \Delta t * \left[\frac{\frac{\beta_i * n * \Delta t}{l_{etk}} + \bar{C}_i}{(1 + \lambda_i * \Delta t)} \right] \quad (3.78)$$

elde edilir. Burada;

$$Ai = \frac{\lambda_i * \beta_i * \bar{C}_i}{(1 + \lambda_i * \Delta t)} \quad (3.79)$$

$$B_i = \frac{\lambda_i * \beta_i * \bar{C}_i}{(1 + \lambda_i * \Delta t) * l_{etk}} \quad (3.80)$$

olarak tanımlanırsa, Denklem (3.77)

$$n - \bar{n} = \frac{(\Delta k - \sum_{i=1}^6 \beta_i) \cdot n \cdot \Delta t}{l_{etk}} + \sum_{i=1}^6 (B_i * n * \Delta t) + A_i \quad (3.81)$$

şeklinde indirgenir. Denklem (3.81)'i n için yeniden düzenlenirse,

$$n = \frac{\bar{n} + \sum_{i=1}^6 A_i}{1 - \Delta t * \frac{(\Delta k - \sum_{i=1}^6 \beta_i)}{l_{etk}} - \sum_{i=1}^6 (B_i)} \quad (3.82)$$

elde edilir.

Denklem(3.75) ve Denklem (3.82) ile verilmiş olan ayrıklaştırılmış nokta kinetik reaktör modeli denklemlerini çözümlmek üzere yazılmış olan FORTRAN programı ve sonuçları Ek-A'da yer almaktadır.

3.13 Reaktör Kinetiğine Nötron Kaynaklarının Etkileri

Daha önce türetilen nokta kinetik reaktör modeli denklemleri reaktörde serbest nötron kaynağı olmadığı varsayımına dayanmaktadır. Aşağıda serbest nötron kaynaklarının güç değişimlerine etkisi incelenecektir.

3.13.1 Nötron Kaynakları

- Genel olarak reaktör içinde doğal uranyumun ani fisyonları nedeniyle daima bir nötron kaynağı mevcut olur. Doğal uranyumun bir gramının ani bozunma hızı yaklaşık olarak 7×10^{-3} bozunma/saniye'dir. Bu değer çok küçüktür ancak önemlidir.
- Reaktörün ilk çalıştırılması esnasında reaktöre serbest bir nötron kaynağı ithal edilir.

- Reaktör malzemelerinde fisyon ürünü gama fotonlarının yutulması sonucunda fotonötronlar üretilir. 2,21 MeV'in üzerindeki gama enerjileri için mümkün olan ağır su-gama reaksiyonu özel olarak ağır su soğutuculu reaktörler için söz konusudur. Bu reaksiyon



ile gösterilebilir.

Bu fotonötron kaynağı reaktörün durdurulmasından ve ani ve gecikmiş nötronların kaybedilmesinden sonra da devam eder.

3.13.2 Toplam Nötron Sayısı Üzerine Nötron Kaynaklarının Etkisi

Fisyon reaksiyonundan başka nötron kaynağı olmayan kritik bir reaktörde nötron sayısı bir nesilden diğerine sabit kalır. 1 saniyede S_0 nötron neşreden bir nötron kaynağının reaktöre ithal edildiğini varsayalım. Kaynağın neşrettiği nötronların sayısı reaktör ortamında bir nesilden diğerine k_{etk} ile çarpılarak değişir. Buna göre kaynağın reaktöre ithalinden t saniye sonra çeşitli nesillerin nötronlarının sayısı $\frac{t}{l_{etk}}$ üssüne sahip üstel fonksiyon ile elde edilir.

Nötron sayısı artışı iterasyonla elde edilmek istenirse, bir saniyede S_0 nötron üretileceğine göre birinci nesil sonunda kaynak nötronlarının sayısı $S_0 \cdot l_{etk}$ olur. İkinci neslin sonunda sırasıyla, $S_0 \cdot l_{etk}$ yeni nötron ilave olur ve $S_0 \cdot l_{etk} \cdot k_{etk}$ sayısına erişilir. Buna göre, örneğin 3. nesil sonundaki serbest nötron kaynaklarından yayınlanıp reaktör ortamında çoğalarak erişilen toplam nötron sayısı;

$$S_3 = (S_0 l_{etk} k_{etk} + S_0 l_{etk}) k_{etk} + S_0 l_{etk} = S_0 l_{etk} (1 + k_{etk} + k_{etk}^2) \quad (3.84)$$

olur. Benzeri şekilde serbest kaynak nedeni ile m 'inci nesil sonunda üretilmiş toplam nötron sayısı

$$S_m = S_0 l_{etk} (1 + k_{etk} + k_{etk}^2 + \dots + k_{etk}^{m-1}) \quad (3.85)$$

veya

$$S_m = \frac{S_0 l_{etk} (1 - k_{etk}^m)}{1 - k_{etk}} \quad (3.86)$$

olur. Burada

$$m = \frac{t}{l_{etk}} \quad (3.87)$$

olarak tanımlanmıştır. Bu nedenle başlangıçtan t saniyelik süre sonunda kaynak nötronlarının sayısı;

$$S_t = \frac{S_0 l_{etk} (1 - k_{etk}^{\frac{t}{l_{etk}}})}{1 - k_{etk}} \quad (3.88)$$

olur.

Buradan elde edilen sonuçlar şöyle özetlenebilir:

Eğer $k_{etk} < 1$ yani reaktör alt kritik ise, t sonsuza yaklaşıyorken, kaynak nötronlarının sayısı

$$S_t = \frac{S_0 l_{etk}}{1 - k_{etk}} \quad (3.89)$$

gibi sabit bir denge değerine asimptotik olarak yaklaşır.

Eğer $k_{etk} = 1$ yani reaktör kritik ise, $S_0 l_{etk}$ nötron her nesil sonunda nötron sayısına eklenir ve $m = \frac{t}{l_{etk}}$ nesile karşılık gelen t anında, kaynak nötronlarını sayısı;

$$S_t = S_0 \cdot l_{etk} \frac{t}{l_{etk}} = S_0 t \quad (3.90)$$

olur.

Eğer $k_{etk} > 1$ yani reaktör üst kritik ise, nötron sayısı çok hızlı bir şekilde artar, reaktörde mevcut olan fisyon nötronları da reaktör periyoduyla ilişkili olan bir hızda artar ve kaynak nötronları Denklem (3.88) ile elde edilirler.

3.13.3 Belirli Bir Güçte Çalışan Reaktöre Nötron Kaynaklarının Etkisi

Tipik bir ağır su reaktörü örnek olarak göz önüne alınıp nötron kaynaklarının etkisi incelenirse, reaktör belirli bir güçte çalışırken döteryum çekirdeklerinin (γ, n) reaksiyonları ile fotonötronlar üretilir. Gama kaynağı; fisyon gamaları, ısıyı ısıtmalı yakalanma gamaları ve fisyon ürünü ve aktivasyon ürünü gamalardan oluşur. Fotonötron akısı tipik olarak 10^{-6} mertebesinde bir termal akı değerine sahiptir. Eğer reaktör gücü sabit tutulursa toplam akı sabit olacak ve bu nedenle nötron yoğunluğu da sabit olacaktır. Buna göre, herhangi bir nesilde n nötron var ise;

$$nk_{\text{etk}} + 10^{-6}n = n \quad (3.91)$$

bağıntısı yazılabilir. Bunun anlamı ise $k_{\text{etk}} = 1 - 10^{-6} = 0,9999999$ olmasıdır. k_{etk} tam olarak 1 olduğu zaman ise nötron sayısının nesil başına 10^{-6} 'lık bir faktör ile çarpılarak artacağı beklenebilir. Bu nedenle güçte çalışan kritik reaktör üzerine fotonötron kaynağının etkisi ihmal edilebilecek düzeyde olur.

3.13.4 Reaktörü Durdurma Üzerine Nötron Kaynaklarının Etkisi

Güçte çalışan bir reaktör aniden alt kritik yapılırsa ve reaktörde fisyon dışında nötron kaynağı yoksa reaktörün gücü en uzun ömürlü gecikmiş nötron grubu tarafından belirlenen bir hızla sıfıra doğru azalır. Ancak reaktörde fisyon dışında bir nötron kaynağı mevcutsa nötron sayısı Denklem (3.89) ile verilen asimptotik denge değerinin altına azalmaz. Bu nedenle W birimi ile son güç düzeyi

$$P_{\infty} = \frac{P_s}{1 - k_{\text{etk}}} \quad (3.92)$$

olarak elde edilir. Bu eşitlikteki P_s , W birimi ile kaynak nötronlarından elde edilen güçtür. Yani bu, saniyede S_0 nötron yayınlayan kaynak tarafından reaktörde üretilen fisyon gücüdür. Buna göre reaktörün son güç düzeyi reaktöre ithal edilen negatif reaktivite miktarına bağlıdır. Örneğin eğer $P_s = 30$ W ve $\Delta k = -30$ mk ise

$$P_{\infty} = \frac{30}{0.03} = 1000 \text{ W olur.}$$

3.13.5 Ağır Su Reaktörlerinde Fotonötron Kaynakları

Reaktörde 6 gecikmiş nötron grubuna benzer şekilde, yarı ömürlerine göre kategorize edilen 9 fotonötron grubu vardır. Fotonötronlar gecikmiş nötron üretiminin yaklaşık %4'ünü oluştururlar ve reaktörün durdurulmasından kısa bir süre sonra hızla azalır. Gerçekte, birkaç gün sonra bile fotonötron kaynağı 1000 kat mertebesinde azalır ve sadece son fotonötron grubu etkin olur. Bu son grup fotonötronlar yaklaşık olarak 18,5 günlük bir yarı ömürle bozunurlar ve bu nedenle reaktörün durdurulmasından sonra yeniden çalıştırılabilmesi için geçecek süreye özel önlemler alınmadığı durumda sınırlama getirirler.

9 gruplu fotonötronları da dikkate alan 6 gecikmiş nötron öncüsü gruplu nokta kinetik reaktör modelini oluştururken, Denklem (3.72) ve Denklem (3.73)'ye benzer şekilde 7-15. grupları fotonötronlara ilişkin nötron kesri ve bozunma sabiti parametreleriyle oluşturularak nokta kinetik denklemleri,

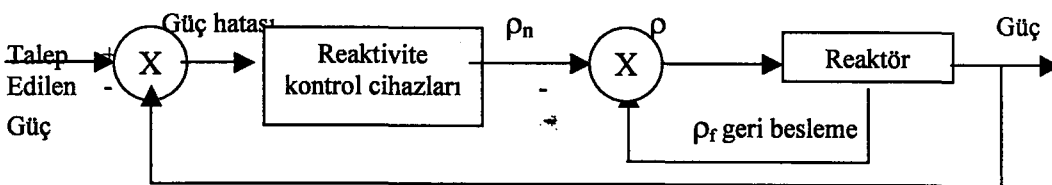
$$\frac{dn}{dt} = \frac{\Delta k - \sum_{i=1}^{15} \beta_i}{l_{eff}} \cdot n + \sum_{i=1}^{15} \lambda_i \cdot C_i \quad (3.93)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \beta_i \cdot \frac{n}{l_{eff}} - \lambda_i \cdot C_i \quad i=1.....15 \text{ için}, \quad (3.94)$$

şeklinde elde edilirler.

3.14 Reaktiviteye Geri Beslemelerin Etkileri

Bir nükleer reaktörde reaktivite üzerine çeşitli geri beslemelerin etkileri söz konusudur. Şekil 3.1'de gösterilen reaktör kontrol sistemi, güç hatasını (nötron yoğunluğu hatasını) düzeltmek üzere reaktivite kontrol cihazlarıyla ayarlanan bir ρ_n reaktivitesini reaktöre ithal etmek ister.



Şekil 3.1. Reaktiviteye Geri Beslemelerin Etkileri

Gerçek reaktivite ρ ise ρ_n reaktiviteyi etkileyen sistem değişkenlerinin değişmesi nedeni ile sistemin doğasından kaynaklanan reaktivite geri beslemelerinin toplamına eşittir. Burada söz konusu edilen reaktivite geri besleme etkileri 3 kategoride sınıflandırılabilir.

- a) Yakıtın yanma oranı (burn up), fertil malzemelerin fisil malzemeye dönüşmesi (build up) ve fisyon ürünlerinin birikmesi gibi zaman skalası ay mertebesinde olan uzun süreli etkiler.
- b) Xenon ve Samaryum zehirleri nedeni ile oluşan reaktivite değişimlerinin zaman skalası saatler mertebesinde olan orta süreli etkiler.
- c) Yakıtta sıcaklık değişimleri, soğutucu ve yavaşlatıcıda boşluk oluşumu gibi nedenlerle ortaya çıkan ve zaman skalası dakikalar mertebesinde olan kısa süreli etkiler.

Söz konusu edilen bu etkiler aşağıda kısaca ele alınacaktır.

3.14.1.1 Yakıtın Yanması ve Oluşması İle Ortaya Çıkan Uzun Süreli Reaktivite Geri Besleme Etkileri

Reaktörde işletim süresi arttıkça yakıtın kompozisyonu önemli derecede değişir. Burada hakim olan U-235'in fisyonu ile yanması (burn up) ve fisil olmayan U-238'in fisil Pu-239'a dönüşmesi (build up) gibi 2 farklı etki vardır.

U-235 in nötron yakalaması (yutması) sonucu kaybolması veya yanması hızı dC/dt nötron akısına bağlı olarak,

$$\frac{dC}{dt} = -C\sigma_a\phi \quad (3.95)$$

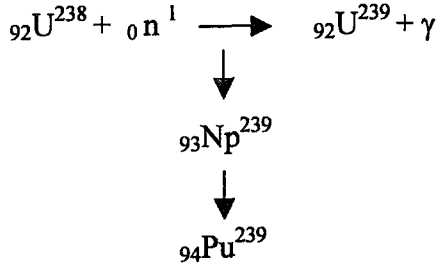
şeklinde yazılabilir. Burada;

C = U-235'in yoğunluğu

σ_a = U-235 için yutma tesir kesiti

ϕ = nötron akısıdır.

U-238'in Pu-239'a dönüşümü ise, Şekil 3.2'deki reaksiyon ile gerçekleşir.



Şekil 3.2. U-238'in Pu-239'a dönüşümü.

Dönüştürme oranı kaybedilen her U-235 çekirdeği için oluşan Pu-239 çekirdeği sayısı olarak tanımlanabilir. Tipik bir CANDU reaktöründe bu değer yaklaşık olarak 0,8 civarındadır.

Üretilen Pu-239 daha sonra üretim hızı kayıp olma hızına eşitlendiğinde bir dengeye erişir. Nötron yakalamayla oluşan Pu-240, U-238'e çok benzeyen özelliklere sahiptir. Ancak bir başka nötronu da yakalarsa fisil Pu-241 çekirdeğini oluşturabilir. Bu nedenle uzun süreli bir reaktör işletim süresinden sonra reaktördeki güç U-235, Pu-239 ve Pu-241 çekirdeklerinin fisyonuyla üretilir.

Nötron akısı ϕ ile yakıttaki i'inci izotopun C_i yoğunluğunun (konsantrasyonunun) değişim hızı, genel olarak

$$\frac{dC_i}{dt} = -C_{i-1}\sigma_{i-1}\phi + C_j\lambda_j - C_i\sigma_i\phi - C_i\lambda_i \quad (3.96)$$

eşitliği ile elde edilebilir. Buradaki

σ_i = yutulma tesir kesiti,

λ_i = radyoaktif bozunma sabiti ve

α_i = yutulmuş nötronların bir ışınlı yakalanma (n, γ) reaksiyonuna neden olma olasılığıdır.

$C_{i-1}\sigma_{i-1}\phi$ ile verilen ilk terim (i-1)'inci izotopun nötron yakalaması ile i'inci izotopun üretim hızıdır.

$C_j \lambda_j$ ile verilen ikinci terim, j 'inci çekirdeğin radyoaktif bozunumuyla i 'inci izotopun oluşması hızıdır:

Son iki terim ise, nötronun yutulması ve i 'inci izotopun radyoaktif bozunması nedenleriyle nötronların kayıp olması hızıdır.

Reaktörde belirli bir t anından sonra yakıtın kompozisyonu, $t = 0$ anındaki yakıt kompozisyonunu başlangıç koşulu olarak seçip Denklem (3.94) denklem setini çözerek elde edilir. Yakıt kompozisyonundaki bu değişiklik hem ısı fisyon katsayısı η 'yi ve hem de ısıl yararlanma katsayısı f 'yi dolayısıyla ηf 'yi etkiler.

Genel olarak yakıtın kompozisyonundaki değişiklikler hızlı fisyon katsayısı ϵ 'nu ve rezonanslardan kaçma olasılığı p 'yi değiştirmez. Çünkü, bunların her ikisinde yakıttaki U-238 konsantrasyonuna bağlıdır ve bu da zamanla önemli miktarda değişmez.

Buna göre, belirli bir yanmadan sonra yeni reaktivite değeri ve reaktivitedeki değişim Denklem (3.94) denklemlerini çözerek elde edilen yakıt içerisindeki U-235, U-238, Pu-239, Pu-240 ve Pu-241 izotopu konsantrasyonlarından yararlanarak ηf 'in yeni değerinin hesaplanmasıyla elde edilir. Yanmaya ilişkin genel gözlemler:

- Başlangıçta U-235'in yanması ve Pu-239'la az miktarda yer değiştirmesi (çevirme oranı 0,8) reaktivitede bir artışa neden olur. Bu, Pu-239'un U-235'e nazaran daha yüksek tesir kesitine sahip olması nedeniyledir ve f nin değerini yükseltmeye neden olur.
- Reaktörün uzun süre çalışması sonucunda, U-235 kaybedilmeye devam eder ancak Pu-239'un oluşması daha yavaş olur. Çünkü Pu-239'un üretimi yutularak kaybedilmesine eşit olduğu zaman bir denge tesis edilecektir. Sonuç olarak daha yüksek ışınlamalarda fisil çekirdek sayısındaki azalma reaktivitedeki azalmaya neden olur.

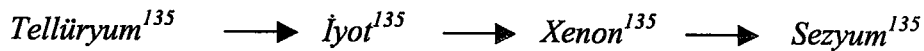
Öncelikle, küçük bir orandaki gecikmiş nötronların belirli bir reaktivite için reaktör periyodunu önemli derecede arttırdığı görülmüştür. U-235'ten yayınlanan gecikmiş nötronlar nötron üretim ömrünü 85 kata kadar artırabilirler. Ancak yakıtın yanması sonucunda Pu-239 oluşur. Pu-239 daha küçük bir gecikmiş nötron verimine sahiptir

ve bunun etkisi ortalama ömrü azaltmak ve bunun sonucunda reaktörü daha dinamik bir davranışa götürmek olur. Örneğin, belirli bir süre yanma sonucunda U-235 ve Pu-239 içeriği kabaca eşit olan kullanılmış bir yakıt için nötron üretim ömrü 0,06 saniye olur. Buna göre, taze yakıt için olana nazaran U-235 ve Pu-239 içeriği kabaca eşit olan kullanılmış yakıt için +1 mk`lik bir reaktivite ithali durumunda güç artış hızı daha fazla olur. Bu nedenle reaktör kontrol sisteminin tasarımında, Plütonyum konsantrasyonunun zamanla artmasının sonucu olarak reaktör peryodundaki azalmayı ve bunun reaktör dinamiği üzerindeki etkilerini de dikkate almak gerekir.

Yakıtın yanması reaktörde nötron akı dağılımını değiştirir. Çünkü herhangi bir noktadaki yanma aynı noktadaki akı ile orantılıdır. Reaktör merkezinde akı artıkcı yanma da artar. Bu bölgelerde reaktivitedeki yavaş yavaş azalma, akı dağılımı şeklinin merkezde başlangıçtakine nazaran zamanla daha basık hale gelmesine neden olur. Akı dağılımı biçimindeki bu değışiklik, eğer yakıttan maksimum yanma elde edilmesi isteniyorsa kalbe yakıtların yeniden yüklenmesi programını da etkiler.

3.14.1.2 Yakıtta Xenon Zehiri Oluşması İle Ortaya Çıkan Orta Süreli Reaktivite Geri Besleme Etkileri

Bazı fisyon ürünü çekirdekler ve bu ürünlerin bozunma ürünü çekirdekler, termal nötronlar için çok yüksek yutma tesir kesitine sahiptir. Bu çekirdekler çok fazla sayıdaki nötronu yakalar ve bu nedenle zehir olarak adlandırılırlar. Samaryum bu zehirlerden birisidir ancak Xenon daha önemlidir. Xenon-135 termal nötronlar için bilinen en yüksek yutma tesir kesitine sahip çekirdektir. Xenon-135`in oluşması ve bozunması,



şemasına göre olur.

Tellüryum fisyon esnasında yaklaşık %5,6 oranında oluşur. Xe-135`de fisyon esnasında yaklaşık %0,3 oranında doğrudan oluşur. Reaktörde normal çalışma esnasında Xe-135 nötron yutarak zararsız Xe-136`ya dönüşür. Ancak nötronlar yoksa yukarıdaki şemaya uygun şekilde Xe-135 yavaş doğal bozunma ile kaybolur.

Tellüryum I-135'e çok hızlı bozunduğu için, I-135'in doğrudan fisyonndan oluştuğu varsayılabilir. Bu nedenle, I-135 ve Xe-135 konsantrasyonları

$$\frac{dX}{dt} = \gamma_x \Sigma_f \phi + \lambda_I I - \lambda_x X - \sigma_x \phi X \quad (3.97)$$

$$\frac{dI}{dt} = \gamma_I \Sigma_f \phi - \lambda_I I \quad (3.98)$$

eşitlikleri ile elde edilebilir. Burada;

X, I = Xe-135 ve I-135 konsantrasyonları (çekirdek/birim hazim)

ϕ = nötron akısı

Σ_f = Makroskopik fisyon tesir kesiti

γ_x, γ_I = Xe-135 ve I-135'in fisyonndan doğrudan oluşma verimi (oranı)

($\gamma_x = 0,003$; $\gamma_I = 0,056$)

λ_x, λ_I = Xe-135 ve I-135'in bozunma sabitleridir. ($\lambda_x = 2,1 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}$; $\lambda_I = 2,9 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}$)

Denklem (3.97) ve (3.98)'in sağ tarafındaki terimler

- $\gamma_x \Sigma_f \phi$ ve $\gamma_I \Sigma_f \phi$ fisyonndan doğrudan Xe -135 ve I-135'in üretim hızı,
- $\lambda_I I, \lambda_x X$; Xe -135 ve I-135'in doğal bozunma hızı
- $\sigma_x \phi X$; Xe-135'in nötron yakalamasıyla Xe-136'ya dönüşerek kaybolma hızıdır. Termal nötronlar için mikroskopik yakalanma tesir kesiti $\sigma_x = 3,5 \cdot 10^{-18} \text{ cm}^2$ 'dir

Sabit bir nötron akısı ϕ_0 için zamandan bağımsız koşullar altında, ($dX/dt = 0$; $dI/dt = 0$)

Denklem (3.97) ve Denklem (3.98)'nin çözümleri;

$$I_0 = \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi_0}{\lambda_I} \quad (3.99)$$

$$X_0 = \frac{(\lambda_I I_0 + \gamma_x \Sigma_f \phi_0)}{(\lambda_x + \sigma_x \phi_0)} \quad (3.100)$$

olur. Denklem (3.99) Denklem (3.100)'de yerine konulursa;

$$X_0 = \frac{(\gamma_I + \gamma_x) \Sigma_f \phi_0}{(\lambda_x + \sigma_x \phi_0)} \quad (3.101)$$

elde edilir. Eğer akı (ϕ_0) küçükse;

$$X_0 \approx \frac{(\gamma_I + \gamma_x) \Sigma_f \phi_0}{\lambda_x} \quad (3.102)$$

yani akı ile orantılı olur. Eğer akı çok büyükse;

$$X_0 = \frac{(\gamma_I + \gamma_x) \Sigma_f}{\sigma_x} \quad (3.103)$$

yani sabit olur.

Bu nedenle, yüksek reaktör gücü için zamandan bağımsız Xe konsantrasyonu güçten bağımsızdır.

Xe ile kritik olan bir reaktör Xe olmaksızın üst kritik olur. Xe'nun neden olduğu reaktivitedeki azalma "Xe Yüğü" olarak adlandırılır ve mk birimi ile ifade edilir. Xe Yüğü f ısıl yaralanma katsayısında değişikliğe neden olur. Buna göre Xe olmaksızın

$$f = \frac{\Sigma_a}{\Sigma_a + \Sigma_m} \quad (3.104)$$

ise, Xe ile birlikte,

$$f' = \frac{\Sigma_a}{\Sigma_a + \Sigma_m + \Sigma_x} \quad (3.105)$$

olur. Bu eşitliklerdeki Σ_m reaktörde yakıt ve Xe dışındaki tüm malzemelerin yutma tesir kesitidir. Buna göre, Xe zehrinin neden olacağı reaktivite geri beslemesi

$$\frac{k_{etk} - k_{etk}}{k_{etk}} = \frac{f - f}{f} = 1 - \frac{f}{f} = 1 - \frac{\Sigma_a + \Sigma_m + \Sigma_x}{\Sigma_a + \Sigma_m} = -\frac{\Sigma_x}{\Sigma_a + \Sigma_m} \quad (3.106)$$

$$= -\frac{\Sigma_x}{\Sigma_a} \cdot \frac{\Sigma_a}{\Sigma_a + \Sigma_m} = -R \cdot f$$

olur. Burada R zehirlenme çarpanı olarak adlandırılır ve Xe-135 yutma tesir kesitinin yakıtın yutma tesir kesitine oranıdır yani $\frac{\Sigma_x}{\Sigma_a}$ olur. Denge halinde ;

$$\frac{\Sigma_x}{\Sigma_a} = \frac{X_0 \cdot \sigma_x}{\Sigma_a} \quad (3.107)$$

olur.

Denklem (3.101)'i Denklem (3.107)'de yerine koyarak;

$$R = \frac{\Sigma_x}{\Sigma_a} = \frac{\sigma_x \cdot (\gamma_I + \gamma_x) \Sigma_f \phi_0}{(\lambda_x + \sigma_x \phi_0) \cdot \Sigma_a} \quad (3.108)$$

elde edilir.

Reaktör Xe yükü ile birlikte kritik olduğu zaman (yani $k_{etk}=1$) ve Denklem (3.106)'daki $-R \cdot f$ Xe nedeni ile reaktivite kaybını temsil eder. Diğer bir ifade şekli ile Xe yükü R ve f nin çarpımına eşittir.

Örneğin, $\phi_0 = 3.10^{13}$ n/cm³.s; $\sigma_x = 3,5.10^{-18}$ cm²; $\gamma_x = 0,003$; $\gamma_I = 0,056$; $\lambda_x = 2,1.10^{-5}$ s⁻¹;
 $\lambda_I = 2,9.10^{-5}$ s⁻¹; $\frac{\Sigma_f}{\Sigma_a} = 0,54$ (doğal uranyum için) olan bir reaktör için Denklem

(3.108)'i yukarıdaki veriler konarak $R = 0,028$ elde edilir. Verilen bir $f = 0,9$ için Xe yükü $R \cdot f = 0,0252$ olur. Bu sonuca göre denge Xe zehirlenmesi nedeni ile reaktör 25,2 mk reaktivite kaybedecektir.

Denge Xe yükünün varlığı reaktörde yeterince reaktivite fazlalığının (excess reaktivite) mevcut olması yani Xe oluşması nedeni ile kaybedilen reaktivitenin Reaktörü Regüle Edici Sistem tarafından karşılanması demektir.

Reaktörün ani durdurulmasından veya güç azaltmalarından sonraki Xe konsantrasyonu davranışı incelenmek istenirse; reaktörün sürekli rejimde ϕ akısı X_0 ,

I_0 Xe-135 ve I-135 konsantrasyonları ile çalışırken $t = 0$ aniden durdurulduğu zaman olsun. Denklem (3.97) ve (3.98)'de $\phi = 0$ konarak;

$$\begin{aligned}\frac{dX}{dt} &= -\lambda_x X + \lambda_I I \\ \frac{dI}{dt} &= -\lambda_I I\end{aligned}\quad (3.109)$$

elde edilir. Bunun çözümü ise

$$\begin{aligned}I(t) &= I_0 e^{-\lambda_I t} \\ X(t) &= X_0 e^{-\lambda_x t} + \frac{\lambda_I}{\lambda_x - \lambda_I} I_0 (e^{-\lambda_I t} - e^{-\lambda_x t})\end{aligned}\quad (3.110)$$

olur. Başlangıçta sürekli rejimde akı $\phi = 10^{14}$ nötron/cm².s olursa $t = 0$ anındaki Xe reaktivite yükü -28 mk'lık denge değerinden -132 mk'lık bir maksimum değere reaktörün durdurulmasından 7 ile 12 saat arasında bir süre sonra yükselir. Tepe Xe yükü seviyesi reaktörün durdurulmasından önceki nötron akısı ile orantılıdır. Fiziksel olarak, reaktörün durdurulmasından sonra Xe'ü dönüştürecek nötron olmayacağından Xe sadece yavaş doğal bozunma ile kaybedilir. Ancak Xe İyotun bozunmasıyla daha hızlı üretilir bu nedenle seviyesi artar. İyodun bozunması nedeniyle maksimum bir değere erişir ve daha sonra Xe bozunur.

Tepe yükün zamanını bulmak için Denklem (3.110)'un zamana göre türevi alınır ve sıfıra eşitlenir. Yani;

$$\frac{dX}{dt} = \frac{\lambda_I I_0}{\lambda_x - \lambda_I} (\lambda_x e^{-\lambda_x t} - \lambda_I e^{-\lambda_I t}) - \lambda_x X_0 e^{-\lambda_x t} = 0 \quad (3.111)$$

eşitliğinden tepe Xe yükünün oluşacağı zaman

$$t = \frac{1}{\lambda_x - \lambda_I} \ln \left(\frac{\lambda_I \lambda_x (I_0 + X_0) - \lambda_x^2 X_0}{\lambda_I^2 I_0} \right) \quad (3.112)$$

olarak elde edilir. Bu zaman Denklem (3.110)'da yerine konarak Xe konsantrasyonunun tepe değeri

$$X_{mak} = (I_0 + AX_0)(B + AB \frac{X_0}{I_0})^C \quad (3.113)$$

şeklinde elde edilir. Burada,

$$A = 1 - \frac{\lambda_x}{\lambda_I}; B = \frac{\lambda_x}{\lambda_I}; C = \frac{\lambda_x}{\lambda_I - \lambda_x} \quad (3.114)$$

olur.

Tepe Xe yükü nedeniyle oluşan yüksek değerli negatif reaktiviteleri karşılamak üzere reaktöre fazladan yakıt yükleme gerekir. Bu ise ekonomik olmayan sonuçlar doğurur. Bunun yerine, reaktör durdurulduktan sonraki yaklaşık ilk 40 dakikalık süre içinde yeniden çalıştırılır. Eğer bu mümkün değilse Xe'nun yeterince düşük bir düzeye doğal olarak bozunmasını sağlamak üzere yaklaşık 40 saat beklenir.

Reaktör belirli bir güçte uzun süredir çalışırken ani güç azaltmayla oluşan Xe etkisi yukarıda anlatıldığı gibidir. Bunun aksine aynı reaktörde ani güç artırma yapılırsa Xe'nun etkisi tersine döner. Güç artışı hızına bağlı olarak oluşacak ani Xe konsantrasyonu azalmasının oluşturacağı pozitif reaktivite etkisinin reaktivite kontrol sistemi ile negatif reaktivite verilerek karşılanması gerekir.

Büyük reaktörlerde Xe nedeniyle konuma bağlı osilasyonlar mevcut olabilir. Bu nedenle örneğin, reaktörün sadece bir yarısında gücün hafifçe arttığı varsayalım. Eğer toplam güç sabit tutulursa, bu reaktörün diğer yarısında güç azalmasına neden olur. Bu nedenle reaktörün ilk yarısında daha fazla nötron mevcut olur, daha fazla nötron Xe tarafından yutulur, Xe konsantrasyonu azalır ve sonucunda reaktörün bu ilk yarım bölgesinde güç daha fazla artar. Bu ilave güç artışı daha fazla Xe yutulmasına neden olur ve gücü daha da arttırır. Artan güç daha fazla iyot üretimine neden olur ve onun bozunması da Xe oluşumunu arttırarak güç artışına ters etki yapar, gücü azaltır, Xe konsantrasyonunu arttırır. Bu süreç sürekli tekrarlanır. Bu osilasyonlar yaklaşık olarak bir gün süresince devam eder.

3.14.2 Kısa Süreli Reaktivite Etkileri

Kısa süreli reaktivite etkileri sıcaklık değişmesi ve soğutucuda boşluk oluşmasıyla ortaya çıkar.

- **Sıcaklık Değişimi Nedeni ile Reaktivite Geri Beslemesi:**

Reaktörde sıcaklık değişimleri sonucunda nükleer tesir kesitleri değişir. Çünkü ortalama enerjiler değişir ve yoğunluk değişimleri nötronun ortalama serbest yolunu ve reaktör dışına kaçma olasılıklarını etkiler. Ayrıca yakıt sıcaklığındaki artış Doppler etkisi olarak adlandırılan rezonans bölgesinde yutulma tesir kesitini genişletir.

Reaktördeki sıcaklık değişimlerinin reaktivite üzerindeki toplam etkisi,

$$\Delta k_T = \sigma_T \cdot (T_f - T_{f0}) \quad (3.115)$$

eşitliği ile ifade edilebilir. Burada

σ_t =sıcaklık geri besleme katsayısı,↗

T_f = reaktörde yüksek sıcaklıklı tam güç koşulundaki yakıt sıcaklığı,

T_{f0} = reaktörde alçak sıcaklıklı sıfır güç koşulundaki yakıt sıcaklığıdır.

Örneğin, sıcaklık geri besleme katsayısı $-15,06 \cdot 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ ise ve reaktör gücü 25°C 'lik alçak sıcaklıklı çalışma koşulundan 271°C 'lik yüksek sıcaklıklı çalışma koşuluna çıkartılmak istenirse, sıcaklık değişimi etkileriyle oluşacak reaktivite kaybı;

$$\Delta k_T = -15,06 \times 10^{-6} \times (271 - 25) = -0,3705 \times 10^{-2} = -3,705 \text{ mk} \quad (3.116)$$

olur.

- **Soğutucuda Boşluk Oluşması Nedeni ile Reaktivite Geri Beslemesi:**

Reaktör kalbinde kaynama ve benzeri nedenlerle boşluk oluşursa bu, reaktivitede (CANDU'da pozitif) değişiklik etkisi oluşturur. Bu reaktivite değişimi

$$\Delta k_b = \Delta k_{b_{mak}} \cdot F \cdot (x - x_f) \quad (3.117)$$

olarak ifade edilebilir. Burada,

$\Delta k_{b_{mak}}$; soğutucudaki boşluk nedeni ile oluşan maksimum reaktivite (CANDU da tipik olarak 2 mk)

F; akı biçimi ağırlık çarpanı (tipik olarak 0,68)

x; soğutucunun kuruluk derecesi

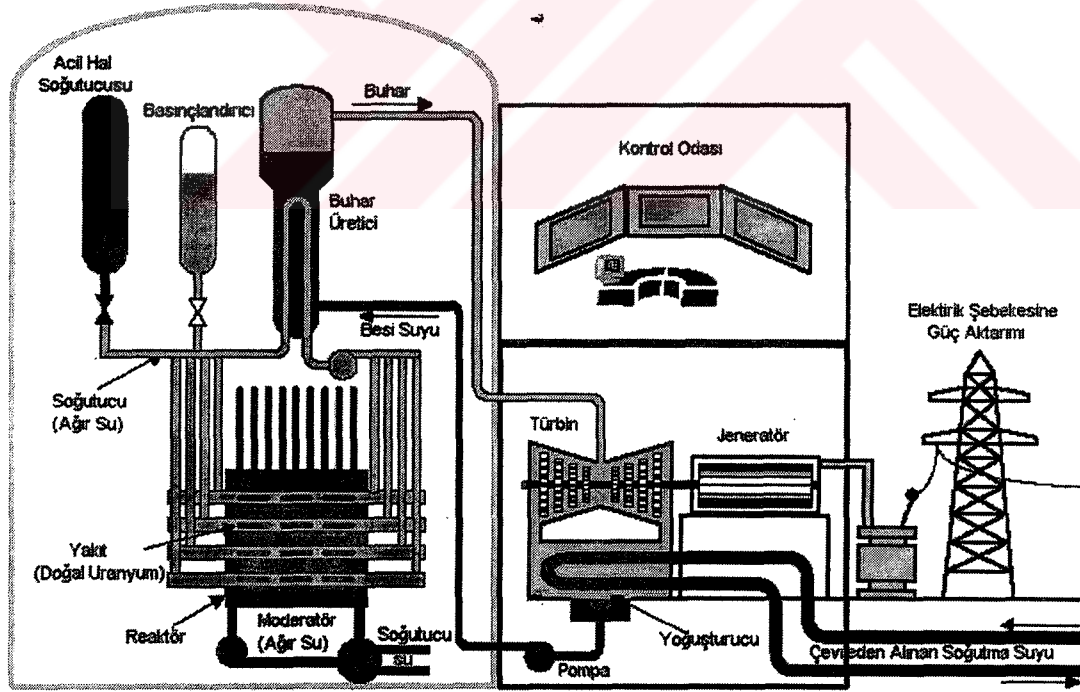
x_f , reaktörde tam güçteki soğutucunun kuruluk derecesidir (CANDU için tipik olarak reaktör çıkışında %2-4 arasındadır).

4 CANDU NÜKLEER GÜÇ TESİSİNİN BAŞLICA SİSTEMLERİ

CANDU nükleer güç tesisi sistemlerini ve çalışmasını içeren bu bölümde CANDU nükleer güç tesisinin önemli kısımları ele alınmış olup, sistematik veya fonksiyonel olarak ilişkili sistem grupları ile ele alınan sistemlerin, CANDU nükleer tesisinin bütünü üzerindeki rolü ve etkisi tanıtılmaktadır [16, 17].

CANDU nükleer güç tesisini oluşturan ünitelerin bütünü (Overall Unit), nükleer yakıttaki enerjinin, çeşitli işlemlerden geçirilerek elektrik enerjisine dönüştürülmesini sağlayan fiziksel tesisin tümü olup, bu bölümde öncelikle bütün ünitenin çalışmasını sağlayan ana bloklar ve bu blokların birbirleriyle etkileşimi incelenmektedir.

Şekil 4.1'de CANDU nükleer tesisi bir bütün ünite (Overall Unit) olarak gösterilmektedir.



Şekil 4.1. CANDU Nükleer Güç Tesisinin Genel Görünümü [17].

Daha sonra ise, reaktörün ana kısımları ve Reaktörü Regüle Edici Sistem (Reactor Regulating System, RRS) incelenmektedir. Doğal uranyumun yakıt kanallarında nasıl yer aldığı ve Isı Transport Sistemdeki ağır su ile yakıtların nasıl soğutulduğu ele alınmaktadır. Ayrıca, reaktörde açığa çıkan gücün ölçümünde kullanılan cihazlar ve teknikler, güç ölçümlerini talep edilen güç seviyesi ile karşılaştıran kontrol algoritmaları ve cihazlar ile reaktörden çekilen gücün değiştirilerek nükleer fisyon reaksiyonunun kontrol edilmesi incelenmektedir.

Simülatör kullanarak, normal ve normal dışı koşullarda çeşitli reaktör çalışmaları sağlanarak, güç seviyesinin farklı değerlere farklı hızlarda değiştirilmesi ve reaktör gücü kontrolünü sağlayan Regüle Edici Sistemin kontrol mekanizması incelenmektedir.

CANDU reaktörü yakıtlarında açığa çıkan enerjinin ağır suyu kullanan Isı Transport Sistemi (Heat Transport System, HTS, ana devre) ele alınmaktadır. Isı Transport Sisteminin özellikleri, basıncın ve ağır su envanterinin Isı Transport Sisteminde nasıl kontrol edildiği, normal ve normal dışı koşullarda çalışma yapılabilmesi ile ilgili ayrıntılar ele alınmaktadır.

Son olarak, türbin, yoğuşturucu, besı suyu, buhar vb sistemlerden oluşan nükleer güç tesisinin İkinci Çevrimi (Balance of Plant, BOP) incelenmektedir. Bunlarla ilgili önemli kontrol sistemleri, buhar üretici için basınç ve seviye kontrolü ile türbin kontrol sistemlerinden oluşmaktadır.

4.1 Nükleer Buhar Sağlayıcı Sistem

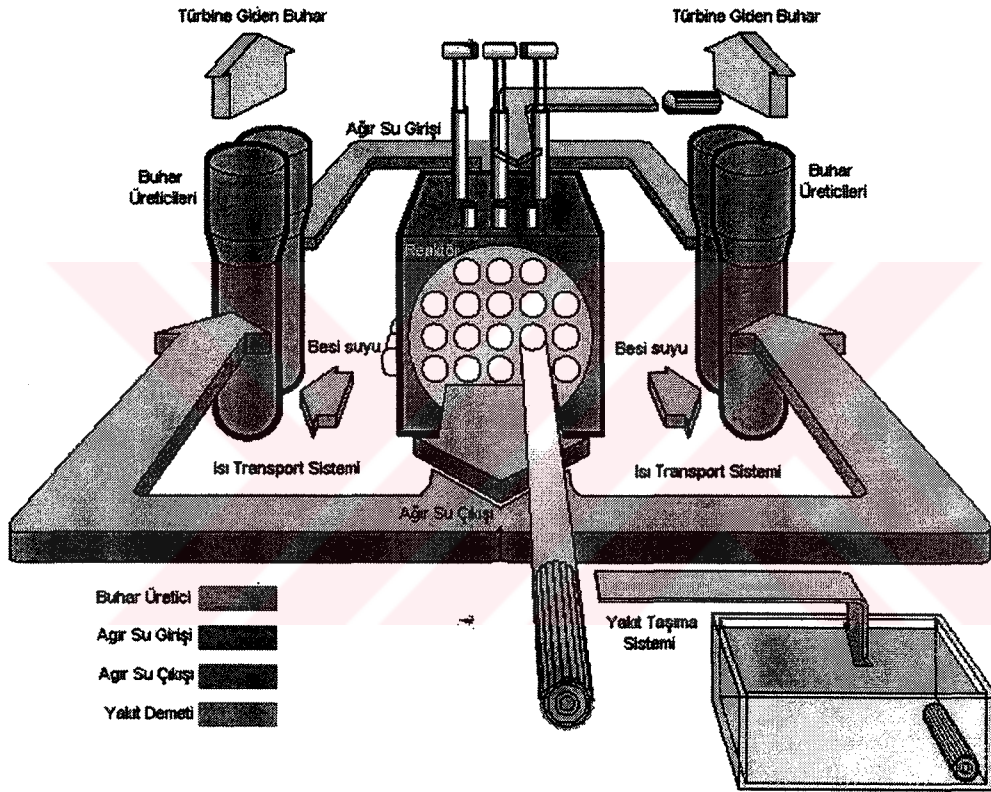
CANDU Nükleer Buhar Sağlayıcı Sisteminin (Nuclear Steam Supply System, NSSS) ana üniteleri olan reaktör, yakıt değiştirme, ısı transportu, besı suyu ve buhar sistemleri Şekil 4.2'de gösterilmektedir.

Reaktör grubu (Reactor Assembly) paslanmaz çelikten yapılmış 7 yatay silindirik tank (calandria) içerisinde ağır su yavaşlatıcı ve yansıtıcıdan oluşmuştur. Reaktör tankı içerisinde, her biri doğal uranyumlu 12 yakıt demeti içeren calandria tüpü ve basınç tüpü ile oluşturulmuş içerisinde basınçlı ağır su soğutucu bulunan yakıt kanalları vardır. CANDU 6 reaktöründe 380, CANDU 9 reaktöründe 480 yakıt kanalı bulunmaktadır. Reaktör tankı beton ve çelikten yapılmış ve içinde hafif su bulunan

bir blok içerisinde yer almaktadır. Reaktör tankının üstünde kalp içi akı dedektörleri ve reaktivite mekanizmaları ile yanında iyon odaları bulunmaktadır.

Yakıt değiştirme sistemi reaktörden kullanılmış yakıtın çıkarılmasını ve reaktöre taze yakıtın yüklenmesini sağlar.

Reaktörde fisyon sonucunda açığa çıkan enerji, ısı transport sistemindeki ağır su (soğutucu) vasıtasıyla buhar üreticide (Steam Generator, SG) besi suyuna (hafif suya) transfer edilir ve üretilen buhar türbine gönderilir.

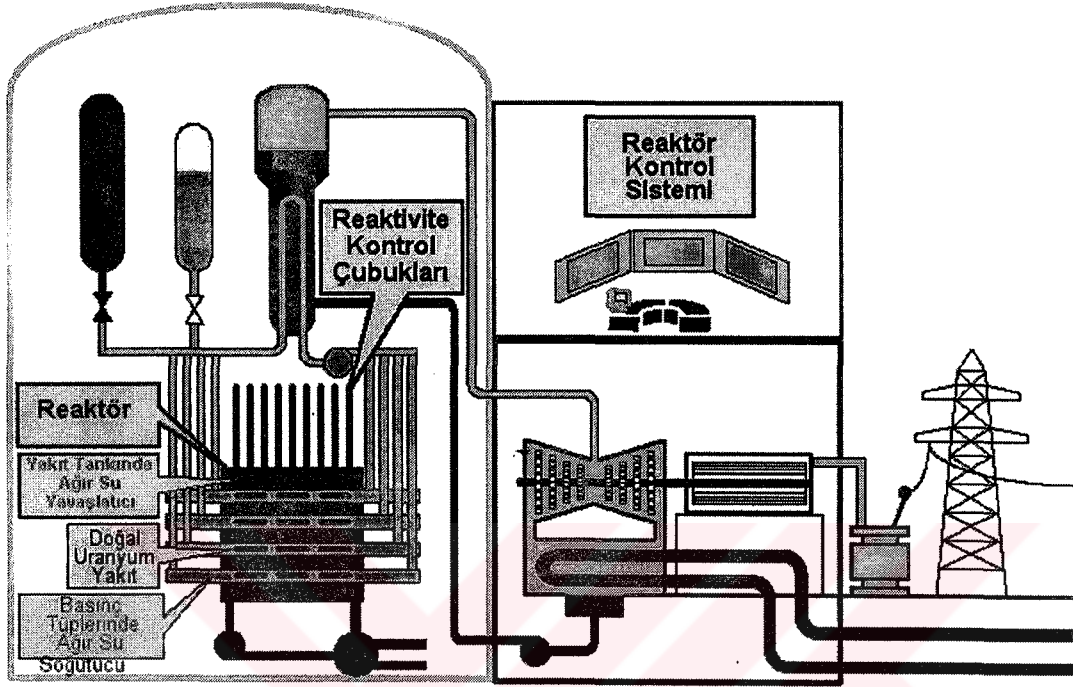


Şekil 4.2. Nükleer Buhar Sağlayıcı Sistem [17]

Buhar üreticileri Isı Transport Sisteminde bulunan ağır su soğutucudan enerji transferi ile ikinci çevrimdeki hafif suyu buharlaştırmak için kullanılır. Üretilen buharın büyük kısmı türbine, kalanı ise besi suyu ısıtıcı sistemlerine gönderilir. Türbinden Çıkan buhar yoğunlaştırıcıda yoğunlaştırılır ve oluşan su besi suyu ısıtıcılarında ısıtılır ve besi suyu pompaları ile basınçlandırılıp buhar üreticiye gönderilir.

4.2 CANDU Reaktörü Ana Bileşenleri

Bu alt bölümde Şekil 4.3'te görülen CANDU reaktörüne ait ana bileşenler, ve bunlarda kullanılan kontrol algoritmaları incelenmektedir.



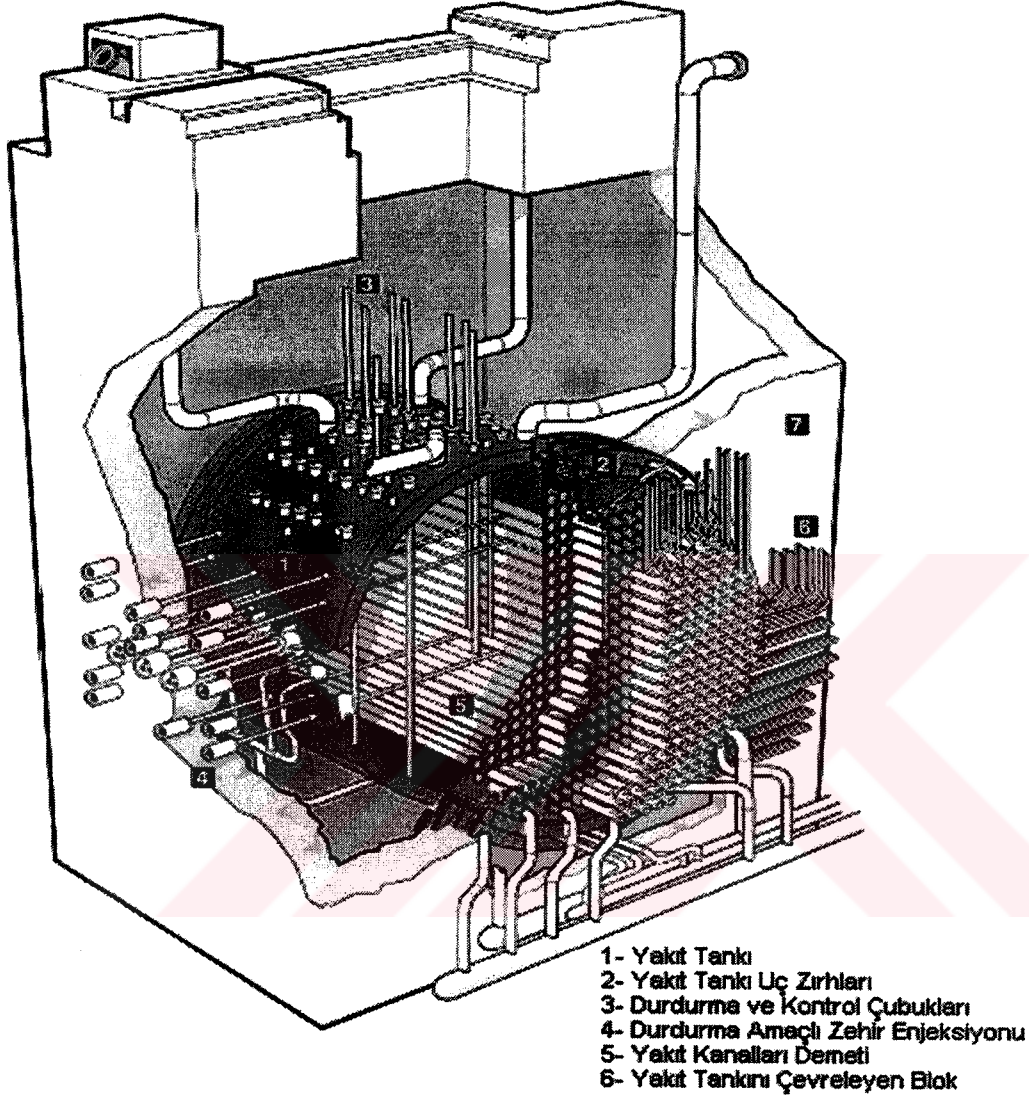
Şekil 4.3. CANDU Reaktörü Nükleer Güç Tesisi [17]

4.2.1 CANDU Reaktörü Asamblesi

CANDU reaktörünün ana bileşenleri Şekil 4.4'te gösterilmektedir. Buna göre, yakıt kanallarını ve yavaşlatıcıyı içerisinde bulunduran ana yapısal bileşen; silindirik şekle sahip ve yatay konumda yerleştirilmiş olan reaktör tankı (calandria)'dır. Reaktör tankı kalbin eksenal doğrultusuna dik konumda her iki ucunda uç levhaları (end shields) ile kapatılmış ve desteklenmiştir. Bu levhalar kalbin ekseni doğrultusunda radyasyon ve termal zırhlamayı sağlarlar. Reaktör tankı ve uç levhaları da betondan yapılmış bir reaktör muhafaza odası içerisine yerleştirilmiştir. Bu betonarme yapı CANDU 9 reaktöründe 20 m yüksekliğinde 20 m genişliğinde ve 12,5 m derinliğinde inşa edilmektedir.

Yakıt demetlerinde fisyon reaksiyonu sonucunda açığa çıkan ısı enerjisi soğutucuya geçer. Her bir yakıt kanalında on iki yakıt demeti vardır. Yakıt kanalları iç içe

geçirilmiş iki tüp (calandria ve basınç tüpleri) ile oluşturulmuştur. Her bir basınç tüpü yakıt kanalı dışında ana ısı transport sisteminde yer alan bir besleyici boruya bağlanmıştır. Birbirlerine bitişik yakıt kanallarında soğutucu akışı ters yönlüdür.



Şekil 4.4. CANDU Reaktörü Topluluğu [16, 17].

Basınç tüplerinin besleyici borulara bağlantısı paslanmaz çelik uç bağlantı elemanlarıyla yapılmıştır. Bu elemanlar yakıt demeti değiştirme esnasında yakıt yükleme makinasının yakıt demetini kanala ilave etmesi veya çıkartmasına olanak sağlayacak şekilde tasarlanmıştır. Kanaldan yakıt değiştirme işlemi reaktör çalışırken ve uzaktan kontrollü olarak gerçekleştirilir. Paslanmaz çelikten üretilmiş calandria tankına basınç tüplerinin, reaktivite mekanizmalarının ve akı dedektörlerinin yerleştirilmesi tesisin bulunduğu yerde yapılır. Reaktör tankının

içinde bulunduğu beton oda depremlere dayanacak şekilde tesisin bulunduğu yerde inşa edilir. Reaktör tankı en azından 30 yıllık süre ile kullanılacak şekilde imal edilir.

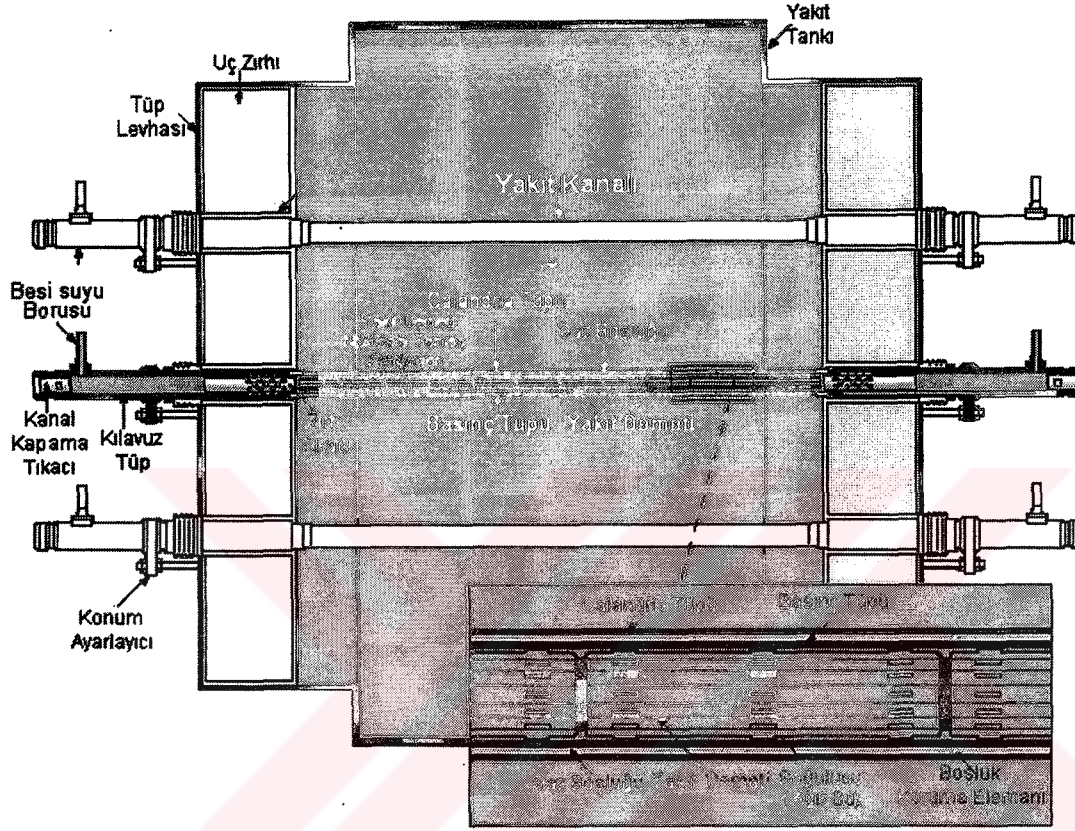
Reaktörü regüle edici ve durdurucu düşey ve yatay reaktivite kontrol cihazları ve nötron akı dedektörleri calandria tüpleri arasındaki kılavuz tüpler içerisinden reaktör tankına yerleştirilirler. Beton blok ile reaktör tankı arasındaki boşluk, çapsal doğrultuda zırhlamayı sağlamak üzere hafif su ile doldurulmuştur. Reaktörün çalışma ömrünün 60 yıla kadar uzatılabileceği öngörülmektedir.

Kalp-içi (in-core) düşey akı ölçüm ve kontrol cihazları (dedektörler, kontrol çubukları, reaktör durdurma çubukları) reaktörün üzerinden reaktör tankına girecek şekilde yapılmıştır.

Benzeri şekilde reaktör tankına yatay doğrultuda giren akı ölçüm cihazları ve reaktör kontrol üniteleri de vardır. Yatay doğrultuda reaktivite kontrolü ikinci reaktör durdurma sistemi sıvı zehir enjeksiyonu uçlarıyla zehir enjekte edilmesi ile sağlanır. Ayrıca yatay konumda kalp içi akı dedektörleri de vardır.

4.2.2 CANDU Reaktörünün Reaktör Tankı ve Yakıt Kanalları

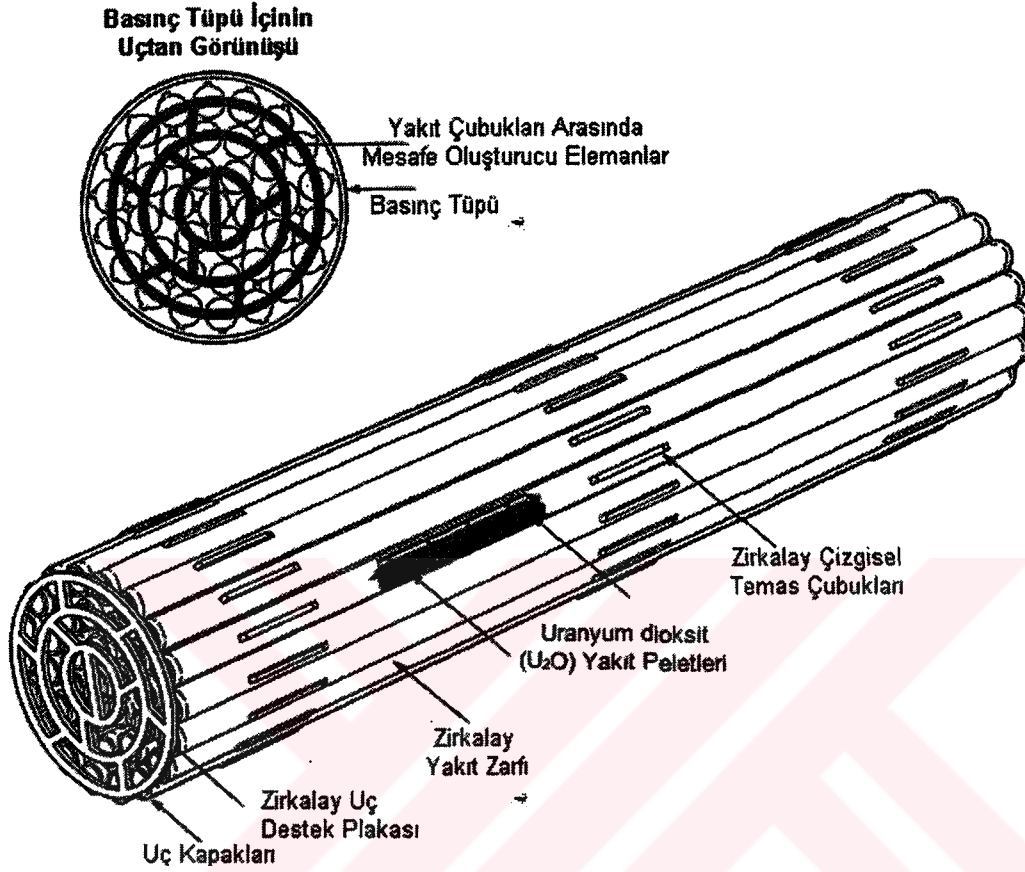
CANDU reaktörünün reaktör tankı ve yakıt kanallarından bazıları Şekil 4.5'te ayrıntılı bir şekilde gösterilmektedir.



Şekil 4.5. CANDU Reaktörünün Yakıt Kanalı [16, 17].

4.2.3 CANDU Reaktörü Yakıt Demetleri

Tipik bir CANDU reaktörü yakıt demeti, Şekil 4.6'da gösterilmektedir.



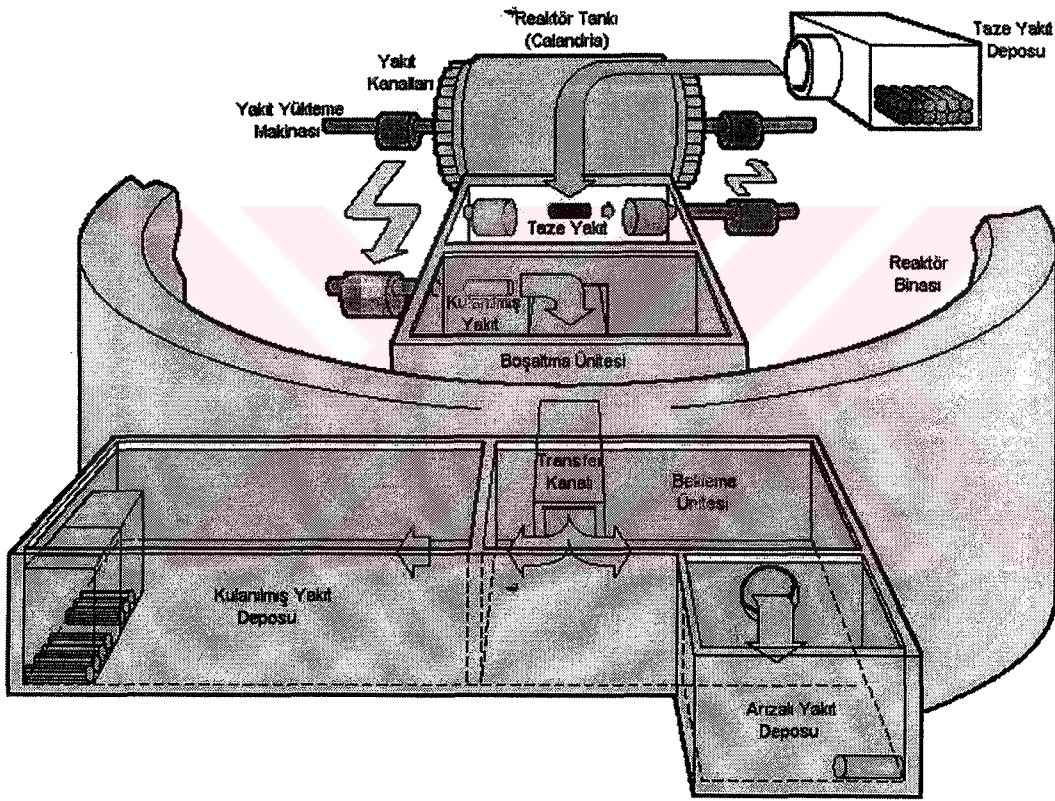
Şekil 4.6. CANDU Reaktörü Yakıt Demeti [16, 17].

Her bir yakıt demeti yaklaşık olarak 25 kg ağırlığındadır. CANDU 6 ve CANDU 9 reaktörlerinde kullanılan yakıt demetleri 37 yakıt çubuğuyla oluşturulmuştur. Her yakıt çubuğu alçak nötron yutma tesir kesitine ve iyi korozyon direncine sahip Zirkalay-4'ten yapılmış yakıt zarfı ve içerisindeki UO_2 yakıt lokmalarıyla oluşturulmuştur.

Yakıt %0,71 zenginlikte Uranyum-235 içeren doğal uranyumdan yapılmıştır. Her yakıt çubuğunda 30 yakıt lokması vardır. Yakıt çubukları arasında akışkanın geçmesine müsaade edecek boşluğu oluşturan ve yakıt demeti ile basınç tüpü arasında noktasal teması sağlayan elemanlar vardır. Bir yakıt demetinin ağırlıkça %90'ından fazlası UO_2 yakıttan oluşur. Yakıt demeti uzunluğu 495,3 mm, dış çapı 102,4 mm'dir.

4.3 Yakıt Yükleme ve Depolama

Yakıt yükleme sistemi yakıt kanallarına taze yakıt yüklemeye ve kullanılmış yakıtların reaktörden tahliye edilmesine olanak sağlar. Yüklenen yakıt yaklaşık olarak bir yıl süresince kalp içerisinde bulunur. Daha sonra bilgisayar destekli uzaktan kontrollü yakıt yükleme sistemi ile kanaldan alınıp kullanılmış yakıt havuzuna transfer edilir ve en azından 7 yıl süresince burada bekletildikten sonra kuru depolamaya transfer edilir. Yakıt yükleme ve depolama sistemleri Şekil 4.7'de gösterilmektedir.

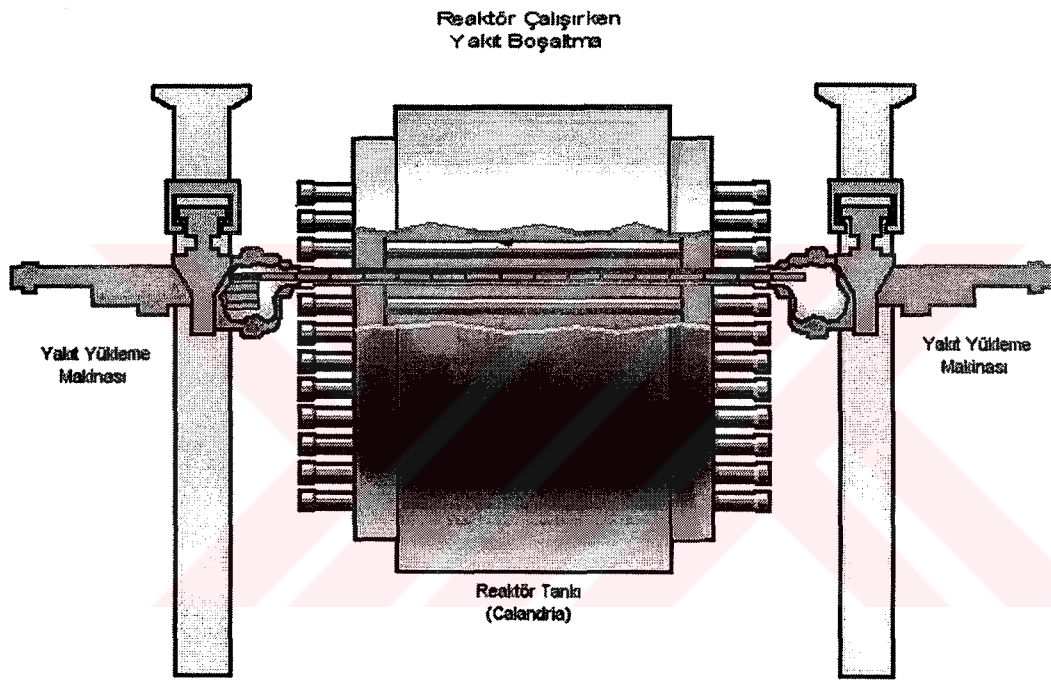


Şekil 4.7. Yakıt Yükleme, Nakletme ve Depolama [17].

Tipik yakıt yükleme işlemleri her gün bir veya iki kanalda sekiz yakıt demeti değiştirilerek gerçekleştirilir. Yeni yakıt demetlerinin oluşturulmasının dışındaki diğer bütün işlemler kontrol odasından bilgisayarlarla uzaktan kumanda ile kontrollü olarak yapılır.

Taze yakıt depolama odası hizmet binasıdır. Taze yakıtların yakıt yükleme makinasına transferi uzaktan kontrollü olarak yapılmaktadır

Yakıt yükleme esnasında aynı yakıt kanalının her iki ucuna Şekil 4.8’de gösterilen birer yakıt yükleme makinası yerleştirilir. Bunların birisi taze yakıt demetlerini yakıt kanalına yüklerken diğeri kullanılmış yakıtları kanaldan dışarı alır. Her defasında 12 yakıt demetinin ya dördü ya da sekizi değiştirilir. Yakıtın ilerletme yönü soğutucu akışkan akışı yönündedir. Kullanılmış yakıtlar önce yakıt yükleme makinası ile kullanılmış yakıt boşaltma ünitesine taşınır sonra bir asansör vasıtası ile suyun altında hareket ettirilerek kullanılmış yakıt transfer havuzuna nakledilir. Burada en az 6 yıl bekletildikten sonra kuru yakıt deposuna nakledilir.

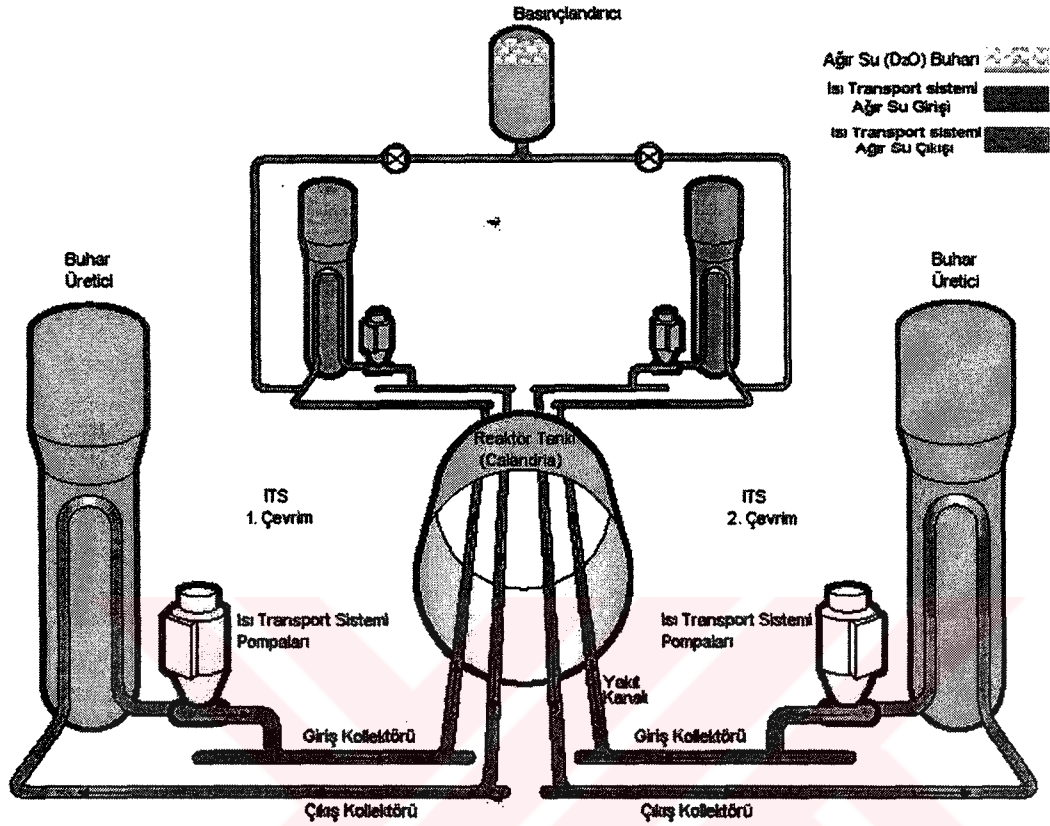


Şekil 4.8. Yakıt Yükleme Makinesi [17]

4.4 Isı Transport Sistemi

Isı Transport Sistemi iki çevrimden oluşur. Her bir çevrim sıcak ve soğuk ayak diye isimlendirilen borularla ve bir çift buhar üretici ile oluşturulur. Ayrıca her bir çevrimde iki dolaşım pompası, reaktör giriş ve çıkış kollektörleri ve her basınç tüpü için boru bağlantı elemanları bulunmaktadır. Soğutucu, sadece en sıcak yakıt kanallarının çıkışında kaynamaya izin verileceği şekilde basınçlandırılmıştır.

Isı Transport Sistemi Ana Çevrimi Şekil 4.9'da gösterildiği gibi iki alt çevrimden oluşmuştur ve basınçlı ağır suyu soğutucu olarak kullanır.



Şekil 4.9. Isı Transport Sistemi [17].

Reaktör Giriş ve Çıkış Kollektörleri (Reactor Inlet Header (RIH), Reactor Outlet Header (ROH)) yakıt kanallarını ana çevrimin diğer ünitelerine besleyici borular vasıtası ile bağlarlar. Reaktör çıkış kollektöründe çalışma basıncı takriben 10 MPa'dır. Sistemin ısı verimini maksimize etmek için yüksek güçlerde, reaktör çıkış kollektöründe %4 civarında kuruluk derecesine sahip olacak şekilde, kalp içerisinde kaynamaya müsaade edilir.

Sistemde düşey konumda yerleştirilmiş, tersine çevrilmiş U-tüpleriyle oluşturulan 4 buhar üretici vardır. Buhar üreticinin içinde üstte buhar ayırıcı yer alır. Buhar üreticiden çıkan buhar ağırlıkça % 0,25'ten az su içerir.

Normal çalışma koşullarında gerekli sistem basıncı basınçlandırıcı ile temin edilir. Basınçlandırıcıda, %100 güçte çalışan reaktör için çıkış kollektöründeki basıncın biraz üzerindeki bir basınçtaki su ve buhar doyma koşullarında birlikte bulunur. Isı

transport sistemindeki akışkan basıncı düştüğünde basınçlandırıcıdaki elektrikli ısıtıcılarla akışkan ısıtılır. Buna karşılık soğutucu akışkan basıncı çok yüksek ise basınçlandırıcının dışına bir miktar buhar çekilerek (bleeding) basınç düşürülür.

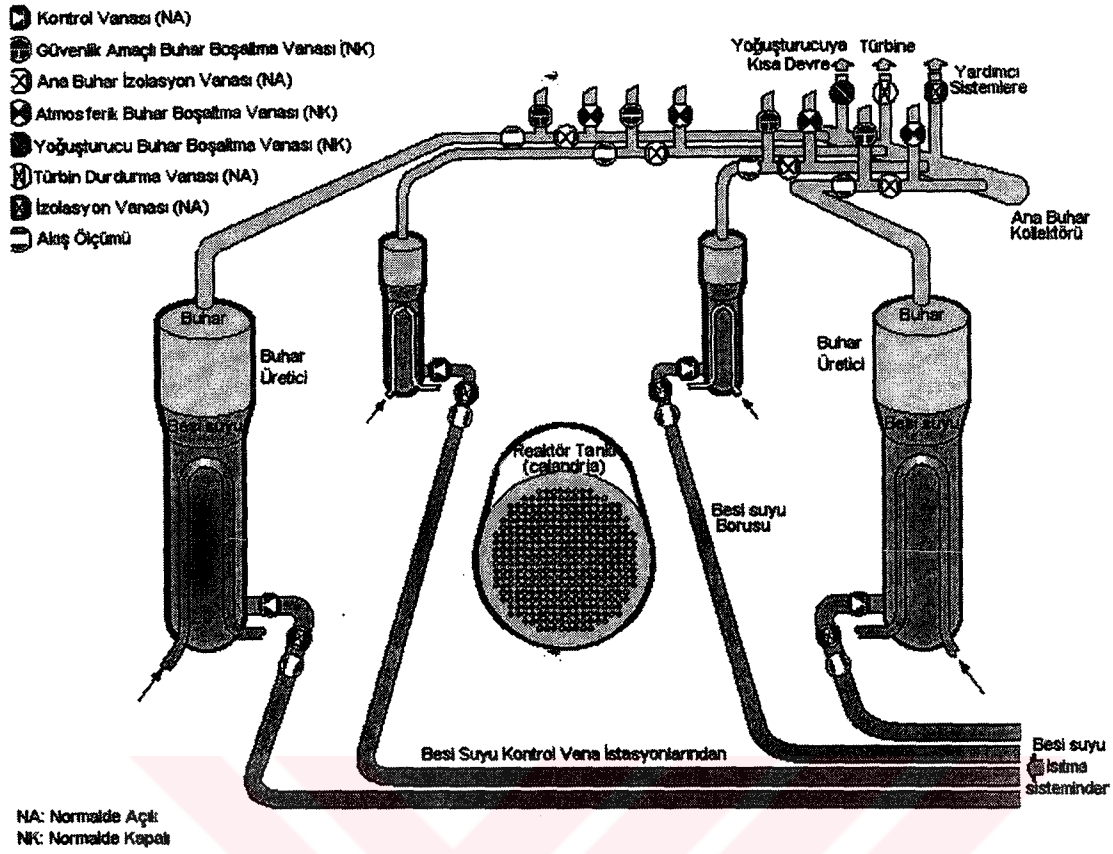
Reaktör gücü artışı esnasında akışkanın genişlemesi sonucunda çıkış kollektöründe basınç yükselir. Basınçlandırıcıdaki ayarlanan su seviyesi otomatik olarak artar ve böylece yoğunluğu azalarak hacmi genişlemiş olan su basınçlandırıcıya girer.

Basınçlandırıcıdaki su seviyesi ve dolayısıyla ısı transport istemindeki akışkan envanteri normal olarak Isı Transport Sistemindeki soğutucu ekleme ve çekme (feed and bleed) ile sağlanır. Böylece sistem basıncı kontrol edilmiş olur.

4.5 Buhar Üretici ve Ana Buhar Sistemleri

Buhar üretici ve ana buhar sistemleri Şekil 4.10'da gösterildiği gibi 4 buhar üretici, buharın türbine ve gerektiğinde kısa devre (by pass) hattına ve diğer ilgili yerlere gönderilmesini sağlayan borular ve vanalardan oluşmuştur. Buhar üreticilerden çıkan buhar ana buhar borusu (Steam Mains) olarak adlandırılan borular vasıtası ile ana durdurma vanaları (Main Stop valves) olarak da adlandırılan türbin durdurma vanalarıyla (Turbine Stop Valves) ve de türbin girişi buhar vanalarıyla (Governor Valves) kontrol edilerek türbine gönderilir.

Türbin buharın tamamını kabul etmediği zaman buharın fazlası kısa devre hattı ile ve yoğuşturucuya buhar boşaltma vanası (Condenser Steam Discharge Valves, CSDV) yardımıyla yoğuşturucuya veya izlenen bu hatta bir sorun olması durumunda ise atmosferik buhar boşaltma vanası (Atmospheric Steam Discharge Valve, ASDV) yardımıyla atmosfere aktarılır.



Şekil 4.10. Buhar Üretici ve Başlıca Buhar Sistemleri [17].

Basınç yükselmesinden korunmak için her bir ana buhar borusu üzerinde dört adet güvenlik amaçlı ana buhar boşaltma vanası (Main Steam Safety Relief Valve, MSSV), ayrıca buhar hatlarının çeşitli yardımcı sistemlere bağlantılarının her birinde de bir izolasyon vanası (Isolation Valve) bulunmaktadır.

Besi suyu sistemi buhar üreticilerine demineralize edilmiş ve önceden ısıtılmış hafif suyu temin eder. Her bir buhar üreticiye akışkan akışı pnömatik kontrollü, izolasyonlu ve tek yönlü akışı sağlayan vanalardan oluşmuş bir vana seti ile sağlanır.

Her bir buhar üreticiye giren besi suyunun debisi değiştirilerek buhar üreticideki seviye kontrol edilir. Besi suyu akış ölçümleri:

- Reaktör ısıl gücünün hesaplanması için reaktör regüle edici sisteme girdi (input) verileri,
- Besi suyu vanalarının açılmasını kontrol etmek için buhar üretici seviye kontrol programına girdi verileri ile

Yeniden ısıtıcıda (reheater) kullanılan taze buhar, buhar ayırıcıdan gelen buharı kızdırılmış buhar koşullarına yükseltmek için kullanılır.

Düşük basınç türbini kademesi üç tane çift akışlı düşük basınçlı türbin silindirinden oluşmaktadır.

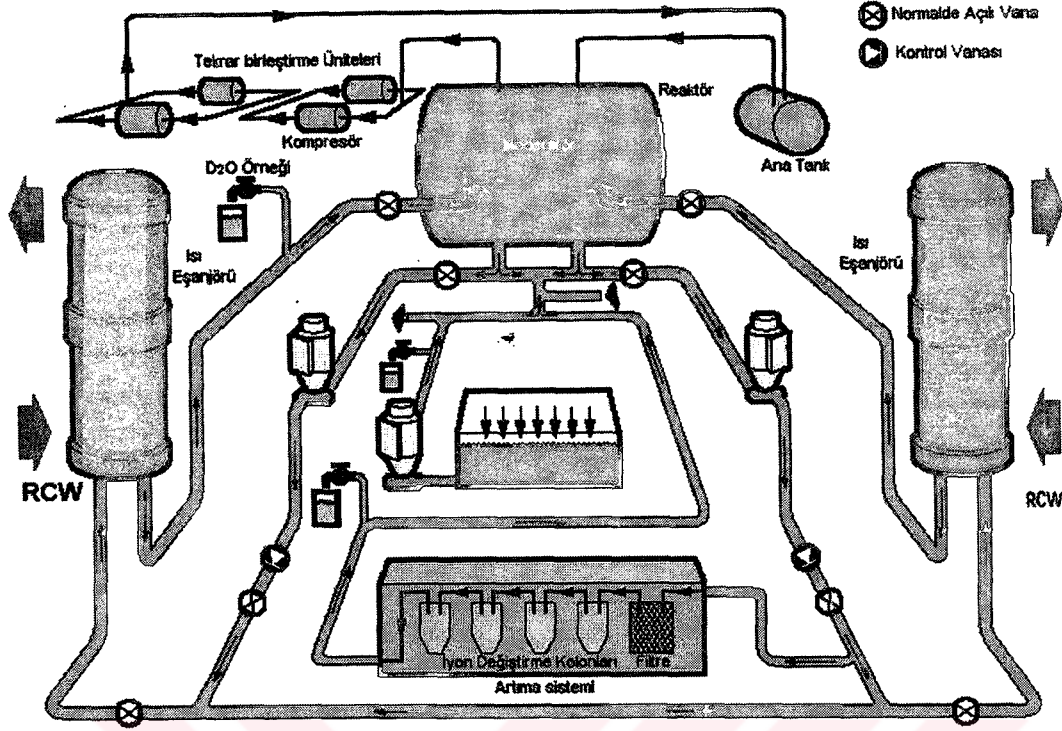
Yoğusturucu her bir düşük basınç türbini silindiri için bir tane olmak üzere toplam üç ayrı bölümden oluşmuştur. Yoğusturucu, giren buharın %100'ünün birkaç dakikada yoğusturulup su olarak çıkacağı kapasitede yapılmıştır.

Besi suyu ısıtma sistemi termodinamik verimi optimize etmek amacıyla besi suyunu ısıtmak üzere türbinlerden çekilen ara buharı kullanır.

4.7 Yavaşlatıcı Sistemleri

Tüm CANDU reaktörleri yavaşlatıcı olarak ağır su kullanırlar. Reaktördeki ısı gücünün yaklaşık %4'ü gama radyasyonu, hızlı nötronların yavaşlatılması ve yakıt kanallarından ısı transferi ile yavaşlatıcıya geçer. Yavaşlatıcı sistemlerinde Şekil 4.12'de gösterildiği gibi yavaşlatıcının soğutulması için bir ana çevrim vardır. Yavaşlatıcının soğutulması için iki ısı değiştirici ve iki pompadan oluşan çevrim vasıtası ile yavaşlatıcıdaki enerji sirkülasyon yapan soğutma suyu sistemine (Recirculated Cooling Water, (RCW) System) aktarılır.

Yavaşlatıcıdan ve ilgili diğer sistemlerden sızan ağır su, toplama sistemi ile toplanır.

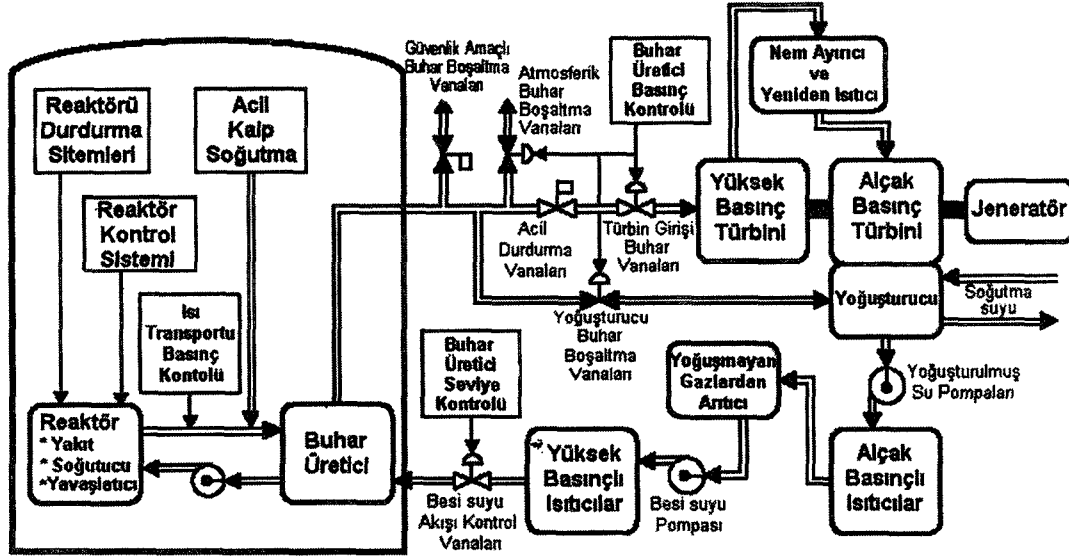


Şekil 4.12. Yavaşlatıcı Sistemler [17].

4.8 CANDU Nükleer Güç Tesisinin Basitleştirilmiş Şematik Gösterimi, Reaktörü Kontrol ve Regüle Edici Sistemler

CANDU gibi tipik bir nükleer güç tesisinin basitleştirilmiş şematik diyagramı (Block diyagram) Şekil 4.13'de gösterilmektedir.

Kontrol sistemlerinin fonksiyonlarının ve enerji balansının kontrol sistemleri ile nasıl sürdürüldüğünü anlamak için Şekil 4.13'ten yararlanarak tesis, nükleer buhar temini proses sistemleri, buhardan yararlanma proses sistemleri, nükleer buhar temini kontrol sistemleri, buhardan yararlanma kontrol sistemleri, ve özel durdurma kontrol sistemleri olmak üzere beş farklı ana sistem grubu altında incelenebilir.



Şekil 4.13. Nükleer Güç Tesisinin Şematik Gösterimi [17].

Nükleer buhar temini proses sistemleri; nükleer yakıt, reaktör soğutucu ve yavaşlatıcıdan oluşan reaktör bloğu ile buhar üretici bloğundan oluşmaktadır. Reaktör ve buhar üretici bloklar arasındaki bağlantı ise ısı transport sistemi ile gösterilmektedir.

Buhardan yararlanma proses sistemleri iki kısımda gruplandırılabilir. Yüksek ve alçak basınç türbinleri, nem ayırıcı ve yeniden ısıtıcı ile yoğusturucudan oluşan Şekil 4.13'ün üst kısmı birinci grubu oluşturur. Elektrik jeneratörü türbinle aynı mil üzerinde yer almaktadır. Bu grupta yer alan sistemler birim elektrik çıktısı kontrolü ve buhar üretici basınç kontrolü ile ilgilidir.

Şekil 4.13'ün alt kısmında yer alan besi suyu ısıtma sistemi ana blokları ise çürük buhar pompaları (condensate extraction pumps), alçak ve yüksek basınçlı ısıtıcılar, Yoğuşmayan Gazları Ayırıştırıcı (Deaerator) ve besi suyu pompalarından oluşur.

Reaktörü regüle edici sistem (RRS) ile ısı transport basınç ve envanter kontrol sistemi olmak üzere iki farklı nükleer buhar temini kontrol sistemi vardır.

Reaktörü regüle edici sistem reaktör gücünü gerekli seviyede tutar ve bir seviyeden diğerine istenen hızda değiştirilmesini sağlar.

Isı transport basınç kontrol sistemi soğutucunun sıvı fazında tutulması için gerekli yüksek basıncın sürdürülmesini sağlar.

Ana çevrimdeki ağır suyun hacmi ısı genleşme nedeni ile ve sıcaklığın fonksiyonu olarak değişir. Bu nedenle ağır su envanterinin kontrolü ısı transport basınç kontrol sisteminin ayrılmaz bir parçasıdır.

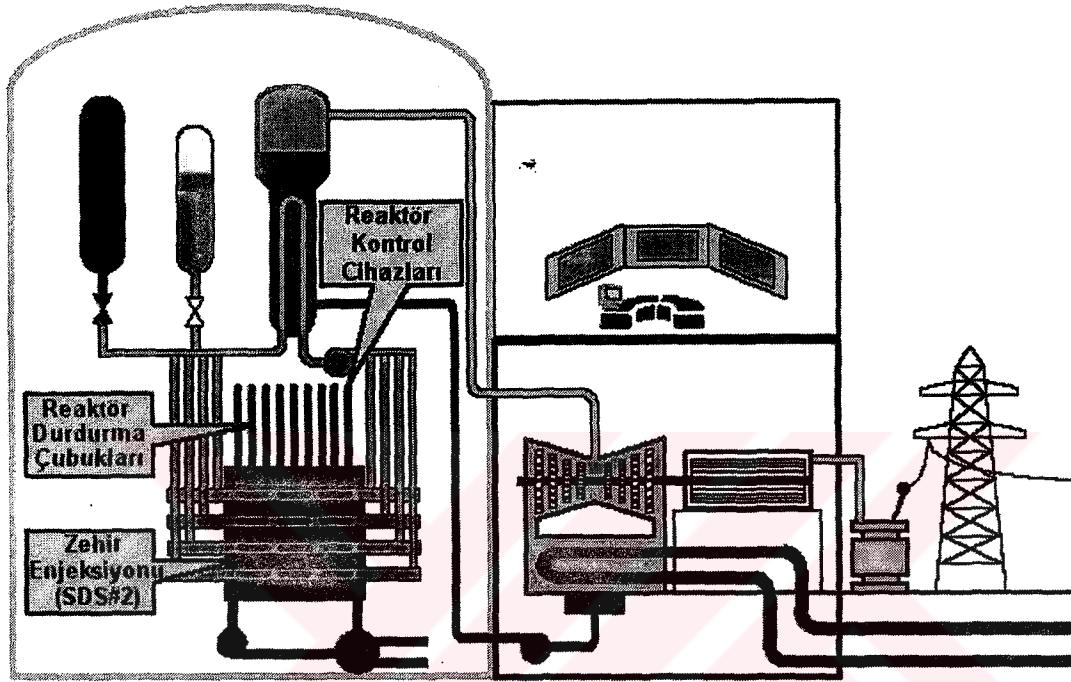
Buhar üretici basınç kontrol sistemi ve seviye kontrol sistemi olmak üzere iki farklı buhardan yararlanma kontrol sistemi vardır. Buhar üreticiden türbine buhar hattına bağlı vanalar buhar üretici basıncı kontrolü ve muhafazası ile ilgilidir. Normal çalışma koşullarında buhar üreticiden itibaren kaza hali durdurma vanaları (Emergency stop valves) tamamen açıktır. Türbine giriş buhar vanalarının açıklığı değiştirilerek de türbine giren buhar miktarı ve böylece türbin-jeneratörden elde edilen elektrik gücü değiştirilir. Buharın debisinin vana ile değiştirilmesi buhar üreticideki buhar basıncını da etkiler. Eğer basınç belirli bir sınırın üzerine yükselirse atmosferik buhar boşaltma vanaları açılır ve buhar basıncındaki yükselme sınırlandırılır. Eğer basınç daha da yükselirse yoğuşturucu buhar boşaltma vanaları da açılır ve buhar kısa devre yapılarak türbin yerine yoğuşturucuya gönderilir. Bu iki vana grubunun açılmasına rağmen buhar basıncı belirli bir değerin altına düşmüyorsa güvenlik amaçlı buhar boşaltma vanaları açılarak buhar basıncı güvenlik limitinin altına düşürülür.

Buhar üretici seviye kontrolü, besı suyu akış debisi kontrol vanalarının açılıp kapanmasıyla sağlanır. Bu vanaları açarak besı suyu debisi ve dolayısıyla buhar üretici seviyesi arttırılabilir.

Yukarıda değinilenlerin dışında, reaktör güç düzeyinin çok yükseklerle çıkmasını önleyen özel güvenlik sistemleri de vardır. Bu özel güvenlik sistemleri her an yakıtın soğutulmasını ve ayrıca istenmeyen koşullarda yakıttan serbest kalabilecek radyoaktivitenin reaktör binasında tutulmasını sağlar. Bunlar, CANDU tesislerinde iki farklı reaktör durdurma sistemine (SDS#1 ve SDS#2)'ye ek olarak bulunan acil durum kalp soğutma sistemi (Emergency Core Cooling System, ECCS) ve reaktör binası güvenlik kabuğu (containment) sistemi olarak isimlendirilen sistemlerdir.

4.8.1 Reaktör Kontrol Cihazları

Reaktörü regüle edici (kontrol) ve koruma (güvenlik) cihazları ile mekanizmaları Şekil 4.14'te gösterilmektedir.



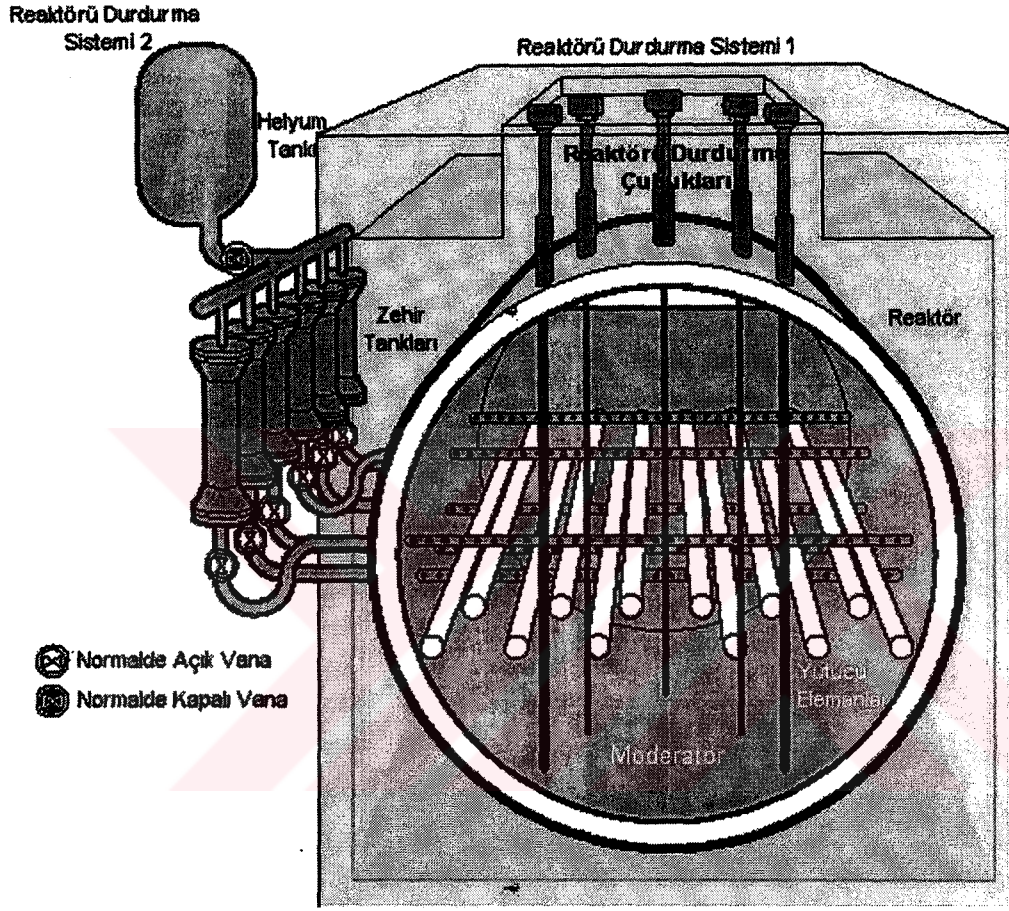
Şekil 4.14. Reaktör Kontrol Cihazları [17].*

Daha önce de değinildiği gibi reaktörü regüle edici kontrol çubukları ile güvenlik sistemi olarak kullanılan Reaktör Durdurma Sistemi 1, reaktörün üzerinden düşey doğrultuda reaktöre girer. Yatay doğrultuda zehir püskürten zehir püskürtme grubu ise Reaktör Durdurma Sistemi 2 olarak adlandırılır.

4.8.2 Reaktör Durdurma Sistemleri (SDS#1 ve SDS#2)

Reaktörün kontrolü ve durdurulması için yavaşlatıcıya sıvı zehirler (sıvı boron ve gadolinyum) eklenir ve gerektiğinde temizleme sistemi ile yavaşlatıcıdan çekilirler. Sıvı zehir sistemi, gerektiğinde yavaşlatıcıya sıvı zehir ilavesi ile negatif reaktivite ekler. Bu sistem reaktörün hızlı durdurulmasında da kullanılır ve Reaktör Durdurma Sistemi-2 (Reactor Shutdown System, (SDS#2) olarak adlandırılır.

Reaktörü Durdurma Sistemleri (Reactor Shutdown Systems, SDS#1 ve SDS#2) Şekil 4.15'de gösterilmektedir. Bu sistemler özel güvenlik sistemleri olup tesisin normal çalışmalarında kullanılmazlar. Diğer bir deyişle, bunlar prosesler ve kontrol sistemlerindeki anahtar niteliğindeki işletim parametrelerinin önceden belirlenmiş limitlerin dışına çıkması halinde devreye girerler.



Şekil 4.15. Reaktör Durdurma Sistemleri (SDS#1 ve SDS#2) [17].

İki farklı reaktör durdurma sistemi fonksiyonel ve fiziksel olarak bir birinden bağımsız ve her biri ayrı ayrı reaktörü tamamen durduracak kapasiteye sahip olarak çalışırlar.

Reaktör Durdurma Sistemi 1 (SDS#1) kalbin üzerinde bulunan ve gerektiğinde reaktöre ithal edilen katı nötron yutucu malzemelerle yapılmış kontrol çubuklarından oluşmaktadır. Reaktör işletme parametrelerinin, reaktör operatörünün istemi dışında önceden belirlenen limitlerin dışına çıkması ve bunun sonucu olarak reaktörün aniden durdurulması (Reactor Trip) gerektiğinde, gönderilen elektrik sinyali tarafından kumanda edilerek kontrol çubuğu kumanda mekanizmasındaki elektrik

akımının kesilmesi ve elektro-mıknatıslanmanın kalkması sonucunda SDS#1 kontrol çubukları hızla reaktöre girer ve reaktörü durdururlar.

Reaktör Durdurma Sistemi 2 (SDS#2), sıvı fazındaki yüksek konsantrasyonlu, zehir diye adlandırılan güçlü nötron yutucu malzemeyi (gadolinium-nitrat) gerektiğinde reaktördeki zincirleme reaksiyonu durdurmak üzere yoğunlaştırucuya hızla enjekte eder.

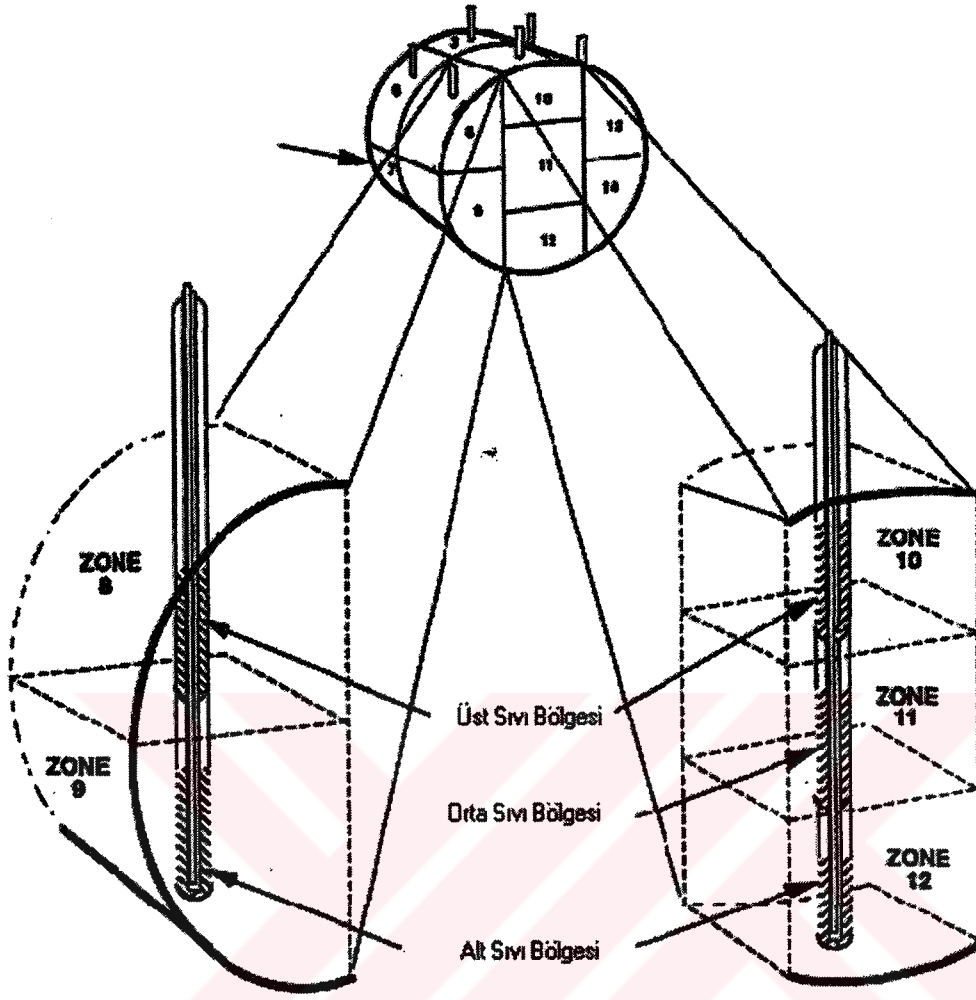
CANDU Reaktörünün istem dışı durdurulmasına (reactor trip) neden olan tipik parametreler:

- Yüksek nötron gücü,
- Logaritmik nötron gücünün değişim hızının yüksek,
- Soğutucu debisinin düşük,
- Soğutucu basıncının yüksek,
- Basınçlandırıcıda seviyenin düşük ve
- Reaktör binası basıncının yüksek olmasıdır.

4.8.3 Sıvı Bölgeleri

Reaktörde uzaysal akı dağılımını kontrol edebilmek için, kalp Şekil 4.16'da gösterildiği gibi 14 bölgeye bölünmüştür. Her bir bölgede doğan nötronun aynı bölgede fisyon yapma olasılığı yüksektir.

Her bir bölgedeki akıyı kontrol edebilmek için her bir bölge için akı ayrı ayrı ölçülmelidir. Ayrıca her bir bölgede reaktivite bağımsız olarak kontrol edilmelidir.



Şekil 4.16. CANDU Reaktöründeki Sıvı Bölgeleri [17].

CANDU reaktöründe kullanılan ağır suyun saflığı %99 dan fazladır. Yavaşlatıcıda ya da soğutucuda çok az miktarda bile hafif su bulunursa nötronların yutulmasını önemli miktarda artırır ve bu da enerji dönüşümü verimini önemli ölçüde azaltır. Ağır su yavaşlatıcılı reaktörde hafif suyun kuvvetli bir nötron yutucu olarak davranması nedeni ile hafif su etkili bir reaktivite kontrol mekanizması olarak kullanılabilir. Nötron yutucu malzemeden yapılmış kontrol çubukları girip çıktıkları bölgede nötron akı dağılımını bozarlar. Buna karşılık kalbin belirli konumlarında hafifi su bölümlerinin oluşturulması ve bu bölümlerde su seviyesinin değiştirilmesi ile yerel akı dağılımı kalbin diğer bölümlerindeki akıyı etkilemeksizin değiştirilebilir.

CANDU reaktörü kalbinde değişik miktarlarda hafif su bulunduran bu farklı bölümlerden oluşan sisteme "sıvı bölge kontrol sistemi" denir. Şekil 4.16'da 14

bölgenin 5'i oklar su seviyesini işaret etmek üzere büyütülerek gösterilmektedir. Her bir bölümünde bölümün içine ve dışına su hareketi suyun seviyesini değiştirir, suyun küçük miktarlarda giriş yada çıkışı akı dağılımını fazlaca bozmaz.

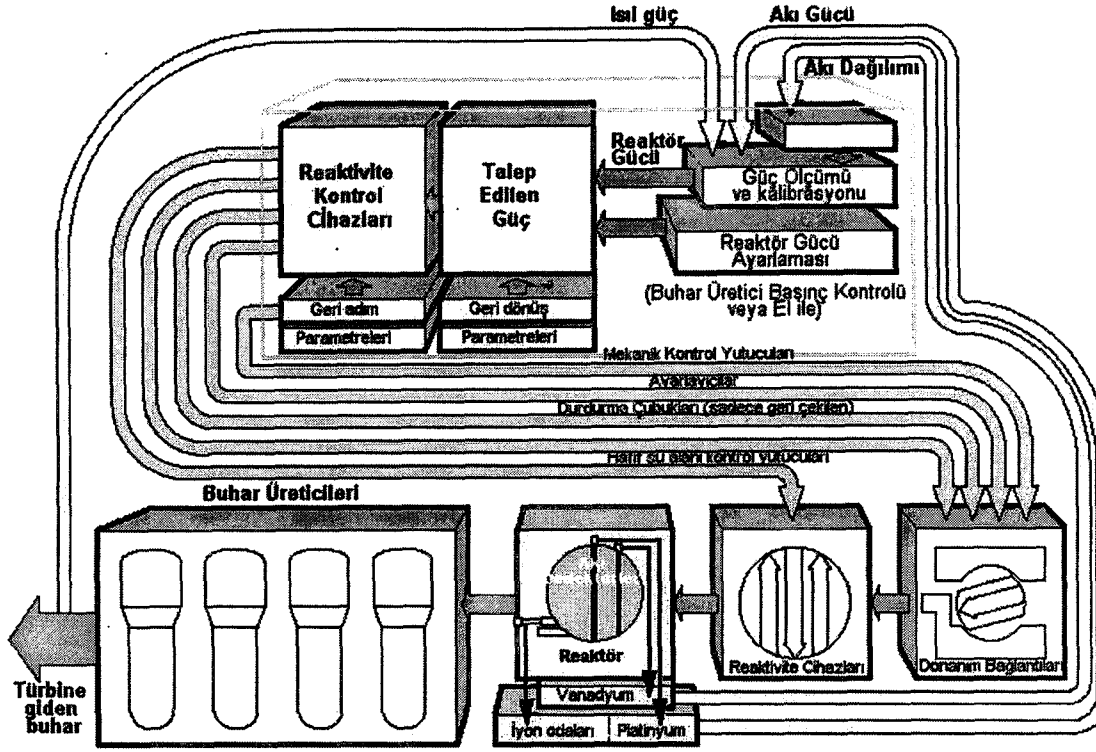
14 sıvı bölgesi, reaktör tankını eksene dik olarak düşey doğrultuda tam ortadan ikiye bölecek şekilde her bir yedişer sıvı bölgesinden oluşacak iki gruba ayrılmıştır. Buna göre sıvı bölgelerinin konfigürasyonu 1 ve 13, 2 ve 14, 3 ve 10, 4 ve 11, 5 ve 12, 6 ve 8 ile 7 ve 9'dan oluşan 7 eksenel çift olarak düşünülebilir. Her iki sıvı kontrolör ünitesinin her biri sırasıyla 3, 4, 5 ve 10, 11, 12 merkezi bölgelerini kapsar. Benzer şekilde dış bölgelerdeki dört sıvı bölge kontrol ünitesinin her biri sırasıyla 1 ve 2, 6 ve 7, 8 ve 9 ile 13 ve 14 bölgelerini kapsar

Reaktörü regüle edici sistem her bölgedeki su seviyesini kontrol eder. Eğer sıvı seviyesi artarsa reaktöre negatif reaktivite ithali olacak ve nötron akısı azalacaktır. Tüm bölgelerdeki su seviyesinin aynı miktarda artması ve azalması reaktör gücünü değiştirir. Şekil 4.16'da tüm bölgelerde su seviyesinin aynı olduğu ve bu nedenle üniform akı dağılımı elde edileceği gösterilmektedir.

Reaktör regüle edici sistem her bölgedeki su seviyesini farklı miktarlarda da değiştirebilir. Bu şekilde, nötron akı dağılımı reaktörün bütününe toplam güç seviyesi sabitken, farklı bölgelerdeki gücü farklı değerlerde değiştirilebilir.

4.8.4 Reaktörü Regüle Edici Sistemin Genel Görünümü

Reaktörü Regüle Edici Sistem (RRS) tarafından kullanılan cihazlar ve sinyalizasyon sistemi Şekil 4.17'de gösterilmektedir. Reaktörü Regüle Edici Sistem nötron akısını ve ısı güç ölçümlerini, reaktörün gerçek gücünü belirlemek üzere bir arada değerlendirmektedir. Kontrol algoritmaları, bilgisayar programlarının ölçüm sinyallerini alıp değerlendirmek ve talep edilen reaktör gücünü sıfır güç hatası ile hesaplayabilmek için hazırlanmıştır. Kontrol programları reaktivite mekanizmasının hangi oranda ve hızda değiştirileceğine karar verir.



Şekil 4.17. Reaktörü Regüle Edici Sistemin (RRS) Genel Görünümü [7].

Reaktörü Regüle Edici Sistem:

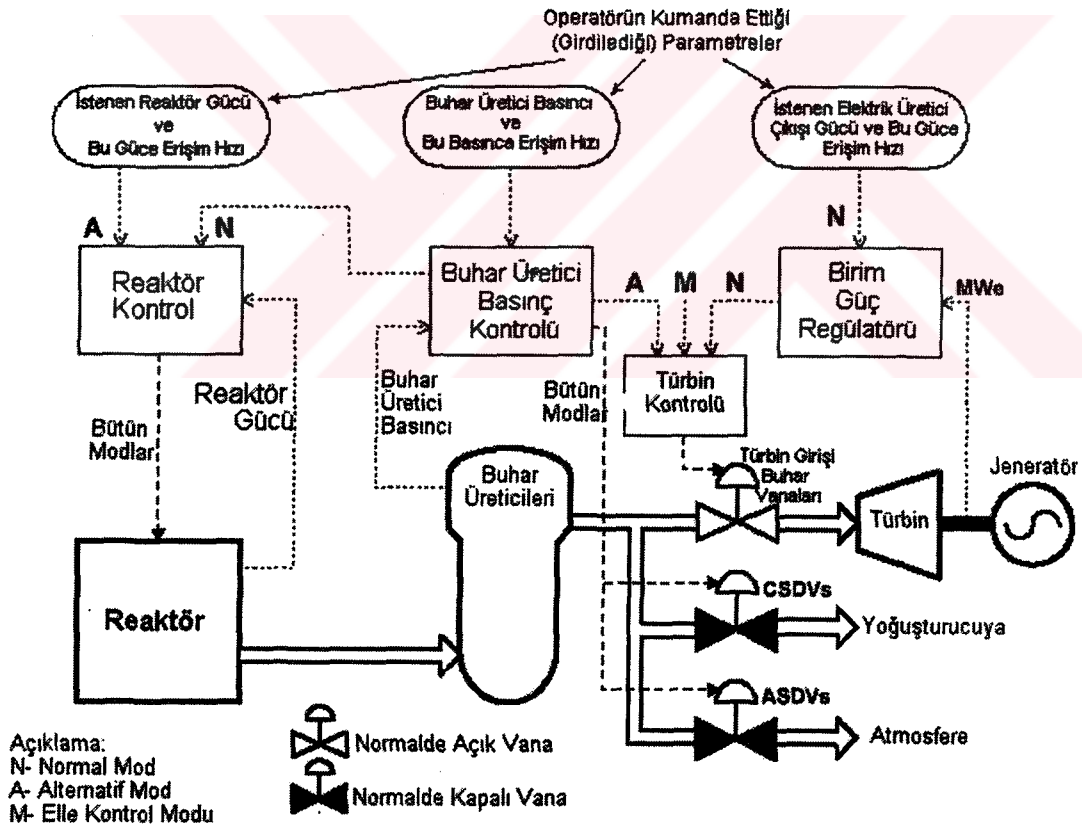
- (1) Talep edilen değere göre reaktör gücünün otomatik olarak kontrolü ve herhangi iki güç seviyesi arasında (%15 ve %100 FP) değişimi sağlamak,
- (2) Nötron akısının normal tasarlanan şekline benzer bir dağılımını sağlamak,
- (3) Reaktör kalbine reaktivite dengesi sağlamak üzere, kontrol edilen hızlarda, reaktivite araçlarının daldırılması veya çıkartılması,
- (4) Önemli tesis parametrelerinin büyük bir kısmının izlenmesi ve bu parametrelerden herhangi birinin belirlenmiş sınırlar dışında olması halinde reaktör gücünün azaltılması,
- (5) SDS#1 reaktör tripinden sonra trip kanallarının geri çekilmesini takiben reaktörden otomatik olarak durdurma çubuklarının geri çekimi fonksiyonlarını gerçekleştirmek üzere tasarlanmıştır;

Şekil 4.17'de Reaktörü Regüle Edici Sistemin ana bölümleri gösterilmektedir. Bunlar nötronik ve ısı güç ölçümlerini içeren güç ölçümleri, gerçek ve talep edilen güç

arasındaki farkın (güç hatasının) hesaplanması, güç hatasına karşı reaktivite kontrol mekanizmalarının tepkisini belirleyen kontrol algoritmaları ve Reaktörü Regüle Edici Sistemin normal çalışmasını olumsuz etkileyen hareketlerdir.

4.8.5 Birim Kontrolünün Normal ve Alternate Yöntemleri

CANDU güç tesisleri için gerçekleştirilen birim kontrol yöntemleri Şekil 4.18'de gösterilmektedir. İki temel seçenek vardır. İlki, türbinin reaktörü kumanda ettiği "NORMAL" kontrol yöntemi, ikincisi reaktörün türbini kontrol ettiği ALTERNATE kontrol yöntemidir. Üçüncü bir durum ise reaktörün ALTERNATE kontrol yöntemindeyken aynı zamanda türbinin kumandasının elle (manually) sağlanmasıdır. Bu yöntem sadece reaktörün ilk çalıştırılması ve tamamen durdurulması esnasında kullanılır.



Şekil 4.18. Birim Kontrolünün Normal ve Alternate Yöntemleri [17].

NORMAL kontrol yönteminde elektrik üreticinin hedeflenen gücü ve bu güce erişme hızı belirlenir. Birim Güç Regülatörü (Unit Power Regulator, UPR) mevcut değerden elektrik üreticiden beklenen (talep edilen, setpoint) yeni elektrik gücüne erişebilmek

için hedeflenen değerleri kullanır. Birim güç regülatörü beklenen güç ile gerçek elektrik üretici çıkış gücünü karşılaştırır ve bir fark tespit ederse türbin kontrolörüne sinyal gönderir, düzeltici hareketi sağlar. Türbin kontrolöründe türbin giriş buhar vanalarını ayarlayarak hatayı (farkı) ortadan kaldırır.

Buhar üretici basınç kontrolörü buhar üretici basıncı sürekli olarak takip eder. Basınç hatası belirlemesi durumunda beklenen reaktör gücündeki değişikliği hesaplar ve gerekli düzeltmeyi reaktörü regüle sisteminden (RRS'den) talep eder.

Reaktör regüle sistemi buhar üretici, basınç kontrolöründen gelen talebe göre yeni beklenen gücü hesaplar. Ayrıca gerçek reaktör gücü ile ayarlanmış talep edilen gücü karşılaştırır ve reaktivite mekanizmalarında değişiklikler yaparak reaktör gücündeki hatayı giderir. Reaktör gücündeki değişiklikler de sonuç olarak buhar üreticindeki basıncı değiştirir. Eğer buhar basıncı önceden belirlenen seviyenin üzerine yükselirse, buhar üretici basınç kontrolörü atmosferik buhar boşaltma vanalarını açar, eğer basınç daha da yükselirse yoğunlaştırıcıya buhar boşaltma vanaları da açılır.

ALTERNATİF kontrol yönteminde, birim operatörü reaktörün beklenen gücünü ve bu güce erişim hızı için hedefi belirler. Reaktörü regüle edici sistem bu hedeflenen değerleri kullanarak mevcut değerden yeni beklenen reaktör güç değerine değişikliğin yapılmasını sağlar. Ayrıca hedeflenen güçle gerçek reaktör gücünü karşılaştırır ve reaktivite mekanizmalarında gerekli değişiklikleri yaparak reaktör gücündeki hatayı ortadan kaldırır. Reaktör gücündeki değişiklikler de sonuç olarak yine buhar üretici basıncını değiştirir.

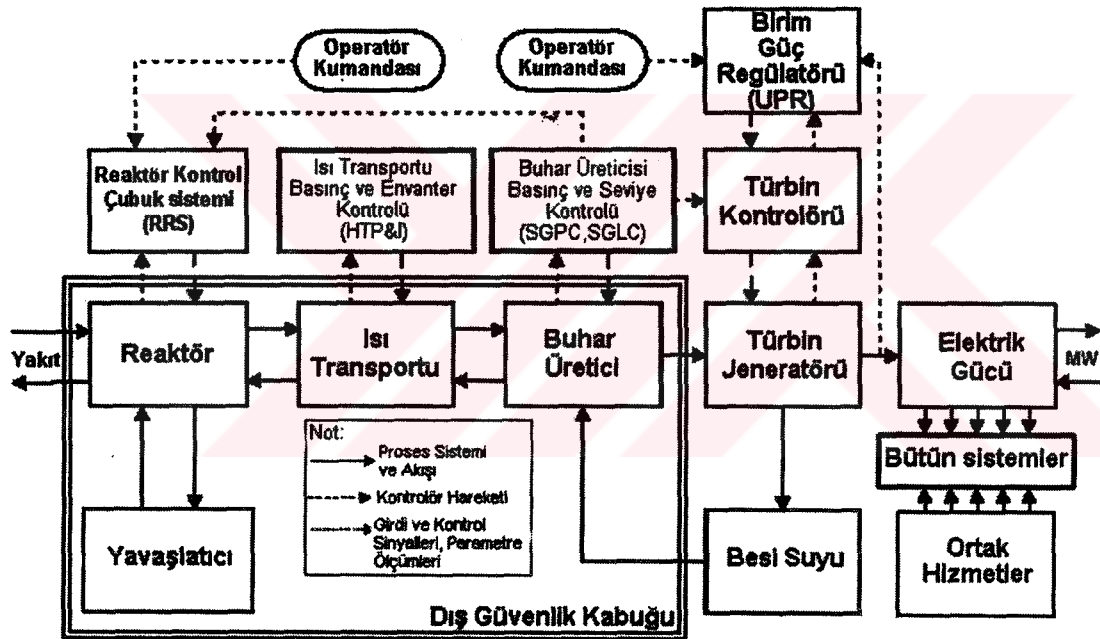
Buhar üretici basınç kontrolörü reaktörün ilk güce çıkarılması ve tamamen durdurulması koşulları dışında sabit olan buhar üretici basıncını sürekli olarak takip eder ve beklenen basınç değeri ile gerçek değeri karşılaştırır. Basınç hatası belirlemesi durumunda türbin kontrolörüne sinyal göndererek gerekli düzeltmeyi talep eder. Türbin kontrolörü türbin girişi buhar kontrol vanasını ayarlayarak hatayı ortadan kaldırır.

Sadece reaktörün ilk çalıştırılması ve tamamen durdurulması esnasında kullanılan üçüncü halde yani reaktörün ALTERNATİF kontrol yöntemindeyken aynı zamanda türbinin kontrolünün elle sağlanması halinde ise türbin kontrolörünün buhar üreticiden bağlantısı kesilir ve türbinin kumandası elle yapılır. Bu durumda da

reaktör ALTERNATİF yöntemle kumanda edilir. Buhar üretici basınç kontrolörünün bu halde türbine girişteki buhar akış vanaları üzerine etkisi yoktur. Buhar üretici basınç kontrolörünün tek kontrol hareketi ise, buhar basıncının ayarlanan değerlerin üzerine çıkması durumunda buhar boşaltma vanalarını açmasıdır.

4.8.6 Ana Proses ve Kontrol Sistemlerinin Basitleştirilmiş Blok Diyagramı

CANDU proses ve kontrol sistemlerinin buraya kadar dört farklı grupta toplanarak anlatılan ana proses sistemleri ile iki ilave önemli kontrol sisteminin normal çalışma koşulları altında birbirleriyle nasıl etkileştiği Şekil 4.19'da gösterilmektedir.



Şekil 4.19. Ana Proses & Kontrol Sistemlerinin Basitleştirilmiş Blok Diyagramı [17].

Birinci blok reaktör, yavaşlatıcı ve reaktörü regüle sistemden oluşmaktadır. Bu bloğun etkileşimleri Şekil 4.19'da gösterilmekte olup bunlar:

- Taze yakıtın reaktöre ilave edilmesi ve kullanılmış yakıtın reaktörden çıkarılması,
- Isı transport sisteminde ağır suyla reaktörde açığa çıkan enerjinin çekilmesi,

- Yakıt tankı içinde ve diğer yapısal malzemelerde gama radyasyonunun soğurulması ve hızlı nötronların yavaşlatılmasıyla açığa çıkan ısı enerjisinin yavaşlatıcı ağır suyla reaktörden çekilmesi ve yavaşlatıcının reaktöre dönmesi,
- Reaktörü regüle sisteminin reaktördeki güç seviyesini ölçmesi ve beklenen güçle karşılaştırarak reaktivite mekanizmalarına gerekli ayarlamaları yaptırması ile gerçek ve talep edilen reaktör güç düzeyleri arasındaki hatayı gidermesidir.

Ana ısı transport sistemi ile ısı transport basıncı ve envanter kontrol sisteminden oluşan ikinci bloğun Şekil 3.12'de gösterilen ana etkileşimleri;

- Reaktörde açığa çıkan enerjinin ısı transport sistemindeki soğutucu akışkana ve onun vasıtası ile buhar üreticilere transferi,
- Ana çevrimde 10-11 MPa'lık bir basıncı sürdürmekle yükümlü ısı transport basıncı ve envanter kontrol sisteminin sıcaklığın fonksiyonu olarak genişleyen soğutucu hacmi nedeniyle, ısı transport ana çevrimine sıvı eklemesi ya da eksilmesi ile reaktördeki güç düzeyinden bağımsız olarak soğutucu basıncını sabit bir değerde tutmasıdır.

Üçüncü blok; buhar üretici ve ana buhar sistemi, besı suyu sistemi ile buhar üretici basıncı ve seviyesi kontrol sistemlerinden oluşur. Bu buloğun Şekil 3.12'de gösterilen ana etkileşimleri;

- Reaktörden buhar üreticiye ısı transport sistemi ile enerji transferi,
- Buhar üreticilerden türbine buhar akışı,
- Türbinden yoğuşturucu ve besı suyu sistemi vasıtası ile buhar üreticilere yoğuşmuş buharın akışı,
- Buhar üreticilerde 4.7 MPa mertebesinde bir basıncın sürdürülmesinden sorumlu buhar üretici basınç kontrol sisteminin güç seviyesinden bağımsız olarak basıncı kontrol etmesidir. NORMAL kontrol yönteminde, basınç kontrol sistemi istenen reaktör gücünü değiştirerek basınç hatasını giderir.

ALTERNATİF kontrol yönteminde ise türbine buhar girişi vanalarının pozisyonu değiştirilerek buhar üreticide buhar basıncı sabit tutulur.

- Buhar üreticilerdeki hafif su envanterindeki değişikliklerden sorumlu olan buhar üretici seviye kontrol sistemi besı suyu akışını ayarlar.

Dördüncü blok; türbin ve elektrik üretici, türbin kontrolörü ve birim güç regülatör (UPR) sistemlerinden oluşur. Şekil 4.19'da gösterilen etkileşimleri;

- Buhar üreticilerden türbine buhar akışı,
- Türbinden besı suyu sistemine yoğunlaştırıcı vasıtası ile yoğunlaşmış buhar akışı
- Elektrik üreticiden elektrik güç sistemine (Electric Power System) elektrik enerjisi çıkışı,
- Türbin kontrol sistemi tarafından türbin ve elektrik üretici parametrelerinin takip edilmesi ve türbin kontrolöründen türbin girişı buhar kontrol vanalarına, acil durum durdurma vanalarına, atmosferik ve yoğunlaştırıcı buhar boşaltma vanalarına kontrol sinyalleri gönderme,
- Operatörden talep edilen elektrik gücü seviyesini alan ve gerçek güç çıkışı ile karşılaştıran birim güç regüle edici sistem (UPR), gerçek ve talep edilen elektrik üretici güç düzeylerini karşılaştırıp türbin kontrolörü aracılığıyla vanaları açıp kapatarak gerekli ayarlamalarla aralarındaki farkı (hatayı) giderir.

Beşinci blok elektrik güç sistemidir. Bu sistem elektrik çıkışı sistemi ve tesis elektrik dağıtım sisteminden oluşur. Ana etkileşimleri Şekil 4.19'da gösterildiği gibi,

- Elektrik üreticiden elektrik gücü dağıtım sistemine (trafoya, şebekeye) elektrik akışı,
- Enerji dönüşümünden sonra üretilen elektrik enerjisinin şebekeye aktarılması,
- Elektrik şebekesinden nükleer tesisteki sistemlere gerekli elektrik enerjisi akışı,
- Ayrıca tüm tesis sistemlerinin, tesis elektrik dağıtım sisteminden elektrik enerjisini farklı voltajlarda almasıdır

Altıncı blok ise tüm su ve pnömatik(basınçlı havalı) sistemler, haberleşme sistemleri, kimyasal ve artık işleme, malzemelerin ve cihazların taşınması ve diğer ortak hizmetlerdir (Common Services). Çalışan bir nükleer tesisteki bütün sistemler bu ortak hizmetlerle etkileşirler.



5 CANDU-9 KOMPAKT SİMÜLATÖRÜ

CANDU-9 Kompakt Sımülatörünün [17] orijinali Atomic Energy of Canada Limited (AECL) tarafından geliştirilmiş olup günümüzde CTI, Simulation Thecnologies Corporation tarafından geliştirme çalışmaları sürdürölmektedir. Bu sımülatör gerçek zamanlı sımülasyon yapmakta ve tesisin gerçekçi sinyallere (durum değışikliklerine) karşı yeterli doğrulukta dinamik cevabını oluşturmaktadır.

Bu sımülatörde kullanılan modellerin çözümlenmesi için basit bir kişisel bilgisayar yeterli olmaktadır. Tesisin ana parametreleri gerçek zamanda yüksek rezolüsyonlu bir monitörde görüntölenmektedir. Bunların sağlanabilmesi için kullanılan modeller mümkün olduğunca basit tutulmakta, buna karşılık alınan dinamik cevaplar ise yeterince gerçekçidir. İki fazlı akışta her iki fazın sıcaklık ve hızlarını aynı kabul eden homojen akış modelinin kullanılmış olması modelin basitliğine örnek olarak verilebilir.

Bu bölümde CANDU-9 Kompakt Sımülatörünün kullanımına ilişkin bilgiler özetle sunulacaktır [17, 18].

5.1 CANDU-9 Kompakt Sımülatöründe Kullanılan Terimler ve Kısaltmaları

- Initial Condition (IC) ⇒ Başlangıç Koşulu (BK)
- Full Power (FP) → Tam Güç (TG)
- Plant Overview → Tesis Genel Görünümü (TGG)
- Primary Heat Transport (PHT) → Birinci Isı Transport (BIT)
- Reactor Regulating System (RRS) → Reaktör Kontrol Çubuk Sistemi (RKÇS)
- Demanded Power Routine (DPR) → İstenen Güç Programı (İGP)

- Unit Power Regulator (UPR) → Birim Güç Regülatörü (BGR)
- Reactor Outlet Header (ROH) → Reaktör Çıkış Kollektörü (RÇK)
- Reactor Inlet Header (RIH) → Reaktör Giriş Kollektörü (RGK)
- Moisture Separator&Reheater (MSR) → Nem Ayırıcı ve Yeniden Isıtıcı (NAYI)
- Overall Unit Control (OUC) → Bütün Birimin Kontrolü (BBK)
- Condenser Steam Discharge Valves (CSDV) → Yoğuşturucuya Buhar Boşaltma

Vanaları (YBBV)

- Main Steam Stop Valves(MSV) → Ana Buhar Vanası (ABV)
- Atmospheric Steam Discharge Valves (ASDV) → Atmosferik Buhar

Boşaltma Vanaları (ABBV)

- Condensate Extraction Pump (CEP) → Çürük Buhar Pompası (ÇBP)
- High Pressure Heater (HPHX) → Yüksek Basıncılı Isıtıcı (YBI)
- Boiler Feed Pump (BFP) → Buhar Üreticisini Besleme Pompası

(BÜBP)

- Shutdown System (SDS) → Reaktör Durdurma Sistemi (RDS)

5.2 CANDU-9 Kompakt Simülatöründe Kullanılan Bazı Komutlar

- Freeze → Dondur
- Load → Yükle
- Run → Çalıştır
- Stop → Labview'i Durdur

5.3 CANDU-9 Kompakt Simülatörü Ekranında Görülen Yazıların Listesi ve İşlevi

- Labview → Ekranı görüntüyü üreten yazılımdır ve donmuşsa sayaç artmaz
- CASSIM → Simülasyon cevaplarını hesaplayan yazılımdır.
- Iterate → Belirli bir zamanda bir iterasyon yapmaya olanak sağlar.
- C → Başlangıç durumları seçilir.
- Malf → Hata ilavesi yapılabilir.
- Help → Yardım ekranı çağırılır.
- Reactor Trip → Reaktörün operatör istemi dışında, herhangi bir parametrenin limitlerin dışına çıkması ile kendiliğinden durması.
- Turbine Trip → Operatör istemi dışında türbinin kendiliğinden durması.
- Reactor Neutron Pwr (%) → Reaktör Nötron Gücü
- Reactor Thermal Pwr (%) → Reaktör Isıl Gücü
- Generator Output (%) → Jeneratör Çıkış Gücü
- Main Steam Header Pressure → Ana Buhar Kollektör Basıncı (kPa)
- Steam Generator Level → Buhar Üretici Seviyesi (m)
- Neutron Power (%) → Nötronik Güç (%)
- Neutron Power Rate (%/sec) → Nötronik Gücün Değişim Hızı (%/s)
- YAVAŞLATICI → Yavaşlatıcı sistemi simüle edilmemiştir
- Average Zone Level → Sıvı Bölgelerinin Ortalama Seviyesi
- Boiler → Buhar Üretici

İ.C. YÜKSEKÖĞRETİM KURULU
DOKÜMENTASYON MERKEZİ

- Steam Flow (kg/s) → Buhar Debisi (kg/s)
- Steam Pressure (kPa) → Buhar Basıncı (kPa)
- Steam Temperature (°C) → Buhar Sıcaklığı (°C)

5.4 CANDU-9 Kompakt Simülatörünü Çalıştırma

- Çalıştırmak için önce “CANDU-9” programını seç ve tıkla.
- Açılan ekranda herhangi bir yeri tıkla.
- Tam Güç Başlangıç Koşulu (Full Power IC) için “OK” tuşunu tıkla.
- Simülatör Tesis Genel Görünümü (Plant Overview) sayfasını %100 tam başlangıç gücüne göre bütün parametreleriyle gösterecektir.
- Sağ alt köşedeki “RUN” tuşuna basıp simülatörü çalıştır.

5.5 CANDU 9 Kompakt Simülatörünü Başlangıç Durumuna Getirmek

Saklanmış olan başlangıç koşuluna herhangi bir anda dönmek istendiğinde aşağıdaki işlemleri yapmak gerekir:

- Simülatörü dondur (Freeze tuşuna tıkla yani model programların çalışmasını durdur).
- Başlangıç koşulunu (IC`yi) tıkla.
- Başlangıç koşulunu yükle (Load IC`ye tıkla).
- %100 tam güç başlangıç koşulu için “FP_100.IC” seçeneğine tıkla.
- C:\AECL_P2\FP_100.IC`yi yüklemek için sırasıyla “OK”, “YES” ve “Return” tuşlarına bas.
- Simülatörün çalışmasını başlatmak için RUN tuşunu tıkla.

5.6 CANDU 9 Kompakt Simülatöründe Görülen Ekranların Listesi

1-) Tesis Genel Görünümü	(Plant Overview)
2-) Reaktörü Durdurma Kontrol Çubukları	(Shutdown Rods)
3-) Reaktivite Kontrolü	(Reactivity Control)
4-) Birinci Isı Transport (BIT) Ana Çevrimi	(PHT Main Circuit)
5-) BIT Besleme ve Çekme	(PHT Feed & Bleed)
6-) BIT Envanter Kontrolü	(PHT Inventory Control)
7-) BIT Basınç Kontrolü	(PHT Pressure Control)
8-) Çekme Yoğuşturucu Kontrolü	(Bleed Condenser Control)
9-) Buhar Üretici Besleme Pompası	(Steam Generator Feed Pumps)
10-) Buhar Üretici Seviye Kontrolü	(Steam Generator Level Control)
11-) Jeneratör Seviye Eğilimleri	(Generator Level Trends)
12-) Buhar Üretici Seviyesi Elle Kontrolü	(SG Level Manual Ctrl)
13-) Çekilen Ara Buhar	(Extraction Steam)
14-) Türbin Jeneratörü	(Turbine Generator)
15-) Reaktörü Regüle Sistemi (RRS) / İstenen Güç Programı (İGP)	(RRS / DPR)
16-) Birim Güç Regülatörü (BGR)	(UPR)

5.7 CANDU 9 Kompakt Simülatörü Ekranındaki Görüntülerin Ortak Özellikleri

CANDU-9 Kompakt Simülatörü 16 etkileşimli ekrandan oluşmuştur. Bütün ekranlarda görüntülerin altında ve üstünde aşağıda özetlenen aynı bilgiler vardır:

- Sayfanın üst kısmı, operatör faaliyeti gerektiren tesis parametrelerinde önemli durum değişikliklerini gösteren 21 tane tesis alarmını ve anonsunu bulundurmaktadır.
- Herbir alarm kendisini oluşturan ya da düzeltme işlemleri gerektiren sistemin bir parçası olarak göz önüne alınmaktadır.
- Sağ üst köşe simülatörün durumunu gösterir.
 - ⇒ Labview yazısının altındaki pencerede ekranın çalıştığında sürekli artan bir sayaç vardır. Labview donmuşsa sayaç artmaz.
 - ⇒ CASSIM yazan pencere simülatör donduğunda yeşil renk alır ve altındaki sayaçta okunan değer artmaz. Sayaçta okunan değer sadece simülatör çalıştığında yani CASSIM penceresi kırmızı renkliken artar.
- Labview'i durdurmak için sol üst köşedeki "Stop" tuşuna, yeniden çalıştırmak için "⇒" tuşuna bir kere tıklanır.
- Simülasyonu başlatmak için sağ alt köşedeki "Run" tuşuna, durdurmak için "Freeze" tuşuna tıklanır.
- Ekranın alt kısmı önemli tesis parametrelerini göstermektedir. Bunlar;
 - ⇒ Reaktör Nötronik Gücü (%)
 - ⇒ Reaktör Isıl Gücü (%)
 - ⇒ Jeneratör Çıkış Gücü (%)
 - ⇒ Ana Buhar Kollektör Basıncı (kPa)
 - ⇒ Buhar Üretici Seviyesi (m)
 - ⇒ TBK (OUC) Modu ('Normal' ya da 'Seçenekli (Alternate)')
- Sol alt köşe aşağıdaki iki önemli tesis olayının başlamasına izin verir.
 - ⇒ Reaktör Trip,

⇒ Türbin Trip.

- Trip tuşları üstündeki kutu, seçili olan ekranın hangisi olduğunu gösterir ve ekran seçmeye olanak sağlar.
- Sağ alttaki diğer tuşlar ise;
 - ⇒ “Iterate” tuşu belirli bir zamanda bir iterasyon yapmaya olanak sağlar,
 - ⇒ “IC” tuşu ile başlangıç durumları seçilebilir,
 - ⇒ “Malf” tuşu ile hata ilavesi yapılabilir,
 - ⇒ “Help” tuşu ile yardım ekranı çağırılır.



5.8 CANDU 9 Kompakt Simülatörü Ekranındaki Sayfalar

Simülatör programında bulunan ve simülatörü kullanırken yararlanılacak 16 farklı ekran sırasıyla tanıtılmaktadır.

5.8.1 Tesis Genel Görünümü (Plant Overview) Sayfası

Ekrandaki bu sayfa ana tesis sistemini ve parametrelerini bir çizgi diyagramla göstermektedir. Bu sayfadan hiçbir parametre (input) girdilenemez. Bu sayfada görüntülenen sistem ve parametreler sol alt köşeden başlayarak sırası ile aşağıdaki gibidir:

- Yavaşlatıcı sistemi simüle edilmemiştir.
- Reaktör, 6 gecikmiş nötron öncüsü gruplu bir nokta kinetik modelidir. Artık ısı modeli (decay heat model) ise 3 grup yaklaşımlı bir modeli kullanır. Reaktivite hesaplamaları reaktivite kontrolü ve güvenlik cihazlarını, Xenon ile kanaldaki boşluk ve güç seviyesi değişimlerini içerir. Ekranda gösterilen parametreler;
 - ⇒ Sıvı Bölgelerinin Ortalama Seviyesi Average Zone Level (% tam),
 - ⇒ Nötronik Güç (Neutron Power) (% tam güç),
 - ⇒ Nötronik Güç Değişim Hızı (Neutron Power Rate) (%/s).
- Isı Transportu ana çevrimi, basınç ve envanter kontrol sistemleri Tesis Genel Görünüm ekranında tek bir çevrimle gösterilmiştir. Ek ayrıntılar sonraki sayfalarda gösterilmiştir. Gösterilen Parametreler ;
 - ⇒ Reaktör Çıkış ve Giriş Kollektörleri ortalama sıcaklığı (°C) ve basıncı (kPa).
 - ⇒ Basınçlandırıcı seviyesi (m) ve basınç (kPa); D₂O biriktirme tankı seviyesi
- Dört Buhar Üretici birer birer modellenmiş, sadece seviye ölçümleri ayrı ayrı gösterilmekte, akışkan basınçları ve sıcaklıkları ise ortalama değerlerle gösterilmektedir.

- Burada gösterilen parametreler;

⇒ Buhar Üretici 1, 2, 3, 4 Seviyesi (m)

⇒ Buhar Debisi (kg/s)

⇒ Buhar Basıncı (kPa)

⇒ Buhar Sıcaklığı (°C)

⇒ Nem Ayırıcı ve Yeniden Isıtıcı (MSR) çıkışındaki su debisi (kg/s)

⇒ Kontrol vanalarının durumu renkleri ile gösterilir: kırmızı “açık”, yeşil ise “kapalı” demektir. Buhar sisteminde gösterilen vanalar ;

- Ana Buhar Vanası (MSV) sadece durum belirtir.

- Yoğuşturucuya Buhar Boşaltma Vanaları (CSDV) durumu ve açıklık oranı %

- Atmosferik Buhar Boşaltma Vanaları (ASDV) durumu ve açıklık oranı %

- Jeneratör Gücü (MW) türbine giren buhar debisinden hesaplanır.
- Yoğuşturucu ve Çürük Buhar Pompası (CEP) simüle edilmemiştir.
- Besleme suyu sistemi simülasyonu çok basitleştirilmiştir. Bununla ilgili tesis genel görünüm sayfasında bulunan parametreler ;

⇒ Buhar üreticisine giren toplam besleme suyu debisi (kg/s)

⇒ Yüksek Basınç Isıtıcısından sonraki ortalama besleme suyu sıcaklığı.(HPHX)

⇒ Buhar Üreticisini Besleme Pompasının (BFP) durumu; Herhangi bir pompa çalışıyorsa kırmızı, bütün pompalar kapalıysa yeşil renktedir.

Bu sayfada bulunan 6 grafik şu parametreleri göstermektedir ;

⇒ Reaktör Nötronik Gücü ve Reaktör Isıl Gücü (% 0-100)

⇒ Türbin Gücü (% 0-100)

⇒ Buhar Üretici Seviyeleri – gerçek ve ayarlanan (m)

⇒ Ana Buhar Kollektör basıncı (kPa)

⇒ Basınçlandırıcı ve Reaktör Çıkış Kollektör (ROH) (ortalama) basıncı (kPa)

⇒ Basınçlandırıcı Seviyesi – Gerçek ve ayarlanan

- Simülatör çalıştırıldığında bütün parametreler sürekli hesaplanmakta ve hesaplanan değerler ekrandan takip edilerek giriş parametrelerinde değişiklik yapılabilir.

5.8.2 Reaktörü Durdurma Kontrol Çubukları (Shutdown Rods) Sayfası

Bu ekran reaktör operasyonu ile ilgili her bir cihazın ve fiziksel olayın reaktiviteye katkısı ile SDS#1'in durumunu gösterir.

- Her iki SDS#1 Reaktörü Durdurma Kontrol çubuk gruplarının durumu, onların normal pozisyonlarına (tamamen yukarı çekilmiş) kıyasla gösterilmektedir.
- Reactor Trip durumu yeşil renkle “Hayır” sarı renkle “Evet” ile gösterilmiştir. Trip burada iptal edilebilir. (RRS / DRR sayfasında olduğu gibi).
- RRS Reaktörü Durdurma Kontrol Çubuklarını çekmeye başlamadan önce SDS#1 RESET tuşu aktif hale getirilmesine dikkat edilmelidir.
- %100 Tam Güç (FP) sürekli halden her bir cihaz ve parametrenin başlangıç reaktivite değişimi ve onun potansiyel değişim aralığı gösterilmektedir.
- ⇒ Reaktivitenin ölçülebilen bir parametre olduğuna dikkat edilmelidir, bir simülatörün ekranında gösterilebilir ancak gerçekte böyle bir parametre yoktur.
- ⇒ Reaktör kritik olduğu zaman toplam reaktivitenin sıfır olması gerektiğine de dikkat edilmelidir.

5.8.3 Reaktivite Kontrolü (Reactivity Control) Sayfası

Bu ekran Limit Kontrol Diyagramını ve RRS kontrolü altındaki 3 reaktivite kontrol cihazının durumunu göstermektedir.

- Limit Kontrol Diyagramı işletme noktasını (Operating Point) güç hatası ve Sıvı bölgeleri ortalama seviyesi terimleri ile görüntüler.

$$\text{GÜÇ HATASI} = \text{GERÇEK GÜÇ} - \text{TALEP EDİLEN GÜÇ}$$

⇒ Eğer güç hatası negatif ise; daha çok pozitif reaktiviteye ihtiyaç vardır. Bunun için sıvı bölgeleri ortalama seviyesi azaltılır. Bu yeterli gelmezse yutucu çubuklar ve ayar çubukları reaktör tarafından yukarı çekilir.

⇒ Eğer güç hatası pozitif ise; negatif reaktiviteye ihtiyaç vardır. Bunun için sıvı bölgeleri ortalama seviyesi yükseltilir ve bu yeterli gelmezse soğurucu çubuklar ve ayar çubukları reaktöre sokulur.

⇒ Güç hatası hesaplaması, gerçek ve talep edilen güçlerin arasındaki değişim hızları ve büyüklükleri arasındaki farkların, her birinin bir kontrolör sabitiyle çarpılmasını içerir.

- Yutucular normalde kalbin dışında tutulurlar ve gerektiğinde 2 ayrı grup halinde hareket ederler. Eğer “AUTO” seçilmişse RRS tarafından hareket ettirilir. MANUEL seçilirse elle kontrol edebilir.
- Reaktör gücü herhangi bir kontrol yutucusu kalbin tamamen dışında değilse %80 Tam Gücün (FP) üzerini aşmamalıdır.
- Ayar çubukları 8 ayrı grup halinde hareket ederler ve normalde tamamen kalbin içine sokulurlar. AUTO seçilirse RRS kontrol eder. Tamamen reaktöre ithal edilmemiş olan her bir ayar çubuğu tam gücün %5'i kadar maksimum reaktör gücünü azaltacak kapasiteye sahiptir.
- Sıvı bölgeleri sistemi simülatörün modelinde basitleştirilmiştir ve 14 sıvı bölgesinin tümü simülatörde sadece bir bölümde gösterilmektedir. Sıvı bölgeleri ortalama seviyesi, su çıkış ve giriş debileri görüntülenir.

- Yutucu ve ayar hızlarında gösterilmektedir ancak buradan kontrol edilemezler.

5.8.4 Birinci Isı Transport Sistemi Ana Çevrimi (PHTS) Sayfası

Bu ekranda basitleştirilmiş olarak reaktörde açığa çıkan enerjinin transfer edildiği soğutucunun (ağır suyun) dolaştığı ve ısının buhar üreticinde ikinci çevrime transfer edildiği Birinci Isı Transport çevrimi sistemi gösterilmektedir. 480 yakıt kanalı yerine sadece dört tanesi ekranda yer almaktadır.

Reaktördeki 1 numaralı yakıt kanalından başlayarak ve soğutucu akışkanın akış yönünü takip ederek gösterilen sistem parçaları ve parametreleri şunlardır;

- Ortalama kanal akış sıcaklığı (°C)
- Reaktör Çıkış Kollektörü 2 (ROH2), (Not: ROH2 basıncı ve sıcaklığı reaktörün altındaki kutuda gösterilmektedir).
- Buhar üretici 2 (SG2)
- P2 (Başlatma, durdurma ve başlangıç koşullarına getirme yani resetleme seçenekleri bulunur).
- P2'nin dışındaki basınç (kPa) ve sıcaklık (°C)
- Reaktör Giriş Kollektörü 2 (RIH2), (Not: RIH2 basıncı ve sıcaklığı reaktörün altındaki kutuda gösterilmektedir).
- Yakıt Kanalı 2
- Ortalama kanal çıkış sıcaklığı (°C)
- Reaktör Çıkış Kollektörü 1 (ROH1, reaktörün üstündeki kutuda gösterilmektedir).
- Buhar üretici 1 (SG1) çevrimi
- Ana çevrimdeki besi suyu debisi (kg/s)

- P1 (başlat, durdur ve başlangıç koşullarına getirme yani resetleme seçenekleri)
- P1' in dışındaki basınç (kPa) ve sıcaklık (°C)
- Reaktör Giriş Kollektörü 1 (RIH1,not: RIH1 basınç ve sıcaklığı reaktörün üstündeki kutuda gösterilmektedir).
- Bir (1) numaralı yakıt kanalına dönen akış,

Bu çevrimdeki besi akışı (kg/s) hariç aynı donanım ve parametreler ekranın altında yer alan çevrimde gösterilmektedir.

5.8.5 Birinci Isı Transport Sistemi Besleme ve Çekme Sayfası

Bu ekran Isı Transport basınç kontrol sistemini göstermekte olup basınçlandırıcı, çekme (yoğuşmayan gazlardan arıtıcı) yoğuşturucu, aşırı basıncı düşürücü, besleme ve çekme çevrimleri ile D₂O depolama tankını içerir.

- Sol alt köşedeki depolama tankının seviyesi metre birimiyle gösterilmektedir. Bu tank akışı ve besleme (basınçlandırma) pompaları P₁ ve P₂ için gerekli akışkanı ve emme basıncını sağlar: Normalde tek bir pompa çalışmaktadır. Pop-up menu başlatma, durdurma ve resetleme operasyonlarına izin verir.

Besi akışının;

- Kütleli debisi (kg/s) ve sıcaklığı (°C) birimleri ile gösterilmiştir. Akışkanın bir kısmı sprey halinde püskürtülerek soğutmayı sağlamak için (CV14 vasıtası ile, kg/s) ve çekme yoğuşturucusuna (Bleed Condenser) gider. Reflux akışıyla, besi kontrol vanası CV12 'deki besi geri dönmesi ile, besi akışı ara dolaşım arasındaki emisyon ara devresine gitmeden önce, besi izolasyon vanası MV18' den geçer.

- Saat yönünün tersinde ilerlerken ROH#1'in basınç ve sıcaklığı gösterilmektedir.

- Normal olarak akış, akış kolektöründen, MV1 aracılığı ile basınçlandırıcı ile gerçekleşir. (MV1 basınçlandırıcının dışındaki akışı gösteren negatif bir akışkan)Aşırı ısı transport kollektör basıncı durumunda takviye vanası CV20 açılır ve

akışkanı çekme yoğuşturucusuna boşaltır. Basınçlandırıcı basıncı (kPa), sıcaklık (C) ve seviye (m) birimleri ile gösterilmektedir.

- Basınçlandırıcıdaki basınç; basınç düşüyorsa ısıtıcılarla, basınç çok yüksekse buhar boşaltma vanaları CV22 ve CV23 ile kontrol edilmektedir.

- Çekme yoğuşturucusundan dışarı akış MV9, çekme yoğuşturucusu ve saflaştırma devresindeki çekme yoğuşturucusu (seviye kontrol vanası) CV15 aracılığı ile gerçekleşir. Saflaştırma devresindeki sıcaklık (°C) ve debi (kg/s) birimleri ile gösterilmektedir.

- Çekme yoğuşturucusu basıncının takviyesi RV1 yolu ile sağlanır.

- Çekme yoğuşturucusu için gösterilen parametreler; basınç, sıcaklık ve seviye (m)'dir.

- Ana devre 3. pompasından çekme akışı çekme kontrol vanaları CV5, CV6 ve MV8 yolu ile sağlanmaktadır.

- Besleme yoğuşturucusu kısa devresi (by pass) MV7 yolu ile yapılmaktadır.

- Basınçlandırıcı yolu ile Isı Transport basınç kontrolü normal moddadır. PHT popup menüsü yardımı ile SOLID modu seçilebilir.

- Basınçlandırıcı, seviye ayarlaması ve ROH basıncı ayarlaması da gösterilmektedir.

5.8.6 Birinci Isı Transport Sistemi Envanter Kontrolü Sayfası

Ana ısı tranportu çevrimindeki envanteri kontrol etme ile ilgili parametreler bu ekranda gösterilmektedir. Operasyonun hem NORMAL hem de SOLID modları seçilebilir.

Envanter kontrolünün Normal modda basınçlandırıcı seviyesinin kontrolü ile sağlanmakta olduğuna dikkat edilmelidir. Solid modda ise besleme ve çekme vanaları yardımı ile Ana Isı Transport çevriminin basıncını kontrol yöntemine dayanmaktadır.

- Normalde, basınçlandırıcı bilgisayarla kontrol edilir. Bu kontrol ayarının reaktör gücünün bir fonksiyonu olarak öngörülen bir değere ve beklenen küçülme ve büyümenin bunlara karşılık gelen sıcaklık değişimleri sonucu ortaya çıkması ile gerçekleşir. Seviye kontrolü elle kontrol durumuna getirilebilir ve böylece ayarlama işlemi elle kontrol edilebilir. Çekme akışının saflandırıcı sisteme düzenli akışını sağlayan öngörülen değerle çekme ve besi miktarı kontrol edilmektedir.

- Akış, ekranda BIAS ile gösterilen değeri değiştirmekle ayarlanabilir. Besleme ve çekme vanaları normalde otomatik kontrol durumundadır. Fakat popup menü ile elle kontrol durumuna dönüştürülebilir.

- SOLID Modda Reaktör Çıkış Kollektörü basıncı popup menü yardımı ile elle kontrol edilebilir.

5.8.7 Birinci Isı Transport Sistemi Basınç Kontrolü Sayfası

Bu ekran PHT basınç kontrol modu, Solid modda ROH basınç kontrolü seçimi açısından bir önceki ekrana benzer. Farklılık basınçlandırıcı basıncının kontrolünde ortaya çıkmaktadır.

- 6 ısıtıcı ve değişken ısıtıcı (#1) modulasyonu normalde otomatik moddadır. Diğer 5 ısıtıcı ya açık (ON) ya da kapalı (OFF) durumunda ve otomatik kontrol altındadır. Popup menü yardımı ile elle kontrol opsiyonu seçilebilir ve her bir ısıtıcı için kontrol edilmektedir. Bunların hepsi normalde otomatik moddadır. Fakat popup menü yardımı ile elle kontrol seçilmişse vanaların açılmasını manuel olarak sağlanmaktadır.

5.8.8 Çekme Yoğuşurucu Kontrolü Sayfası

Çekme yoğuşurucu basıncını ve seviyesini kontrol etmek için gerekli olan parametreler bu ekranda gösterilmektedir.

- Basınç kontrolü normalde reflux akışını değiştirerek yapılır ve eğer reflux akışı basınç kontrolünü sürdürmek için yeterli değilse, SPRAY akışı değişimi ile basınç kontrolü sağlanmaktadır.

Operasyon modunda bu seçimin yapılabilmesi için çekme yoğunlaştırucu basınç ayarlanması istenen değeri olarak belirtilen, (the setpoint of reflux) vana, sprey vanası için çekme yoğunlaştırucusu basıncı ayarlanması istenen değerden daha düşük bir değere getirilir.

Her iki vanada normalde otomatik kumanda edilir. Ancak elle kumanda etmekte popup menü yardımı ile mümkündür.

- Seviye kontrolü normalde belirli ayarlanması istenen değer için otomatik kontrol modundadır. Bununla birlikte eğer soğutucu sıcaklığı önceden ayarlanmış olan (68 °C) değerini aşarsa, kontrol modu sıcaklık kontrol moduna döner.(buda iyon değiştirici reçiresini korumak için açma vanasını kontrol eder, yani sınırlar)

- Seviye kontrol vanası; vanaların direk kontrolü için manuel olarak konumlandırılabilir.

5.8.9 Buhar Üretici Besi Pompası Sayfası

Bu ekran; Yoğuşmayan Gazları Ayrıştırıcıyı, buhar üretici besleme pompasını, yüksek basınç ısıtıcıları ve birleştirme vanalarını, buhar jeneratörü seviye kontrol vanalarına giden yüksek basınç ısıtıcı çıkışı verileri ile birlikte içeren besi suyu sisteminin bir parçasını göstermektedir.

Sayfada gösterilen parametreler;

- Yoğuşmayan Gazları Ayrıştırıcı (Deaerator) seviyesi (m)
- Buhar üretici besi pompası emme kollektör basıncı (kPa)
- Buhar üretici besi suyu pompası giriş ana vanaları (MV63+MV68), çıkış vanaları (MV13+MV18'e) ve bunların açılıp kapanmasına izin veren popup menü bağlantısı
- Ana buhar üretici besi pompaları (P₁, P₄) ve yardımcı buhar üretici besi pompaları (P₁ P₂) ve bunların kontrol seçenekleri bağlantısını içeren popup menüleri

- Geri dönüşüm akış kontrol vanaları FCV153, 253, 353, 4.5, 653; Basınç kontrol vanaları PCU555, 656 ve otomatik veya elle kontrol parametreleri ayarını birleştiren popup menüleri
- Yüksek basınç ısıtıcıları HX5A ve HX5B ve birinin ya da ikisinin de çalışır olması seçimini yapabileceğimiz popup menüleri
- Yüksek basınçlı (HP) ısıtıcı izolasyon ana vanaları MV29 dan MV32 ye kadar ve açma kapama kontrolü için popup menüleri
- Yüksek basınçlı (HP) ısıtıcılara giriş ve çıkış basınçları (kPa)
- Buhar üretici seviye kontrol vanalarına akan giriş kollektörü (kg/s)

5.8.10 Buhar Üretici Seviye Kontrol Sayfası

Bu ekran 4 buhar üreticinin her birini ve yardımcı seviye kontrol vanalarını göstermektedir. Buhar üretici 1 için açıklanan ve ekranın tepesinden başlayan parametrelerin aynısı 2.,3. ve 4. buhar üreticileri içinde geçerlidir. Bu parametreler;

- Buhar üretici debisi (kg/s)
- Buhar üretici seviyesi (m)
- Geri ısıtıcı debisi (kg/s)
- Besi suyu debisi
- Büyük seviye kontrol vanası (LCV 103) durdurma ve açma (%)
- Büyük seviye kontrol izolasyonu motorlu vanası MV53`ün otomatik veya elle kontrol popup menüsü
- Büyük seviye kontrol vanası LCV 101 durdurma ve açma (%)
- Büyük seviye kontrol izolasyonu motorlu vanası MV45`ün otomatik veya elle kontrol popup menüsü

- Küçük seviye kontrol vanası LCV 102 durdurma ve açma (%)
- Küçük seviye kontrol izolasyon vanası MV49 durdurma ve açma (%)
- Buhar Üretici 1 seviye kontrol (SG1 SGLC) popup menüsü
- Buhar üretici için seviye kontrolü ayarlanması istenen değeri (SGLC SP) seçimi popup menüsü,

Her dört buhar üretici için toplam buhar debisi (kg/s) ve toplam besi suyu debisi sol alt köşede gösterilmektedir.

5.8.11 Buhar Üretici Seviye Trendleri Sayfası

Bu ekranda gerçek seviye, alarm, kontrol ve trip noktalarını içeren buhar üretici seviyesi gösterilmektedir. Bu noktalar;

- TT = Türbin trip
- HA = Yüksek basınçlı buhar üretici seviye alarmı
- CP = Kontrol noktası,
- VT = Vana transfer noktası,
- LA = Düşük basınçlı buhar üretici seviye alarmı
- SB = Reaktörü daha önceki ayarlanan değerlere getirme (SetBack)
- SDS1 = Reaktörü durdurma sistemi 1 tripi
- SDS2 = Reaktörü durdurma sistemi 2 tripi

5.8.12 Buhar Üretici Seviyesi Elle Kontrolü Sayfası

Bu ekran dört buhar üreticisinin de seviyelerinin elle kontrolüne olanak sağlar. Bütün buhar üreticileri için çalışma şekli aynı olduğu için sadece bir buhar üretici SG1 açıklanmaktadır.

- Normal çalışma şartlarında bütün seviye kontrol vanaları DCC kontrolünün altındadır. Tam güçte normalde bir büyük vana (örneğin, %100 tam güç kararlı durumda birinci buhar üretici için LCV103 vanası) kontrol altında, diğer büyük ve küçük vanalar kapalıdır.
- DCC kontrolü altındayken elle kumanda ile çıkış (MANO/P) istasyonu DCC sinyallerini izler.
- Kontrolü DCC'den elle kumandaya çevirerek vananın durumu operatörün doğrudan kontrolüne geçer.
- Küçük vanalar için, DCC'den otomatik kumandaya dönüş kontrol eden kişinin ayarlamalar yapmasına imkan tanır ve vana kontrolü DCC'den elle ya da otomatik kumandaya tekrar dönüştürülmelidir.

5.8.13 Ara Buhar Çekme (Extraction) Sayfası

Bu ekran ana buhar sisteminden Yoğuşmayan Gazlardan Arıtıcıya ve yüksek basınç (HP) ısıtıcılara çekilen buharı ve ayrıca türbine gönderilen buhar akışlarını göstermektedir.

Bu sayfada gösterilen parametreler;

- Ana buhar kollektör basıncı (MPa)
- Türbine giden buhar debisi (kg/s)
- Ana buhar kollektöründen Yoğuşmayan Gazları Arıtıcıya giden buhar debisi (kg/s)
- Yoğuşmayan Gazları Arıtıcıya çekilen ara buhar debisi (kg/s)
- HP (yüksek basınç) ısıtıcılarına çekilen ara buhar debisi (kg/s)
- Yoğuşmayan Gazları Arıtıcı seviyesi
- Yoğuşmayan Gazları Arıtıcı basıncı

- Motorlu ve acil durum durdurma vanası (MSV) için vana durumu ve HP türbin kontrol veya ana vana durumu.
- MV1, 2 ve 3 motorlu vanalarının elle kontrolünü sağlamak için vana durum ve popup menüsü
- Otomatik / Elle kumanda seçimi ve kontrolörün parametre ayarlayabilmesi için vana durum ve popup menüsü.

5.8.14 Türbin Jeneratörü Sayfası

Bu sayfa türbin ve jeneratörle ilgili ana parametre ve kontrolleri göstermektedir. Gösterilen parametreler;

- Buhar üretici 1,2,3 ve 4 seviyeleri (m)
- Ana buhar güvenlik vanası durumu (MSSV)
- Atmosferik buhar boşaltma vanaları (ASVD) ve yoğuşturucuya buhar boşaltma vanalarının (CSDV) açma ve akış durumu ve debileri
- Türbine giden buhar debisi (kg/s)
- Türbin girişi kontrol vanası açıklık oranı (% açık)
- Jeneratör çıkışı (MW)
- Türbin / Jeneratör dönme (rotasyon) hızı (devir/dakika, rpm)
- Jeneratör kırılması tripi durumu
- Türbin tripi durumu
- Türbin kontrol durumu
- Gösterilen bütün trend görüntüleri kendi açıklama sistemi ile beraber gösterilmiştir.

Aşağıdaki popup menüler;

- Türbin Runback; "accept" seçildiği zaman geri dönüş için hedeflenen değeri (%) ve hızını (%/s) ayarlar.
- Türbin trip durumu; trip ya da yeniden başlat ,
- ASDV ve CSDV otomatik /elle kumandalı kontrol, otomatik seçim

5.8.15 Reaktörü Regüle Edici Sistem / İstenen Güç Programı (RRR/DPR) Sayfası

Bu ekran, Reaktörü Regüle Edici Sistem (RRS) kontrolü altındayken yani alternate modundayken, reaktör gücü için ayarlanana değeri ve hızının kontrolünne olanak sağlar. RRS operasyonuna anahtar olan parametrelerin bir çoğu bu sayfada gösterilmektedir.

Reaktör kontrolünün durumu, işaretlenmiş dört blok (MODE, SETBACK, STEPBACK, ve TRIP) ile gösterilmiştir. Normalde renkleri yeşildir fakat anormal bir durumda sarıya dönüşür.

- MODE, reaktörün normal mi yoksa değişimli (alternate) kontrol altında mı olduğunu gösterir. Bu durum burada da değiştirilebilir.
- SETBACK durumu, Evet ya da Hayır ile gösterilir. Setback, RRS tarafından verilmiş olan koşullarda otomatik olarak başlatılır fakat operatörün manuel bir setback başlatmak zorunda olduğu durumlarda, hedef değer (%) ve hız (%/s) bilgisayara girdi olarak verilmelidir. Simülatörün bu sayfası buna olanak tanır.
- Trip durumu, Evet ya da Hayır ile gösterilir. Trip, kapatma sistemleri ile başlatılır. Eğer koşullar belirli ise, buradan tekrar başlatılabilir. Buna rağmen triplenmiş SDS#1'de RRS kapama çubukları çekilmeden önce resetlenmeli(yeniden başlatılmalıdır), bu işlem Reaktörü Kapama Çubukları sayfasından yapılır.

RRS ve DPR kontrol algoritmasının ana parçaları da bu pencerede gösterilmiştir.

- Gerçek ayarlanması istenen değeri, UPR'nin ("normal mod") kontrolü altında, NORMAL ayarlanması istenen değere eşit olacak şekilde ayarlanmıştır. Bu ayarlanması istenen değerın üst ve alt limitleri burada belirlenebilir.
- Gerçek ayarlanması istenen değeri, RRS in kontrolü (Alternate mod) altında, Alternate ayarlanması istenen değere eşit olacak şekilde ayarlanmıştır, Alternate ayarlanması istenen değeri bu sayfada bilgisayara girilen bilgidir.
- Gücü sabit tutma operasyonu "normal mod" da iken "Alternate mod" u seçer ve talep edilen güç ayarlanması istenen değerini, ölçülen nötronik güce eşit olacak şekilde ayarlar. Buna rağmen, "Alternate mod" vermesi gerektiği gibi cevap veremez.
- Talep edilen güç ayarlanması istenen değeri; talep edilen hız ayarlanması istenen değeri ve güç hatasının hesaplanmış değerleri bu sayfada gösterilir. Bunlar, hem blok şemasında hem de trend grafiklerinde gösterilir.
- Yutucularlar, sıvı bölgeleri ve ayarlayıcılar (adjusters) elle kumandalı hale getirilebilir fakat bu sayfada bunu yapmak mümkün değildir.
- Nötronik ve ısı gücü, blok şemasının bir parçası olarak gösterilir. Burada okunan değerler her sayfanın alt kısmında aynıdır. Buna rağmen PWR LOG hızı sadece bu sayfada gözlemlenebilir.

5.8.16 Birim Güç Regülatörü Sayfası (UPR)

Bu ekranda, Birim Güç Regülatörünün (UPR) kontrolü altındayken yani normal moddayken yükleme istasyonunun ayarlanması istenen değeri kontrolünü ve değişme hızını gösterir. Ana buhar kollektör basıncının kontrolü de bu sayfa ile sağlanır, fakat normal işletme koşullarında bu genellikle değiştirilmez.

- Tüm Birim Kontrol Modu (OUC) normalden alternate değiştirilebilir.
- Hedeflenen (talep edilen) yük – bu seçenek seçildiğinde, istasyon yükü (%) ve değişme hızı (%/s) olarak belirlenebilir. "Accept" seçilirse değişim uygulanmış olur.

- Operatör girdi hedefi, ayarlanması istenen değerin operatör tarafından girdilenmesidir. Mevcut hedef hız operatör tarafından belirlenmiş bir güç hızında değiştirilecektir.
- Aralığın (range) sadece tavsiye niteliğinde bir yorum olduğu ve işaret edilmiş değerler aralığın dışındaki sayılar simülatöre giriş verisi olabilir.
- Ana buhar kollektör basıncının ayarlanması istenen değeri (MPa) ayarlanması istenen değeri değiştirir. Bu, güç operasyonu sırasında nadiren yapılır.. Simülatör üzerindeki bu özellik kullanıldığı zaman yani değişiklik yapılır yapılmaz, bu değişiklik, adım şeklinde yapıldığı için dikkatli olunmalıdır. Değişimler 0,1 MPa lık artışlarla gerçekleştirilmelidir.

5.8.17 Trend Sayfası

Bu ekran simüle edilmiş olan sekiz tesis parametresi için trend grafiklerini gösterir. İlgili grafiklerin listesi seçilmiş olan planın sağ üst köşesindeki siyah üçgeni seçerek, mouse'un sol tuşuna basılı tutup istenilen parametrenin üstüne getirerek gösterilebilir. Bu listeden, sekiz trend göstergelerinden herhangi birine yerleştirilecek parametrelerin adları seçilir.

Her bir grafikteki düşey eksen, belirli zaman aralıklarında yatay eksen tarafından işaret edilmiş parametrelerin buna denk gelen maksimum ve minimum değerleri ile otomatik olarak ayarlanmış bir skalaya sahiptir.

Bu trend seçeneği, farklı sistemlerden parametrelerin tek bir ekranda gösterilmesi gerektiği zaman, diğer sayfaların hiç birinin gerekli parametrelerin kombinasyonlarını içermediği durumlarda kullanılmalıdır.

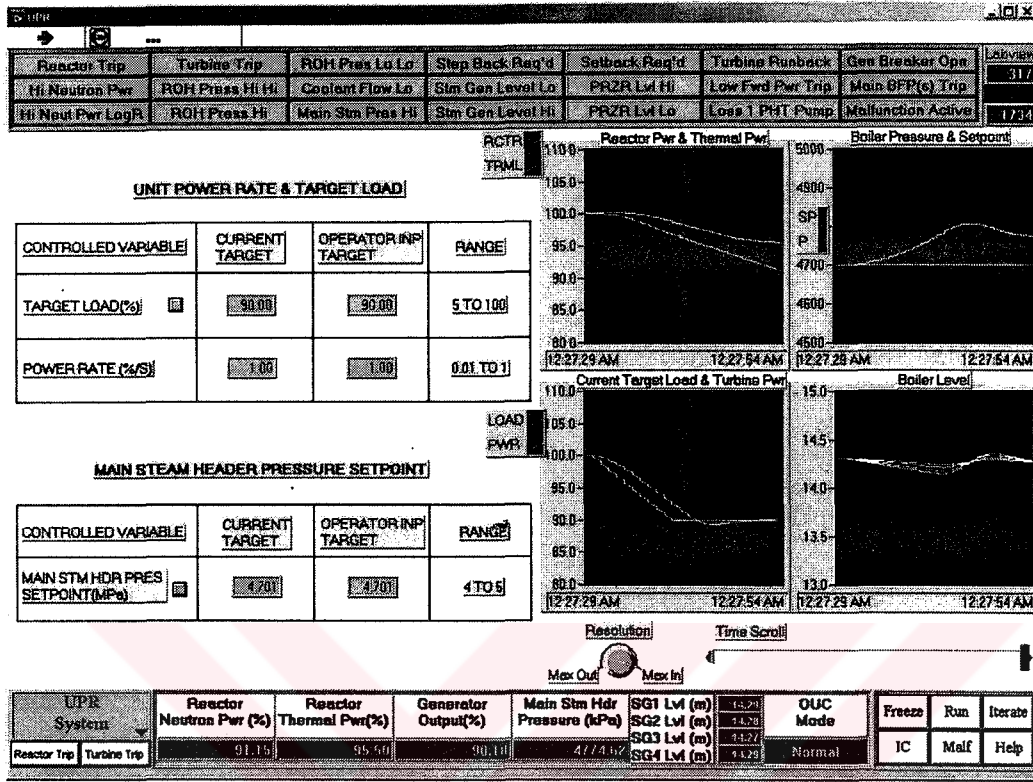
6 CANDU 9 KOMPAKT SİMÜLATÖRÜ İLE UYGULAMALAR

Bu bölümde, CANDU-9 Kompakt simülatörü kullanılarak çeşitli normal ve anormal işletme koşulları için deney niteliğinde uygulamalar yapılmıştır. Yapılan uygulamalarda durum değişkenlerindeki değişime karşılık CANDU-9 reaktörü sisteminin cevapları elde edilerek sonuçları yorumlanmıştır [6, 17, 18]

6.1 Güç Manevraları: %10 Güç Düşürme ve Yeniden Tam Güce Çıkma

- Simülatör %100 tam güçte çalıştırılır.
- Bütün parametlerin tam güçle uyumlu olduğu kontrol edilir.
- UPR sayfası seçilip "Reactor Pwr & Thermal Pwr" ile "Current Target Load & Turbin Power" grafikleri %80 ile %110 arasına getirilir. "Main Steam Header Pressure" (Ana buhar kollektör basıncı) 4500 ile 5000 kPa arasına ve son olarak "Boiler Level" (Buhar üretici seviyesi) 13 ile 15 arasına ve rezolüsyon (çözünürlük) "max out" durumuna getirilir.
- "Unit Power" (Birim gücü) normal moda azaltma:
 - UPR sayfası kullanılarak "Target load" (%) pop-up menüsü seçilip, target kısmına %90 ve rate (hız) kısmına %1.0/s yazıldıktan sonra önce accept sonrada return tuşu tıklanır.
- Geçici rejim esnasında, reaktör gücü ve buhar basıncına ilişkin parametreler simülatör durdurulmadan dikkatlice takip edilip değişimleri açıklanır.
- Operasyona birim gücü tekrar %100 tam güce %1/s lik hızla çıkararak devam edilir.

- İlgili durum parametrelerinin deney esnasındaki değişimi Şekil 6.1'de grafikler halinde sunulmaktadır.



Şekil 6.1. Reaktörün Gücünü %10 Düşürme ve Yeniden Tam Güce Çıkarma

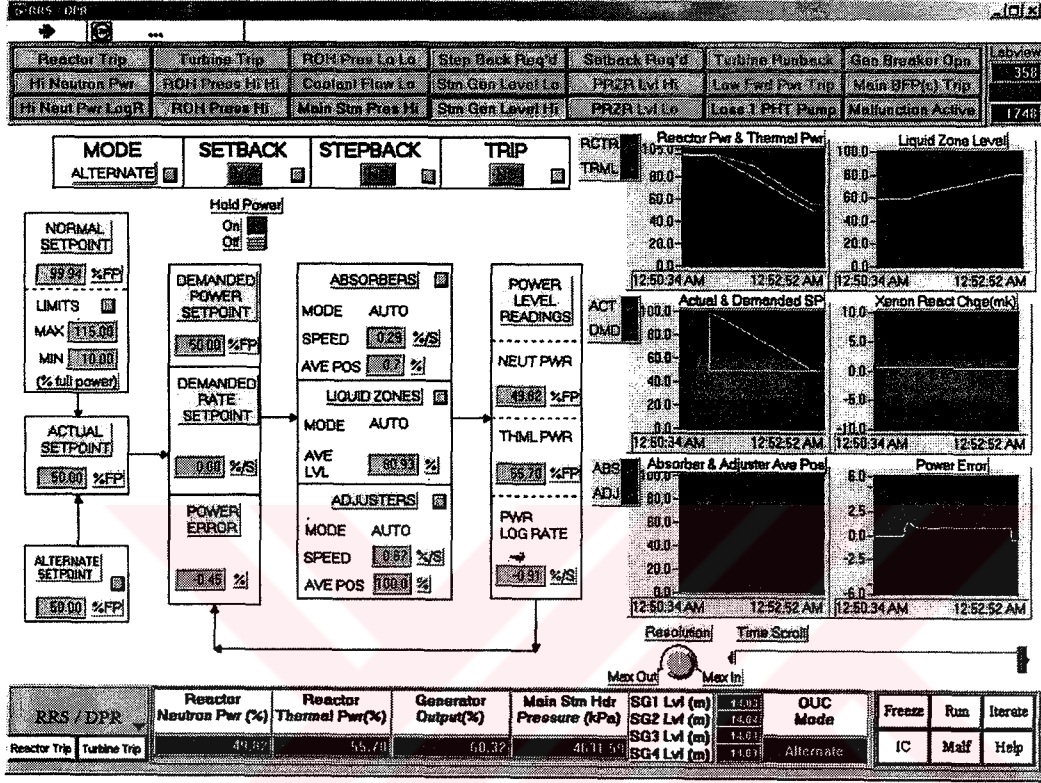
YORUM: Gücün %100 tam güçten %90'a hızla düşmesi esnasında türbin gücünün reaktör gücüne nazaran daha önce değiştiği gözlenmiştir. Reaktör gücünün zamanla değişim grafiğinin eğimi türbin gücü-zaman grafiğinin eğiminden daha az olması nedeni ile bu sonuca varılmıştır. Güç azalması aşamasında maksimum buhar basıncının 4800 kPa tepe değerine ulaştıktan sonra tekrar 4700 kPa seviyelerine düştüğü gözlenmiştir. Basınç arttığında buhar üreticilerindeki seviyede osilasyon olduğu gözlenmiştir. Güç daha sonra tekrar %100 tam güce çıkarılırken basıncın bir minimum değer olan 4530 kPa'lık bir değere indiği gözlenmiştir. Bu manevralar esnasında gücü azaltırken ana buhar vanasının kısılması vana öncesi buhar basıncını arttırmaya, güç arttırılırken ise aynı vananın açılması vana öncesi buhar basıncını azaltmaya neden olmuştur. Basınç değişimleri ise buhar üretici seviyesinde osilasyona neden olmuştur.

6.2 Alternate Moddaki Güç Manevralarına Sistemin Cevabı

- Simülatör %100 tam güçte çalıştırılır.
- RRS kullanılarak güç %50'ye %0,5/s hızla düşürülür. Geçici rejimde, reaktör gücü ve buhar basıncına ilişkin ekranda görülen parametreleri simülatör durdurulmadan dikkatlice takip edilip nötronik güç %50'ye geldiği anda simlülätör dondurulur ve parametre değerleri kaydedilir.
- Simülatör tekrar çalıştırılır ve parametrelerin kararlı hale gelmesi beklenip yeniden değerleri kaydedilir.
- Reaktör gücü %100 tam güce %0,5/s hızla yükseltilir ve nötronik güç %100 olur olmaz simülatör dondurulup yeniden parametre değerleri kaydedilir.
- Son olarak, reaktör tekrar çalıştırılıp parametreler kararlı hale geldiğinde değerleri yeniden kaydedilir
- İlgili durum parametrelerinin deney esnasındaki değişimi Şekil 6.2'de grafikler halinde sunulmaktadır.

YORUM: Deney esnasında reaktör %100 güçten %50 güce indirilmiş daha sonra tekrar %100 güce çıkarılmıştır. Yapılan gözlemlere göre geçici rejimde reaktör nötronik gücü talep edilen gücü birkaç saniyelik gecikme ile izlemektedir. Reaktör termal gücü ise nötronik güce dakikalar mertebesinde gecikmeyle izlemektedir. Ortalama sıvı bölgesi seviyesi reaktör gücü değişimlerini kontrol etmekte ve Xenon'un negatif reaktivite etkisini karşılamaktadır. Talep edilmesi ayarlanan güç operatör tarafından adım şeklinde değiştirilmektedir. Güç hatası Xenonun etkisi nedeniyle sıfıra eşit olmamaktadır. Buhar üretici basıncı, reaktör ve türbinin güçlerinin aynı olmamasına cevap olarak küçük değişimler üretmektedir. Buhar üreticideki sıcaklıkta doyma sıcaklığı olup basınçtaki değişiklikleri takip eder. Buhar üreticideki gerçek seviye reaktörün gücünün fonksiyonu olarak talep edilen seviyeyi gecikmeli olarak takip eder. Buhar debisi ana buhar vanasının açıklığının fonksiyonu olarak değişir. Besi suyu debisi buhar debisi ve buhar

üretici seviyesi hatasının fonksiyonu olarak değişir. Ana buhar kontrol vanası buhar üreticideki basıncı ayarlanan basınç değerinde tutmak üzere açıklığını değiştirir. Diğer yandan türbin-jeneratör gücü ise bu vananın açıklığının fonksiyonu olarak değişir.

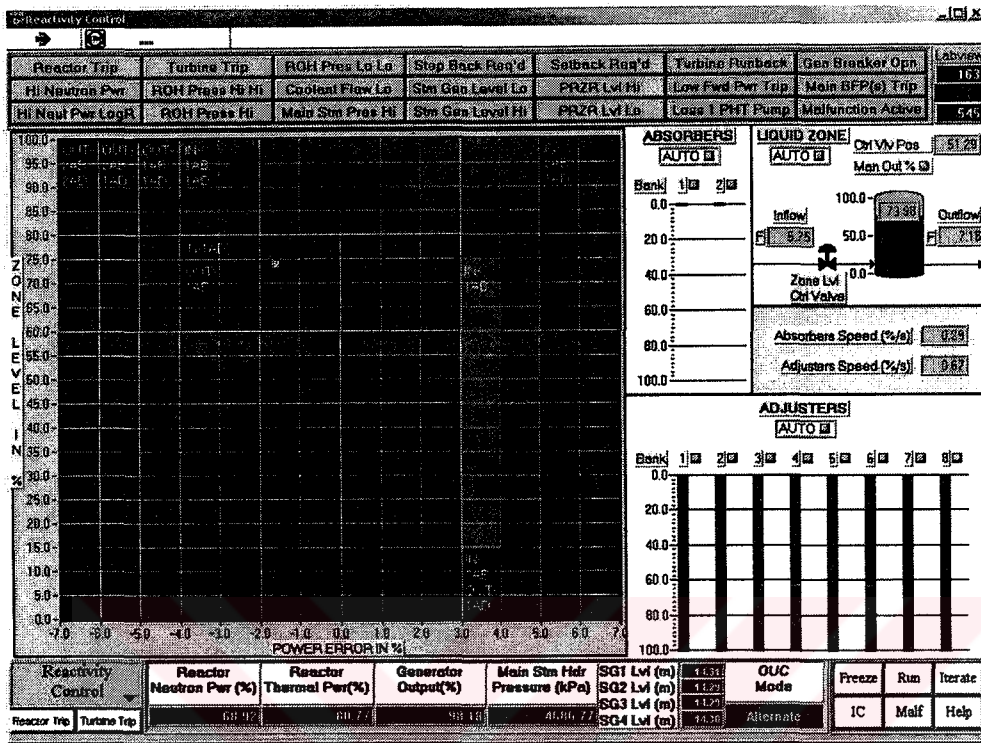


Şekil 6.2. Alternate Moddaki Güç Manevralarına Sistemin Cevabı

6.3 Güç Manevralarına RRS Kontrol Algoritmasının Cevabı

- Simülör %100 tam güçte çalıştırılır. Reaktivite kontrol sayfasında verilmiş grafikteki operasyon noktasının pozisyonu kaydedilir. (Ortalama sıvı bölgesi seviyesi Plant Overview sayfasından teyit edilir.)
- RRS kullanılarak %0,8/s hızla güç %70 tam güce düşürülür ve simülör dondurulur.
- Reaktivite kontrol sayfasına gidilerek, güç hatası giderilene dek diyagramdaki operasyon noktasının hareketi dikkatle izlenir. (yaklaşık 3-4 dk)
- Ortalama sıvı bölgesi seviyesi Plant Overview sayfasından teyit edilir.

- İlgili durum parametrelerinin deney esnasındaki değişimi Şekil 6.3'te gösterilmiştir.



Şekil 6.3. Güç Manevralarına RRS Kontrol Algoritmasının Cevabı

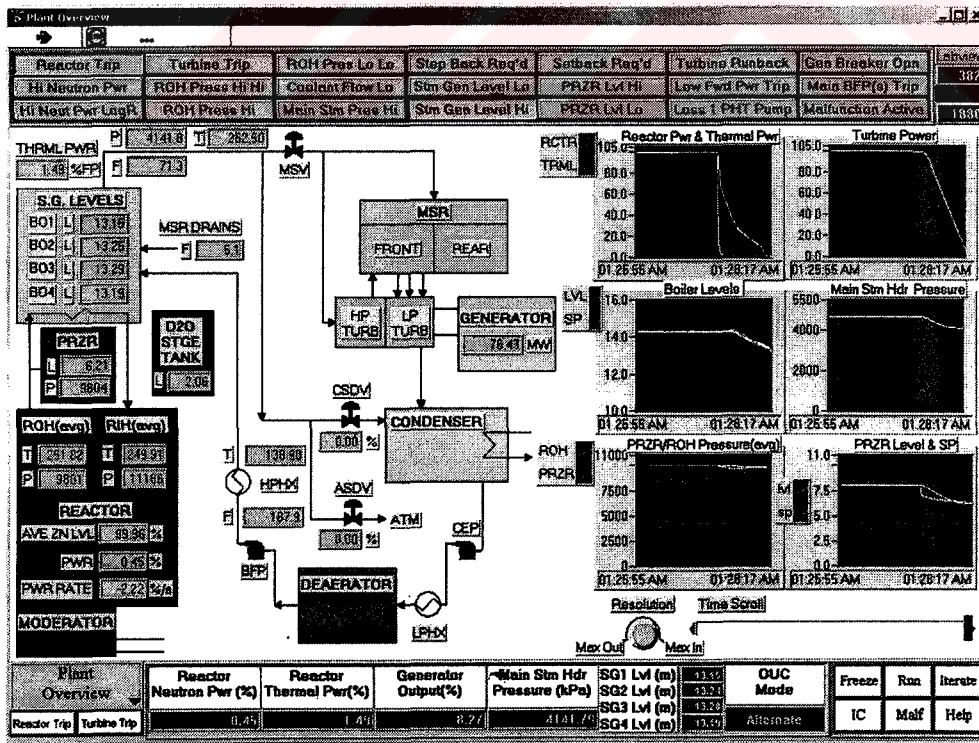
YORUM: Deney esnasında %100 güçten %70 güce inilmiştir. Şekil 6.3'te dama ahtası şeklinde görülen grafikte yatay eksen güç hatası (%FP)= Gerçek - Talep edilen, dikey eksen ise Ortalama sıvı bölgesi yüksekliğidir (%) Gücün düşürülmesi esnasında talep edilen %70'lik güce gerçek gücün erişmesi gecikmeli olduğu için güç hatası başlangıçta pozitif olmakta ve grafikteki hareketli nokta başlangıçta sağ tarafa doğru hareket etmekte, daha sonra gerçek güç talep edilenin kısa bir süre için aşağısına inmekte bu nedenle güç hatası negatif olmakta ve Şekil 6.3'te görüldüğü gibi hareketli nokta şeklin sol tarafında yer almaktadır. Aynı zaman reaktöre negatif reaktivite ithalini sağlamak üzere ortalama sıvı seviyesi de %70'ler mertebesinde yükseldiği Şekil 6.3'te görülmektedir.

Son durumdaki sıvı bölgesi seviyenin orijinal sıvı bölgesi seviyesine göre daha yüksekte olmasının nedeni: gücü düşürmek istediğimizde sisteme negatif reaktivite ithali gerekmesi ve bunu sağlamak için de yutma tesir kesiti

(yutuculuk özelliği) yavaşlatıcı ağır suya nazaran daha fazla olan hafif su ilavesi ile sıvı bölgesi seviyesinin artırılmasıdır.

6.4 Reaktör ve RRS'nin Güç Manevrasına Cevabı

- Simülasyon %100 tam güçte çalıştırılır ve reaktivite kontrol sayfasında verilen diyagramdaki operasyon noktasının hareketi dikkatle izlenir.
- RRS kullanılarak %0,8/s hızla reaktör gücü %10 tam güce düşürülüp simülasyon dondurulur.
- Reaktivite kontrol sayfasına gidilerek reaktör yeniden çalıştırılır ve operasyon noktasının takip ettiği yol son kontrol çubuğu da reaktörün dışına çekilene dek dikkatle izlenir. (yaklaşık 20 dk)- Birinci Adjuster Bank (ayar kontrol çubuğu grubu) %50'den fazla çekildiği zaman, Absorber (yutucu) çubukları elle kumandaya alınır ve tamamen dışarı çekilir.
- Sistemin cevabı bir önceki halle karşılaştırılır ve özellikle son haldeki ana farklılıklar yorumlanır.
- İlgili durum parametrelerinin deney esnasındaki değişimi Şekil 6.4'de grafikler halinde sunulmaktadır.

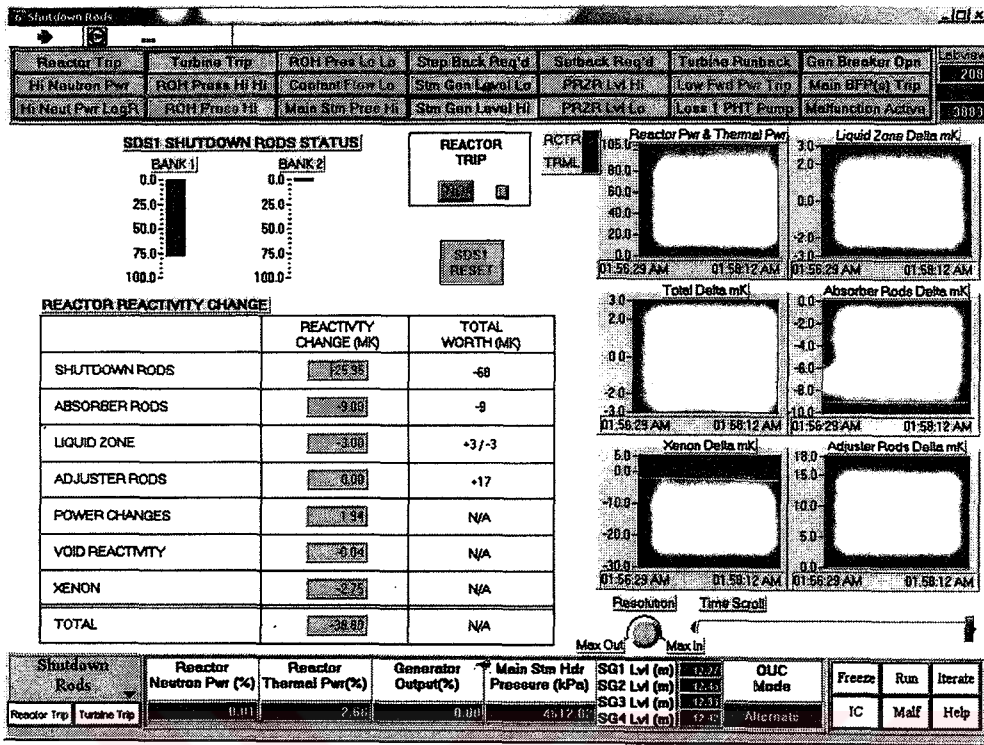


Şekil 6.4. Reaktörün Gücünü %10 Düşürme ve Yeniden Tam Güce Çıkarma

YORUM: Deney esnasında reaktör tripi yapıp daha sonra bu trip resetlendi ve SDS#1 in yukarı çekilmesi komutu verildi. Bu reaktörü durdurma çubuklarının deney esnasında ölçülen reaktörden tamamen çıkmaları için geçen sürenin takriben 5 dk olduğu gözlemlendi. Söz konusu çubuklar reaktörden çıktıktan sonra tam gücün %0,5'ine kadar %0,01/s 'lik hızla, tam gücün % 5'ine kadar %0,1/s'lik hızla, tam gücün %20'sine kadar %0,2/s lik hızla ve tam gücün %60'ı na kadar tam gücün %0,08/s lik bir hızla erişildi. Bu güce çıkana kadar geçen süre ise takriben 15 dk sürdü. Deney,reaktör tripinden sonra reaktörün yüksek güçlere adım adım çıkartılması için yararlı bir uygulama olarak gözlemlendi.

6.5 SDS#1 Reaktör Tripine Sistemin Cevabı ve Tripten Kurtularak Yeniden Güce Çıkma

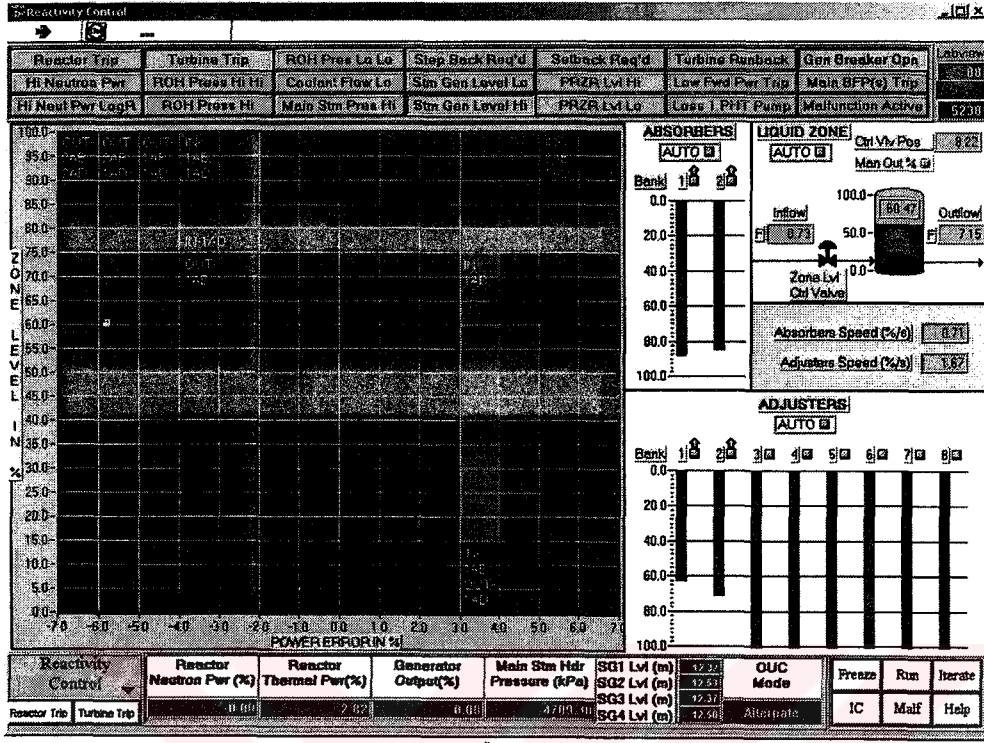
- Simülatör %100 tam güçte çalıştırılır.
- Elle kumanda ile reaktör tripi komutu verilir.
- Bütün Ünitenin verdiği cevap gözlenir
- Jeneratör gücü sıfıra ve reaktör nötronik gücü %0,1'in altına düşene kadar beklenir.
- Reaktör tripi ve SDS#1 resetlenir.
- Bütün bu SDS#1 reaktörü durdurma çubuklarının çekilmesi esnasında zaman kaydedilir.
- Reaktör gücü %60 tam güce çıkarılır.
- Reaktörü regüle edici sistemin ve reaktivite değişimlerinin cevapları dikkatle gözlemlenir.
- İlgili durum parametrelerinin deney esnasındaki değişimi Şekil 6.5'de grafikler halinde sunulmaktadır.



Şekil 6.5. Reaktörün Gücünü %10 Düşürme ve Yeniden Tam Güce Çıkarma

YORUM: Bu deney esnasında reaktör tam güçte çalışırken ele kumanla ile trip verilmiş daha sonra nötronik güç tam gücün %0,01 altına ,türbinin hızı ise 5devir/dk kadar düşmüştür. Bundan sonra reaktör tripi resetlenmiş ve reaktörün gücü tam gücün %10'luk değerine bir önceki deneyde olduğu gibi artış hızı adım adım arttırılarak çıkartılmıştır. Şekil 6.5'te deney esnasında reaktör regüle edici sistemlerin reaktivite değişimi üzerine etkileri .gösterilmektedir..

Reaktörün gücünü tam güce çıkarma esnasında kontrol çubuklarının hareketi Şekil 6.6 da görülmektedir.



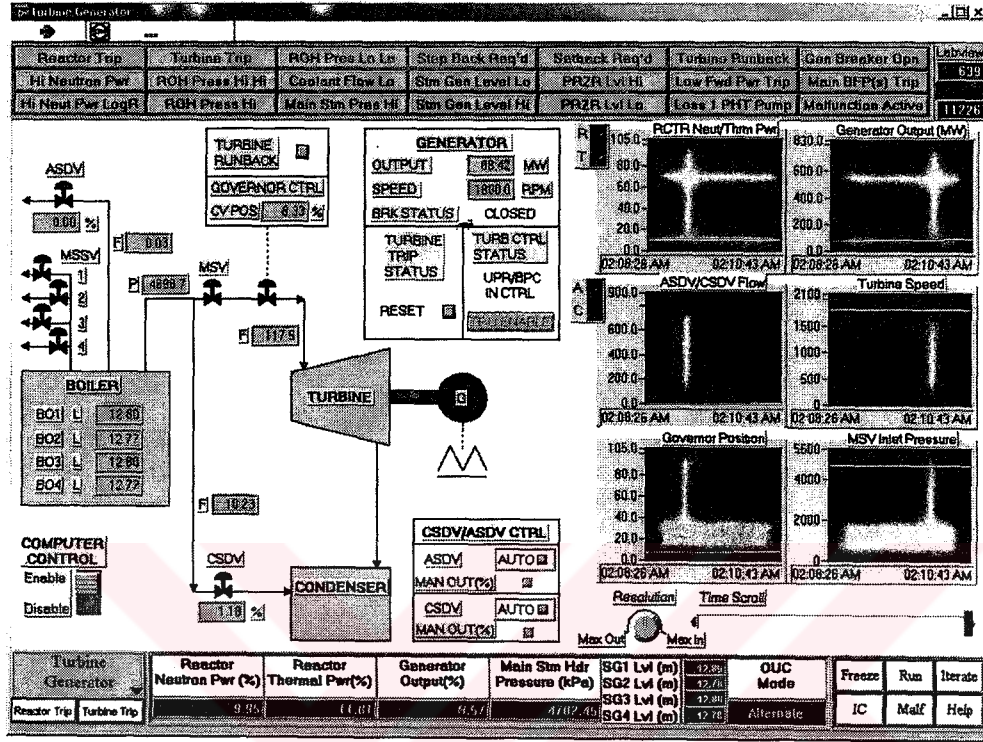
Şekil 6.6 Reaktörün Gücünü Tam Güce Çıkarma Esnasında Kontrol Çubuklarının Hareketi

Reaktörün nötronik gücü tam gücün %10'una çıkarıldıktan sonra türbin tripi resetlenir, "TRU ENABLE" seçilir ve jeneratör gücünü de tam gücün %10'una çıkması sağlanıncaya kadar beklenir. Daha sonra alternate modda reaktör gücü ve jeneratör gücü, ayar çubuğu gruplarının 4 tanesinin tamamen reaktör içinde olmaması dikkate alınarak;

SON GÜÇ = % 100 TAM GÜÇ - %(5 * tamamen reaktör içinde olmayan çubuk grubu sayısı)

eşitliğinden yararlanarak %80 değerinde seçilmiştir.

Reaktörün Gücünü Tam Güce Çıkarma Esnasında Türbin Jeneratör Grubunun ve Buhar Üreticinin Durum Değişkenleri Şekil 6.7'de görülmektedir.



Şekil 6.7. Reaktörün Gücünü Tam Güce Çıkarma Esnasında Türbin Jeneratör Grubunun ve Buhar Üreticinin Durum Değişkenleri

SONUÇ VE ÖNERİLER

Bu çalışmada Güç Tesisi Simülatörlerinin geliştirilmesi için gerekli temel bilgiler derlenerek bir bütün halinde sunulmaya çalışılmıştır.

Bu esnada modüler modelleme sisteminin üretim süreci ve ana bileşenleri anlatılmıştır. Simülatör modelinin matematiksel modellenmesine ilişkin gerekli temel fiziksel kurallar ve denklemler sunulmuştur. Dinamik simülasyonu oluşturan diferansiyel denklemlerin cebirsel denklemlere dönüştürülmesine ilişkin matematiksel yöntemler ele alınmıştır.

Daha sonra nükleer güç tesisi simülasyon modeli geliştirilmesi için gerekli nükleer reaktör fiziğinin konu ile ilgili temel bilgileri özetlenmiştir. Uygulama amacıyla, PHWR CANDU tipi bir reaktör kalbi için nokta kinetik simülasyon modeli oluşturulması adım adım gerçekleştirilmiştir.

Ayrıca, CANDU Nükleer Güç Tesislerinin başlıca sistemlerinin tanıtımı yapılmış ve ileri düzeyde geliştirilmiş bir nükleer güç tesisi simülatörü ile uygulamalar yaparak gelişmiş bir simülatörün tanıtılması ve nasıl yararlanılacağına gösterilmesi amacıyla CANDU-9 Kompakt Simülatör programı kullanılmıştır.

Son olarak CANDU-9 Kompakt Simülatörüne ilişkin bazı uygulamalar yapılmıştır. Bu uygulamalar arasında tam güçte çalışan bir nükleer reaktörde güç değişimlerinin nasıl yapılabileceği, reaktör tripi ile karşılaşılması durumunda reaktör tripinden ve bunu izleyen türbin tripinden kurtulup; reaktörün ve elektrik jeneratörünün tam güce tekrar nasıl çıkartılabileceği ile diğer bazı normal ve anormal çalışma koşulları uygulamaları yer almaktadır.

Özetle ifade etmek gerekirse, yapılan bu çalışma ile, bir nükleer reaktör tesisinin simülatör modeli geliştirilmesi için gerekli alt yapı oluşturulmaya çalışılmıştır.

Bu çalışmanın yeterli düzeyde değerlendirilebilmesi için bundan sonraki çalışmalarda İTÜ TRIGA Mark-II Eğitim ve Araştırma Reaktörü'nün simülatör modelinin oluşturulması, bu çalışmayı tamamlayan ve önemli bir eksiği gideren bir amaç olarak görülmektedir. Yapılması öngörülen simülatör modeli sadece matematiksel bir denklem seti veya bu setin çözümlerinden oluşturulup bırakılmamalı, bu çalışmada örneği görülen CANDU-9 Kompakt Simülatörü örnek alınarak ve bilgisayar ekranında dinamik görüntüler ve grafikler oluşturularak bu konudaki çalışmalara adım atılmalıdır. Önerilen sözkonusu bu çalışmanın, değişik uzmanlık alanlarını gerektirmekte olduğu da göz ardı edilmemelidir.

KAYNAKLAR

- [1] Lam, K.Y. MacBeth, M.J., Multi-Purpose Use of the Advanced CANDU Desktop Simulator, 5th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics. Operations and Safety, Beijing, April 14-18,1997.
- [2] Bereznai, G., Sumitra, T., Chankow, N., Chanyotha, S., Application of a Power Plant Simulator in Engineering Education, Proceedings of the Eight Annual Convention and Conference of the Australasian Association for Engineering Education, pp. 315-319, Sydney, Australia, December, 1996.
- [3] Roman, C.P., Three Alternatives to a Full Scope Control Room Simulator for Nuclear Power Plants, Power Plant Simulation, ISBN 0-911801-27-8, The Society for Computer Simulation, U.S.A, 1998.
- [4] Nuclear Power Plant Instrumentation and Control – A Guidebook, Technical Report Series No. 239, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1984.
- [5] Lam,W.K., A Functional Model for Simulator Based Training in the Pacific Basin, The 11th Pacific Basin Nuclear Conference, Banff, Canada, May 3-7, 1998.
- [6] Reactor Simulator Development, IAEA-TCS-12, Vienna, Austria, 2001.
- [7] Lam, W.K., Benefits of Classroom Simulators, SMR.1333 - 1, Workshop on Nuclear Power Plant Simulation, ICTP, Trieste, Italy, 29 October - 9 November, 2001.
- [8] Lam, W.K., A Multi-Nodal Thermal-Hydraulic Model for U-Tube Steam Generator, 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics (NURETH-9), San Francisco, California, October 3-8, 1999.
- [9] Glasstone, S. Sesonkee, A., Nuclear Reactor Engineering. D. Van Nostrand Company, Princeton, 1963
- [10] Meghreblian, R.V., Holmes, D.K., Reactor Analysis. McGraw-Hill Book Company, New York, 1960
- [11] El-Wakil, M.M., Nuclear Power Engineering. McGraw-Hill Book Company, New York, 1962
- [12] Lamarsh, J.R., Introduction to Nuclear Engineering. Addison-Wesley Publishing Company, Reading, 1983
- [13] Ott, K.O., Introductory Nuclear Reactor Dynamics, American Nuclear Society, Illinois, 1985.
- [14] Hetrick, D.L, Dynamics of Nuclear Reactors, The University of Chicago Press, Chicago and London, 1971.

- [15] Duderstadt, J.J., Hamilton, L.J., Nuclear Reactor Analysis, John Wiley & Sons, New York, 1976.
- [16] Wren, D., Bonechi, M., Jaitly, R., Krishnan, K., CANDU Technology Seminar, ÇNAEM, TAEK, Ankara- Istanbul, August, 1997.
- [17] G. Bereznai, Introduction to CANDU Systems and Operation, SMR.1333 - 2, Workshop on Nuclear Power Plant Simulation, ICTP, Trieste, Italy, 29 October - 9 November, 2001.
- [18] The CANDU Compact Reactor Simulator, Cassiopeia Technologies Inc., Simulation Technologies Corporation, Toronto, Canada



EKLER

```
C *****
C PROGRAM POINTKINETIC
C *****
C ALGORİTMA ADI: BASİT NOKTA KİNETİK REAKTÖR & REAKTİVİTE
C
C BU ALGORİTMA CANDU REAKTÖR KİNETİĞİNİ & REAKTİVİTESİNİ HESAPLAR
C
C INPUTLAR: 2
C
C INP(1) = DKXE, Xenon nedeniyle reaktivite değişimi (k)
C INP(2) = DKLZ, sıvı bölgesi nedeniyle reaktivite değişimi (k)
C
C OUTPUTLAR: 9
C OUT(1) = NFLUX, normalize edilmiş nötron akısı
C OUT(2) = DK, toplam reaktivite değişimi (k)
C OUT(3) = BETA1, toplam (etkin) gecikmiş nötron öncüsü kesri
C OUT(4) = C(1), normalize edilmiş 1. grup gecikmiş nötron kesri
C OUT(5) = C(2), normalize edilmiş 2. grup gecikmiş nötron kesri
C OUT(6) = C(3), normalize edilmiş 3. grup gecikmiş nötron kesri
C OUT(7) = C(4), normalize edilmiş 4. grup gecikmiş nötron kesri
C OUT(8) = C(5), normalize edilmiş 5. grup gecikmiş nötron kesri
C OUT(9) = C(6), normalize edilmiş 6. grup gecikmiş nötron kesri
C
C KATSAYILAR: 13
C
C COF(1) = TNEUTRON, ani nötron ömrü (s)
C COF(2) = BETA(1), normalize edilmiş 1.grup gecikmiş nötron öncüsü kesri
C COF(3) = BETA(2), normalize edilmiş 2.grup gecikmiş nötron öncüsü kesri
C COF(4) = BETA(3), normalize edilmiş 3.grup gecikmiş nötron öncüsü kesri
C COF(5) = BETA(4), normalize edilmiş 4.grup gecikmiş nötron öncüsü kesri
C COF(6) = BETA(5), normalize edilmiş 5.grup gecikmiş nötron öncüsü kesri
C COF(7) = BETA(6), normalize edilmiş 6.grup gecikmiş nötron öncüsü kesri
C COF(8) = LAMDA(1), 1. gecikmiş nötron grubu bozunma sabiti (1/s)
C COF(9) = LAMDA(2), 2. gecikmiş nötron grubu bozunma sabiti (1/s)
C COF(10) = LAMDA(3), 3. gecikmiş nötron grubu bozunma sabiti (1/s)
C COF(11) = LAMDA(4), 4. gecikmiş nötron grubu bozunma sabiti (1/s)
C COF(12) = LAMDA(5), 5. gecikmiş nötron grubu bozunma sabiti (1/s)
C COF(13) = LAMDA(6), 6. gecikmiş nötron grubu bozunma sabiti (1/s)
C
C DT, zaman adımı (s)

IMPLICIT NONE

INTEGER I
DOUBLE PRECISION INP(20), OUT(20), COF(20), DT
DOUBLE PRECISION DKXE,DKLZ
```

DOUBLE PRECISION NFLUX,DK,C(6), BETA1
DOUBLE PRECISION BETA(6),LAMDA(6), TNEUTRON
DOUBLE PRECISION A(6), B(6)

OPEN(2,FILE='SONUC.DAT',STATUS='UNKNOWN')

c INPUT DATA

INP(1) = 0.005

INP(2) = 0.001

OUT(1) = 1E+14

OUT(2) = INP(1)+INP(2)

OUT(3) = 0.0065

OUT(4) = 0.01261

OUT(5) = 0.03051

OUT(6) = 0.12

OUT(7) = 0.3209

OUT(8) = 1.262

OUT(9) = 3.239

c KATSAYILAR: 13

COF(1) = 0.0008

COF(2) = 0.000329

COF(3) = 0.001003

COF(4) = 0.000856

COF(5) = 0.002319

COF(6) = 0.000587

COF(7) = 0.000206

COF(8) = 0.01261

COF(9) = 0.03051

COF(10) = 0.12

COF(11) = 0.3209

COF(12) = 1.262

COF(13) = 3.239

DT = 0.1

c INPUTLAR, OUTPUTLAR, VE KATSAYILAR

DKXE = INP(1)

DKLZ = INP(2)

NFLUX = OUT(1)

DK = OUT(2)

BETA1 = OUT(3)

C(1) = OUT(4)

C(2) = OUT(5)

C(3) = OUT(6)

C(4) = OUT(7)

C(5) = OUT(8)

C(6) = OUT(9)

TNEUTRON = COF(1)

BETA(1) = COF(2)

BETA(2) = COF(3)

BETA(3) = COF(4)

BETA(4) = COF(5)

```

BETA(5) = COF(6)
BETA(6) = COF(7)
LAMDA(1) = COF(8)
LAMDA(2) = COF(9)
LAMDA(3) = COF(10)
LAMDA(4) = COF(11)
LAMDA(5) = COF(12)
LAMDA(6) = COF(13)

```

```

c  TOPLAM REAKTİVİTE DEĞİŞİMİ (k)
   DK = DKLZ + DKXE

c  TOPLAM GECİKMİŞ NÖTRON ÖNCÜSÜ KESRİ
   BETA1 = BETA(1) + BETA(2) + BETA(3) + BETA(4) + BETA(5) + BETA(6)

c  TANIM Ai,
   DO 1 I=1,6
     A(I) = LAMDA(I) * C(I) * DT / ( 1D0 + DT * LAMDA(I))
1  CONTINUE

c  TANIM Bi
   DO 2 I= 1,6
     B(I) = LAMDA(I) * DT * BETA(I) /
&      (TNEUTRON * ( 1D0 + DT * LAMDA(I)))
2  CONTINUE

c  NORMALİZE EDİLMİŞ NÖTRON AKISI HESAPLAMASI
   NFLUX = DMAX1(((NFLUX + A(1) + A(2) + A(3) + A(4) + A(5) + A(6))
&      / (1D0 - DT * ((DK - BETA1)/TNEUTRON +
&      B(1) + B(2) + B(3) + B(4) + B(5) + B(6))))),0.0D0)

c  GECİKMİŞ GRUP KONSANTRASYONU
   DO 3 I=1,6
     C(I) = (C(I) + (DT * BETA(I) * NFLUX/TNEUTRON)) /
&      (1D0 + DT * LAMDA(I))
3  CONTINUE

   OUT(1) = NFLUX
   OUT(2) = DK
   OUT(3) = BETA1
   OUT(4) = C(1)
   OUT(5) = C(2)
   OUT(6) = C(3)
   OUT(7) = C(4)
   OUT(8) = C(5)
   OUT(9) = C(6)

   WRITE(2,*) 'NOTRON AKISI           =',OUT(1)
   WRITE(2,*) 'DELTA k (REAKTİVİTE DEĞİŞİMİ) =',OUT(2)
   WRITE(2,*) 'BETA ETKİN           =',OUT(3)
   WRITE(2,*)
   WRITE(2,*) 'ONCU CEKIRDEK KONSANTRASYONLARI'

   DO 4 I=4,9
     WRITE(2,*) 'C('I,')=',OUT(I)
4  END DO

STOP
END

```

PROGRAM SONUCLARI:

NOTRON AKISI = 1.127061492800222E+014
DELTA K (REAKTIVITE DEĞİŞİMİ) = 5.999999935738742E-003
BETA ETKİN = 5.299999902490526E-003

ONCU CEKIRDEK KONSANTRASYONLARI

C(4)= 4.629203181715201E+012
C(5)= 1.408755226056951E+013
C(6)= 1.191655972405648E+013
C(7)= 3.165489038573940E+013
C(8)= 7.343113012459286E+012
C(9)= 2.192146981948735E+012



ÖZGEÇMİŞ

1975 yılında Çeşme / İzmir`de doğdu. İlk ve orta öğrenimini Kocaeli`de tamamladı. 1992`de İstanbul Kadir Has Lisesi`nden mezun olduktan sonra yine aynı yıl Ege Üniversitesi Fen Fakültesi Kimya Bölümü`nde lisans eğitimine başladı. 1997 yılında bu bölümden mezun olduktan sonra aynı yıl İstanbul Teknik Üniversitesi Nükleer Enerji Enstitüsü`nde yüksek lisans öğrenimine başladı. Halen özel bir eğitim kurumunda öğretmenlik görevini sürdürmektedir.

T.C. YÜKSEKÖĞRETİM KURULU
DOKÜMANTASYON MERKEZİ