



VVER NÜKLEER GÜÇ SANTRALİNİN EKSERJİ ANALİZİ

Rauf TERZİ

DOKTORA TEZİ
KİMYA MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

MAYIS 2016

Rauf TERZİ tarafından hazırlanan “VVER NÜKLEER GÜÇ SANTRALİNİN EKSERJİ ANALİZİ” adlı tez çalışması aşağıdaki jüri tarafından OY BİRLİĞİ ile Gazi Üniversitesi Kimya Mühendisliği Anabilim Dalında DOKTORA TEZİ olarak kabul edilmiştir.

Danışman: Prof. Dr. İbrahim TÜKENMEZ

Kimya Mühendisliği Ana Bilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum

.....

Başkan : Prof. Dr. Ayşe MURATHAN

Kimya Mühendisliği Ana Bilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum

.....

Üye : Prof. Dr. Erol Kurt

Elektrik-Elektronik Mühendisliği Anabilim Dalı, Gazi Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum

.....

Üye : Prof. Dr. Mehmet Atıf ÇETİNER

Nükleer Fizik Ana Bilim Dalı, Kastamonu Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum

.....

Üye : Doç. Dr. Nurcan AKDURAN

Fizik, SANAEM, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Doktora Tezi olduğunu onaylıyorum

.....

Tez Savunma Tarihi:18/05/2016

Jüri tarafından kabul edilen bu tezin Doktora Tezi olması için gerekli şartları yerine getirdiğini onaylıyorum.

.....

Prof. Dr. Metin GÜRÜ

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

ETİK BEYAN

Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Tez Yazım Kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmada;

- Tez içinde sunduğum verileri, bilgileri ve dokümanları akademik ve etik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi,
 - Tüm bilgi, belge, değerlendirme ve sonuçları bilimsel etik ve ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu,
 - Tez çalışmada yararlandığım eserlerin tümüne uygun atıfta bulunarak kaynak gösterdiğimi,
 - Kullanılan verilerde herhangi bir değişiklik yapmadığımı,
 - Bu tezde sunduğum çalışmanın özgün olduğunu,
- bildirir, aksi bir durumda aleyhime doğabilecek tüm hak kayıplarını kabullendiğimi beyan ederim.

Rauf TERZİ

18/05/2016

VVER NÜKLEER GÜÇ SANTRALİNİN EKSERJİ ANALİZİ
(Doktora Tezi)

Rauf TERZİ

GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

Mayıs 2016

ÖZET

Bu çalışmada, reaktör ve bileşenleri için enerji ve ekserji kayıplarını ayrı ayrı analiz etmek ve hangi ekipmanlarda kayıpların daha fazla olduğunu ortaya koymak amacıyla hafif suyun soğutucu ve moderatör olarak kullanıldığı basınçlı su reaktörleri sınıfından VVER-1000 türü Nükleer Güç Santralinin (NGS) enerji ve ekserji çalışması yapıldı. Ekserji analizi, reaktör ve bileşenlerinde ekserji kayıpları (tersinmezlik) normal çalışma şartlarına göre Termodinamiğin İkinci Kanununa göre hesaplanarak yapılmıştır. Bu çalışmada 1000 MW_e nominal elektrik güç oluşturmak için, reaktör kalbinden çıkan maksimum ısıl gücü 3900 MW_{th} kabul edildi. Termodinamiğin 1. yasasına dayalı enerji analizine göre enerjinin en fazla yoğunlaştırıcıda kaybedildiği belirlendi. Termodinamiğin 1. ve 2. yasalarının birlikte değerlendirilmesi ile bu çalışmada yapılan ekserji analizine göre, ekserjinin, tersinmezliklerin en büyük değere sahip olduğu reaktörde %49'luk kayıpla maksimum olduğu ardından ekserji kaybının büyüklüğü itibariyle sırasıyla buhar üretici %13 ve türbin %4 olduğu belirlendi. Ayrıca yoğunlaştırıcı ve ısıtıcıların tersinmezlikleri yaklaşık %2,5 bulundu. VVER-1000 nükleer güç santralinin termodinamik verimliliği ise yaklaşık %30 olarak bulundu.

Bilim Kodu : 91206
Anahtar Kelimeler : Nükleer Güç Santrali, VVER, ekserji, enerji, reaktör
Sayfa Adedi : 104
Danışman : Prof. Dr. İbrahim TÜKENMEZ

ENERGY AND EXERGY ANALYSES OF A VVER TYPE NUCLEAR POWER
PLANT

(Ph. D. Thesis)

Rauf TERZİ

GAZİ UNIVERSITY
GRADUATE SCHOOL OF NATURAL AND APPLIED SCIENCES

May 2016

ABSTRACT

In this work, energy and exergy studies of a water-cooled water-moderated power reactor (VVER) type nuclear power plant (NPP), which is among the pressurized water reactors have been performed. The exergy analysis has been carried out which based on the second law of thermodynamics by considering the normal operation of the reactor and subsystem irreversibility. The thermal reactor with the capacity of 3900 MW_{th} heat generation is used in order to generate the nominal power of 1000 MW_e. The aim of the paper is to analyze the sub-system components separately and to identify and quantify the sites, which have high losses for energy and exergy. In accordance with the analyses, much energy losses have been found in the reactor pressure vessel units. In addition, condenser, turbines and steam generators also contribute to the energy loss. While the thermodynamic efficiency of the NPP is found as 30%, the irreversibilities of pressure vessel and steam generator have been calculated as 49% and 13%. There exist irreversibilities within the amount of 6% in turbines, condensers and heaters.

Science Code : 91206

Key Words : Nuclear power, VVER, exergy, energy, reactor

Page Number : 104

Supervisor : Prof. Dr. İbrahim TÜKENMEZ

TEŐEKKÖR

Bu konuda alıŐmaya ynlendiren, bilgi ve deneyimleriyle alıŐmalarımı yneten danıŐman hocam Prof. Dr. İbrahim TÖKENMEZ'e teŐekkr ederim.

alıŐmalarımnda bilgi ve deneyimleriyle alıŐmamın her aŐamasında katkı saĐlayan Tez İzleme Komitesinin deĐerli yeleri Prof. Dr. Erol KURT hocama ve Prof. Dr. AyŐe MURATHAN hocama en iten teŐekkrlerimi sunarım.



İÇİNDEKİLER

	Sayfa
ÖZET	iv
ABSTRACT.....	v
TEŞEKKÜR.....	vi
İÇİNDEKİLER	vii
ÇİZELGELERİN LİSTESİ.....	x
ŞEKİLLERİN LİSTESİ.....	xi
SİMGELER VE KISALTMALAR.....	xii
1. GİRİŞ.....	1
2. LİTERATÜR ARAŞTIRMASI	5
2.1. Nükleer Enerji.....	7
2.2. Zincirleme Reaksiyon	9
2.3. Nükleer Reaktör	10
2.4. Nükleer Santral.....	10
2.5. Nükleer Yakıt	12
2.6. Nükleer Santrallerin Temel Bileşenleri.....	14
2.7. Nükleer Reaktörlerin Sınıflandırılması	16
2.7.1. Basınçlı su reaktörü.....	16
2.7.2. Kaynar sulu reaktör	17
2.7.3. Ağır su reaktörü.....	17
2.7.4. Gaz soğutmalı reaktör	18
2.7.5. VVER nükleer güç reaktörü.....	18
2.7.6. VVER-1200 reaktörü	20
2.8. Buharlı Güç Santrali.....	21
2.9. İdeal Rankine Çevriminin Enerji Çözümlemesi	22

	Sayfa
2.10. Enerji ve Ekserji	23
2.11. Ekserji Performans Kriterleri	26
2.12. Kojenerasyon.....	27
2.12.1. Nükleer santrallerde kojenerasyon uygulamaları.....	28
2.13. Nükleer Santralin Atık Isı Enerjisini Kullanarak Termoelektrik Jeneratör İle Elektrik Enerjisi Üretimi	30
2.13.1. Termoelektrik modül.....	31
2.13.2. Termoelektrik jeneratör.....	32
2.14. Nükleer Enerji ve Türkiye.....	36
3. MATERYAL VE YÖNTEM	41
3.1. VVER-1000 Nükleer Güç Santrali ve Bileşenleri.....	41
3.1.1. Birincil çevrim	42
3.1.2. Reaktör basınç kabı.....	43
3.1.3. Buhar üretici	45
3.1.4. Reaktör soğutucu pompası	45
3.1.5. Basınçlandırıcı.....	46
3.1.6. İkincil çevrim	47
3.1.7. Buhar türbini	48
3.2. Isıl Güç Tesislerinin Enerji ve Ekserji Analizi	53
3.2.1. Isıl güç tesislerinin enerji analizi.....	55
3.2.2. Isıl güç tesislerinin ekserji analizi	55
3.2.3. Kazanda enerji ve ekserji analizi.....	58
3.2.4. Nükleer reaktörde enerji ve ekserji analizi.....	59
3.2.5. Türbinin enerji ve ekserji analizi.....	61
3.2.6. Pompanın enerji ve ekserji analizi	62
3.2.7. Isı deęiřtiriciler, buhar üreteçleri, ısıtıcılar, soğutucular ve yoęuřturucularda enerji ve ekserji analizi	62

	Sayfa
4. SONUÇ VE ÖNERİLER	63
KAYNAKLAR	69
EKLER.....	73
EK-1. Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant	74
EK-2. Türbin Ünitesinde Enerji ve Ekserji Uygulaması	101
EK-3. Reaktör Ünitesinde Enerji ve Ekserji Uygulaması.....	103
ÖZGEÇMİŞ	104



ÇİZELGELERİN LİSTESİ

Çizelge	Sayfa
Çizelge 2.1. U-235 fisyonu sonucu çıkan toplam enerji.....	9
Çizelge 2.2. VVER reaktörlerinin tarihsel gelişimi	19
Çizelge 2.3. Enerji ve ekserji kavramlarının karşılaştırılması	25
Çizelge 2.4. Ekserji ile entropi kavramlarının karşılaştırılması.....	25
Çizelge 2.5. Üretilen enerjinin birincil kaynaklara göre dağılımı	37
Çizelge 3.1. Reaktörün özellikleri	44
Çizelge 3.2. Buhar üreticinin özellikleri	45
Çizelge 3.3. RSP özellikleri	46
Çizelge 3.4. Basınçlandırıcı özellikleri.....	47
Çizelge 3.5. Türbin ünitesinin özellikleri	48
Çizelge 3.6. VVER-1000 nükleer güç santralinin kuramsal teknik tasarım verileri	50
Çizelge 3.7. VVER Nükleer güç tesisi bileşenleri için bu çalışmada çıkarılan enerji ve ekserji denklemleri	51
Çizelge 3.8. VVER NGS için Termodinamiğin I. ve II. Yasasına göre yapılan enerji ve ekserji analiz sonuçları	52
Çizelge 4.1. VVER-1000 NGS için termodinamiğin ikinci yasası analizi sonuçları	64
Çizelge 4.2. VVER-1000 NGS için termodinamiğin birinci ve ikinci yasasına göre yapılan analiz sonuçları.....	65

ŞEKİLLERİN LİSTESİ

Şekil	Sayfa
Şekil 2.1. Tipik bir fisyon reaksiyonu.....	8
Şekil 2.2. Nötronların kontrol çubukları ile tutulması	12
Şekil 2.3. Nükleer yakıt demeti.....	12
Şekil 2.4. Nükleer yakıt çevrimi	13
Şekil 2.5. Bir nükleer reaktörün temel bileşenleri	14
Şekil 2.6. Radyoaktif salıma karşı oluşturulan fiziksel bariyerler	15
Şekil 2.7. Dünyada kullanılan reaktör tipleri	16
Şekil 2.8. a) Basit ideal Rankine çevrimi, b) T-s diyagramı.....	22
Şekil 2.9. Konvansiyonel elektrik üretimi ve kojenerasyon	28
Şekil 2.10. Bir termoelektrik modülün yapısı.....	31
Şekil 2.11. Bir termoelektrik modülün iç yapısı	32
Şekil 2.12. Termoelektrik jeneratörün şeması	33
Şekil 2.13. Kondenser ünitesinin akış şeması.....	34
Şekil 2.14. Termoelektrik modüller ile kaplanmış ısı değıştirici.....	35
Şekil 2.15. TEC1-12730 termoelektrik modülüne ait gerilim, akım ve elektriksel güç değerleri	36
Şekil 3.1. VVER tip nükleer güç santralinin basitleştirilmiş şeması	42
Şekil 3.2. VVER-1000 nükleer güç santralinin birincil çevrimi.....	43
Şekil 3.3. VVER-1000 reaktör basınç kabı.....	44
Şekil 3.4. VVER-1000 yatay buhar üretici.....	45
Şekil 3.5. Reaktör soğutucu pompası	46
Şekil 3.6. VVER nükleer güç tesisi için ısı dengesi diyagramı.....	49
Şekil 4.1. VVER 1000 NGS için bulunan ısıl verim ve tersinmezlik oranları dağılımı	66
Şekil 4.2. VVER-1000 NGS için kurulan basitleştirilmiş enerji balansı.....	67
Şekil 4.3. VVER-1000 NGS için kurulan basitleştirilmiş ekserji balansı	67

SİMGELER VE KISALTMALAR

Bu çalışmada kullanılmış simgeler ve kısaltmalar, açıklamaları ile birlikte aşağıda sunulmuştur.

Simgeler	Açıklamalar
\dot{i}	Tersinmezlik oranı (kW)
\dot{W}	Birim zamanda sistem tarafından yapılan iş (kW)
\dot{E}	Toplam enerji transferi (kW)
\dot{E}_x	Toplam ekserji transferi (kW)
\dot{Q}	Isı transferi (kW)
\dot{S}	Entropi üretim oranı (kW/K)
\dot{m}	Kütleli debi (kg/s)
e_x	Spesifik ekserji (kJ/kg)
0	Referans durum
c	Işık hızı
ç	Çıkan
çev	Çevre
fis	Fisyon
g	Giren
h	Entalpi (kJ/kg)
IG	Isı geçişi
k	Boltzman sabiti, 1.38066×10^{-23} (J/mol K)
kh	Kontrol hacmi
maks	Maksimum
MW_e	Elektrik gücü
MW_{th}	Isıl gücü
P	Basınç (Pa, bar)
p	Pompa
P₀	Ölü hal basıncı (1 atm)
RSP	Reaktör soğutma pompası
soğ	Soğutucu
T	Sıcaklık (°C veya K)

Simgeler	Açıklamalar
t	Türbin
ter	Tersinir
üre	Üretilen
V	Hız (m/s)
y	Yararlanılabilir
yan	Yanma
yoğ	Yoğuşturucu
z	Yükseklik (m)
α	Seebeck katsayısı
ζ	Ekserji verimi
s	Mutlak entropi (kJ/kg.K)

Kısaltmalar	Açıklamalar
AB	Alçak Basınç
ABT	Alçak Basınç Türbini
BSI	Besi Suyu Isıtıcısı
BÜ	Buhar Üretici
BWR	Kaynar Sulu Reaktör
CANDU	Kanada Döteryum Uranyum Reaktörü
FBR	Hızlı Üretken Reaktör
GT-MHR	Gaz Türbinli Modüler Helyum Reaktörü
HTGR	Yüksek Isılı Gaz Reaktörü
HTR	Yüksek Sıcaklık Reaktörü
LFTR	Sıvı Florürlü Toryum Reaktörü
MSR	Eriyik Tuz Reaktörü
NGS	Nükleer Güç Santrali
NSSS	Nükleer Buhar Sağlama Sistemi
PHWR	Basınçlı Ağır Su Reaktörü
PWR	Basınçlı Su Reaktörü
UAEA	Uluslararası Atom Enerji Ajansı
VHTR	Çok Yüksek Sıcaklık Reaktörü

Kısaltmalar	Açıklamalar
VVER	Su Soğutmalı ve Su Moderatörlü Reaktör
WNA	Dünya Nükleer Birliği
YB	Yüksek Basınç
YBT	Yüksek Basınç Türbini



1. GİRİŞ

Elektrik enerjisinin önemli bir kısmı yaygın bir şekilde doğal gaz, petrol ve kömür gibi geleneksel fosil yakıtlarla çalışan termik santrallerden üretilmektedir. Ancak, geleneksel yakıtların neden olduğu artan çevre kirliliği, enerji güvenliği ve iklim değişikliği gibi konularda hızla artan endişeler sonucunda, nükleer enerjiye gösterilen ilgi son yıllarda yeniden canlılık kazandı. Nükleer enerjinin karbon emisyonunu azaltma, enerji çeşitliliğini artırma ve dolayısıyla enerji güvenliğine katkı sağlamada önemli potansiyeli bulunmaktadır. Yeni reaktörler alternatif enerji teknolojileri uygulamalarının geliştirilmesiyle beraber ekonomik açıdan rekabet edebilecek düzeye ulaşmışlardır.

Türkiye'deki hızlı nüfus artışı ve sanayileşmenin gelişimine bağlı olarak doğal kaynaklara ve enerjiye olan ihtiyaç giderek artmaktadır. Türkiye için enerji hem gerekli ve hem de stratejik önemi olan özelliklere sahiptir. Tüm dünyanın ilgilendiği; enerjinin güvenli ve sürdürülebilir temini, verimli kullanımı, sera gazı etkilerinin azaltılması ve çevrenin korunması, petrol fiyatlarındaki artma eğilimi ve kararsızlıklar, fosil kaynaklardan yeni ve yenilebilir enerji kaynaklarına doğru geçiş gibi konular aynı zamanda Türkiye'nde ilgilenmesi ve ister istemez kalkınma politikalarında daima göz önünde tutması gereken konulardır [1].

Sürdürülebilir bir kalkınma için en önemli husus enerjinin doğru kaynaklardan üretimi ile birlikte enerjinin verimli kullanılmasıdır. Bundan dolayı ekserji terimi ve ekserji analizi insanlık için büyük önem arz etmektedir. Enerji ve ekserji analizi, termodinamiğin birinci ve ikinci kanunlarını birlikte ele alan ve enerjinin maksimum kullanılabilirliğini ifade eden bir analiz şeklidir. Enerjinin korunumunu ifade eden Termodinamiğin I. Kanunu, ısının işe dönüştürülebileceğini ifade eder ve bir sınır koymaz. Oysa Termodinamiğin II. Kanununa göre alınan ısının ne kadarının işe çevrileceğini belirterek ısının kullanılabilir işe dönüşümünü sınırlar. Buna dayanarak bir enerji sisteminin yapabileceği maksimum yararlı iş çoğunlukla analiz edilmiş ve sistemin kullanılabilirliği buna göre tespit edilmiştir [2].

Ekserji analizinde sistem veriminin artırılması hedeflenir. Ekserji veriminin artırılabilmesi için tersinmezliklerin azaltılması gerekmektedir. Analiz sonucu belirlenen tersinmezliklerin azaltılabilmesi için alınabilecek tedbirler belirlenir. Bu tedbirler kullanılarak verim mümkün olan en yüksek değere çıkartılır [3].

“Ekserji” terimi ilk olarak 1956 yılında Rant [4] tarafından kullanılmıştır. O zamanlar bu terim yunanca ex (harici) ve ergos (iş) kelimelerine atıfta bulunmaktaydı. Ancak, günümüzde, “mevcut enerji” veya basitçe “mevcudiyet” anlamında kullanılmaktadır. Uygulamada, “ekserji” terimi termodinamik işin kaybedilen kısmını hesaba katan ideal işle ilgilidir. Termodinamiğin ikinci kanununun bir ifadesi olan ekserjiyi Çengel ve Boles belirli bir durumda verilen enerjiyle yapılabilecek maksimum iş olarak tanımlamaktadır [5].

Ekserji analizi, "bir sisteme geçen ısının tamamen işe dönüştürülmesinin mümkün olmadığını ifade eden Termodinamiğin İkinci Yasası'na dayanır. Ekserji analizi, enerji analizine göre daha anlaşılır ve net sonuçlar vermektedir. Ekserji analizlerinde amaç, güç tesisinde ve tesisi oluşturan ünitelerdeki tersinmezliklerin kaynaklarını belirlemek ve işin yararlanılabilir bölümünün hangi ünitelerde ne miktarda kaybedildiği sorularına yanıt aramaktır.

Dünyada çeşitli nükleer reaktör tipleri kullanılmaktadır. Bunların çoğu (%81,9) hafif sulu olup hafif sulu reaktörlerin %21,1'i kaynar su reaktörü (BWR), %60,8'i basınçlı su reaktörü (PWR) tipindedir. Dünyada yaygın olarak çalışan basınçlı su reaktörlerin termal verimliliği (%30 - %33), fosil yakıtlı santrallere (%36 - %45) göre çok düşüktür [6]. Kömür yakıtlı güç santralleri gibi nükleer güç santralleri de Rankine çevrimine uygun olarak işletilirler ancak buharın işletme sıcaklığı ve basıncı güvenlik nedeniyle nükleer santrallerde fosil yakıt santrallerine oranla daha düşüktür. Literatürde nükleer santraller için ekserji yıkımı değerlendirmesine ilişkin fazla bir çalışma bulunmamaktadır. 1970 yılında, Siegel [7] tarafından bir buhar soğutmalı hızlı üretken reaktör üzerine Termodinamiğin İkinci kanununa göre uygulaması yapılmıştır. Aynı yıl içerisinde, Dunbar [8] bir BWR nükleer santrali için birinci ve ikinci kanuna dayalı enerji ve ekserji sonuçlarını analiz etmiştir. Bunlara ek olarak, Rosen ve Scott [9] tarafından bir CANDU reaktörünün ekserji analizi raporlanmıştır ve Durmayaz ve Yavuz [10] tarafından 1500 MW_e gücünde bir PWR nükleer santral reaktörünün ekserji analizleri yapılmıştır.

Önceki çalışmalara göre, ısı transfer çevrimi, buhar üretim çevrimi ve soğutma çevrimlerinin tasarımı ve inşaatı her bir nükleer güç santrali için farklıdır. Çeşitli nükleer güç santralleri tipleri arasındaki bu farklılıkların bir sonucu olarak, termodinamiğin ikinci kanununa dayalı olan ekserji analizleri de farklı sonuçlar vermektedir. 1986'dan günümüze kadar, mevcut nükleer güç santrallerinin fosil yakıt güç santralleri ile buhar basıncı ve sıcaklığı

çerçevesinde karşılaştırılması sonucunda mevcut nükleer enerji sistemlerinin termodinamik verimliliklerinin daha fazla geliştirilemeyeceği anlaşılmıştır. Öyle ki, III+ nesil nükleer güç santralleri de dahil olmak üzere henüz hiç bir nükleer güç santrali, termal güç santrallerinden daha iyi termal verimliliğe sahip değildir. Hatta fosil yakıtlı güç santralleri ile nükleer güç santralleri arasındaki termal verimlilik farkı %30'a ulaşabilir [11-13].

Bazı nükleer güç santrallerin enerji analizlerine göre, mevcut nükleer termal verimlilik buhar sıcaklığının doğal gaz ile yükseltilmesiyle arttırılabilir. Böyle bir santralde, %40 civarında termal verimliliğe ulaşmak mümkün olmaktadır [11,12]. Halbuki bu değer standart bir fosil yakıt güç santralinin termal verimliliğine eş değerdir. Ek olarak, son teknolojik gelişmeler sayesinde gaz soğutmalı nükleer güç santrallerinde reaktör çıkış sıcaklığını 850°C ile 950°C'ye çıkarmak mümkün görülmektedir ki bu sıcaklık artışından termal verimliliği yükseltmede yararlanılabilir [13].

2010 yılında başarılı bir şekilde inşa edilen ve 950°C'lik reaktör I.devre soğutma suyu çıkış sıcaklığına sahip olan yüksek sıcaklık reaktörünün (HTR) sürekli işletilebilirliği dolayısıyla, bu reaktörlerin geliştirilmesi verim artışı açısından ümit verici olmuştur [14]. Yüksek sıcaklık reaktörlerine (HTR) yeni teknolojilerin uygulanması ve gaz türbininin kullanılması ile beraber termal verimliliğin %50'leri aşması mümkün görülmüştür [15,16]. Yüksek ısı gaz reaktörü (HTGR) ve gaz türbinli modüler helyum reaktörü (GT-MHR) [17,18] doğrudan kapalı Brayton çevrim sistemlerine sahiptirler [19]. Çok yüksek sıcaklık reaktörleri (VHTR), eriyik tuz reaktörü (MSR) ve sıvı florürlü toryum reaktörü (LFTR), su sıcaklığını arttıran dolaylı ısıtılan çevrimler kullanır. Yeryüzünde uranyum cevherlerinden dört kat daha bol olan toryumun yakın gelecekte umut veren nükleer yakıt olacağı düşünülmektedir. 1200K giriş sıcaklığına sahip uygun ısı değiştirici ve turbo makine kullanan sıvı florürlü toryum reaktörlerinin elektrik üretiminde %50'lik termodinamik verimliliği sağlayabileceği görülmüştür [20, 21].

Basınçlı su reaktörlerinin Rusya üretimi versiyonu VVER (Voda-Vodyanoi Energetichesky Reaktor) [22] tip nükleer güç santrallerinin (NGS) dünya çapında sayılarında artış eğilimi dikkate alındığında, ekserji kaybının değerlendirilmesi ve daha iyi bir ısı verimliliği elde etmek için yeterli termodinamik analizlerin yapılması gereklidir. Daha önce yapılmış olan BWR, PWR ve CANDU nükleer güç santrallerinin ekserji analizinin yanı sıra, bu çalışma ile 1000 MW_e serisinde yer alan VVER nükleer güç santralinin ekserji analizi yapılarak bu

eksikliğin giderilmesi ve gelecekte ülkemizde (Akkuyu'da) yapılması düşünülen VVER-1200 nükleer güç santralının enerji-kullanım analizleri noktasında katkı sağlanması amaçlanmıştır. Yapılan çeşitli çalışmalarda, enerji-kullanım analizleri için enerji ve ekserji etkinliğinin hesaplanmasının faydalı bir yöntem olduğu görülmüştür.

Bölüm 3'de, VVER tip santrallerin gelişimi ve bileşenleri hakkında bilgi verildi. Bölüm 3'de, enerji ve ekserji analizlerinde kullanılan termodinamik eşitlikler ve ısı dengesi diyagramları ve enerji akışı birlikte verilmiştir. Bulgular ve analiz sonuçları Bölüm 4'te verilmiştir.

Analizlerde VVER santrali tam kapasite ile çalışırken gözlenen sıcaklık ve basınç değerlerinden yola çıkarak santral bağlantı noktalarındaki termodinamik özellikler hesaplandı. Bu özellikler termodinamik denklemlerde yerine konularak akımların enerji ve ekserji değerleri hesaplandı. Daha sonra bu enerji ve ekserji değerleri ekserji denklemlerinde yerine konularak sistemde ana ünitelerdeki ekserji kayıpları ve bu bileşenlerin Termodinamiğin İkinci Yasası'na göre hesaplanan verimleri hesaplandı. Son bölümde ise bulunan sonuçlar kapsamında santraldeki atık ısı kaynakları analiz edildi, bunlar irdelenerek atık ısı kaynaklarından yararlanmaya yönelik önerilerde bulunuldu.

2. LİTERATÜR ARAŞTIRMASI

Dünya’da elektrik enerjisi üretiminde önemli pay sahibi olan nükleer güç tesislerinin tümünün tasarımı Termodinamiğin Birinci Yasası’ndan yararlanılarak gerçekleştirilmiştir. Termodinamiğin Birinci Yasası’ndan yararlanılarak gerçekleştirilen enerji analizi ile sistemde en az veya en çok tersinmezliğin nerede gerçekleştiğini saptamak mümkün değildir. Bunun için Termodinamiğin Birinci Yasası’na dayalı enerji analizi ile beraber Termodinamiğin İkinci Yasası’na dayalı olarak yapılan ekserji analizi de yapılmalıdır. Böylelikle, nükleer güç tesisinde ve tesisi oluşturan ünitelerdeki tersinmezliklerin kaynaklarını belirlemek ve işin yararlanılabilir kısmının hangi ünitelerde ne miktarda kaybedildiğini saptamak mümkün olur. Bunun sonucunda, nükleer güç tesislerinde tesis verimini arttırabilmek amacıyla potansiyel iyileştirmelerin yerleri belirlenebilir.

Bu bölümde, çeşitli tiplerdeki nükleer güç santrallerinin ekserji analizleri ve genel olarak ısı güç tesislerinin ekserji analizi ile ilgili literatürde yer alan çalışmalardan bazıları gözden geçirildi.

Dunbar, Moody ve Lior tarafından 1995 yılında yayımlanan “Çalışan bir kaynar sulu reaktörlü nükleer güç santralinde ekserji analizi” başlıklı makalede, BWR tipi nükleer güç santralinin Termodinamiğin İkinci Yasasına göre analizi yapılarak, bir bütün halinde tesiste ve alt bileşenlerinde tersinmezlikler hesaplanmıştır [8]. Çalışma sonucunda, toplam ekserji yıkımının yaklaşık %80’inin yüksek oranda tersinmez fisyon prosesinden ve reaktör kabındaki ısı kaybından kaynaklandığı bulunmuştur.

Durmayaz ve Yavuz’un (2001) yayımlanmış oldukları çalışmada, 4250 MW_{th} termal güç veya 1500 MW_e elektrik gücünde bir basınçlı su reaktörlü nükleer güç tesisinin ekserji analizi yapılmıştır [10]. Bunun için nükleer tesisin akış şeması üzerinde numaralandırılmış noktalarda ekserji ve enerji akış değerleri hesaplanmış ve sonuçları tablolar halinde verilmiştir. Yapılan analiz sonucunda tesisin termodinamik veriminin %36,5 olduğu ve nükleer güç tesisinde %50,54’lik oranla en yüksek tersinmezliğin reaktör basınç kabında olduğu belirtilmiştir.

Rosen (2001) yaptığı çalışmada, kömür yakıtı kullanan bir termik santral ile nükleer santralin enerji ve ekserji analizleri yapılmış ve karşılaştırılmıştır. Her iki santralin sistemlerini enerji ve ekserji verimliliklerinin birbirlerine yakın olması ve sistemlerdeki kayıpların benzer özellik göstermesi nedeniyle kömür yakıtlı santrallerin ve nükleer santrallerin karşılaştırılmasının yapıldığı belirtilmiştir. Kömür kullanan santral için en yüksek ekserji (tersinmezlik) yanma prosesinde olurken, nükleer güç santralinde ise en yüksek tersinmezlik reaktörde olduğu vurgulanmıştır. Kömür yakıt kullanan santralde, tüm sistemler için enerji ve ekserji verimlerinin, nükleer santralinkine göre daha yüksek çıktığı ifade edilmiştir. Bunun nedenleri olarak ısı üretimindeki sıcaklıkların nükleer güç santralinde daha düşük olması ve reaktörde üretilen ısının buhar üretecine aktarılması için ilave bir çevrime ihtiyaç duyulması, yani nükleer güç santralinin çift çevrimli olmasıdır. Nükleer santralin verim düşüklüğünün nötron kaybı neticesinde oluşan enerji kayıpları ve yanmış yakıttaki mevcut enerjiden faydalanılamamasından dolayı olduğu açıklanmıştır [12].

Lior tarafından (1997) “Nükleer güç tesislerinde fosil yakıtlı kızdırmanın etkilerinin enerji, ekserji ve termoeconomik analizleri” çalışmasında, fosil yakıtlı ısıtma donanımı olan Indian Point 1 Nükleer Güç Tesisinin performansına fosil yakıtlı ısıtmanın etkileri incelenmiştir. Yapılan enerji, ekserji ve termoeconomik analizler sonucunda, reaktörden çıkan doygunluğa yakın buharın, türbine girmeden önce fosil yakıt ile kızdırılmasının güç üretimini en az %70, tesis verimliliğini ise en az %16 arttırdığı ve elektrik üretim maliyetini de en az %32 düşürdüğü belirtilmiştir [15].

Sayyaaddi (2009), yaptığı çalışmada 1000 MW’lik PWR tipi bir nükleer santral ve iki adet 1000 MW’lik hibrit PWR – fosil yakıtlı ön ısıtıcı (doğal gaz ve kömür yakıtlı) ile birlikte çalışan santrallerin ekserji analizlerini ve ekonomik açıdan değerlendirmesini yapmıştır. Ekserji verimliliği bakımından doğal gaz yakıtlı hibrit PWR santralının en yüksek değere, konvansiyonel PWR nükleer santralin ise en düşük çıktığını belirtmiştir [23].

Sayyaadi ve Sabzalıgöl (2009) tarafından yayımlanan “Basınçlı su nükleer güç santralinde optimizasyon için çeşitli yaklaşımlar” başlıklı makalede, tipik bir 1000 MW_e gücünde basınçlı ağır su nükleer güç tesisinin enerji ve ekserji analizleri yapılmıştır. Bu çalışmada da ekserji yıkımının en fazla reaktörde, ikinci olarak da buhar üretecinde olduğu sonucuna ulaşılmıştır [24].

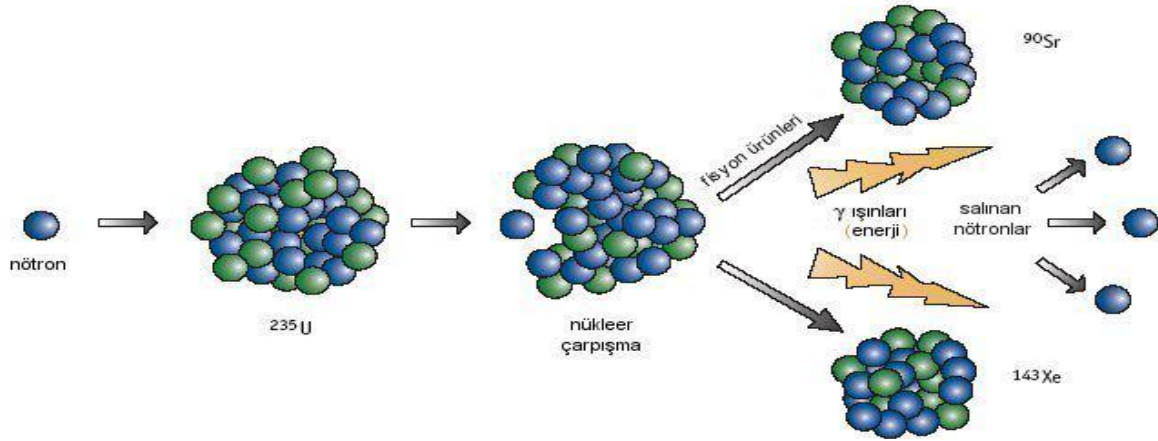
Ege (2012) “Afşin-Elbistan B Kömür Santralinin Ekserji ve Termoekonomik Analizi ve Optimizasyonu” doktora çalışmasında, Afşin-Elbistan B Santralinde ekserji analizi, belirsizlik analizi ve termoekonomi uygulaması yapılmıştır. Santral ve bileşenlerinin tasarimsal/işletme koşullarında enerji ve ekserji verimleri, santralin birinci ve ikinci kanun verimindeki belirsizlik miktarı ve bu belirsizliğe yol açan etmenleri araştırılmıştır [25].

Çengel ve Boles (1998), “Thermodynamics An Engineering Approach” adlı kitaplarında, temel termodinamik konularını ve bu bağlamda ekserji konusunu oldukça kapsamlı şekilde açıklamıştır ve oldukça anlaşılır örneklerle desteklemiştir.

2.1. Nükleer Enerji

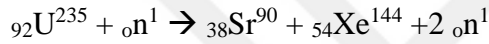
Atom çekirdeklerinin parçalanması sonucunda büyük bir enerji açığa çıkmaktadır. Ağır atom çekirdeklerinin nötronlarla bombardımanı sonucunda bu çekirdeklerin parçalanması sağlanabilir; bu tepkimeye “filyon” adı verilmektedir. Her bir parçalanma tepkimesi sonucunda açığa filyon ürünleri, enerji ve 2-3 adet de nötron çıkmaktadır. Filyon, ağır radyoaktif (Uranyum gibi) atomların bir nötronun çarpması ile daha küçük atomlara bölünmesidir.

Uygun şekilde tasarlanan bir sistemde tepkime sonucu açığa çıkan nötronlar da kullanılarak parçalanma tepkimesinin sürekliliği sağlanabilir (zincirleme tepkime). Hafif atom çekirdeklerinin birleşme tepkimeleri de büyük bir enerjinin açığa çıkmasına sebep olmaktadır. Bu birleşme tepkimesine “füzyon” adı verilmektedir. Bu tepkimenin sağlanabilmesi için atom çekirdeğinde bulunan artı yüklerin birbirini itmesinden kaynaklanan kuvvetin yenilmesi gereklidir. Bu nedenle çok yüksek sıcaklığa çıkılan sistemler kullanılmaktadır. Çok yüksek sıcaklıkta yüksek enerjiye ulaşan atom çekirdeklerinin çarpışması ile füzyon tepkimesi sağlanabilmektedir. Güneşteki reaksiyonlar ise füzyon reaksiyonudur. Bu reaksiyonun yarattığı sıcaklık filyon reaksiyonundakinden çok daha fazladır. Filyon ve füzyon tepkimeleri ile elde edilen enerjiye “çekirdek enerjisi” veya “nükleer enerji” adı verilmektedir.



Şekil 2.1. Tipik bir fisyon reaksiyonu

Uranyum-235'in nötronlarla fisyon reaksiyon denklemi,



şeklinde yazılır. Fisyon reaksiyonu Stronsiyum-90, Xenon-144 izotopları ile iki adet nötronun ortaya çıkmasına neden olur. Etkileşme öncesi ve sonrası kütleleri sırası ile M_0 ve M_s olarak adlandırırsak,

$$M_0 = M_{\text{Uranyum}} + M_{\text{nötron}} ,$$

$$M_0 = 3,9024 \times 10^{-25} + 1,6747 \times 10^{-27} = 3,9191 \times 10^{-25} \text{ kg},$$

$$M_s = M_{\text{Sr}} + M_{\text{Xe}} + 2 \times M_{\text{nötron}} ,$$

$$M_s = (1,4927 + 2,3898 + 0,033494) \times 10^{-25} = 3,9160 \times 10^{-25} \text{ kg},$$

elde ederiz. Kütle kaybının enerji eşdeğeri,

$$E = (M_0 - M_s) \times c^2 = \Delta M \times c^2 ,$$

$$E = 3,1 \times 10^{-28} \times (3,0 \times 10^8)^2 = 2,79 \times 10^{-11} \text{ Joule } (= \text{kg} \cdot \text{m}^2/\text{s}^2),$$

Nükleer kimyada genelde bu enerjiyi Joule birimi yerine eV (elektronvolt) biriminde ifade edilir. 1eV, elektronun 1 Voltluk potansiyel farkı altında ivmelendirildiğinde kazandığı enerjidir. Elektron yükü $1,6 \times 10^{-19}$ Coulomb olduğundan, Joule cinsinden karşılığı,

$$1 \text{ eV} = 1,6 \times 10^{-19} \text{ Coulomb} \times 1 \text{ V} = 1,6 \times 10^{-19} \text{ Joule } (= \text{Coulomb} \cdot \text{Volt}),$$

$$E = 2,79 \times 10^{-11} \text{ Joule} \times (1 \text{ eV} / 1,6 \times 10^{-19} \text{ Joule}) \times (1 \text{ MeV} / 1 \times 10^6 \text{ eV}) = 174 \text{ MeV}$$

Çizelge 2.1. U-235 fisyonu sonucu çıkan toplam enerji

Enerjinin yayılma biçimi	Çıkan enerji miktarı (MeV)
Fisyonun kinetik enerjisi	169,1
Ani gama ışınları	7,0
Gecikmeli gama ışınları	6,3
Fisyon ani nötronları	4,8
Fisyon bozunma ürünleri	-
Beta parçacığı	6,5
Nötrino	8,8
Ortalama yayılan toplam enerji	202,5

Gerçekte, 1 mol Uranyum-235'in fisyonu sonucu açığa çıkan enerji 200 MeV civarlarındadır. Aradaki fark açığa çıkan ürünlerin kazandıkları kinetik enerjilere karşı gelmesindedir. Ancak bölünme sonucu, Stronsiyum-90 ve Xenon-144 uyarılmış durumdadırlar ve ortaya çıkışlarının hemen sonrasında ani gama ışınları yaydıkları gibi devamında beta parçacıkları ve nötronları salarlar. Çizelge 2.1'de görüldüğü üzere, bu son ışınımların da enerjileri ilave edildiğinde tek bir Uranyum-235 izotopunun bölünmesi sonucu açığa çıkan enerji yaklaşık 200 MeV civarlarında olup 1 ton U-235 tamamen yandığında açığa çıkan enerji $2,3 \times 10^{10}$ kWsaat'tir [26].

2.2. Zincirleme Reaksiyon

Fisyon sonucunda ortaya çıkan nötronların, ortamda bulunan diğer fisyon yapabilen atom çekirdekleri tarafından yutulur, onları da aynı reaksiyona sokması ve bunun ardışık olarak tekrarlanmasıdır. Kontrolsüz bir zincirleme reaksiyon, çok çok kısa bir süre içinde çok büyük bir enerjinin ortaya çıkmasına neden olur. Nükleer santrallarda ise zincirleme reaksiyon kontrollü bir şekilde yapılır. Bazı nötronlar da çekirdeğe çarparak saçılıp, reaksiyon yapmaksızın sistemden kaçabilirler veya fisyon neden olmadan çekirdek tarafından yakalanabilirler. Kaçma ve yakalanmayla kaybedilen nötron sayısını dengeye getirmek için yeterince serbest nötronun oluşturulduğu pozisyonda, fisyon reaksiyonu kendi kendini devam ettirme durumuna gelir ve bu noktada sistem kritiklik durumuna ulaşmış olur. Kritik kütle, belirli koşullarda zincirleme reaksiyonunun sürdürülebilmesi için gereken minimum bölünebilen (fisil) madde miktarıdır.

2.3. Nükleer Reaktör

Nükleer reaksiyon (filyon ya da füzyon) sonucu açığa çıkan ısıdan (nükleer enerji) buhar üreten reaksiyon kabına nükleer reaktör, bu reaktörlerden elde edilen buharla türbinleri çevirip elektrik üreten tesislere nükleer güç santrali denir. Filyon yani atomun parçalanmasından çıkan enerjiyi kullanan reaktörler; halen işletmede olan nükleer santrallerin tamamında kullanılmaktadır.

2.4. Nükleer Santral

Nükleer Santral, nükleer reaksiyon (filyon ya da füzyon) yardımı ile ortaya çıkan ısıdan (nükleer enerji) elektrik üreten tesislere verilen isimdir. Günümüzde bu iki reaksiyondan sadece elektrik üretimi için yararlanılmaktadır. Bu santraller radyoaktif maddeler kullanılmasından dolayı diğer santrallerden farklı olup ve teknolojileri içerisinde daha sıkı güvenlik önlemlerini barındırır.

Bir nükleer santralden elektrik üretmekle, gaz veya kömür santrallerinden elektrik üretmek termodinamik olarak aynıdır. Aradaki fark ısı kaynağıdır. Termik santraller de ısı kaynağı olarak kimyasal yanma enerjisi kullanılır.

Nükleer filyon yüksek enerji yoğunluğuna (enerji/birim yakıt kütlesi) sahip çok güçlü bir enerji kaynağıdır. Fosil yakıtların yanması gibi kimyasal reaksiyonlarla karşılaştırıldığında, filyon reaksiyonu kullanılarak, fosil yakıtlarla üretilen miktara eşdeğer enerji üretmek için çok küçük bir hacimde yakıtı ihtiyaç vardır.

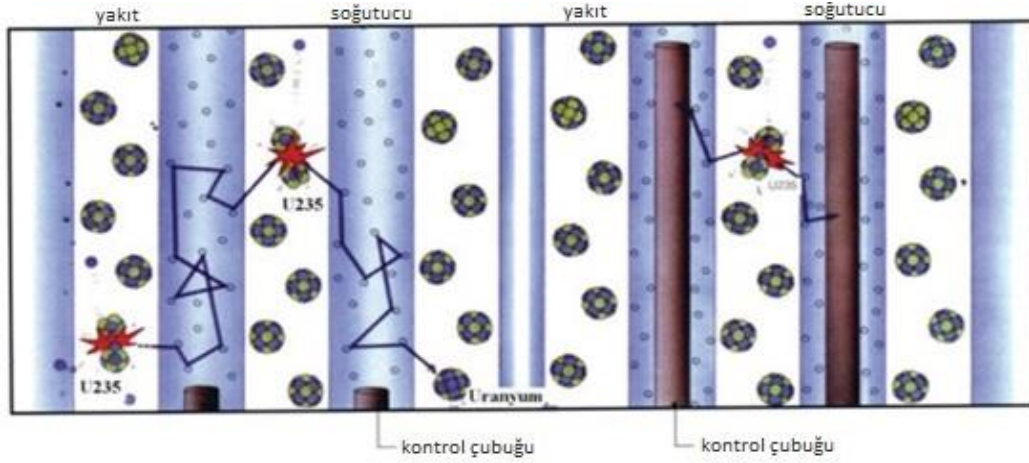
Dünyada elektrik üretiminde kömür ilk sırayı alırken, ikinci sırada doğalgaz gelmektedir. Ülkemizde ise doğalgaz ilk, kömür ikinci sırada yer almaktadır. Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (UAEA) ve Dünya Nükleer Birliği (WNA) verilerine dayandırılarak hazırlanmış olan 31 Aralık 2014 tarihli verilerine göre, dünyada toplam 376 GWe kurulu güce sahip, dünyadaki elektrik üretiminin %11'ini sağlayan 438 adet nükleer reaktör vardır. Buna ek olarak, 70 adet nükleer reaktör ise inşa aşamasındadır [27].

Nükleer reaktörlerin çalışması termik santrallerin çalışmasına çok benzemektedir. Aralarındaki tek fark ısının üretildiği kaynaktır. Termik santrallerde ısı kömürün yanmasıyla elde edilirken nükleer santrallerde uranyum atomlarının filyonu ile elde edilir. Kurulu gücü

1000 MW_e olan bir termik santral için yakıt cinsine göre yıllık tüketim miktarı 2,2 milyon ton kömür, 1,4 milyon ton petrol ve 1 milyon m³ doğalgaz kullanılırken, aynı kurulu güçteki nükleer santral için yıllık yakıt sadece 30 tondur [28].

Enerji üretiminde kullanılan U-235 izotopunun doğal uranyum içindeki miktarı %0,7 kadardır. Geriye kalan % 99,3'lük kısmı enerji üretiminde doğrudan kullanılmayan U-238'dir. U-235'in doğadaki uranyum elementi içerisindeki miktarının artırılması işlemine izotopik zenginleştirme adı verilir veya sadece %3 civarında U-235 içeren bir miktar zenginleştirilmiş uranyum yakıtı UO₂ şeklinde sinterlenmiş seramik şeklinde peletlenip sızdırmaz zirkonyum zarflarda (1cm çapında 2,5cm yükseklikte), boyu 4 metre ve çapı yaklaşık 1 cm olan silindir boru içerisine yerleştirilir. Bu silindir borulara yakıt çubuğu adı verilir. Böyle çubuklardan yaklaşık 312 adedi bir araya getirilerek bir yakıt demeti oluşturulur. Bu demetlerden de yaklaşık 163 kadarı reaktör kazanı içerisine yerleştirilir. Nükleer reaksiyonun daha kolay olabilmesi ve üretilen ısının reaktörden alınarak kullanılabilmesi için reaktör kazanı su ile doldurulur. Nükleer reaktörlerde uranyum elementinin bir izotopu olan U-235 fisyon reaksiyonu ile parçalanmasıyla ekzotermik enerji, ısı olarak açığa çıkar. Üretilecek enerjinin miktarı reaktör kabının üzerindeki kontrol çubuklarıyla ayarlanır (Şekil 2.2). Santral çalışırken nükleer yakıt çubukları da etrafında bulunan suyu ısıtır. Isınan bu su, pompalar vasıtası ile buhar üretecine getirilir. Burada başka bir suyu kaynatırken kendisi de soğur ve tekrar yakıt çubuklarının bulunduğu kazana geri döner ve orada tekrar ısınır, bu işlem böyle devam eder.

Reaktörlerde açığa çıkan ısı enerjisi, bir soğutucu (genellikle su) yardımıyla reaktör dışına alınır ve buhar üretiminde kullanılır. Üretilen buharın ısı enerjisi, diğer termik santrallerde olduğu gibi, bir buhar türbininden geçirilerek mekanik enerjiye dönüştürülerek elektrik üretiminde kullanılır. Türbinden çıkan enerjisi azalmış (çürük) buhar bir soğutma kulesi nehir suyu veya deniz suyu vasıtasıyla soğutularak tekrar suya dönüştürülür ve buhar üretecine besi suyu olarak geri gönderilir.



Şekil 2.2. Nötronların kontrol çubukları ile tutulması

2.5. Nükleer Yakıt

Günümüzde kullanılan ticari NGS’de, uranyum temel nükleer yakıt hammaddesidir. Doğada bulunan uranyumun ağırlıkça binde yedisi (%0,71) fisil U-235 izotopundan oluşmaktadır. Yakıtlar reaktör tipine göre değişim gösterip, her reaktör tipinin tasarımına göre ağırlıkça değişik zenginliklerde (%2-5) ve değişik geometrilere olabilir. Nükleer santralin yakıtı; nükleer yakıt çevrimi denilen geniş bir hazırlama, kullanım ve geri kazanım işleminden geçer. Çok az bulunan uranyum madeni önce yoğunlaştırılır. Ancak U-238 (yüzde 99,3) ve U-235 (yüzde 0,7) izotoplarının karışımından oluşan doğal uranyumdaki U-235 oranının en az %3’e çıkarılır. UO_2 formunda sinterlenerek zirkonyum zarflarına konulan zenginleştirilmiş uranyum genellikle 1 inç (2,5cm) yüksekliğinde peletler (yakıt çubuğu) halindedir (Şekil 2.3).



Şekil 2.3. Nükleer yakıt demeti

Peletler uzun çubuklara konularak toplanır ve bu yakıt çubukları bir demet haline getirilir. Bu demetler suyun dibine, basınçlı reaktör kazanının içine yerleştirilir. Burada su, soğutma ve nötronları yavaşlatma (moderatör) görevi görür. Nötronun soğurmasıyla uranyumun aşırı ısınmasını veya aşırı soğumasını önleyecek bir mekanizma olarak kontrol çubukları adı verilen yapılar pelet demetleriyle beraber su altında bulunurlar. Operatörler nükleer reaksiyonun hızını belirlemek için, örneğin sıcaklığı yükseltmek için kontrol çubuklarını biraz kaldırarak ortamdaki daha fazla nötronların salınımıyla soğurulan nötron sayısını arttırarak artan fisyon ile beraber fisyon tepkimelerini arttırıp sıcaklığı yükseltebilirler. Eğer sıcaklığı düşürmek istiyorsa kontrol çubuklarını indirerek sıcaklığı düşürüp sistemi stabil tutarlar. Bu şekilde nükleer santralde kontrol sağlanmış olur. Aynı zamanda sıcaklığı korumak için, santral içindeki su pompaları da önemli bir rol oynar. Bu özellikler nedeniyle nükleer reaktörler; istenilen sürede, istenilen miktarda, güvenli olarak enerji üretebilirler.

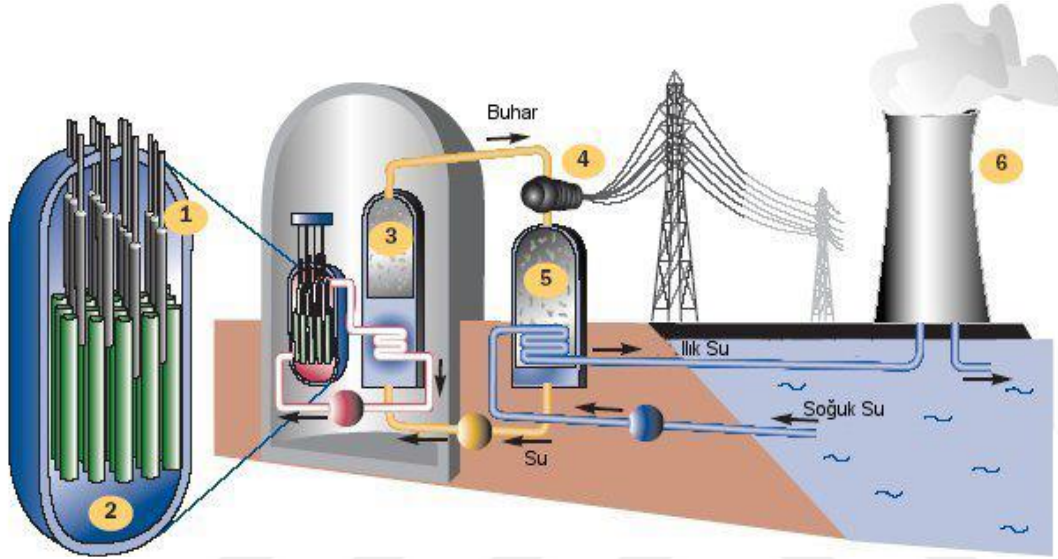
Yakıt, reaktörün kalbinde üç ile altı yıl arasında kalarak fisyon uğrar böylece enerjisini tamamen tüketir. Böylece zayıflayan, ama harcanmamış bileşimler düzenli olarak reaktörden çıkartılıp soğutulur. Geri kazanım tesislerine gönderilerek burada asal maddeleri olan uranyum ve plütonyum ile radyoaktif parçalanma ürünleri birbirinden ayrıştırılır. Plütonyum ve ayrılmış uranyum (yeniden zenginleştirilmiş) tekrar nükleer reaktördeki yakıt bileşenlerine katılır (Şekil 2.4). Geri kalan artık maddeler ise radyoaktifliklerinin azalması için dinlenmeye bırakılır. Daha sonra, düşük ve orta seviyede nükleer atıklar, beton ve asfaltla sarıldıktan sonra özel bölgelere depolanır. Yüksek seviyede nükleer atıklar sıkıştırılıp yalıtıldıktan sonra derin jeolojik depolara gömülür [29].



Şekil 2.4. Nükleer yakıt çevrimi

2.6. Nükleer Santrallerin Temel Bileşenleri

Nükleer fisyon enerjisinden faydalanan ana teknoloji nükleer reaktör teknolojisidir. Birçok reaktör tipi olmasına rağmen bütün reaktörlerde genellikle yakıt, yavaşlatıcı (moderatör), soğutucu ve kontrol çubukları gibi bileşenler mevcuttur (Şekil 2.5).



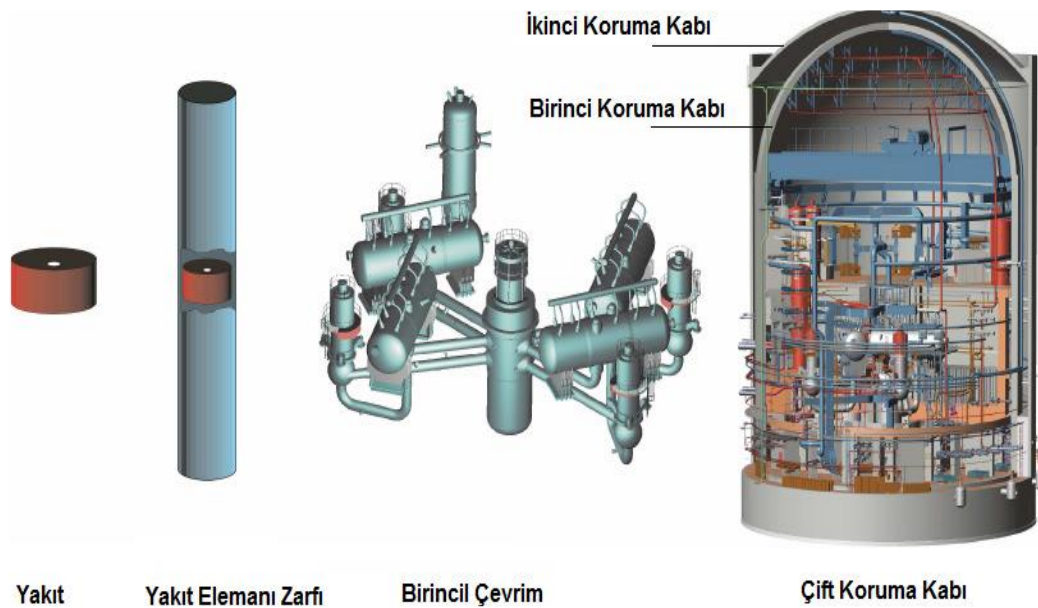
Şekil 2.5. Bir nükleer reaktörün temel bileşenleri

1. Reaktör: Yakıt (2'de alt kısımda kalın düşey çubuklar) basınçlı suyu ısıtır, kontrol çubukları (1'de yukarı kısımda yakıt çubuklarının arasına düşen ince çubuklar) fisyon reaksiyonunu kontrol etmek veya sona erdirmek için nötronları yutar. Bor, gümüş, indiyum, kadmiyum ve hafniyum gibi nötron yutucu malzemelerden yapılan kontrol çubukları gerektiğinde nötron sayısını azaltarak fisyonun durdurulması veya çalışma esnasında güç seviyesinin ve reaktördeki lokal güç dağılımının kontrol ve düzenlenmesi için kullanılır.
2. Soğutucu ve yavaşlatıcı: Soğutucu ve yavaşlatıcı olarak hizmet etmek için yakıt ve kontrol çubukları su ile çevrelenmiştir. Fisyon sonucu ortaya çıkan hızlı nötronların ileri evredeki fisyon oluşumunda verimliliğini attırmak için bu nötronları termal enerji düzeyine kadar yavaşlatacak bir yavaşlatıcı (moderatör) gereklidir. Genel olarak bu yavaşlatma işlemi için normal su kullanılır, alternatifleri ise bir karbon formu olan grafit ve ağır sudur
3. Buhar üretici: Reaktörde oluşan sıcak su yüksek basınçlı buhar üretmek için ısıyı değiştiricisine (buhar üreticisine) pompalanır.

4. Türbin jeneratörü: Buhar elektrik üretmek üzere elektrik jeneratörüne yönlendirilir.
5. Kondansatör: Yoğunlaştırıcı, türbinlerden çıkan çürük buharı yoğunlaştırarak suya dönüştürmek için kullanılır.
6. Soğutma kulesi: Dönen soğutma suyundaki ısıyı yakın çevre ısısına dönüştürür

Reaktör içerisinde meydana gelen kontrollü fisyon tepkimeleri sonucunda açığa çıkan fisyon ürünleri radyoaktiftir. Bu nedenle nükleer santraller, açığa çıkan bu radyoaktif maddelerin ve radyasyonun, normal çalışma veya kaza durumunda reaktör ve santralin dışına çıkmamasını ve çevreden yalıtılarak muhafaza edilmesini sağlamak üzere beş fiziksel bariyerin tasarımda yer almasını öngörür.

Şekil 2.6’da görüldüğü gibi, radyoaktif salıma karşı oluşturulan ilk fiziksel bariyer nükleer yakıtın kendisidir. Nükleer yakıtlar seramik yapıya sahip olduklarından radyoaktif maddeler yakıt içinde tutulur ve nükleer yakıt zarfına ulaşması engellenir. İkinci bariyer, paslanmaz ve mekanik yük ile radyasyona dayanıklı yakıt elemanı zarfıdır. Yakıt elemanı zarfı, radyoaktif salımın birincil çevrime ulaşmasını engeller. Üçüncü ve dördüncü bariyerler, birincil çevrim içerisinde yer alan soğutma suyu ve/veya moderatörler (yavaşlatıcılar) ve reaktör kabıdır [30].

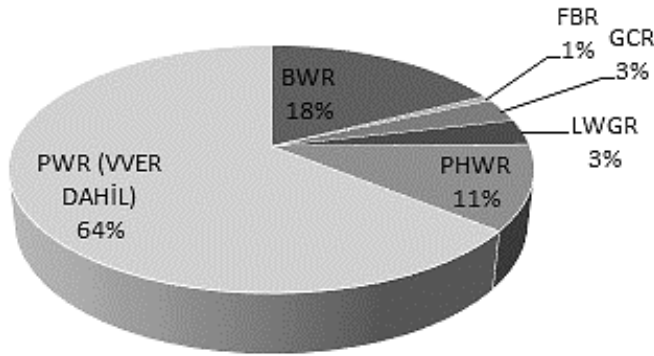


Şekil 2.6. Radyoaktif salıma karşı oluşturulan fiziksel bariyerler (VVER-1000)

2.7. Nükleer Reaktörlerin Sınıflandırılması

Reaktörleri, kullanılan soğutucu tipine göre ayırmak yaygın ve faydalı bir yöntemdir. 2016 yılı başı itibariyle, dünyada kullanılmakta olan ticari reaktörlerin %81,9'unu soğutucu ve yavaşlatıcı olarak normal su kullanan reaktörler teşkil etmektedir. Bunlara hafif sulu reaktörler (Light Water Reactor, LWR) denir ve Rusların VVER (Voda-Vodyanoi Energetichesky Reaktor) modelini de içeren basınçlı su reaktörleri (Pressurized Water Reactor, PWR) ile kaynar sulu reaktörler (Boiling Water Reactor, BWR) olmak üzere iki tip şeklinde sınıflandırılmışlardır. Geriye kalan 18% oranındaki reaktörlerin çoğu basınçlı ağır su (Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR), gaz soğutmalı reaktör (Gas Cooled Reactor, GCR), hızlı üretken reaktör (Fast Breeding Reactor, FBR) ve grafit yavaşlatıcılı su soğutmalı reaktörlerdir (Light Water Graphite Reactor, LWGR/RBMK).

Şekil 2.7'de dünyada ticari olarak çalıştırılan başlıca reaktör tiplerinin dağılımı gösterilmektedir [27]. Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı'nın "Referans Veri Serisi No. 2 – Reference Data Series No. 2", 31 Aralık 2014 tarihli verilerine göre, dünyada toplam 376 GWe kurulu güce sahip 438 adet nükleer reaktör işletilmektedir. Dünyadaki elektrik üretiminin yaklaşık %11'i nükleer enerjiden üretilmektedir.



Şekil 2.7. Dünyada kullanılan reaktör tipleri

2.7.1. Basınçlı su reaktörü

Dünya'da ticari olarak en yaygın şekilde kullanılan reaktör tipi basınçlı su reaktörüdür (PWR). Günümüzde çalışan toplam 438 nükleer santralin 277'sinde PWR kullanılmaktadır. VVER (Voda-Vodyanoi Energetichesky Reaktor) ya da WWER (hafif su soğutmalı ve hafif

su moderatörlü güç reaktörü) batılı ülkelerdeki basınçlı su reaktörlerinin Rusya versiyonudur. VVER tipi reaktörler basınçlı reaktörlerin yaklaşık %19'unu oluşturmaktadır.

Basınçlı su reaktörlerinde soğutucu ve yavaşlatıcı olarak hafif su (H_2O) kullanılmıştır. %2,5 ila %3 oranında U-235'çe zenginleştirilmiş uranyumu yakıt olarak kullanan reaktörde, yüksek sıcaklıklarda suyun sıvı olarak kalmasını sağlamak için soğutma suyu yüksek basınç (15,5 MPa=155 bar) altında tutulur. Yüksek basınç altında kaynama noktası yükseleceğinden, reaksiyon ısısı bu basınçta sıvı suyla yüksek sıcaklıkta ($321^{\circ}C$) buhar üreticisine taşınır. Kuvvetli pompalar kullanılarak soğutucu reaksiyon kabı ve buhar üreticini içeren birinci devrede dolaştırılır ve soğutucu ısısı ikinci devreye transfer edilir. Birinci devrede buhar üreticisinde bulunan suyun dolaşan soğutucu ile kaynamasıyla üretilen buhar türbini döndürerek jeneratör aracılığıyla elektrik üretilir.

2.7.2. Kaynar sulu reaktör

Basınçlı su reaktörlerinden sonra en yaygın olarak kullanılmakta olan reaktör tipi kaynar su reaktörüdür (BWR). Dünyada kurulu 438 nükleer santraldan 80 adedi BWR'dır.

Bu tip reaktörlerin basınçlı su reaktörlerinden en belirgin farkı, buhar üretici devresine sahip olmayışıdır. Bir kaynar sulu reaktörde normal su hem soğutucu hem de yavaşlatıcı olarak kullanılır. Soğutucu, reaktörden aldığı ısı ile kaynayabilmesi için PWR'da kullanılan basınçtan daha düşük basınçta (70 bar) tutulur. Reaktör kazanında üretilen buhar doğrudan türbine verilerek elektrik üretilir.

2.7.3. Ağır su reaktörü

Basınçlı ağır su reaktörleri (PHWR), soğutucu ve yavaşlatıcı olarak ağır su (D_2O , hidrojenin döteryum izotopunu içeren su) kullanılan bu reaktörler Kanada tarafından geliştirildiği için CANDU reaktörleri (CANadian Deuterium Uranium) diye tanınır.

Yavaşlatıcı olarak ağır su kullanılması, yakıt olarak doğal uranyum kullanımına imkan sağlar; bu da uranyumu zenginleştirmek için zaman ve para harcanmasını önler; ancak birim enerji başına zenginleştirilmiş uranyum kullanan reaktörlere nazaran daha fazla yakıt gerekir. Basınçlı su reaktörlerinde olduğu gibi soğutucu, normal suyu ayrı bir devrede kaynatmak için buhar jeneratöründen geçer. PWR ve BWR reaktör tasarımlarında yakıt

değiřtirmek için reaktörü kapatmak gerekirken CANDU tasarımında yakıt deęiřimi reaktör çalıřırken yapılmaktadır. Dünyada iřletmede olan reaktörlerden yaklaşık %9'u basınçlı ağır su tipi reaktördür ve bunların toplam sayısı 49'dir. Bunların 19 tanesi CANDU tipi ağır su reaktörüdür.

2.7.4. Gaz soęutmalı reaktör

Yenilikçi reaktör tasarımlarından biri olan gaz soęutmalı ve grafit yavaşlatıcılı doęal uranyum reaktörleri İngiltere ve Fransa'da geliřtirilmiř ve 1950 ve 1960'lı yıllarda inşa edilmiřtir (MAGNOX reaktörleri). Grafit, göreceli olarak düşük nötron soęurma özellięiyle iyi bir nötron yavaşlatıcıdır. Grafit yavaşlatıcılı ve gaz (karbondioksit veya helyum) soęutuculu ısı reaktörleri, doęal uranyumla çalıřtırılabilir. Dünyanın ilk nükleer güç santrali olan Calder Hail (4 x 40 MW_e) 1956'da devreye girdi. İngiltere'de daha ileri teknik çalıřmalar, geliřkin gaz soęutmalı reaktörleri (AGR) ortaya çıkarmıřtır. Daha yeni olarak Almanya ve ABD'de yüksek sıcaklıklı gaz soęutmalı reaktörler (HTGR) geliřtirilmiřtir. Bu geliřmiř reaktörlerde yüksek çalıřma sıcaklıęından dolayı daha yüksek termal verimlilięine sahiptirler. Yüksek gaz çıkıř sıcaklıkları, bu santrallara, ilave bir özellik olarak endüstriyel amaçlı uygulamalarda proses ısısı için kaynak olarak kullanılma imkanı vermektedir. Yüksek sıcaklıklı gaz soęutmalı reaktörler de yavaşlatıcı olarak grafit fakat soęutucu olarak helyum kullanılır. Asal bir gaz olan helyum yüksek sıcaklıklarda grafit ile reaksiyona girmedięinden, AGR serisine oranla daha yüksek soęutucu çıkıř sıcaklıklarına ulařılmasını mümkün kılmaktadır [31].

2.7.5. VVER nükleer güç reaktörü

Bir VVER (Voda-Vodyanoi Energetichesky Reaktor) ya da WVER (Su soęutmalı ve Su Moderatörlü Güç Reaktörü) Batı ülkelerindeki basınçlı su reaktörleri'nin (PWR'ler) Rus versiyonudur. PWR'lar ile VVER arasındaki en önemli fark, PWR'lerde buhar üreteçleri dikey iken VVER'lerin buhar üreteçlerinin yatay olmasıdır.

Rusya Federasyonu günümüzde Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı 31 Aralık 2014 tarihli verilerine göre 34 adet nükleer reaktöre sahiptir ve elektrik üretimin yaklaşık %18'ini nükleer enerjiden sağlamaktadır. Ayrıca, mevcut reaktörlerine ek olarak 9 adet nükleer reaktörde inşa aşamasındadır. Rusya Federasyonu toprakları içerisinde yer alan bu

reaktörlere ek olarak Ermenistan (1 adet), Bulgaristan (2 adet), Çin (2 adet), Çek Cumhuriyeti (6 adet), Finlandiya (2 adet), Macaristan (4 adet), İran (1 adet), Slovakya (4 adet) ve Ukrayna (15 adet) olmak üzere toplam 37 adet Rus tasarımı nükleer reaktör işletimdedir.

VVER'in başlıca 3 standartlaştırılmış tasarımı bulunmaktadır: İki 440 Megavat [440–230 MW (eski) ve 440–213 MW (yeni)] ve 1000 Megavat güç çıkışlı tasarımlar. Rusya'da Novovoronezh nükleer santralinde kurulan ilk ticari anlamdaki model VVER-440/230 1960'lı yıllarda geliştirilmiştir. İlk VVER–440 V230 serisinin yalnızca sınırlı acil durum su enjeksiyon sistemleri vardır ve devrenin bulunduğu koruma kabuğu olmadığı için kapalı sistem değildir. VVER-440/230 model reaktörlerden halen işletim halinde bulunmaktadır.

İkinci nesil VVER'ler olarak kabul edilen VVER-440/213 modeli 1970'li yıllarda geliştirilmiştir. Bir önceki modelin sahip olduğu birçok tasarım açıkları giderilmiş, koruma kabuğu ve güvenlik sistemleri tasarımları bu modelde geliştirilmiştir.

VVER'lerin bir sonraki nesli 1975–85 yılları arasında tasarımlanmış olan VVER-1000'lerdir. VVER-1000'lerin birçok özelliği, batı-tasarımı PWR'ların özelliklerine benzer bulunmaktadır. En önemli iyileştirmeler arasında, çelikle güçlendirilmiş koruma kabuğu bulunmaktadır. Dünyada VVER-1000 model reaktörlerden 26 ünite bulunmaktadır (Rusya'da 9 ünite, Ukrayna'da 13, Bulgaristan'da 2 ünite, Çin'de 2 ünite). Mevcut ileri reaktörler III. Nesil (ve 3+) olarak adlandırılmaktadır [32, 33]. VVER reaktörlerinin tarihsel gelişimi Çizelge 2.2'de verilmektedir.

Çizelge 2.2. VVER reaktörlerinin tarihsel gelişimi

Reaktör tipi	Reaktör modeli	Tam güç santrali
VVER-300	V-478	(gelişme halinde, VVER-640'ı esas alır), Nesil III+
VVER-440	V-230	
	V-213	
VVER-6	V-40	(gelişme halinde), Nesil III+
VVER-600	V-498	(gelişme halinde, V-491'i esas alır), Nesil III+
VVER-1000	V-320	çoğu Rusya ve Ukrayna santrali
	V-338	Kalinin 1-3, Temelin 1&2, S. Ukrayna 2
	V-446	V-392'yi esas alır, önceki Siemens çalışması, Buşehr'e uyarlanmıştır
	V-413	AES-91
	V-428	AES-91 Tianwan, V-392'yi esas alır, Nesil III
	V-412	AES-92 Kudankulam, V-392'yi esas alır, Nesil III
	V-392	AES-92 – AVR standartlarını karşılar, Nesil III, Belene uygulaması, Ermenistan
	V-466	AES-91/99 Olkiluoto ihalesi, Belene teklifi, Nesil III+

Çizelge 2.2. (devam) VVER reaktörlerinin tarihsel gelişimi

Reaktör tipi	Reaktör modeli	Tam güç santrali
VVER-1200	V-392M	AES-2006 Novovoronej, Nesil III+
	V-491	AES-2006 Leningrad, Nesil III+
VVER-120A	V-501	AES-2006, Nesil III+
VVER-1300	V-488	AES-2006M, Nesil III+
VVER-1500	V-448	(gelişme halinde), Nesil III+

2.7.6. VVER-1200 reaktörü

VVER-1200 (AES-2006) reaktörler, VVER-1000 tip reaktörlerinin gelişmiş ileri versiyonlarıdır. Teknik ve ekonomik performans özellikleriyle ön plana çıkan bu reaktörler, III+ nesil ve standartlaştırılmış bir nükleer güç santrali oluşturma amacıyla tasarlanmıştır. VVER-1000'in geliştirilmesiyle oluşan bu model, 3.kuşak santrallerde bulunan pasif güvenlik sistemlerini, uçak çarpmasına karşı korunmayı ve reaktör yakıt maddesinin ergimesi durumunda reaktör tabanının altında yakıt maddesini tutacak bir yakıt maddesi tutma çanağını içermektedir.

Bu tür reaktörlerde hafif su, hem nötron moderatörü (yavaşlatıcı) hem de soğutucu olarak kullanılır. VVER-1200 reaktörleri, işletimde olan VVER-1000 tipi reaktörlerin mevcut işletme ömrü (+60 yıl), gücü, termal verimi (%31 yerine %36) ve güvenlik sistemleri artırılmış modelleridir. Bu reaktörlerin ilk üniteleri Rusya'da Novovoronezh II ve Leningrad II'de inşa edilmektedir [34, 35].

Akkuyu Nükleer Güç Santralının yapımında üçüncü nesil VVER tipi (basınçlı su ile soğutulan su moderatörlü güç reaktörü) hafif su reaktörünün kullanılması planlanmaktadır. 12 Mayıs 2010 tarihinde Türkiye ile Rusya hükümetleri arasında Akkuyu Sahasında Nükleer Güç Santrallerinin Tesisine ve İşletimine Dair İşbirliği Anlaşması onaylayarak ilk kez nükleer santral projesi ülkemizde uygulamaya konulmuştur. Akkuyu NGS projesi her biri 1200 MW_e gücünde olan dört üniteden oluşacak ve santralin toplam kapasitesi 4800 MW_e olacaktır. Yirmi iki milyar dolarlık anlaşma, yap, işlet ve sahiplen modelini benimseyen ilk nükleer santral anlaşmasıdır. Nükleer güç santrali bir Rus devlet şirketi olan Rosatom'un alt kuruluşu olan proje şirketi tarafından inşa edilecek ve işletilecek ve santralin sahibi yine bu şirket olacaktır. Türkiye'nin yanı sıra Beyaz Rusya, Finlandiya ve Çek Cumhuriyeti'nde de VVER-1200 model santrallerin kurulması için görüşmeler devam etmektedir.

Akkuyu'da kurulacak VVER-1200 tipi reaktöre, üretici firma tarafından referans olarak gösterilen çalışır vaziyetteki reaktör VVER-1000 versiyonu olduğundan bu çalışmada ekserji analizinde bu versiyonun tasarım verileri kullanıldı [36, 37].

2.8. Buharlı Güç Santrali

Basit bir buharlı güç santrali pompa, kazan, türbin ve yoğuşturucudan oluşur. Buharlı güç santralinde güç akışkanı olarak su kullanılmaktadır. Suyun basıncı pompa vasıtasıyla arttırılır ve su basınçlandırılmış bir şekilde kazana gönderilir. Fosil kökenli yakıtlar (kömür, motorin ve doğalgaz) buhar kazanında yakılır. Buhar kazanı bir ocak ile boru demetlerinden oluşmaktadır. Yanma sonucu açığa çıkan ısı enerjisi kazandaki boruların içinde dolaşan suya aktarılır ve suyun kızgın buhar haline gelmesi sağlanır. Kazandan elde edilen yüksek basınçlı kızgın buhar türbine gönderilir. Buharın türbin kanatlarına çarpması sonucu dönen buhar türbininden mekanik enerji elde edilir. Türbinin mekanik hareketi sonucu buhar türbini miline bağlı olan jeneratörden elektrik üretimi sağlanır. Buhar türbininden düşük basınçta çıkan çürük buhar, yoğuşturucuda yoğuşturularak sıcaklığı düşürülür ve tekrar sıvı hale getirilir. Yoğuşturucudan çıkan düşük sıcaklık ve düşük basınçtaki su buhar üreticine pompalanmak üzere tekrar pompaya gelir. Suyun pompadan çıkıp yoğunlaştırıcıdan geçtikten sonra, tekrar buhar üreticine dönmesiyle buharlı güç çevrimi tamamlanmış olur. Bu çevrime göre çalışan santrale ise buharlı güç santrali denir. Şekil 2.8'de bir buhar güç çevrimi gösterilmiştir. Santralde kullanılan yakıt ister kömür ister doğalgaz veya nükleer enerji olsun, yalnızca yakıtın enerjisinin açığa çıkarılma yöntemi farklı olup, tesisin genel çevrimi ve çalışma prensipleri aynıdır.

Buharlı güç santralleri, kullanılan yakıt ve ısı kaynağına bağlı olarak termik santral, doğal gaz santrali, nükleer santral gibi adlarla bilinirler. Fakat tümünde su buharı aynı temel çevrimde iki sıcaklık sınırı arasında çalışır. Bu nedenle tümü için aynı çözümlene geçerlidir. İki sıcaklık sınırı arasında çalışan en yüksek verimli çevrim Carnot çevrimidir. Bu nedenle, buharlı güç santralleri için ideal bir çevrim araştırılırken önce Carnot çevriminin akla gelmesi doğaldır. Eğer uygulanabilirse Carnot çevriminin ideal buharlı güç çevrimi olarak seçilmesi gerekir. Fakat Carnot çevrimi buharlı güç çevrimleri için uygun bir model değildir. Bundan dolayı buharlı güç çevrimleri için ideal olan Rankine çevrimidir.

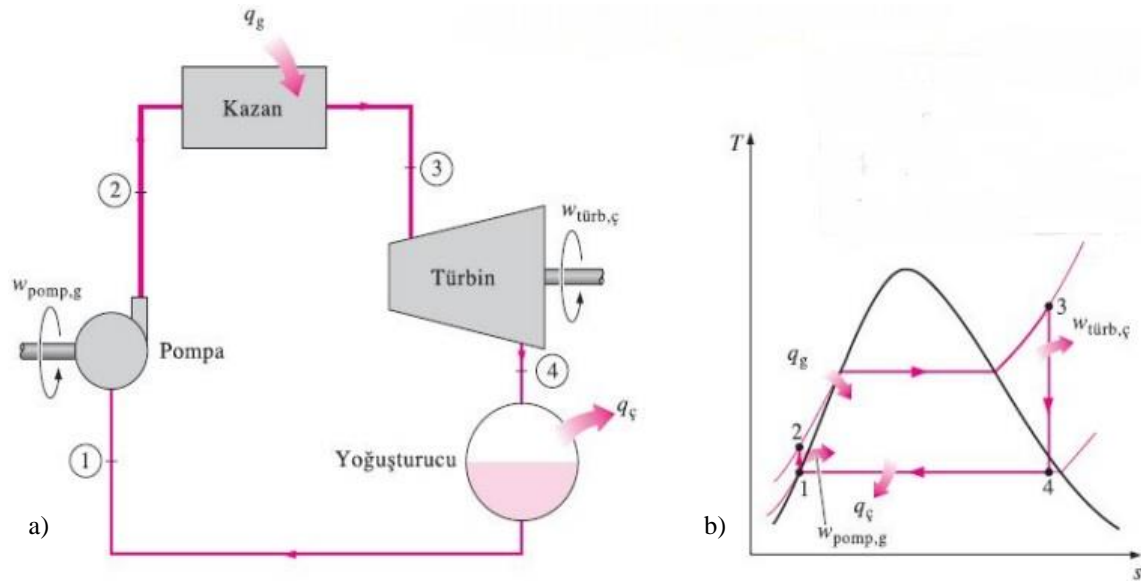
Şekil 2.8’de gösterilen ideal Rankine çevrimi içten tersinmezliğin olmadığı aşağıdaki dört hal değişiminden oluşur:

1–2 Pompada izantropik sıkıştırma

2–3 Kazanda sabit basınçta ısı girişi

3–4 Türbinde izantropik genişleme

4–1 Yoğuşturucuda sabit basınçta ısı atılması



Şekil 2.8. a) Basit ideal Rankine çevrimi, b) T-s diyagramı

İdeal rankine çevrimi T-s diyagramında hal değişimi eğrisi altında kalan alanın içten tersinir hal değişimleri için; 2-3 eğrisi altında kalan alanın suya kazanda verilen ısıyı, 4-1 eğrisi altında kalan alanın da yoğuşturucudan çevreye atılan ısıyı göstermektedir (Şekil 2.8 (b)). Bu ikisi arasındaki fark (çevrimi gösteren eğrinin içinde kalan alan) çevrim süresince üretilen net iştir (Çengel ve Boles, 2013).

2.9. İdeal Rankine Çevriminin Enerji Çözümlemesi

Rankine çevrimini oluşturan dört elemanın (pompa, kazan, türbin ve yoğuşturucu) tümü sürekli-akışlı makinelerdir. Sürekli-akışlı açık sisteme ilişkin enerji denklemi

$$(q_g - q_ç) + (w_g - w_ç) = h_g - h_ç \quad (\text{kJ/kg})$$

şekline dönüşür.

Kazan ve yoğuşturucuda iş etkileşimi yoktur. Ayrıca pompa ve türbindeki hal değişimleri izantropik varsayılır. Enerjinin korunumu denklemi aşağıdaki gibi ifade edilebilir [38],

$$\text{Pompa (q=0)} \quad w_p = h_2 - h_1 \quad \text{veya} \quad w_p = v (P_2 - P_1)$$

burada $h_1 = h_f$ ve $v = v_1 = v_f$

$$\text{Kazan (w=0)} \quad q_g = h_2 - h_1$$

$$\text{Türbin (q=0)} \quad w_t = h_3 - h_4$$

$$\text{Yoğuşturucu (w=0)} \quad q_c = h_4 - h_1$$

$$\text{Rankine çevriminin ısı verimi} \quad \eta_t = \frac{w_{net}}{q_g} = 1 - \frac{q_c}{q_g}$$

şeklinde ifade edilebilir.

2.10. Enerji ve Ekserji

Bir sistemin iş yapabilme kapasitesine enerji adı verilir. Enerji; ısı, mekanik, kinetik, potansiyel, elektrik, manyetik, kimyasal, nükleer gibi değişik biçimler alabilir; bunların tümünün toplamı, sistemin toplam enerjisini (E) oluşturur. Manyetik, elektrik, yüzey etkileri ve diğer etkiler göz ardı edildiğinde, bir sistemin toplam iç enerjisi kinetik, potansiyel ve iç enerji toplamından oluşur.

Termodinamiğin ikinci yasasının kullanımı sadece hal değişiminin yönünü belirlemekle sınırlı değildir. İkinci yasa enerjinin niceliği yanında niteliğini de ön plana çıkarır. Termodinamiğin birinci yasası enerjinin niceliği ile ilgilidir ve enerjinin bir biçimden diğer biçime dönüşümü sırasındaki değişimleri sayısal değerlerle ifade eder. Sayısal değer olarak eşit, fakat biçim ve kaynak bakımından farklı enerjiler arasında ayırım gözetmez. Termodinamiğin ikinci yasası ise enerjinin niteliği ile ilgilidir ve bir hal değişimi sırasında enerjinin niteliğinin azalması, entropi üretimi ve iş yapma yeteneğinin değerlendirilememesi ile ilgilidir ve sistemleri geliştirmek için çeşitli fırsatlar ortaya koyar [5].

Termodinamiğin ikinci kanununa göre bir prosesin tersinir olması demek, o proses oluşurken sistem ve çevresinin başlangıç şartlarının değişmemesi yani sistemin çevresiyle hiçbir etkileşime girmemesi demektir. Normalde tersinir bir prosesin oluşması mümkün değildir.

Gerçekte tüm prosesler tersinmezdir. Tersinmez proseslerin oluşmasına neden olan bütün etkilere “tersinmezlik” adı verilir.

Entropi moleküler düzensizlik veya moleküler rastgelelik olarak görülebilir. Benzer olarak entropi üretimi de bir değişim sırasında oluşan düzensizlik ve karmaşa olarak kabul edilebilir. Bir sistem daha düzensiz bir hal aldıkça, moleküllerin konumları belirsizleşecek ve entropi artacaktır. Entropi bir sistemin mikroskobik düzeyde düzensizliğinin nicel bir ölçüsüdür [38].

Bir sistem, belirli bir başlangıç halinden, çevresinin haline, yani ölü hale geçtiği tersinir hal değişimi geçirdiğinde, o sistemden en fazla iş elde edilir. Bu belirli bir haldeki sistemin yararlı iş potansiyelini temsil etmektedir ve ekserji (kullanılabilir enerji) olarak adlandırılır [38].

Termodinamik bakış açısından ekserji; bir referans çevreyle denge haline gelirken, bir sistem, madde veya enerji akışıyla üretilebilecek maksimum miktarda iş olarak tanımlanır. Ekserji; enerji, çevre ve sürdürülebilir gelişmenin bir kısmını olarak karşımıza çıkar [39].

Ekserji, referans çevreye göre tamamen kararlı dengede olmamanın sonucu olarak, değişime neden olan akış ya da sistemin potansiyelinin bir ölçüsüdür. Enerjiden farklı olarak, ekserji; enerji korunum yasasına uymaz (ideal veya tersinir prosesler hariç olmak üzere). Ekserji daha çok, gerçek proseslerde ki tersinmezlikler nedeniyle, tüketilir ya da yok edilir. Bir proses boyunca ekserji tüketimi, prosesle ilişkili tersinmezlikler nedeniyle ortaya çıkan entropi ile orantılıdır. Enerji ve ekserji kavramları, Çizelge 2.3'de karşılaştırılmaktadır [40].

Enerji ile ekserji karşılaştırıldıktan sonra, ekserji analizi yapmanın önemini aşağıdaki şekilde sıralayabiliriz [41].

- a) Enerji kaynakları kullanımının çevreye olan etkilerinin en iyi şekilde belirlenmesinde bir araçtır.
- b) Enerji sistemlerinin tasarımı ve analizi için termodinamiğin ikinci yasasıyla birlikte kütle ve enerjinin korunumu prensiplerini kullanan etkin bir yöntemdir.
- c) Daha yüksek verimli kaynak kullanılmasını destekleyen uygun bir tekniktir. Atık ısı ve ısı kayıplarının yerleri belirlenir ve gerçek büyüklükleri ortaya çıkartılabilir.

- d) Mevcut sistemlerdeki verimsizlikleri azaltarak, daha verimli enerji sistemlerini tasarlamının nasıl mümkün olup olmayacağını gösteren etkin bir tekniktir.
- e) Sürdürülebilir gelişmenin elde edilmesinde anahtar bir bileşendir.
- f) Enerji politikaların oluşturulmasında kullanılabilir önemli bir araçtır.

Çizelge 2.3. Enerji ve ekserji kavramlarının karşılaştırılması

Enerji	Ekserji
Sadece madde ya da enerji akış parametrelerine bağlıdır ve çevresel parametrelere bağlı değildir.	Madde veya enerji akışı ve çevresel parametrelerin her ikisine bağlıdır.
Sıfırdan farklı değerleri vardır.	Sıfıra eşittir (Çevreyle dengede olarak ölü durumda)
Termodinamiğin 1. yasasıyla ilgilidir.	Sadece tersinir prosesler için termodinamiğin birinci yasasıyla gösterilir (Tersinmez proseslerde, kısmen ya da tamamen yok olur).
Tüm prosesler termodinamiğin ikinci yasasıyla sınırlıdır (tersinir olanlar da dahil).	Tersinir prosesler için termodinamiğin ikinci yasası nedeniyle sınırlı değildir.
Hareket ya da hareketi ettirme kapasitesidir.	İş ya da iş yapabilme kapasitesidir.
Bir prosesin toplam enerjisi her zaman korunur.	Tersinir bir proseste ekserji her zaman korunur, fakat tersinmez bir proseste her zaman yok edilir.
Miktarın (niceliğin) bir ölçüsüdür.	Niceliğin ve entropi nedeniyle niteliğin (kalitenin) bir ölçüsüdür.

Ekserji ve entropi zıt değildir. Ekserji, enerjiyi bir şekilden diğer şekle dönüştürdüğümüzde kazanılan, enerji hakkında sahip olduğumuz yararlı bilgidir. Entropi artışı ise, enerjiyi bir şekilden diğer şekle dönüştürdüğümüzde, enerji hakkında meydana koyduğumuz belirsizliktir. Ekserjideki bir artış, enerjiyle daha fazla bir şey yapabildiğimiz, enerji hakkında daha fazla yararlı bilgi kazandığımızda olur. Entropi artışı, enerji hakkındaki belirsizlikteki bir artışa karşı gelir. Ekserji ile entropi arasındaki fark, Çizelge 2.4'te gösterildiği şekilde özetlenmiştir.

Çizelge 2.4. Ekserji ile entropi kavramlarının karşılaştırılması

Ekserji	Entropi
Enerjiyle neler yapabileceğinizin teorik limitlerini açıklar.	Enerjiyi gerçekten kullandığınızda ne kadar tersinmezlik ve belirsizlik ürettiğini açıklar.
Enerjiyle bir şey yapmanın potansiyeli hakkındadır.	Enerjiye gerçekten ne olduğu hakkında biraz şeyler anlatır.
Durumun dengenin ne kadar dışında olduğunu ve yararlı bir şey yapma potansiyelini anlatır.	Bir proseste olan sadece tersinmezliği açıklar.
Ekserji, enerjiyi bir şekilden diğer şekle dönüştürdüğünüz zaman kazanılan enerji hakkında sahip olduğunuz yararlı bilgidir.	Entropi artışı, enerjiyi bir şekilden diğer şekle dönüştürdüğünüz zaman, enerji hakkında ortaya çıkardığınız belirsizliktir.

Ekserji analizinde, çevrenin tanımı yapılırken temel ilke, çevrenin tam bir denge durumunda olmasıdır. En çok işi elde edebilmek için, hal değişimi sonunda sistemin ölü halde olması

gerekir. Bir sistem ölü halde iken çevresi ile termodinamik olarak denge olup, çevresinin sıcaklığı ve basıncındandır (çevresi ile ısı ve mekanik dengededir), çevresine göre kinetik ve potansiyel enerjiye sahip değildir ve çevresi ile tepkimeye girmez (kimyasal olarak korunmuştur). Sistemin ölü hal değişkenleri basınç (P_0), sıcaklık (T_0), entalpi (h_0), iç enerji (u_0) ve entropi (s_0) olup; sıfır alt indisi ölü hali göstermektedir. Aksi belirtilmedikçe, ölü hal sıcaklığı ve basıncı $T_0= 25^\circ\text{C}$ ve $P_0= 1 \text{ atm}$ (101,325 kPa) olarak kabul edilir [5].

2.11. Ekserji Performans Kriterleri

Sistemlerdeki verimliliğin göstergesi olan performansın, iyilik derecesi doğrudan enerji girdisini etkilemektedir. Bundan dolayı, enerji sistemleri için çeşitli performans kriterleri geliştirilmiş ve sistemlerin iyilik dereceleri bu kriterlere göre değerlendirilmiştir. Isıl sistemlerin ekserji analizi ile birlikte, çeşitli araştırmacılar tarafından termodinamiğin ikinci yasasına dayalı değişik isimlerde yeni performans kriterleri geliştirilmiştir. Bunlar, rasyonel verim, tersinmezlik oranı ve geliştirme potansiyelidir [42].

Tersinmezlik oranı: Tersinmezlik oranı, incelenen proses cihazındaki ekserji yıkımının sisteme giren toplam ekserjiye oranıdır. Tüm sistem için ise tüm sistemde meydana gelen ekserji yıkımının sisteme giren toplam ekserjiye oranıdır.

Ekserji tahrip oranı: Sistemdeki her bir elemanın tersinmezliğinin sistemin toplam tersinmezliğine oranına ekserji tahrip oranı denir. Tersinmezlik oranları kullanılarak bir sistemin benzer veya farklı elemanları arasında performans karşılaştırılması yapılabilir. Bu sayede her bir elemanın ne ölçüde iyileştirilebileceğine karar verme imkanı elde edilir.

Tersinir ve tersinmez işlemler: Tersinir ve tersinmez işlem olmak üzere iki tür işlem vardır. Sisteme etkiyen dış etkenlerin bu işlemdeki değişimi tersi yönde geliştiğinde, sistemin geçirdiği değişim de tersi yönde geliyorsa bu tersinir bir değişimdir. Tersinir hal değişimi, bir yönde gerçekleştikten sonra, çevre üzerinde hiçbir iz bırakmadan ters yönde de gerçekleşebilen hal değişimi diye de tanımlanır. Tersinir olmayan hal değişimi ise tersinmez hal değişimi diye adlandırılır. Tersinir işlemler, boşlukta salınan bir sarkaç ya da alınan malın iadesi gibi işlemlerdir. Oysa tersinmez işlemlerde geriye dönüş yoktur. Diğer bir deyişle, tersinmez olaylarda bir geriye dönüş işlemi olmamaktadır [2].

2.12. Kojenerasyon

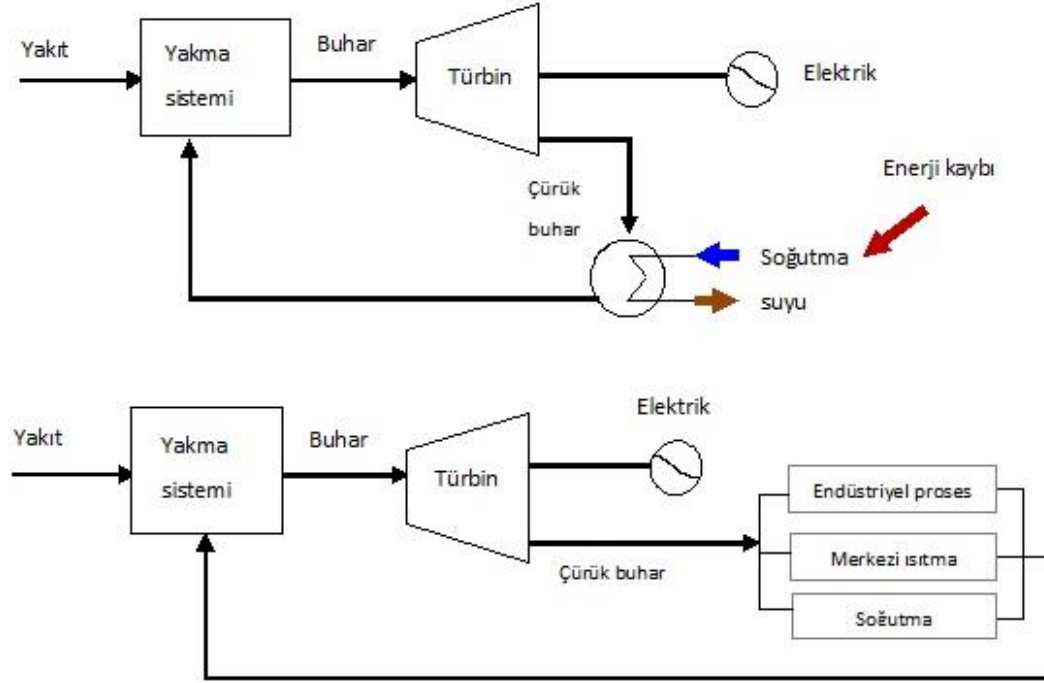
Kojenerasyon kısaca, enerjinin hem elektrik hem de ısı biçimlerinde aynı sistemde beraberce üretilmesi olarak tarif edilir. Elektrik üretimi sırasında açığa çıkan atık ısıdan yararlanıldığından, iki enerjinin ortak üretimi sırasında, tek tek kendi başlarına ayrı yerlerde üretilmesinden daha ekonomik sonuçlar verir [43].

Enerjinin birden fazla yararlı biçiminin (proses ısı ve elektrik gücü gibi) aynı enerji kaynağından üretilmesine kojenerasyon veya bileşik ısı-güç üretimi denir [38]. Basit çevrimde çalışan, yani sadece elektrik üreten bir gaz türbini ya da dizel motor, kullandığı enerjinin %30-40 kadarını elektriğe çevirebilir. Bu sistemin kojenerasyon şeklinde kullanılması halinde sistemden dışarıya atılacak olan ısı enerjisinin büyük bir bölümü de kullanılabilir enerjiye dönüştürülerek toplam enerji girişinin %70-90 arasında değerlendirilmesi sağlanabilir. Bu tekniğe birlikte ısı-güç üretim sistemleri ya da kısaca kojenerasyon denir [44].

Kojenerasyon konusu, özellikle enerji sektörünün çok hassasiyetle üzerinde durduğu bir konudur. Kojenerasyon sistemlerinin ekonomik ömürleri 100 000 – 150 000 saat (yaklaşık 12-20 yıl) düzeyindedir. Konvansiyonel enerji üretim sistemleri (termik santrallerde elektrik üretimi, kazanlarda ısı üretimi) çevreyi kirletmekte ve primer enerjinin yaklaşık %55-65'i atık ısı olarak atılmaktadır. Buna karşılık bir kojenerasyon sisteminde elektrik üretimi sırasında ortaya çıkan ısı, eşanjörler yardımıyla çeşitli ısı ihtiyaçları için (sıcak su, buhar, soğutma vb.) değerlendirilebilir (Şekil 2.9). Gaz ile çalışan kojenerasyon sistemlerinde elektrik ve ısının eş zamanlı üretilmesi ile %80-90 oranında verim elde edilebilmektedir. Böylece primer enerjinin atılan kısmı minimize edilmektedir. Bu yüksek sistem verimi sayesinde kojenerasyon sistemi, ilk yatırım tesis giderini 1,5-3 sene gibi kısa bir sürede geri ödemektedir. Çünkü bu sistemlerde dışarıya atılacak olan ısı enerjisinin büyük bir bölümü de kullanılabilir enerjiye dönüştürülerek toplam enerji girişinin %70-90 arasında değerlendirilmesi sağlanabilmektedir.

Bu yüzyılın başlarında, bileşik ısı-güç üretimine güç santrallerinin yerleşim birimlerinde kurulması ve bölge ısıtmasında kullanılmasıyla başlandı. Bu güç santralleri sayesinde konut ve iş yerlerinin ısıtma, sıcak su ve proses-ısı gereksinimi karşılanmaktadır. Bileşik ısı-güç

santrallerinin ekonomik açıdan cazip oldukları kanıtlanmıştır. Bu nedenle son yıllarda bu tür santrallerden çok sayıda kurulmaktadır [38].



Şekil 2.9. Konvansiyonel elektrik üretimi ve kojenerasyon

2.12.1. Nükleer santrallerde kojenerasyon uygulamaları

Nükleer reaktör, en önemli kullanım alanı olan elektrik üretiminin yanı sıra, direkt ısı kaynağı olarak; çeşitli endüstrilerin ihtiyaç duyduğu ısıyı tedarik edebilir. Bunlar, deniz suyundan içme ve proses suyu eldesi, kömürden kömür gazı eldesi, hidrojen üretimi gibi yoğun ısı gerektiren alanlarda kullanılması olup, günümüzde iyice önem kazanmıştır.

Nükleer güç santrallerinin atık ısı, kömür yakıtlı santrallerde olduğu gibi, şehirlere ve endüstriyel bölgelere ısı sağlamada değerlendirilebilir. Nükleer güç santrallerinden çevreye bırakılan atık ısı uzun mesafelere ekonomik olarak taşınmadığından (dağıtım sistemi maliyetinden dolayı) yalnızca yüksek ve yoğun ısı gereksinimi olan bölgelerin ısıtılması için kullanılması önerilmektedir. Kuzey Avrupa ve Rusya'da birkaç şehirde reaktörlerden ısı sağlanarak bölgenin ısıtılması uygulaması hayata geçirilmiştir.

Endüstriyel uygulamalarda, proses ısısının büyük bir bölümü özellikle kimya endüstrisinde, 200 ile 400°C arasındaki sıcaklıklarda üretilmektedir. Bu tür yüksek ısıya ihtiyaç duyan uygulamalar için, nükleer güç santralleri yoluyla çözüm sağlanması konusunda çalışmalar

yapılmaktadır. Nükleer proses ısısının özel bir uygulama alanı da deniz suyundan damıtma yoluyla tatlı su üretilmesidir. Dünyanın tatlı su gereksinimi tıpkı enerji ihtiyacı gibi giderek artmaktadır.

Uluslararası Atom Enerji Ajansı (UAEA), nükleer santrallerde kojenerasyon ile ilgili birçok projenin gerçekleştirilmesi konusundaki çalışmalara (deniz suyundan su eldesi, merkezi ısıtma ya da hidrojen üretimi) uzun yıllar destek vermiştir. IV. nesil reaktör teknolojilerinin büyük ölçüde gelişimi sayesinde özellikle nükleer reaktörlerden hidrojen üretimi ile ilgili çalışmalar önem kazanmıştır. Aşağıda Avrupa Nükleer Ajansı (NEA) üye bazı ülkelerde nükleer santrallerde kojenerasyon konusunda yapılan çalışmalar hakkında bazı örnekler verilmiştir [45].

Fosil yakıt kullanarak uzun zamandır şehirlerin ısıtılması konusunda tecrübeye sahip olan Finlandiya'da, merkezi ısıtmadan yararlanmak üzere yaklaşık 100 km mesafede yer alan Loviisa nükleer santrali ile ilgili bir fizibilite çalışması yapılmış ve çalışmanın uygulanabilirliği konusunda olumlu bir karar alınmıştır.

Aynı şekilde Fransa'da, Paris ve Lyon şehirlerin merkezi ısıtmalarının, yakın çevresindeki Nogent-sur-Seine ve Bugey nükleer santrallerinden yapılması ile ilgili olarak ısı taşınımının fizibilitesi ve ekonomisini ele alan bazı çalışmalar yapılmıştır [46]. Ayrıca, Fransız Alternatif Enerji Komisyonu tarafından nükleer santrallerden hidrojen üretiminin araştırılması ve geliştirilmesi konusunda çalışmalar yürütülmektedir.

Almanya, yüksek sıcaklık reaktörleri (HTR) teknolojinin geliştirilmesinde öncü bir rol oynamıştır. Bu tip nükleer santrallerdeki, yüksek sıcaklıktaki ısıyı kullanarak kömürün gazlaştırılması ve hidrojen üretimi gibi endüstriyel uygulamalar için araştırma faaliyetleri devam etmektedir.

Japonya'nın bazı termik santraller ve nükleer santraller için gerekli proses suyunu, deniz suyu arıtma tesisinden sağlanması konusunda geniş bir birikime sahip olduğu belirtilmektedir. Ayrıca, HTTR prototip yüksek sıcaklık reaktör teknolojilerinin geliştirme programı kapsamında, iyot/kükürt (I/S) termokimyasal çevrim kullanarak nükleer hidrojen üretiminin fizibilite çalışması faaliyetleri yürütülmektedir.

Kore’de yeni geliřtirdikleri reaktörler için gerekli olan proses suyunun, deniz suyu arıtma tesisinden saęlama konusunda çalıřmalar yapılmaktadır. Yüksek sıcaklık reaktörü ve iyot/kükürt (I/S) çevrimi kullanılarak nükleer enerjiyle hidrojen üretim teknolojisi geliřimi programı çerçevesinde nükleer hidrojen üretimi uygulamalarının geliřtirilmesi için çalıřmalar devam etmektedir.

Rusya’nın nükleer enerji santrallerinden gelen ısıyı bölgelerin merkezi ısıtılması konusunda çalıřmaların devam ettięi belirtilmektedir [47]. Nükleer santralden gelen ısı ve elektrięi kullanarak, Kazakistan’a baęlı Aktau bölgesinde Hazar Denizi’nden alınan deniz suyunu arıtma tesisini yaparak bu konuda çalıřan ilk ölkelerden biri olmuřtur. Ayrıca Novovoronej’e yapılan yeni VVER nükleer santralinden çıkacak atık ısı ile bölgenin ısıtılması için çalıřmalar yapılmaktadır.

Amerika Birleřik Devletleri, yeni nesil nükleer güç santrali programı çerçevesinde hidrojen üretimi ve dięer endüstri sektörü için gerekli proses ısısını saęlayacak yüksek sıcaklık reaktörü teknolojisi ile ilgili çalıřmalara devam etmektedir.

Standart nükleer bir güç santralinin ısı verimlilięi yaklaşık %33 civarındadır. Bu yüzden, nükleer yakıt tarafından üretilen ısının yaklaşık üçte ikisi çevreye atılmaktadır. Yüksek basınçlı türbinden çıkan buharın elektriksel olmayan uygulamalarda özellikle merkezi ısıtma için kullanılması tartıřılmaktadır. Boru yalıtımında son yıllarda elde edilen teknolojik geliřmeler sayesinde, 200 km’ye kadar uzun mesafelere çok az kayıplarla ısı aktarımı yapmak mümkün olabilmektedir. Fransa’da yer alan reaktörler için nükleer santralin atık ısısının büyük bir kısmının geri kazanılması ve bunun bir şehrin ısı daęıtım hattına baęlanması hakkında çalıřmalar yapılmaktadır. Ayrıca, nükleer santralden çevreye verilen atık ısının merkezi ısıtma uygulaması, teknik ve ekonomik açıdan deęerlendirilmesi yapılmaktadır.

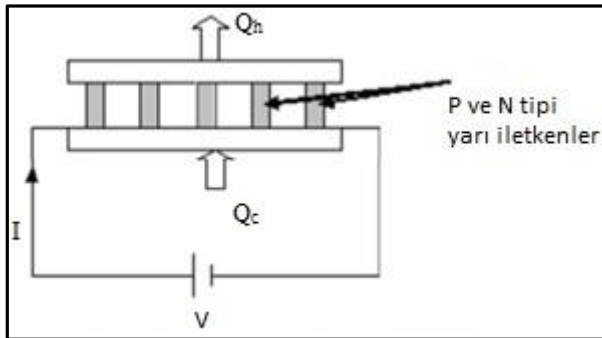
2.13. Nükleer Santralin Atık Isı Enerjisini Kullanarak Termoelektrik Jeneratör İle Elektrik Enerjisi Üretimi

Bugün, çoęu enerji kaynakları, pratik uygulamalarda tamamını kullanmaksızın enerjinin bir kısmını atık ısı olarak çevreye verir. Bu tür enerji kaynaklarında atık ısının oranı yaklaşık %60 mertebesindedir. Bundan dolayı, termoelektrik enerji dönüşüm teknolojisi, atık ısıyı

elektriğe dönüştürmek için çok dikkat çekmektedir. Termoelektrik malzemeler, elektrik enerjisi üretimi için atık ısının geri kazanımında en önemli cihazlardır. İlk olarak 1821 yılında Seebeck, termoelektrik enerji dönüşümü prensibini keşfetti. Seebeck sıcaklık farkına maruz bırakılan bir metal çubuğun iki ucu arasında bir gerilim farkı oluşturduğunu buldu. Termoelektrik enerji dönüşümünün verimli bir şekilde gerçekleşmesi için, aşağıdaki üç fiziksel özellikte termoelektrik malzemeler gereklidir. (1) Bir malzemenin her iki ucunda gerekli olan büyük sıcaklık farkını oluşturan düşük ısıl iletkenlik (κ), (2) malzemenin iç direncini azaltmak için gerekli olan yüksek elektrik iletkenliği (σ) ve (3) yüksek gerilim elde etmek için gerekli olan büyük termoelektromotor kuvveti (Seebeck katsayısı, S) [48].

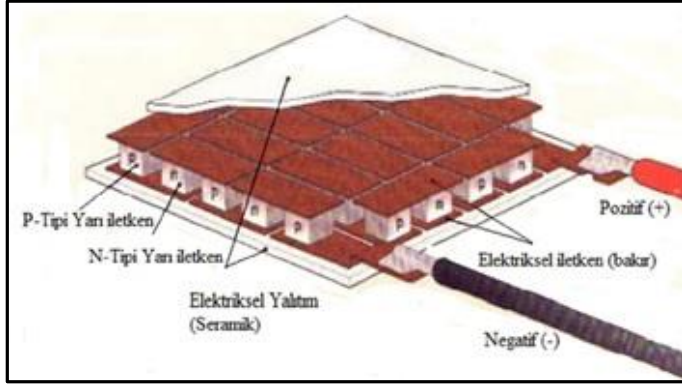
2.13.1. Termoelektrik modül

Termoelektrik modüller elektrik enerjisi kullanarak ısıyı düşük sıcaklıktan yüksek sıcaklığa pompalarlar. Bu sistemin tersinir çalışması, yani bir kısmının sıcak diğer kısmının ise soğuk tutulması durumunda ise elektrik enerjisi üretir. Termoelektrik soğutmanın avantajları; hareketli parçalarının olmaması, titreşim ve ses yapmaması, aynı modülle hem ısıtma hem soğutma yapabilmeleri, çevreye zararsız olmaları, kontrol edebilme kolaylığı vb.dir. En önemli sakıncaları ise verimlerinin düşük olması ve pahalı olmalarıdır. Bir termoelektrik modülün yapısı ve karakteristik değerleri Şekil 2.10'da gösterilmiştir [49].



Şekil 2.10. Bir termoelektrik modülün yapısı

Termoelektrik modüller bir yüzeyi P-tipi yarı iletken malzemeden, diğer yüzeyi ise N-tipi yarı iletken malzemeden oluşan bir sistemdir. Elektriksel olarak seri bağlı, ısıl olarak paralel bağlıdır. Termoelektrik modülün iç yapısı Şekil 2.11'de görüldüğü gibidir. Yüzeylerde kullanılan seramik malzeme, ısıl olarak iletken elektriksel olarak yalıtkan olduğu için tercih sebebidir [49].



Şekil 2.11. Bir termoelektrik modülün iç yapısı

2.13.2. Termoelektrik jeneratör

Termoelektrik jeneratörler iki yüzeyleri arasında sıcaklık farkından dolayı oluşan gerilim farkından doğru akım üreten sistemlerdir. İki farklı metalden oluşan kapalı bir devrenin birleşme noktaları farklı sıcaklıklarda bulunursa, bu yüzeyler arasında Joule etkisi, Fourier etkisi, Peltier etkisi ve Seebeck etkisi meydana gelir. Seebeck etkisi; farklı iki malzemeden oluşan bir devrede, iki birleşme noktası farklı sıcaklıklarda olduğunda malzeme uçlarında sıcaklık farkıyla orantılı bir gerilim meydana gelir. Devreden ölçülen gerilim, malzemelerin yüzeyleri arasındaki sıcaklık farkı ile doğru orantılıdır.

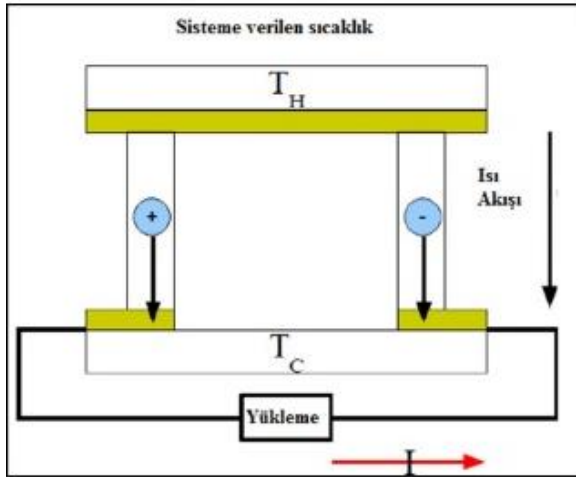
$$V = \alpha \Delta T$$

V: Devreden ölçülen Voltaj (Volt)

ΔT : $T_2 - T_1$ Yarı iletken malzemelerin yüzeyleri arasındaki sıcaklık farkı ($^{\circ}\text{C}$)

$\alpha = \alpha_2 - \alpha_1$ Seebeck katsayısı veya termo emk ($\text{V}/^{\circ}\text{C}$) dir.

α 'nın değeri; devreyi oluşturan malzemelerin özelliklerine bağlıdır. Örneğin bakır konstantandan yapılan bir termokupl için $\alpha = 40 \mu\text{V}/^{\circ}\text{C}$ 'dir. Yani her 10°C sıcaklık farkı için $40 \mu\text{V}$ 'luk voltaj üretir. α 'nın değeri $100 \mu\text{V}/^{\circ}\text{C}$ 'dan büyük olan yarı iletkenlere, termoelektrik yarı iletkenler denir. Şekil 2.12'te Termoelektrik jeneratörün şeması verilmektedir. Çürük buhar atık ısısından böylece termoelektrik jeneratörler kullanılmak suretiyle %5-8 arasında bir verimle elektrik üretilmektedir [49].

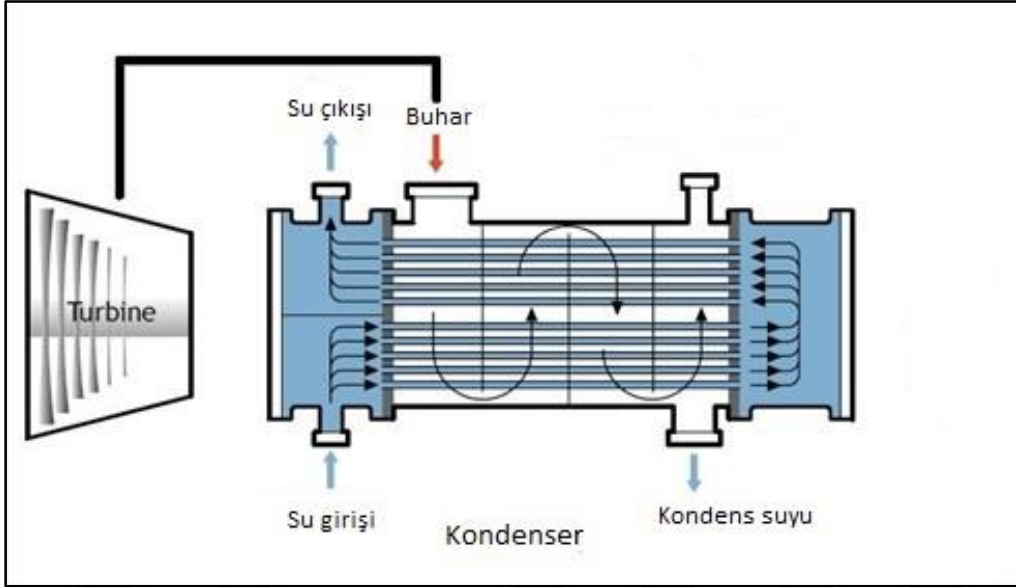


Şekil 2.12. Termoelektrik jeneratörün şeması

Bu çalışmada göz önüne alınan ilk örnek termoelektrik jeneratör ve ısı deęiřtirici kazanı ve hesaplama örneęi:

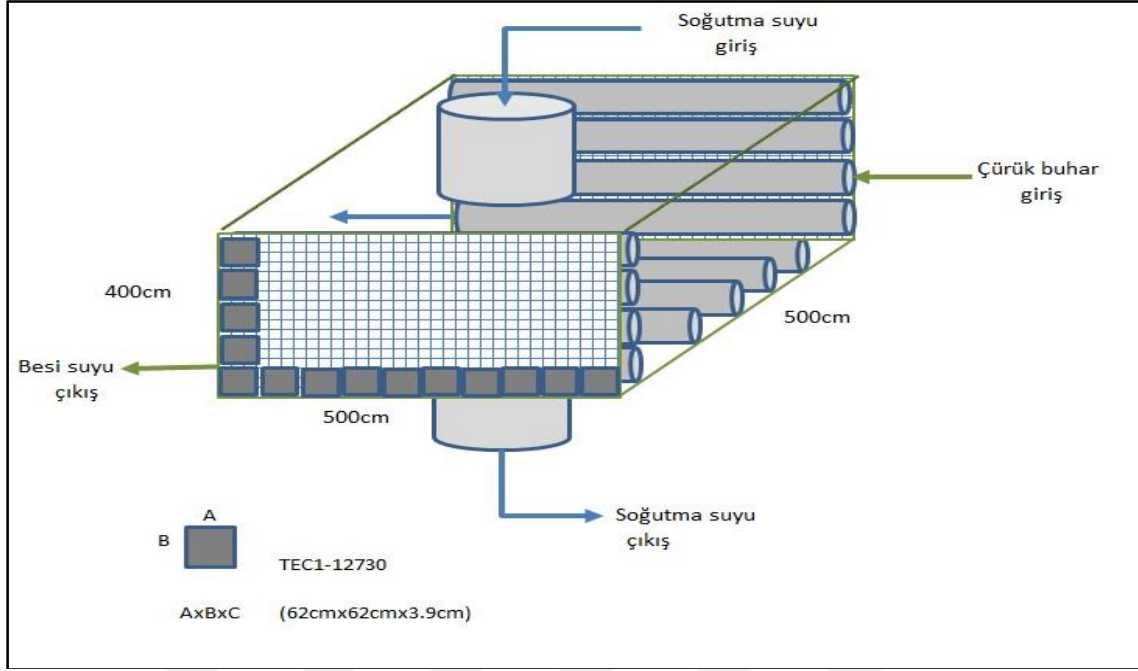
Bu çalışmada alçak basınç türbininden çıkıp yoęuřturucu (kondenser) ünitesine gelen çürük buharın sıcaklıęı ile soęutma amaçlı kullanılacak deniz suyunun giriş sıcaklıęı farkından yararlanılarak termoelektrik jeneratör (üreteç) ile elektrik enerjisi üretilmesi önerildi.

Şekil 2.13'de tipik bir nükleer santralin alçak basınç türbininden gelen çürük buharın yoęuřturucu (kondenser) ünitesine giriři ve burada soęutma suyu ile soęutulup yoęuřturularak kondens suyu (besi suyu) dönüřtürüldüęü akıř řeması gösterilmektedir. Kondens suyu kazan besi suyu pompaları ile pompalanarak buhar üreticisine gönderilir ve böylece dolařım tamamlanır.



Şekil 2.13. Kondenser ünitesinin akış şeması

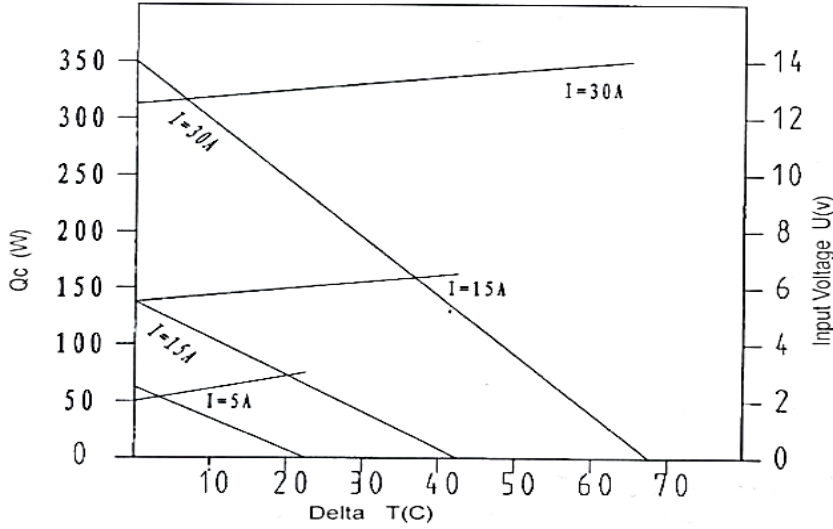
Çevreye verilen atık ısının değerlendirilmesine yönelik olarak bir prototip termoelektrik jeneratörün yerleştirildiği düşük kapasiteli ısı değiştirici kazanı çizildi. Bu ısı değiştirici Şekil 2.14'te şematize edilmiş olup, yan yüzeylerine TEC-12730 kodlu termoelektrik modüller yerleştirildi. 62 x 62 x 39 cm boyutlarına sahip olan TEC-12730 modüllerinden termoelektrik jeneratörü içinde yaklaşık 200 adet kullanıldı. Termoelektrik modül sayısı termoelektrik modüller ile kaplanan toplam yüzey alanını (80 m^2) bir termoelektrik modülün kapladığı alana (0.384 m^2) bölünmesiyle hesaplandı. VVER-1000 kuramsal teknik tasarım verileri kullanılarak sıcak su (çürük buhar) ile soğutma suyu (deniz suyu) arasındaki ortalama sıcaklık farkı 10°C alındı.



Şekil 2.14. Termoelektrik modüller ile kaplanmış ısı değıştirci

TEC1-12730 termoelektrik modülüne ait Şekil 2.15'te ise gerilim ve akım değerlerinden gerilim 2V, üretilen elektrik gücü 5W olarak bulundu [50]. Kullanılan toplam 200 adet modül sayısına göre (5 x 200) termoelektrik jeneratörün elektriksel gücü 1kW bulundu. Bu prototip termoelektrik jeneratöründe elektrik üretmek için kullanılan çürük buharın miktarını, nükleer güç santralinden çıkan miktarın tamamı için hesapladığımızda termoelektrik jeneratörün elektriksel gücü yaklaşık 36kW bulundu.

Kullanılan modüllerin sayısı arttırılmak suretiyle nükleer santralin veya termik santrallerin bulunduğu her yerde atık ısının elektrik enerjisine dönüştürülerek kullanılması sağlanabilir. Verimleri çok düşük olarak bilinen termoelektrik modüllerin seri olarak bağlanarak ve ısı değıştirci arasına yerleştirilerek istenilen gerekli olan voltajlara ulaşılması sağlanabilir.



Şekil 2.15. TEC1-12730 termoelektrik modülüne ait gerilim, akım ve elektriksel güç değerleri

2.14. Nükleer Enerji ve Türkiye

Ülkemizin enerji arz güvenliğinin sağlanabilmesi, sürekli olarak yüksek oranda artan elektrik enerjisi talebinin karşılanabilmesi, ithal enerji kaynaklarına bağımlılığın ve cari açığın azaltılabilmesi için yerli ve yenilenebilir enerji kaynaklarının maksimum düzeyde kullanılması, enerji verimliliğinin artırılması gerekmektedir.

Ülkemizde elektrik talep artışı yıllık yaklaşık %7-8 civarındadır. Bu oranla Türkiye, elektrik tüketim talep artışında dünyada Çin'den sonra ikinci sırada olup Avrupa'da ise birinci sırada yer almaktadır. Dünyada elektrik üretiminde kömür ilk sırayı alırken, ikinci sırada doğalgaz gelmektedir. Ülkemizde üretilen enerjinin birincil kaynaklara göre dağılımı Çizelge 2.5'de verilmiştir [51]. Buna göre ülkemizde ise elektrik üretiminde doğalgaz birinci, kömür ikinci sırada yer almaktadır. Elektrik ihtiyacımızın karşılanmasında kullanılan doğalgaz ve sıvı yakıtların neredeyse tamamı, kömür yakıtların ise yaklaşık %40'ı ithaldir. Yerli ve yenilenebilir kaynakların üretimini de dikkate aldığımızda enerji ithal bağımlılığımızın %63 olduğu görülmektedir. Türkiye, bu bağımlılıktan kurtulmak için ithal fosil yakıtlara dayalı elektrik enerjisi üretimini en aza indirmelidir.

Petrol, doğalgaz ve kömürdeki yüksek ithalat oranına karşılık, yenilenebilir enerji kaynaklarımızla kurulu güç potansiyelimiz yaklaşık 136,600 MW iken kullanmakta olduğumuz güç 22,075 MW'dır. Geriye kalan kullanabileceğimiz yenilenebilir

potansiyelimiz yaklaşık 114.525 MW olmasına karşın, kapasite faktörü nedeniyle fiilen kullanabileceğimiz, potansiyelimizin çok az bir kısmını teşkil etmektedir.

Çizelge 2.5. Üretilen enerjinin birincil kaynaklara göre dağılımı

BİRİNCİL KAYNAKLAR			YILLAR				
			2010	2011	2012	2013	2014
Doğalgaz	Üretim	GWh	98143,7	104047,6	104499,2	105116,3	120576,0
	Katkı	%	46,5	45,4	43,6	43,4	47,9
İthal Kömür	Üretim	GWh	14531,7	22817,9	29210,5	29453,7	35086,0
	Katkı	%	6,9	9,9	12,2	12,2	13,9
Fuel-oil	Üretim	GWh	2143,8	900,4	981,3	1192,5	1662,9
	Katkı	%	1,0	0,4	0,4	0,5	0,7
Taşkömürü	Üretim	GWh	3588,3	3712,7	3264,2	3338,6	3607,1
	Katkı	%	1,7	1,6	1,4	1,4	1,4
Linyit	Üretim	GWh	35942,1	38870,4	34688,9	32229,2	36615,4
	Katkı	%	17,0	16,9	14,5	13,3	14,5
Hidrolik	Üretim	GWh	51795,5	5238,6	57865,0	59420,5	40644,7
	Katkı	%	24,5	22,8	24,2	24,5	16,1
Rüzgar	Üretim	GWh	2916,4	4723,9	5860,8	7557,5	8520,1
	Katkı	%	1,4	2,1	2,4	3,1	3,4
Jeotermal	Üretim	GWh	668,2	694,4	899,3	1.363,5	2.364
	Katkı	%	0,3	0,3	0,4	0,6	0,9
Güneş	Üretim	GWh	-	-	-	-	17,4
	Katkı	%	-	-	-	-	0,0
Yerli Kaynak Toplamı	Üretim	GWh	96352,3	101626,1	104148,4	105812,2	94155,4
	Katkı	%	45,6	44,3	43,5	43,7	37,4
Türkiye Üretimi	Üretim	GWh	194812,9	211207,7	229395,1	239496,8	240154,0
	Katkı	%	100	100	100	100	100

Elektrik Enerjisi Piyasası ve Arz Güvenliği Strateji Belgesine göre, 2023'e kadar hedefimiz, elektrik üretiminde şu anda %43 olan doğalgazın payını %30'a çekmek, yenilenebilir enerjinin payını %30'a çıkarmaktır. Yenilenebilir enerji potansiyelimizin tamamı kullanılsa bile 2023 yılındaki elektrik tüketim miktarının ancak yarısı karşılanabilecektir.

Nükleer santraller baz yük santrallerdir, günün 24 saati çalışır. Rüzgâr, güneş ve hidroelektrik gibi yenilenebilir enerji kaynakları iklim ve meteorolojik koşullara bağlıdır. Nükleer santrallerin kapasite faktörü %90 civarında iken, güneş ve rüzgar santrallerinde bu oran en fazla %20 civarındadır. Yeni nesil nükleer santrallerin işletme ömrü 60 yıl iken bu, rüzgâr ve güneş santrallerinde 15-25 yıl civarındadır. Ayrıca, yenilenebilir enerji kaynaklarının kullanıldığı santraller nükleer santrallere göre çok daha fazla alan kaplamaktadır. Yenilenebilir enerji nükleerin rakibi değil, tamamlayıcısıdır. Ancak, enerji ithal bağımlılığımızı azaltmak için 1 MW bile olsa yerli ve yenilenebilir enerji kaynaklarımızı sonuna kadar kullanmalıyız.

Ülkemiz, 2023 yılına kadar iki nükleer santrali işletmeye almayı üçüncüsünün de inşaatına başlamayı ve böylece nükleer santral seçeneğini enerji üretim portföyümüze katmayı planlamaktadır. Böylece Türkiye, neredeyse tamamı ithal edilen doğalgazın yerine nükleer santralleri elektrik enerjisi üretiminde kullanarak enerjide dışa ve fosil yakıtlara olan bağımlılığımızı azaltmayı, enerji kaynak çeşitliliğini artırmayı ve sonuç olarak enerji arz güvenliğini sağlamayı hedeflemektedir. Böylece ülkemiz bu bağlamda, 2023 yılındaki elektrik kurulu gücünün en az %10'unu, elektrik tüketiminin de %17'sini nükleer santrallerden, karşılayacaktır. Akkuyu ve Sinop nükleer santrallerinin işletmeye alınması durumunda 16 milyar metreküp doğalgaz ithal edilmeyerek böylece yılda 7,2 milyar dolarlık tasarruf sağlanacaktır.

Baz yük santrali olan NGS'ler, diğer baz yük (petrol, kömür, doğalgaz) santrallerine göre düşük ve istikrarlı yakıt maliyeti, arz güvenliği ve çevreye etkisi açısından çok daha avantajlıdır. NGS'ler enerji arz güvenliğinin sağlanması ve kaynak çeşitliliğinin artırılması bakımından önemlidir.

Dünyanın tüm gelişmiş ülkelerinde ve hatta petrol ve doğalgaz zengini ülkelerde dahi nükleer santraller bulunurken, 1957 yılında Uluslararası Atom Enerjisi Ajansına üye olan Ülkemiz, "Türkiye ile Rusya arasında Akkuyu Sahasında Bir Nükleer Güç Santralinin Tesisine ve İşletimine Dair İşbirliğine İlişkin Anlaşma"yı onaylayarak ilk kez nükleer santral projesini uygulamaya koymuştur. Diğer yandan Sinop'ta Nükleer Güç Santrali kurulması ve işletilmesi için 3 Mayıs 2013 tarihinde Japon Hükümeti ile Hükümetler arası Anlaşma imzalanmış ve bu anlaşma 2015 yılında Türkiye Büyük Millet Meclisi'nce kabul edilmiştir.

Nükleer santraller ülkemiz için sadece elektrik üretim tesisleri değil, aynı zamanda sanayi, tıp ve tarımda da uygulama alanı bulan teknoloji yoğun bir sektör olup önemli istihdam imkânları sunmaktadır. Nükleer santrallerin inşası ve işletilmesi esnasında bu projeden birçok sektör doğrudan ve dolaylı olarak etkilenecektir.

Japonya'daki Fukushima kazasının küresel ölçekte nükleer gücün büyümesini (nükleer elektrik üretimi kapasitesinin artmasını) yavaşlatmış fakat tersine çevirmemiş ve durdurmamıştır. Diğer önemli bir husus Fukushima'dan önceki nükleer güce olan ilginin artmasına neden olan faktörlerin değişmediğidir. Bunlar; dünya nüfus artışı, küresel ölçekte

artan enerji talebi, karbon dioksit emisyonundaki artış, iklim deęişikliği endişeleri ve fosil yakıt maliyetlerindeki deęişkenliklerdir.

Fukushima sonrası, dünya nükleer enerji politikalarında deęişme, bazı ülkelerde yeni nükleer santralleri erteleme ve iptaller görünse de, çoęu ülkede nükleer enerjiye devam kararlılığıyla mevcut santrallerin güvenliğini güçlendirilmesi, yasal mevzuatların gözden geçirilmesi yönünde çalışmalar yoğunlaştırılmıştır. Nükleer güç teknolojisine yeni girmeye hazırlanan ülkelerde ise, başta Türkiye olmak üzere nükleer enerjiden elektrik üretiminde yararlanma konusunda kararlılığın devam ettiği görülmektedir.

Gelecek yıllarda, elektrik üretiminde kullanılan dięer kaynaklarla yarışabilecek yeni reaktörler tasarlanmaktadır. Hem elektrik üretim maliyetinin düşürülmesine, hem de güvenliğin artırılmasına çalışılmaktadır. Bu çalışmalar; eldeki kazaların tasarımın bir parçası olarak hesaba katılması, bazı ciddi kaza senaryolarının ortadan kaldırılması, radyoaktif salınımların azaltılması veya ortadan kaldırılması, olası insan hatalarının ve sistem karmaşıklığının azaltılması konularındadır.



3. MATERYAL VE YÖNTEM

Bir nükleer santralin ekserji analizini yapabilmek için santral önce ana bileşenlerine indirgenerek bu bileşenlerde çevrimler ve giren çıkan akımları gösteren ısı akış diyagramı oluşturuldu. Daha sonra bu noktalara ait sıcaklık, basınç ve debi değerleri için kuramsal tasarım verileri kullanılarak bu noktalara ait termodinamik özellikler, enerji ve ekserji değerleri hesaplandı. Hesaplanan ekserji değerleri santral bileşenleri için türetilen ekserji denklemleri ve ikinci yasa verimi denklemlerinde yerine konularak her bir bileşen için tersinmez güç ve tersinmezlik oranı, toplam tersinmezlik oranı, pompa ve türbinlerin izantropik verimi ve termodinamiğin ikinci yasası verimi ve santralin termodinamik verimi hesaplandı.

Hesaplamalar aşağıdaki yaklaşımlarla yapılmıştır. Santral boyunca madde akışının sürekli olduğu, debilerde zamana bağlı değişim olmadığı kabul edilmiştir. Potansiyel ve kinetik ekserji değişimleri ihmal edilmiştir. Akışkanların taşındığı borularda, vanalarda ve ekipmanlarda ekserji kayıpları ihmal edilmiş, yalnızca santralin ana bileşenlerindeki kayıplar için hesaplama yapılmıştır.

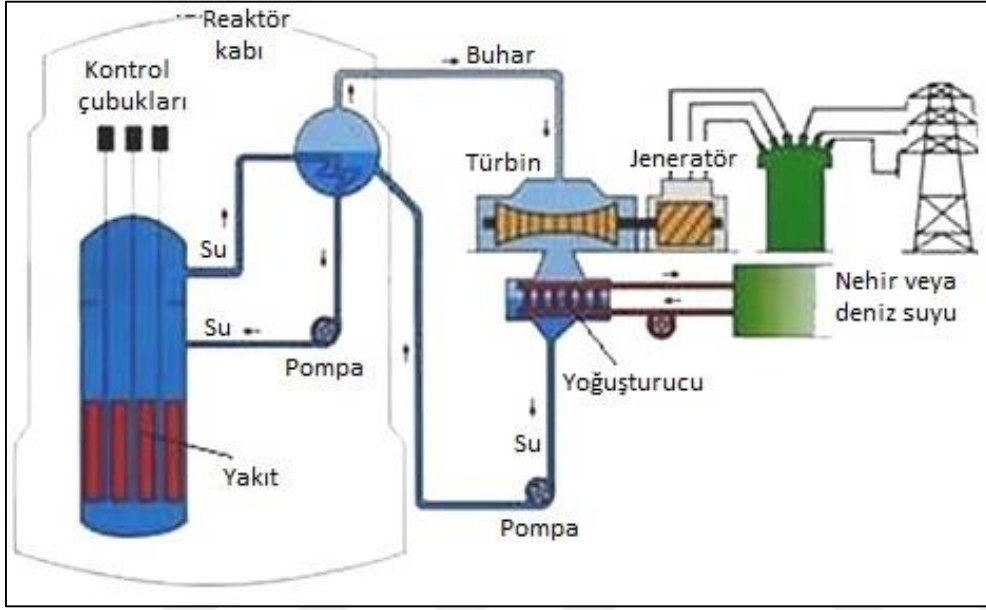
Bu çalışmada, VVER nükleer güç santrali için seçilen referans çevre koşulları 22°C sıcaklık ve 1 bar basınçtır. Sıcaklığın 22°C seçilmesinin nedeni yoğuşturucuya giren soğutma suyu sıcaklığının yıllık ortalama 22°C olmasıdır. 1 bar basınç ise reaktör alanındaki ortalama atmosferik basınçtır. Ayrıca, sistemde kimyasal reaksiyon olmadığı varsayımı yapılmıştır. Soğutma suyu amaçlı kullanılacak olan deniz suyu sıcaklığı olan 22°C değeri, Akdeniz'in yaz deniz suyu sıcaklık ortalaması (26°C) ile kış deniz suyu sıcaklık ortalamasından (18°C) hesaplanmıştır.

3.1. VVER-1000 Nükleer Güç Santrali ve Bileşenleri

VVER Nükleer güç santrali, %4,28 oranında zenginleştirilmiş uranyum yakıtından elde edilen fisyon enerjisinden elektrik enerjisi üretmek üzere tasarlanmış hafif suyun soğutucu ve moderatör olarak kullanıldığı PWR tipinde bir nükleer güç santralidir. Nükleer güç santrali genel olarak birincil çevrim ve ikincil çevrim olmak üzere iki ayrı bölümden oluşmaktadır. Bunların dışında NGS'de bulunan diğer yardımcı sistemler ve güvenlik

sistemleri yapılan analizin kapsamında olmadığı için burada bahsedilmemiştir. Şekil 3.1’te bir VVER nükleer güç santralının basitleştirilmiş bir akım şeması gösterilmektedir [37].

VVER’ler, reaktör basınç kabı, ana soğutucu suyu pompaları, buhar üreteçleri, basınçlandırıcı ve ilgili boru sistemlerini içermektedir.



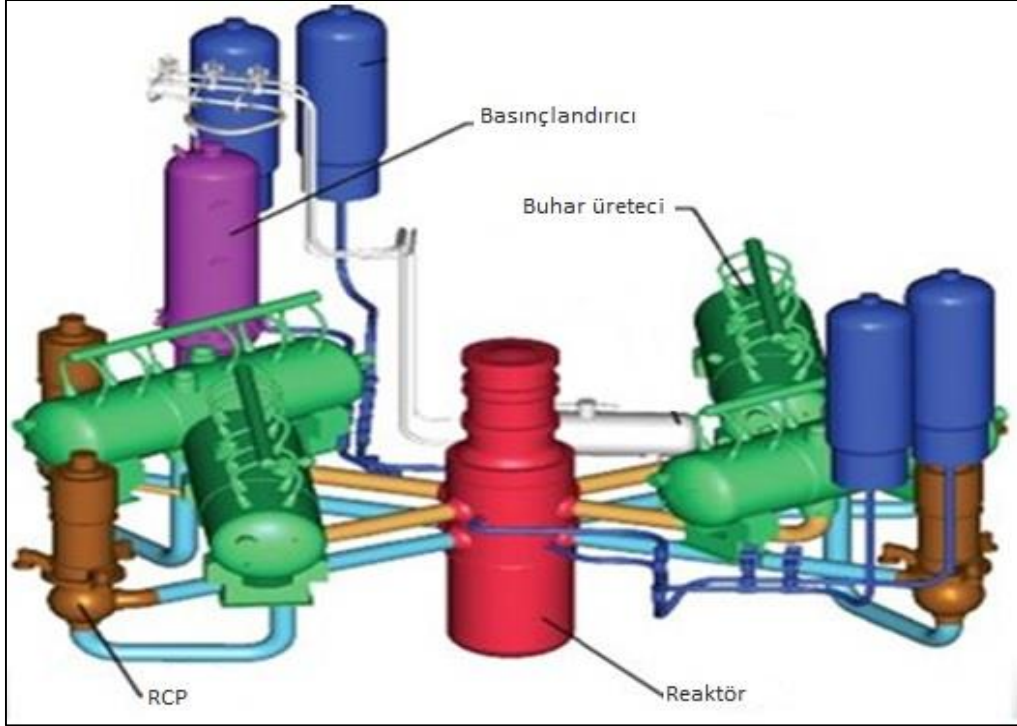
Şekil 3.1. VVER tip nükleer güç santralının basitleştirilmiş şeması

3.1.1. Birincil çevrim

Bir VVER nükleer güç tesisi birincil ve ikincil çevrimler olarak adlandırılan iki çevrimden oluşmaktadır. Şekil 3.2’de görüldüğü gibi, VVER nükleer güç tesisinin birincil çevrimi bir basınçlı su reaktörü ve buna bağlı 4 adet buhar üretici ile 4 adet soğutucu pompasından oluşmaktadır [36].

Reaktörde fisyonla açığa çıkan nükleer enerjinin önemli bir bölümü birinci çevrimdeki dolaşan soğutma suyuna aktarılır. Soğutucu pompaları vasıtasıyla pompalanarak reaktörden ve buhar üreticilerinden geçen soğutma suyu reaktörden çekilen ısı enerjisi buhar üreticisindeki suya taşır. Bu ısı buhar üreticide, buhar üreticisinden geçirilerek dolaşan daha düşük basınçlı besleme suyuna aktarılır ve besleme suyunun buharlaştırılması sağlanır. Bu buhar türbinlerinde genişlerken türbinlerin rotorunu döndürür ve ona bağlı olan elektrik jeneratöründe elektrik üretilmesi sağlanır. Türbinleri terk eden çürük buhar yoğuşturucuda çevreden çekilen bir soğutucu akışkan ile soğutulur ve yoğuşturularak besleme suyuna

dönüştürülür, yeniden pompalanarak buhar üreticiye gönderilir, dolaşım tamamlanır. Birincil çevrimdeki basınç dalgalanmaları basınçlandırıcı ile dengelenir. Reaktör basınç kabı içinde soğutucu için ortalama tasarım sıcaklığı 321°C 'dir [52]. Buna ek olarak, birincil soğutucu devresinin 157 bar'lık basıncı kısmen su ve kısmen buharla dolu olan bir basınçlandırıcı tarafından sağlanır.



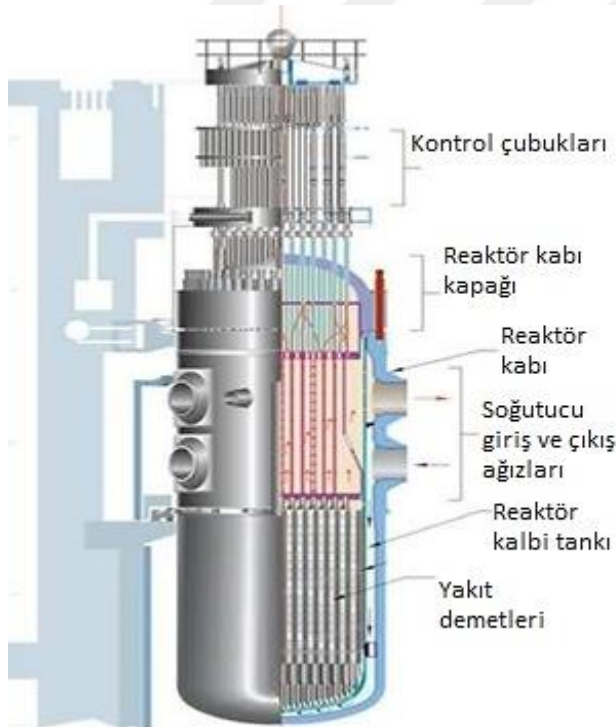
Şekil 3.2. VVER-1000 nükleer güç santralinin birincil çevrimi

3.1.2. Reaktör basınç kabı

Reaktör yüksek basınçlı, dikey bir kaptır ve içinde; reaktör basınç kabı içeriği, reaktör koru (kalbi), reaktör kontrol ve koruma sistemlerinin kontrol çubukları ile kor içi ölçüm sistemleri bulunur. Yüksekliği yaklaşık 19 metre ve dış çapı da yaklaşık 4,5 metredir. Çelikten yapılmış kabın dış duvar kalınlığı yaklaşık 14 cm'dir ve kabın iç yüzeyi 9mm kalınlığında paslanmaz çelikle kaplanmıştır. Kabın iç yüzeyi korozyon önleyici maddeler ile kaplanmıştır. VVER-1000 reaktör koru 163 yakıt demetinden oluşur ve bunların 121 adedi kontrol çubuklarının yutucu elemanlarını içerir. Reaktörün özellikleri Çizelge 3.1'de verilmiştir [22]. VVER-1000 reaktör kabına su giriş sıcaklığı yaklaşık 291°C , çıkış sıcaklığı da yaklaşık 321°C civarındadır [36].

Çizelge 3.1. Reaktörün özellikleri

Parametre adı	Değer
Reaktör nominal ısısal gücü, MW_t	3000
Çevrim çevrimlerinin sayısı, her bir sistem için	4
Reaktör içinde soğutucunun akış hızı, $m^3/saat$	90400
Reaktör çıkışında soğutucu basıncı, mutlak, MPa	15,7
Reaktör girişinde soğutucu sıcaklığı, $^{\circ}C$	291
Reaktör çıkışında soğutucu sıcaklığı, $^{\circ}C$	321
Kullanılabilirlik faktörü	%90
Reaktör korundaki yakıt demeti (FA) sayısı, her bir sistem için	163
Uranium(U-235) için yakıt demetlerindeki ortalama yakıt içeriği, %	%4,2
Maksimum yakıt yanma oranı, FA ortalaması, $MW-gün/kg U$	52,8



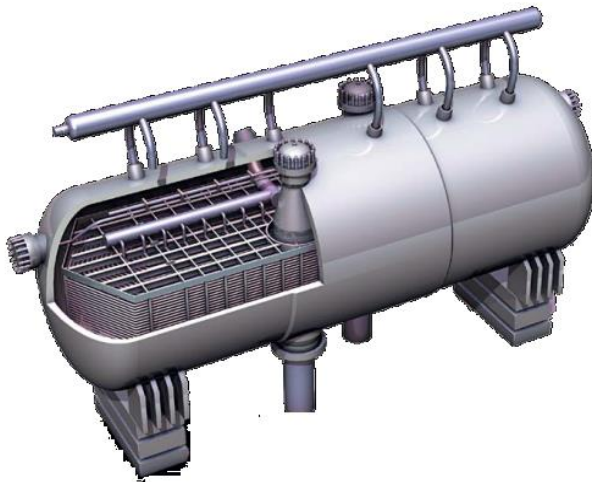
Şekil 3.3. VVER-1000 reaktör basınç kabı

3.1.3. Buhar üretici

Buhar üretici, ısının birincil çevrim reaktör soğutucusundan atılmasını ve kuru-doymuş buhar üretilmesini sağlar. PWR'lar ile VVER arasındaki en önemli fark, VVER'lerin yatay buhar üreticilerine sahip bulunmasıdır. Buhar üreticisine su giriş sıcaklığı yaklaşık 225°C, çıkış sıcaklığı da yaklaşık 321°C civarındadır (Çizelge 3.2). Buhar üretici, şematik olarak Şekil 3.4'de gösterilmektedir [36]. Buhar üreticinde radyoaktif birincil soğutucu ikincil soğutucudan tüplerle ayrılmakta olup ısı çok sayıda bu tüpler aracılığıyla transfer edilmektedir.

Çizelge 3.2. Buhar üreticinin özellikleri

Parametre adı	Değer
Bir buhar üreticinin buhar kapasitesi, t/saat	1470
Üretilen buhar basıncı, mutlak MPa	6,3
Üretilen buhar sıcaklığı, °C	321
Besleme suyu sıcaklığı, °C	225
Buhar üretici çıkışında buhar nem oranı, %, en fazla	0,2



Şekil 3.4. VVER-1000 yatay buhar üretici

3.1.4. Reaktör soğutucu pompası

Birincil çevrimde, dikey yerleşimli, santrifüjlü tek kademeli 4 adet reaktör soğutucu pompası (RSP) bulunmaktadır. Reaktör soğutucu pompası soğutucu suyunun birincil çevrimde

dolaşmasını sağlar ve reaktör korundan ısı alınmasını sağlar. RSP'nin özellikleri Çizelge 3.3'te verilmiştir [22]. Şekil 3.5'de reaktör soğutucu pompası şematik olarak gösterilmektedir [52].



Şekil 3.5. Reaktör soğutucu pompası

Çizelge 3.3. RSP özellikleri

Parametre adı	Değer
Pompa kapasitesi, m ³ /saat	22000
Basma yüksekliği için yeterli basınç, MPa	0,588
Nominal koşullarda enerji tüketimi, kW	5000
Emiş basıncı nominal, MPa	16,02

3.1.5. Basınçlandırıcı

Basınçlandırıcı (pressurizer), dip kısmında elektrikli ısıtıcıları bulunan dikey bir kaptan oluşur, bu ısıtıcılar reaktör işletimi sırasında ısıtma ve birincil çevrimin basınç kontrolünü sağlarlar. Basınçlandırıcı kabı, karbon çelikten yapılmıştır. Basınçlandırıcının özellikleri Çizelge 3.4'te verilmiştir [22].

Çizelge 3.4. Basınçlandırıcı özellikleri

Parametre adı	Değer
Basınç, MPa	15,7
Kapasite (brüt kapasite), m ³	79
Nominal koşullarda su hacmi, m ³	55
Elektrikli ısıtıcı sayısı, adet	28
Elektrikli ısıtıcı bloklarının toplam gücü, kW	2520

3.1.6. İkincil çevrim

VVER nükleer güç tesisinin ikincil çevrimi ise Şekil 3.6'da görüldüğü gibi, bir yüksek basınç türbini (YBT), iki alçak basınç türbini (ABT), bir nem ayırıcı, bir kızdırıcı, bir besi suyu tankı, bir yoğuşturucu (kondenser), bir ana pompa, bir gaz giderici, bir besi suyu pompası ve altı adet besi suyu ısıtıcısından oluşmaktadır.

İkincil çevrim radyoaktif değildir. Isı aktarımı neticesinde buhar üreticinde yüksek basınçlı ve yüksek buhar içerikli su-buhar karışımı üretilir. Buhar üreticinden gelen buhar ana buhar hatları aracılığıyla türbine gelir. Buhar, iki adet düşük basınç silindiri ile birleşik olan yüksek basınç silindirinden geçerek, enerjisini türbine aktarır. Burada termal enerji türbin rotorunun dönme enerjisine dönüştürülür. Rotoru, türbin rotoru ile aynı şafta takılı olan bir jeneratör, rotorun dönmesinden kaynaklanan mekanik enerjiyi elektrik enerjisine dönüştürür. Çürük buhar türbinden geçtikten sonra, sirküle edilen deniz suyu ile soğutularak, yoğuşturuculara ulaşır. Demineralizasyon ünitesine gelen yoğuşma suyu, burada arıtma işleminden sonra besi suyu ısıtıcılarından geçerek yoğuşturucu pompaları tarafından degazöre aktarılır. Degazörde, besi suyunun havası alınır. Besleme suyu pompası ile degazörden alınan besi suyu buhar üreticine iletilir.

Isı aktarımı neticesinde buhar üreticinde yüksek basınçlı ve yüksek buhar içerikli su-buhar karışımı üretilir. Bu buharın bir kısmı 6 numaralı ara kızdırıcıya (Şekil 3.6), büyük bir kısmı da Yüksek Basınç Türbinine (YBT) iletilir. YBT'den dört hat ara buhar çıkışı alınır ve bunların iki adedi 4 numaralı ve 5 numaralı besi suyu ısıtıcısına (Şekil 3.6), bir adedi de 6 numaralı besi suyu ısıtıcısına ve bir adedi de degazöre iletilir. YBT'den çıkan ana buhar çıkışı, nem ayırıcı ünitesine iletilir. Yüksek oranda nemi alınan buhar, Şekil 3.6'da

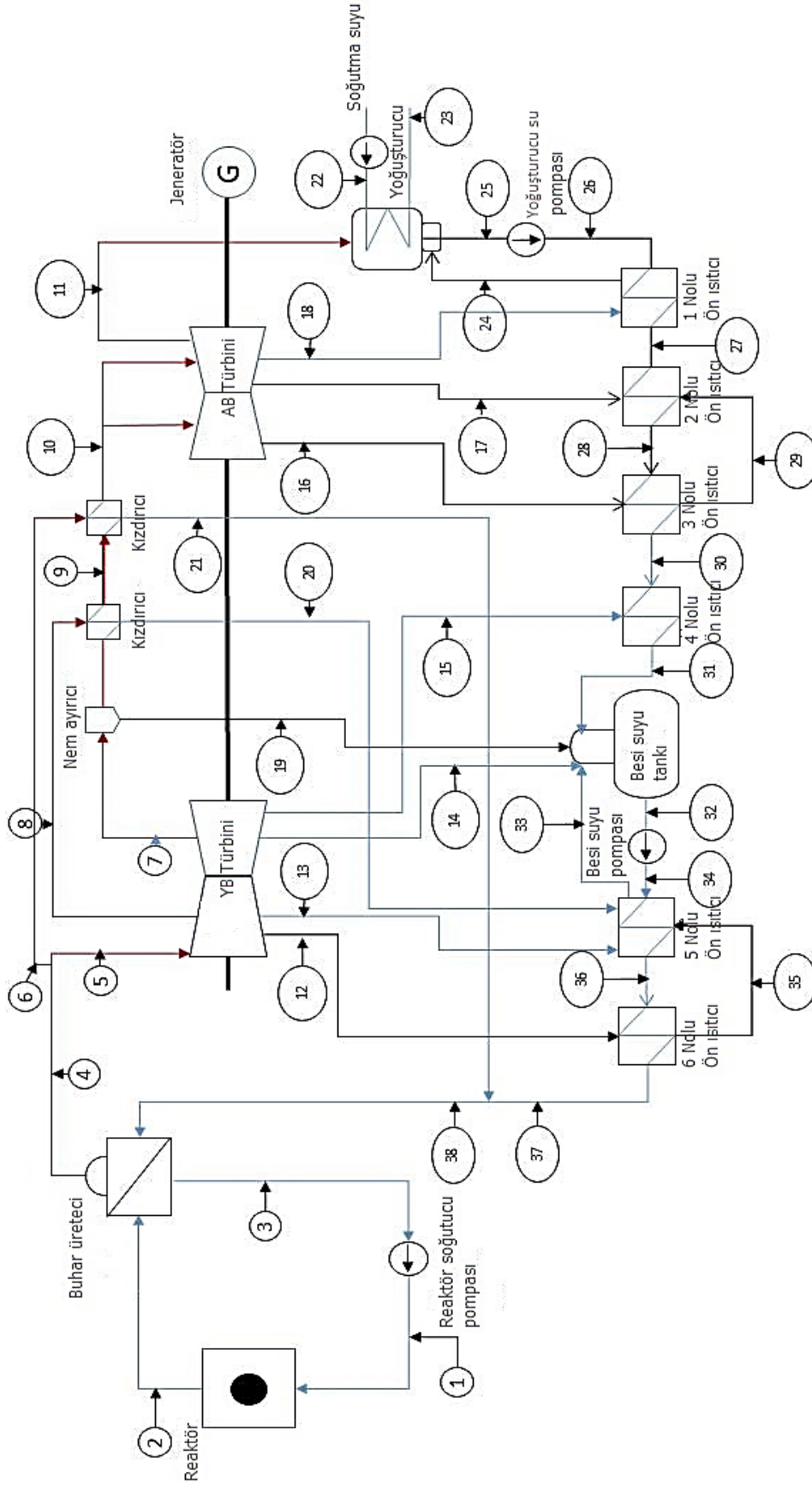
görüldüğü gibi, 1 ve 2 numaralı ara kızdırıcılarda sırasıyla YBT'den gelen ara buhar ve buhar üreticiden gelen taze buhar ile kademeli olarak ısıtılır. 2 numaralı ara kızdırıcıdan alınan kızgın buhar, Alçak Basınç Türbinine (ABT)'ne iletilir. ABT'den değişik basınç ve sıcaklıklarda toplam üç hat ara buhar çekilir ve sırasıyla 1, 2, 3 numaralı besi suyu ısıtıcılarında besi suyunun ısıtılmasında kullanılır. ABT'nin ana buhar çıkışı, yoğuşturucu ünitesinde vakum altında yoğuşturularak ısıtılacağı besi suyu ısıtma sistemine yoğuşmuş su pompaları vasıtasıyla basılır. Besi suyu ısıtma sisteminde 1 ve 2 numaralı besi suyu ısıtıcıları vakum altında, 3 ve 4 numaralı besi suyu ısıtıcıları yaklaşık atmosfer basıncında, 5 ve 6 numaralı besi suyu ısıtıcıları ise yüksek basınçta çalışmaktadır. 5 numaralı besi suyu ısıtıcısındaki besi suyu, besi suyu pompaları vasıtasıyla 6 numaralı besi suyu ısıtıcısına basılır ve YBT'den gelen ara buhar ile daha fazla ısıtılarak buhar üreticisine iletilir. İkincil çevrimde, besleme suyu pompası ve yoğuşturucu pompaları normal işletme koşullarında beraber çalışırlar.

3.1.7. Buhar türbini

Türbin ünitesi, yoğuşturucu, türbin jeneratörü dahil, buhar jeneratörü tarafından üretilen buhar enerjisini dönüştürerek rotorda mekanik enerjiye dönüştürerek türbin jeneratörünün çalıştırılmasından başka buhar çıkararak suyun ısınmasını besleyerek türbinlerin çalışması ile pompaları besler; ayrıca kendine ısı sağlama sistemi ile su dağıtımının ısınması gereksinimi sağlar. Buhar türbin ünitesinin ana parametreleri Çizelge 3.5'te verilmiştir [22].

Çizelge 3.5. Türbin ünitesinin özellikleri

Parametre adı	Değer
Elektrik üretme kapasitesi, MW	1000
Türbin dönüş hızı, rpm	1500
Türbin santrali buhar tüketimi, t/s	5880
Türbin girişinde buharın nem oranı, %, en fazla	0,35
Türbin yapısal düzeni	1 HP silindiri ve 2 LP silindirleri



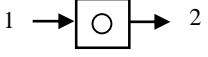
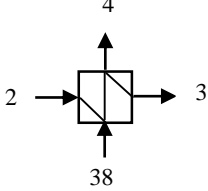
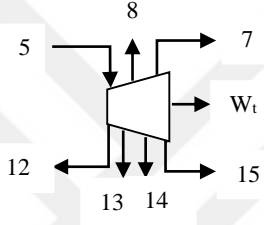
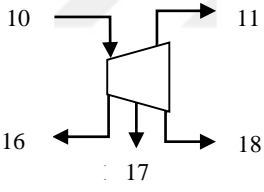
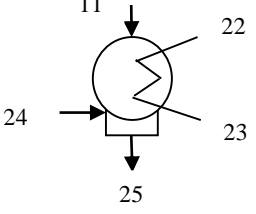
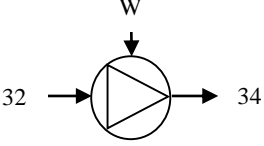
Şekil 3.6. VVER nükleer güç tesisi için ısı dengesi diyagramı

Çizelge 3.6. VVER-1000 nükleer güç santralinin kuramsal teknik tasarım verileri

			Boru No
Buhar üretici ve soğutucu pompa sayısı	4		
Reaktör kalbi ısııl güç üretimi	3000	MW _{th}	
NSSS ¹ ısııl güç üretimi	3012	MW _{th}	
Reaktör kalbi ve NSSS arasındaki ısııl güç farkı	12	MW _{th}	
Soğutucu akışkanın debisi	22500	kg/s	
Reaktör soğutucu sistemi çalışma basıncı	157	bar	
Soğutucu akışkanın reaktör giriş basıncı	160	bar	1
Soğutucu akışkanın reaktör çıkış basıncı	158,5	bar	2
Soğutucu akışkanın reaktör giriş sıcaklığı	291	°C	1
Soğutucu akışkanın reaktör çıkış sıcaklığı	321	°C	2
Soğutucu akışkanın pompa çıkış basıncı	160	bar	1
Soğutucu akışkanın pompa giriş basıncı	155,2	bar	3
Soğutucu akışkanın pompa çıkış sıcaklığı	291	°C	3
Buhar üretici girişinde soğutucu sıcaklığı	321	°C	2
Buhar üretici çıkışında soğutucu sıcaklığı	291	°C	3
Buhar üretici giriş basıncı	63	bar	2
Buhar üretici çıkış basıncı	63	bar	3
Buhar üretici besleme suyu giriş sıcaklığı	227	°C	
Buhar üretici buhar çıkış sıcaklığı	283,8	°C	
Maksimum nominal nem oranı	0,2	%	
Buhar üretici çalışma basıncı	63	bar	
Buhar üretimi	1470	t/h	
Buhar üretici çalışma sıcaklığı	283,8	°C	
Soğutma suyunun yoğuşturucuya giriş sıcaklığı	22	°C	
Soğutma suyunun yoğuşturucudan çıkış sıcaklığı	31	°C	
Yoğuşturucuda soğutma suyu debisi	52000	kg/s	

¹ NSSS: Nükleer buhar sağlama sistemi

Çizelge 3.7. VVER Nükleer güç tesisi bileşenleri için bu çalışmada çıkarılan enerji ve ekserji denklemleri

Ekipman adı	Ekipmanın şekli	Enerji Denklemleri	Ekserji Denklemleri
Reaktör		$\dot{E}_1 - \dot{E}_2 = 0$	$\dot{E}x_1 - \dot{E}x_2 = \dot{E}x_D$
Buhar üretici		$\dot{E}_2 + \dot{E}_{38} - (\dot{E}_3 + \dot{E}_4) = 0$	$\dot{E}x_2 + \dot{E}x_{38} - (\dot{E}x_3 + \dot{E}x_4) = \dot{E}x_D$
(YBT) Türbin grubu		$\dot{E}_5 - (\dot{E}_7 + \dot{E}_8 + \dot{E}_{12} + \dot{E}_{13} + \dot{E}_{14} + \dot{E}_{15}) - Wt = 0$	$\dot{E}x_5 - (\dot{E}x_7 + \dot{E}x_8 + \dot{E}x_{12} + \dot{E}x_{13} + \dot{E}x_{14} + \dot{E}x_{15}) = \dot{E}x_D$
(ABT)		$\dot{E}_{10} - (\dot{E}_{11} + \dot{E}_{16} + \dot{E}_{17} + \dot{E}_{18}) = 0$	$\dot{E}x_{10} - (\dot{E}x_{11} + \dot{E}x_{16} + \dot{E}x_{17} + \dot{E}x_{18}) = \dot{E}x_D$
Yoğuşturucu		$\dot{E}_{22} + \dot{E}_{11} + \dot{E}_{24} - (\dot{E}_{23} + \dot{E}_{25}) = 0$	$\dot{E}x_{22} + \dot{E}x_{11} + \dot{E}x_{24} - (\dot{E}x_{23} + \dot{E}x_{25}) = \dot{E}x_D$
Pompa		$\dot{E}_{32} - \dot{E}_{34} = 0$	$\dot{E}x_{32} + W - \dot{E}x_{34} = \dot{E}x_D$

Nükleer güç santrallerinde, reaktörden çıkan fisyon enerjisinden doğrudan reaktör içinde veya buhar üreteçleri denen yardımcı ısı değiştiricilerde buhar üretmek için yararlanılır. Reaktör veya reaktör-buhar üretici kombinasyonu, nükleer buhar sağlama sistemi olarak adlandırılır. Çizelge 3.6'da VVER-1000 nükleer güç santralının kuramsal teknik tasarım verileri verilmiştir.

VVER nükleer güç santralının ünite giriş ve çıkışlarında kullanılan enerji ve ekserji denklemleri Çizelge 3.7'de ve her ünitenin giriş ve çıkış akış karakteristik ve termodinamik verilerine göre bu çalışmada hesaplanan enerji ve ekserji değerleri Çizelge 3.8'de verilmiştir.

Çizelge 3.8. VVER NGS için Termodinamiğin I. ve II. Yasasına göre yapılan enerji ve ekserji analiz sonuçları

Boru No	Toplam Enerji	Toplam Ekserji
	\dot{E} (MW)	\dot{E}_x (MW)
1	29282,594	8201,796
2	33185,840	10181,968
3	29276,266	8196,135
4	4965,591	1887,102
5	4748,711	1804,616
6	216,799	82,388
7	3012,549	818,978
8	207,874	71,329
9	3005,572	831,889
10	3125,444	880,530
11	2135,975	70,810
12	203,583	69,852
13	330,154	108,576
14	146,577	42,814
15	277,695	75,493
16	109,017	22,971
17	114,613	19,742
18	120,288	16,168
19	135,595	22,356
20	77,641	17,439
21	97,063	26,286
22	4886,226	0,000
23	6879,264	273,936
24	13,142	0,576
25	141,586	0,594
26	144,427	1,432
27	248,286	8,844
28	18,350	1,827

Çizelge 3.8. (devam) VVER NGS için Termodinamiğin I. ve II. Yasasına göre yapılan enerji ve ekserji analiz sonuçları

29	383,590	27,117
30	473,753	46,709
31	885,647	131,940
32	217,406	38,608
33	1242,258	206,946
34	1265,956	219,494
35	71,114	15,057
36	1526,120	315,439
37	1657,575	365,799
38	1755,058	393,714

3.2. Isıl Güç Tesislerinin Enerji ve Ekserji Analizi

Elektrik enerjisi üretimi amacıyla kurulmuş fosil ya da nükleer yakıtlı ısı güç tesislerinin (santrallerin) tümünün tasarımı Termodinamiğin Birinci Yasası'ndan yararlanılarak gerçekleştirilmiştir. Termodinamiğin Birinci Yasası, enerjinin yaratılamayacağını veya yok edilemeyeceğini, sadece form değiştirebileceğini ifade eder. Ekserji, Termodinamiğin İkinci Yasası'ndan, kütle, enerji ve entropi denklemlerinin birlikte kullanılmasıyla türetilen bir büyüklüktür. Ekserji tüketimi, bir işlem sırasında işlemdeki tersinmezlikler nedeniyle oluşan entropi üretimiyle orantılıdır.

Nükleer güç tesisinde bulunabilecek nükleer reaktör, türbinler, pompalar, eşanjörler, buhar üreteçleri, ısıtıcılar, soğutucular ve yoğuşturucular gibi sürekli akış üniteleri için enerji ve ekserji denge eşitlikleri ve bunlarla ilgili birim zamandaki tersinmezliklere ait aşağıda verilen denklemler kullanıldı [10].

Bu analiz yapılırken bileşenlerin kontrol hacmi boyunca sürekli bir akış rejiminde çalıştığı ve ayrıca kontrol hacmi boyunca akışkan özelliklerinin bir noktadan diğer bir noktaya değişiklik gösterebilirken her noktadaki değerlerin zamandan bağımsız olarak sabit kaldığı kabul edildi. Kontrol hacmi giriş ve çıkışları arasındaki potansiyel ve kinetik enerji değişimleri ile adı geçen ekipmanlarda ısı kayıplarının ihmal edilebilir olduğu kabul edildi. Gerçekte termodinamik çevrim kullanan elektrik üretim santrallerinin çeşitli ekipmanlarda boşaltma ve kaçaklar nedeniyle ilave (make-up) su kullanılmaktadır ancak bu miktar tasarımsal analizde dikkate alınmadı.

Enerji ve ekserji analizleri yapılırken üç temel prensip kullanıldı. Bunlar; kütlelin korunumu, enerjinin korunumu (Termodinamiğin Birinci Yasası) ve entropinin korunmazlığıdır (Termodinamiğin İkinci Yasası).

Bir nükleer güç tesisinde farklı ünitelerin giriş ve çıkışlarındaki akışkan üzerinde birim zamandaki enerji ve ekserji akışının hesaplanmasında kullanılan bazı eşitlikler ile bu ünitelerdeki yararlı iş, tersinir iş, tersinmezlikler ve bunlar için denklemlerin türetimleri aşağıda ayrıntılı bir şekilde açıklanmıştır.

a) Santralin her bir bileşeni için kütlelin denkliği

Kütlelin korunumu ilkesi gereği, sürekli akışlı açık sistemde kontrol hacmine birim zamanda giren kütle kontrol hacminden çıkan kütleyle eşittir.

$$\sum m_g - \sum m_\zeta = 0 \quad (3.1)$$

b) Santralin her bir bileşeni için enerji denkliği

Sürekli akışlı açık sistemde kontrol hacmine giren enerji kontrol hacminden çıkan toplam enerjiye eşittir. Enerjinin korunumu ilkesi,

$$\dot{Q} - \dot{W}_{kh} = \sum_{\zeta} \dot{m}_{\zeta} \left(h_{\zeta} + \frac{V_{\zeta}^2}{2} + gz_{\zeta} \right) - \sum_g \dot{m}_g \left(h_g + \frac{V_g^2}{2} + gz_g \right)$$

şeklini alır. Potansiyel ve kinetik enerjiler ihmal edilirse,

$$\dot{Q} - \dot{W}_{kh} = \sum_{\zeta} \dot{m}_{\zeta} h_{\zeta} - \sum_g \dot{m}_g h_g \quad (3.2)$$

şeklini alır.

c) Santralin her bir bileşeni için ekserji denkliği

$$\dot{E}x = \dot{m}[(h - h_0) - T_0(s - s_0)] \quad (3.3)$$

3.2.1. Isıl güç tesislerinin enerji analizi

Birden fazla giriş ve çıkışı olan bir kontrol hacminde sürekli akışta hal değişimi için Termodinamiğin Birinci Yasası, birim zamandaki enerji dengesi göz önüne alınarak;

$$\dot{Q} - \dot{W}_{kh} = \sum_{\dot{m}_{\dot{\zeta}}} \dot{m}_{\dot{\zeta}} \left(h_{\dot{\zeta}} + \frac{V_{\dot{\zeta}}^2}{2} + gz_{\dot{\zeta}} \right) - \sum_{\dot{m}_{\dot{g}}} \dot{m}_{\dot{g}} \left(h_{\dot{g}} + \frac{V_{\dot{g}}^2}{2} + gz_{\dot{g}} \right) \quad (3.4)$$

şeklinde ifade edilir. Eşitlik (3.1)'de yer alan θ birim zamandaki net ısı geçişi, W_{kh} kontrol hacmi için birim zamandaki net iş, m kütleli debi, h entalpi, V akış hızı, g yerçekimi ivmesi ve z yüksekliktir. $\dot{\zeta}$ ve \dot{g} alt indisleri ise sistemin çıkışı ve girişi anlamına kullanılmaktadır.

3.2.2. Isıl güç tesislerinin ekserji analizi

Birden fazla giriş ve çıkışı olan bir kontrol hacmi ile P_0 basıncında ve T_0 sıcaklığındaki bulunan çevresi arasında, sürekli akışta bir hal değişimi esnasında ısı geçişi olabilir. Böyle bir kontrol hacmi için ekserji analizi ile ilişkili denklemler aşağıdaki gibi elde edilir. Böyle bir hal değişimi için Termodinamiğin İkinci Yasası,

$$S_{\dot{u}re} = \sum_{\dot{m}_{\dot{\zeta}}} \dot{m}_{\dot{\zeta}} s_{\dot{\zeta}} - \sum_{\dot{m}_{\dot{g}}} \dot{m}_{\dot{g}} s_{\dot{g}} - \theta_{\dot{\zeta}ev} / T_0 \theta \quad (3.5)$$

şeklinde yazılır. Eşitlik (3.2)'de bulunan $S_{\dot{u}re}$ terimi kontrol hacmi içinde hal değişimi esnasında tersinmezlikler nedeniyle birim zamandaki entropi üretimi, $\sum_{\dot{m}_{\dot{\zeta}}} \dot{m}_{\dot{\zeta}} s_{\dot{\zeta}}$, $\sum_{\dot{m}_{\dot{g}}} \dot{m}_{\dot{g}} s_{\dot{g}}$ terimleri sırasıyla kütle giriş çıkışıyla kontrol hacmine giren ve kontrol hacminden çıkan entropi, $\theta_{\dot{\zeta}ev} = -\theta$ terimi ani sıcaklığı T_0 olan sistem sınırında birim zamandaki ısı geçişi, $\theta_{\dot{\zeta}ev}/T_0$ terimi ise ısı geçişi nedeniyle olan entropi transferidir.

Eşitlik (3.1) ve (3.2)'deki ısı geçişi terimleri yok edilip ve akışkanın potansiyel ve kinetik enerji değişimleri ihmal edildiğinde,

$$W_{kh} = W_y = \sum_{\dot{m}_{\dot{g}}} \dot{m}_{\dot{g}} (h_{\dot{g}} - T_0 s_{\dot{g}}) - \sum_{\dot{m}_{\dot{\zeta}}} \dot{m}_{\dot{\zeta}} (h_{\dot{\zeta}} - T_0 s_{\dot{\zeta}}) - T_0 S_{\dot{u}re} \quad (3.6)$$

denkliği elde edildi. Sürekli akışta hal değişimi söz konusu olan üniteler için seçilen kontrol hacimlerinin sınırlarının bu ünitelerin gerçek fiziksel sınırlarına eşit kabul edilmesi, böylece sistem sınırının değişmez olması, sistem ile çevresi arasında ayrıca bir iş etkileşiminin olmaması nedenleriyle, buradaki W_y aynı zamanda birim zamanda yararlanılabilir iş olur.

Maksimum yararlanılabilir iş olan tersinir iş ise, $S_{üre}$ entropi üretimi terimini sifıra eşitleyerek

$$W_{ter} = W_{y,maks} = \sum_g m_g (h_g - T_0 s_g) - \sum_{\zeta} m_{\zeta} (h_{\zeta} - T_0 s_{\zeta}) \quad (3.7)$$

şeklinde elde edildi. Sürekli akışta hal değişimi söz konusu olan üniteye akışkan için bir giriş ve bir çıkış olduğu kabul edilerek bu durumda bu kontrol hacmi için birim zamandaki tersinir iş

$$W_{y,maks} = m [(h_g - h_{\zeta}) - T_0 (s_g - s_{\zeta})] \quad (3.8)$$

bulundu. Bu durumda tersinir iş birim kütle için

$$w_{y,maks} = (h_g - h_{\zeta}) - T_0 (s_g - s_{\zeta}) \quad (3.9)$$

denkliği elde edildi. Sistemin basıncı, sıcaklığı, bileşimi, hızı ve yüksekliği çevreninkilerden farklı ise bu sistemden iş elde etme imkanı doğar. Hal değişimi esnasında sistemin bu parametreleri çevreninkilere yaklaştıkça yani sistemin hali çevrenin haline yaklaştıkça bu imkan azalır. Sistem ve çevresi birbirlerine nazaran durağan hale geldiklerinde aralarında bir denge kurulur. Sistemin bu haline ölü hal denir. Ölü halde sistem ve çevresi arasında mekanik, ısıl ve kimyasal dengeler kurulmuş olur, böylece sistemin sırasıyla basınç, sıcaklık ve kimyasal potansiyelleri çevreninkilere eşit olur. Bu koşullar altında, sistem ve çevresi arasında bir etkileşme ve değişim imkanı kalmaz.

Bir sistemin makroskopik formda çevresine nazaran sahip olduğu kinetik ve potansiyel enerjileri, sistemin çevresine nazaran durağan hale gelmesine kadar tamamen işe çevrilebilirler ve bu nedenle, bunlar kinetik ve potansiyel ekserjilere karşılık gelirler. Bir sistem çevresinde referans olarak seçilen koordinatlara nazaran durağan varsayılabiliriyorken,

sistemin bir başlangıç halinden sınırlı ölü hale geçmesi esnasında elde edilen maksimum teorik yararlanılabilir iş fiziksel ekserji olarak adlandırılır. Bir sistem sınırlı ölü halden ölü hale yani tamamen denge durumuna geçerken elde edilen maksimum teorik iş ise kimyasal ekserji olarak adlandırılır.

Fiziksel, kinetik ve potansiyel ekserjilerin toplamı ısı-mekanik ekserji (yararlanılabilirlik) olarak adlandırılır ve ex ile gösterilir. Sistemin çevresine nazaran durağan olması, yani kinetik ve potansiyel ekserjilerin ihmal edilebilir düzeyde veya sıfır olmaları durumunda ısı-mekanik ekserji, fiziksel ekserjiye eşit olur ve bir akışkan akımı için giriş hali yerine mevcut olan hal (alt indis kullanılmaksızın) ve çıkış hali yerine ise sınırlı ölü hal ("0" alt indisi ile) seçilerek Eşitlik (3.6)'dan ex

$$ex \cong (h - h_0) - T_0 (s - s_0) \quad (3.10)$$

şeklinde elde edildi.

İdeal olduğu varsayılan birçok ünite için belirli bir halden sınırlı ölü hale geçiyorken analiz yapılabilir. Bu durumda, bir akışkan akımı için toplam ısı-mekanik ekserji akış hızı, kinetik ve potansiyel ekserji akış hızlarını ihmal ederek toplam fiziksel ekserji akış hızına eşit alınarak, Eşitlik (3.7) yardımıyla

$$Ex \cong m[(h - h_0) - T_0 (s - s_0)] \quad (3.11)$$

şeklinde tanımlandı. Eşitlik (3.8)'deki T_0 , h_0 ve s_0 sırasıyla referans hal için sıcaklık, entalpi ve entropidir. Sonuç olarak, bir üniteye sürekli akışlı hal değişiminde birim zamandaki tersinir iş bir akışkan akımının ekserji akış hızı terimleriyle, kinetik ve potansiyel enerji değişimlerini ihmal ederek

$$W_{y,maks} = \sum_g m_g ex_g - \sum_{\zeta} m_{\zeta} ex_{\zeta} = \sum_g Ex_g - \sum_{\zeta} Ex_{\zeta} \quad (3.12)$$

şeklinde tanımlandı. Ayrıca, akışkan akımının birim kütle başına enerjisi ve toplam enerji akış hızı da sırasıyla;

$$e \cong h - h_0 \quad (3.13)$$

$$E \cong m(h - h_0) \quad (3.14)$$

olarak ifade edildi. Aşağıdaki bölümde, toplam fiziksel ekserji akış hızı yerine ifadeyi basitleştirmek için toplam ekserji akış hızı terimi kullanıldı. Ekserji akış hızının yararlılığı, Eşitlik (3.9)'un kontrol hacminin bir hal değişimi esnasında kontrol hacmi veya ünite için maksimum yararlanılabilir işi vermesi gerçeğinden kaynaklanmaktadır. Kontrol hacminde veya ünite sürekli akışlı hal değişiminde birim zamandaki tersinmez güç (kaybedilen yararlanılabilir güç) “ I ” ise, tersinir güç ile yararlanılabilir güç arasındaki farktan,

$$I = W_{y,maks} - W_y = T_0 S_{üre} \quad (3.15)$$

şeklinde elde edildi ve bu da gerçek hal değişimleri esnasındaki ekserji yıkımına veya kaybına karşılık gelmektedir. Akışkan akımı üzerindeki potansiyel ve kinetik enerji ve ekserji değişimleriyle ünitelerdeki ısı kayıplarının ihmal edilebilir olduğu varsayıldı. Bir ısı güç tesisinde bulunabilecek nükleer reaktör, türbinler, pompalar, eşanjörler, buhar üreteçleri, ısıtıcılar, soğutucular ve yoğuşturucular gibi sürekli akış üniteleri için enerji ve ekserji denge eşitlikleri ve bunlarla ilgili birim zamandaki tersinmezlikler aşağıdaki gibi yazıldı [10].

3.2.3. Kazanda enerji ve ekserji analizi

Güç santrali, kömür, doğalgaz, fuel-oil gibi fosil yakıtların yanmasıyla elde edilen ısı gücü elektriğe dönüştüren nitelikte bir santral ise bu alt bölümde anlatıldığı gibi kazanda yanma reaksiyonu sonucunda yanma ürünlerinin sıcaklığı ve dolayısıyla ısı ekserjileri artar. Daha sonra ısı geçişi ile iş gören akışkanın sıcaklığı ve ısı ekserjisi arttırılır. Yanma sonunda açığa çıkan enerjinin tamamen iş gören akışkana transfer edildiği kabul edildiğinde adyabatik, şekil değiştirmeyen, kinetik ve potansiyel enerji değişimleri ihmal edilebilir, bir kazanda (kontrol hacminde) yanma sonucunda birim zamanda açığa çıkan enerji, Termodinamiğin Birinci Yasası'nın uygulanmasından;

$$(W_{y,maks})_{yan} \cong m_a (h_c - h_g) = E_c - E_g \quad (3.16)$$

olarak elde edildi. Aynı kabul ile iş gören akışkandan elde edilebilecek maksimum yararlanılabilir güç ise Termodinamiğin İkinci Yasası'nın uygulanmasından;

$$(W_{y,maks})_a \cong m_a [(h_c - h_g)_K - T_0 (s_c - s_g)_K = Ex_c - Ex_g] \quad (3.17)$$

olarak elde edildi. Eşitlik (3.12) ve (3.13)'deki 'y' ve 'a' alt indisleri yanma reaksiyonu ve iş gören akışkanı ifade etmektedir. Buradan, 'K' alt indisi kazanı ifade etmek üzere kazandaki tersinmez güç;

$$\dot{I}_K = (W_{y,maks})_{yan} - (W_{y,maks})_a = (E_c - E_g) - (Ex_c - Ex_g) = m_a T_0 (s_c - s_g) \quad (3.18)$$

olarak elde edildi.

3.2.4. Nükleer reaktörde enerji ve ekserji analizi

Bir nükleer reaktörde, her fisyon ürününün fisyon sonrasında $T_{f\ddot{u}}$ sıcaklığına karşı gelen $\frac{3}{2}kT_{f\ddot{u}} \cong 84 \text{ MeV}$ bir kinetik enerjisi olduğu kabul edilebilir. Bu kabul fisyon ürünlerinin termodinamik denge halinde tek atomlu bir gaz olması varsayımıyla yapılır. Fisyon ürünü, teorik olarak tersinir bir proseste eğer bu proses fisyon ürününü çevresiyle dengeye getirirse, maksimum iş üretir. Böylece, birim fisyon ürünü kütlesi başına üretilen maksimum iş,

$$W_{y,maks} = (h_{f\ddot{u}} - h_0) - T_0 (s_{f\ddot{u}} - s_0) \quad (3.19)$$

Ancak, $T_{f\ddot{u}} \gg T_0$ için bu ifade;

$$W_{y,maks} = (u_{f\ddot{u}} + P_{f\ddot{u}}v_{f\ddot{u}}) - (u_0 + P_0v_0) - T_0 (s_{f\ddot{u}} - s_0) \quad (3.20)$$

$$W_{y,maks} = (c_v T_{f\ddot{u}} + P_{f\ddot{u}}v_{f\ddot{u}}) - (c_v T_0 + P_0v_0) - T_0 (s_{f\ddot{u}} - s_0) \cong c_v T_{f\ddot{u}} \cong u_{f\ddot{u}} \quad (3.21)$$

şeklini alır.

Azami iş yaklaşık olarak fisyon enerjisine eşit olur. Böylece, bütün fisyon enerjisinin işe çevrilebileceği varsayılmaktadır. Fisyon reaksiyonunun sonucu olarak ortaya çıkan maksimum yararlı güç $(W_{y,maks})_{fis}$ fisyon gücüne eşittir ve sabit bir $T_{yak,o}$ sıcaklığında olduğu kabul edilebilecek yakıt çubuklarına aktarılmaktadır. Bu sıcaklığın $T_{f\ddot{u}}$ fisyon ürünü

sıcaklığının çok altında $T_{f\ddot{u}} \gg T_{yak,o}$ olmasından dolayı, yakıt ve yakıtın içinde bulunduğu zarf yüzeyi sıcaklıkları hesaplama kolaylığı açısından aynı alınabilir. Gücün, fisyon ürünlerinden yakıt çubuklarına transferi oldukça tersinmezdir; çünkü $T_{f\ddot{u}} \gg T_{yak,o}$ 'dır. Sabit bir $T_{yak,o}$ zarf yüzeyi sıcaklığına sahip olan bir yakıt çubuğundan elde edilebilecek maksimum güç;

$$(W_{y,maks})_{yak} = (W_{y,maks})_{fis} \left(1 - \frac{T_0}{T_{yak,o}}\right) \quad (3.22)$$

Buradan hareketle, fisyon ürünlerinden yakıt çubuklarına gücün transferinde kaybedilen tersinmez güç;

$$\dot{I}_{yak} = (W_{y,maks})_{fis} - (W_{y,maks})_{yak} \quad (3.23)$$

Yakıt çubuklarından çekilen bütün fisyon gücünün soğutucu akışkana transfer edildiği kabul edilerek, soğutucudan elde edilebilecek maksimum güç;

$$(W_{y,maks})_{soğ} = E_{x\check{c}} - E_{xg} \quad (3.24)$$

Böylece, yakıt çubuklarından soğutucu akışkana ısı transferinde kaybedilen tersinmez güç;

$$\dot{I}_{soğ} = (W_{y,maks})_{yak} - (W_{y,maks})_{soğ} \quad (3.25)$$

şeklinde ifade edilir.

Fisyon gücü; reaktör kontrol hacmine Termodinamiğin Birinci Yasa'nın uygulanmasıyla ve adyabatik, kinetik ve potansiyel değişimleri ve yüzey gerilmesi etkilerinin terimlerinin olmadığı kabulüyle,

$$(W_{y,maks})_{fis} = m_{soğ} T_0 (h_{\check{c}} - h_g) = E_{\check{c}} - E_g \quad (3.26)$$

şeklinde ifade edilir. Böylece, reaktördeki tersinmez güç için

$$\dot{I}_R = (W_{y,maks})_{fis} - (W_{y,maks})_{soğ} = (E_{\check{c}} - E_g) - (E_{x\check{c}} - E_{xg}) = m_{soğ} T_0 (s_{\check{c}} - s_g) \quad (3.27)$$

ifadesi yazılır.

3.2.5. Türbinin enerji ve ekserji analizi

Termodinamiğin Birinci Yasası'nın uygulanması ve bir adyabatik türbinde genişleme olması durumunda gerçek güç,

$$\dot{W}_t = (\dot{W}_y)_t = \sum_g \dot{m}_g h_g - \sum_\zeta \dot{m}_\zeta h_\zeta \quad (3.28)$$

şeklinde elde edilir. Bu hal değişimi esnasındaki tersinir güç türbin girişindeki ve çıkışındaki toplam ekserji akış hızı farkına eşittir ve

$$\dot{I}_t = \sum_g \dot{E}x_g - \sum_\zeta \dot{E}x_\zeta - \dot{W}_t \quad (3.29)$$

Buna göre, türbindeki genişleme olması için birim zamanda kaybedilen tersinmez güç,

$$\dot{I}_t = T_0 (\sum_\zeta \dot{m}_\zeta s_\zeta - \sum_g \dot{m}_g s_g) \quad (3.30)$$

Türbinin izantropik verimi, türbinde yapılan gerçek işin giriş hali çıkış basıncı arasında izantropik bir genişleme olması durumunda elde edilecek işe oranı diye tanımlanır (Çengel and Boles, 1998).

$$\eta_t = \frac{(\dot{W}_y)_t}{(\dot{W}_{y,maks})_t} = \frac{\dot{W}_t}{(\dot{W}_{y,maks})_t} \quad (3.31)$$

ve türbin için ekserji verimi olarak da adlandırılan Termodinamiğin İkinci Yasası verimi

$$\zeta_t = \frac{\dot{W}_t + \sum_\zeta \dot{E}x_\zeta}{\sum_g \dot{E}x_g} \quad (3.32)$$

şeklinde tanımlanır.

3.2.6. Pompanın enerji ve ekserji analizi

Termodinamiğin Birinci Yasasının uygulanmasından pompa gücü

$$\dot{W}_p = \dot{m}_g h_g - \dot{m}_\zeta h_\zeta \quad (3.33)$$

olarak elde edilir. Pompadaki sıkıştırma işlemi için birim zamanda kaybedilen tersinmez güç,

$$\dot{I}_p = \sum_g \dot{E}x_g - \sum_\zeta \dot{E}x_\zeta - \dot{W}_p \quad (3.34)$$

Pompanın izantropik verimi,

$$\eta_p = \frac{(\dot{W}_{y,ter})_p}{(\dot{W}_y)_p} = \frac{(\dot{W}_{y,ter})_p}{\dot{W}_p} \quad (3.35)$$

Termodinamiğin İkinci Yasası verimi ise

$$\zeta_p = \frac{\dot{W}_p + \sum_\zeta \dot{E}x_\zeta}{\sum_g \dot{E}x_g} \quad (3.36)$$

şeklinde tanımlanır.

3.2.7. Isı deęiřtiriciler, buhar üreteçleri, ısıtıcılar, soęutucular ve yoęuřturucularda enerji ve ekserji analizi

Isı geçiři etkileřimi esnasında varsayılan birim zamandaki tersinir iř eřanjörler, buhar üreteçleri, ısıtıcılar, soęutucular ve yoęuřturucularda birim zamanda kaybedilen tersinmez güce eřit olup, IG alt indisi ısı geçiřini ifade etmek üzere,

$$\dot{I}_{IG} = \dot{W}_{ter} - \dot{W}_y = \dot{W}_{ter} = \sum_g \dot{E}x_g - \sum_\zeta \dot{E}x_\zeta \quad (3.37)$$

Çünkü bu ünitelerdeki ısı geçiři esnasında üretilen yararlı iř yoktur $[\dot{W}_y = 0]$. Bu ünitelerdeki Termodinamiğin İkinci Yasası verimi,

$$\zeta_{IG} = \sum_g \dot{E}x_g / \sum_\zeta \dot{E}x_\zeta \quad (3.38)$$

şeklinde elde edilir.

4. SONUÇ VE ÖNERİLER

VVER-1000 tipi reaktör göz önüne alınarak yapılan yukarıda belirtilen varsayımlar ile eşitlikler (3.1) - (3.38), literatürde yer alan ilgili denklemler (Durmaz ve Yavuz, 2001) kullanılarak VVER Nükleer Güç Tesisi için bir enerji ve ekserji analizi yapıldı. Nükleer güç santralının ısı dengesi diyagramında, akışkana ilişkin termodinamik verileri hesaplamalarda kullanılan ve her ünite giriş ve çıkışlarında 1'den 38'e kadar konumları belirtilerek Şekil 3.6'da gösterildi.

Bu çalışmanın ekserji analizi kısmında ise çevre şartları T_0 ve P_0 için 295,15 K ve 101,325 kPa olarak referans alındı. Referans durum sıcaklık ve basınç değeri için tersinmezlikler, ikinci yasa verimleri ve entropi üretim değerleri hesaplandı. Ülkemizde inşa edilmesi planlanan ilk nükleer santralde (Akkuyu) deniz suyunun soğutma suyu olarak kullanılması düşünülmektedir. Referans durum olarak yoğuşturucuya giren soğutma suyunun sıcaklığı olarak 22°C alındı. Akdeniz'in deniz suyu sıcaklığı kış aylarında yaklaşık 18°C ve yaz aylarında ise yaklaşık 26°C olup buradaki hesaplamada kullanılan ise yıllık ortalama deniz suyu sıcaklığıdır.

Çizelge 4.1'de, VVER NGS için Termodinamiğin İkinci Yasası analizi sonuçları; Buhar üretimi bölümü, Güç üretimi bölümü, Yoğuşturucu bölümü ve Ön ısıtma bölümünde toplam olarak ve bu bölümleri oluşturan her bir ekipman için ayrı ayrı gerçek güçler, tersinir güçler, tersinmez güçler ve tersinmez gücün reaktörden elde edilen tersinir güce oranı (tersinmezlik oranı) halinde verildi.

VVER nükleer güç santralindeki toplam tersinmez güç 2695,327 MW_{th} olarak, ikinci çevrimde net güç üretimi 1213,730 MW olarak bulundu. VVER-1000 NGS'de 2695,327 MW_{th} olarak birim zamandaki toplam tersinmezliğin, 2414,796 MW_{th}'lik kısmı Buhar üretimi bölümünde; 163,589 MW_{th}'lik kısmı Güç üretimi bölümünde, 72,223 MW_{th}'lik kısmı Yoğuşturucu bölümünde ve 44,719 MW_{th}'lik kısmı da Ön ısıtma bölümünde meydana geldi. Aynı şekilde bu bölümlerde, tersinmez gücün reaktörden elde edilen tersinir güce oranı sırasıyla, %61,860, %4,189, %1,850 ve %1,144 olarak bulundu (Çizelge 4.1).

Yüksek ve alçak basınç türbin, besleme suyu ve ana pompalar için izantropik verimleri sırasıyla %92,34, %85,98, %84,81 ve %79,85 olarak bulundu. İkinci çevrimde verimlilik sırasıyla %97,38, %88,04, %98,38 ve %71,45 olarak hesaplandı.

Çizelge 4.1. VVER-1000 NGS için termodinamiğin ikinci yasası analizi sonuçları

Sistem	Gerçek Güç (MW _{th})	Tersinir Güç (MW _{th})	Tersinmez Güç (MW _{th})	Tersinmez gücün reaktörden elde edilen tersinir güce oranı (%)
<i>Buhar üretimi bölümü</i>				
Reaktör	1980,172	3903,246	1923,073	49,268
Buhar üreteçleri	0,000	490,446	490,446	12,565
Reaktör soğutucu pompası	-5,660	-6,328	0,667	0,017
Borular			0,410	0,010
			2414,796	61,860
<i>Güç üretimi bölümü</i>				
YB türbini	570,275	611,570	41,294	1,058
AB türbini	645,550	742,838	97,288	2,492
Ara kızdırıcı	0,000	7,461	7,461	0,191
Nem ayırıcı	0,000	16,623	16,623	0,425
Vanalar			0,513	0,013
Borular			0,410	0,010
			163,589	4,189
<i>Yoğuşturucu bölümü</i>				
Yoğuşturucu	0,000	72,223	72,223	1,850
			72,223	1,850
<i>Ön ısıtma bölümü</i>				
AB ön ısıtıcı-1	0,000	8,179	8,179	0,209
AB ön ısıtıcı-2	0,000	3,296	3,296	0,084
AB ön ısıtıcı-3	0,000	1,552	1,552	0,040
YB ön ısıtıcı-4	0,000	9,737	9,737	0,250
YB ön ısıtıcı-5	0,000	6,519	6,519	0,167
YB ön ısıtıcı-6	0,000	4,434	4,434	0,114
Besi suyu tankı	0,000	4,896	4,896	0,125
Besi suyu pompası	-23,698	-20,099	3,599	0,092
Yoğuşturucu pompası	-2,841	-0,837	2,003	0,051
Borular			0,504	0,012
			44,719	1,144
Sistemlerde birim zamandaki toplam tersinmezlik			2695,327	
NGS'de net güç üretimi			1213,730	31,095
Reaktör soğutucu pompasının gücü			-6,328	-0,162
Hesaplama hatası			1,363	0,035
TOPLAM			3904,092	100,011

VVER nükleer güç santralinin ısı denge diyagramında (Şekil 3.6) verilen noktalardaki sıcaklık, basınç ve kütle debisi gibi kuramsal değerleri, Microsoft Excel kullanılarak hesaplanan enerji ve ekserji değerleri Çizelge 3.7'de verildi. Türbin ünitesi ve reaktör ünitesi için enerji ve ekserji hesaplanması EKLER bölümünde verildi.

Çizelge 4.2. VVER-1000 NGS için termodinamiğin birinci ve ikinci yasasına göre yapılan analiz sonuçları

Üniteler		Hesaplama sonuçları	Birimi
Reaktör ısı gücü	\dot{Q}_R	3903,246	MW _{th}
Türbin gücü	\dot{W}_t	1215,825	MW _{th}
İkinci çevrimde pompa güçleri	\dot{W}_p	-26,179	MW _{th}
Reaktör soğutucu pompasının gücü	\dot{W}_{RSP}	-6,328	MW _{th}
Buhar üreteçlerinin ısı gücü	$\dot{Q}_{BÜ}$	3210,532	MW _{th}
Yoğuşturucudan atılan ısı gücü	$\dot{Q}_{yoğ}$	1993,038	MW _{th}
Besi suyuna giren net ısı gücü	$\dot{Q}_{BÜ} + \dot{Q}_{yoğ}$	1217,495	MW _{th}
İkinci çevrimde net güç üretimi	$\dot{W}_t + \dot{W}_p$	1189,646	MW _{th}
İkinci çevrimde yaklaşık ısı gücü kayıpları	$\dot{Q}_{BÜ} + \dot{Q}_{yoğ} - (\dot{W}_t + \dot{W}_p)$	27,849	MW _{th}
Toplam tersinmez güç	ΣI	2690,953	MW _{th}
Toplam tersinmez güç + net güç	$\Sigma I + \dot{W}_t + \dot{W}_p$	3880,599	MW _{th}
Toplam hata = Reaktör ısı gücü – (Toplam tersinmez güç + net güç)	$\dot{Q}_R - (\Sigma I + \dot{W}_t + \dot{W}_p + \dot{W}_{RSP})$	16,319	MW _{th}
Toplam hata oranı	$1.363/\dot{Q}_R$	0,035	%
Toplam tersinmezlik oranı	$\Sigma I/\dot{Q}_R$	68,941	%
NGS'nin toplam termodinamik verimi	$(\dot{W}_t + \dot{W}_p + \dot{W}_{RSP})/\dot{Q}_R$	30,640	%
İkinci çevrim için ısı verim	$\dot{W}_t + \dot{W}_p/\dot{Q}_{BÜ}$	37,054	%

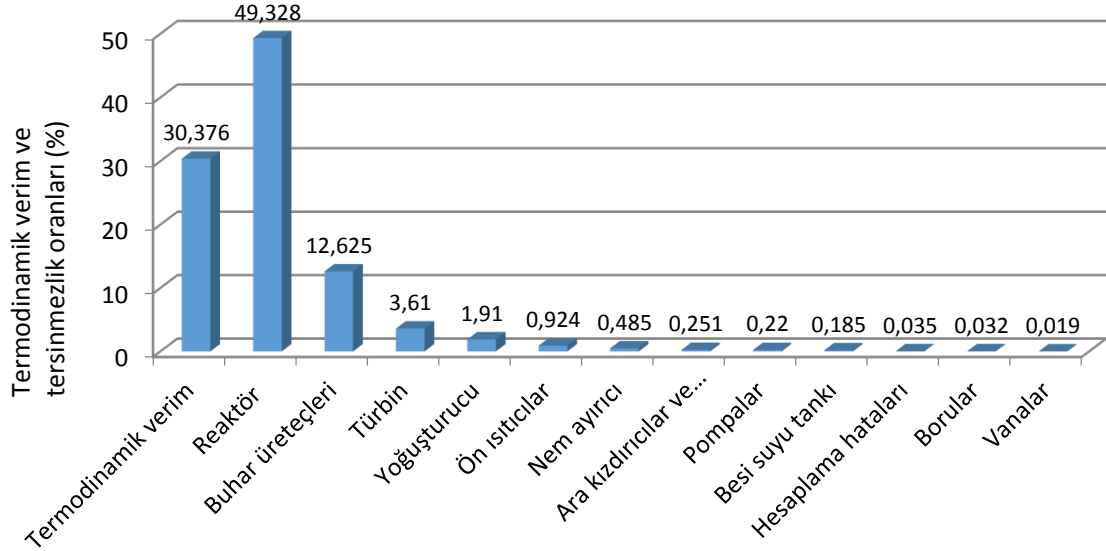
Çizelge 4.2’de, VVER-1000 NGS için bulunan hesaplama sonuçları ile tesisin termodinamik ve ısı verim değerleri özetlenerek sunulmaktadır.

VVER-1000 NGS’nin toplam termodinamik verimi, Çizelge 4.2’de görüldüğü üzere %30,64 bulundu. Literatürde termodinamik verim değeri, 1140 MW_e gücüne sahip BWR tipi LaSalle County Nuclear Station için %34,400 verilmişken [8], PWR tipi 1568 MW_e gücüne sahip Power Generation Group of Siemens’e ait nükleer güç santrali için %36,493 verilmiştir [10].

Şekil 4.1’de VVER-1000 NGS için bulunan ısı verim ile birlikte farklı sistemlerdeki tersinmezlik oranı dağılımı çubuk grafik halinde görülmektedir. Bu grafikten nükleer güç santralindeki toplam tersinmezliklerin %49,328’sinin reaktörden kaynaklandığı

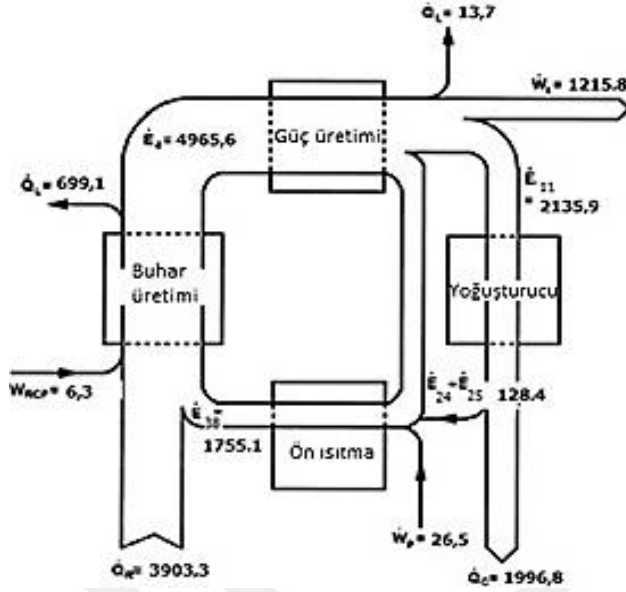
anlaşılmaktadır. Bu değer, BWR tipi LaSalle County Nuclear Station için %52,900 [8], Power Generation Group of Siemens'e ait PWR için %50,541 rapor edilmiştir [10].

VVER-1000 nükleer güç santralinde reaktörden sonra en fazla tersinmezlik olan ekipmanlar olarak buhar üreteçleri, türbinler ve yoğuşturucu şeklinde olduğu görüldü.

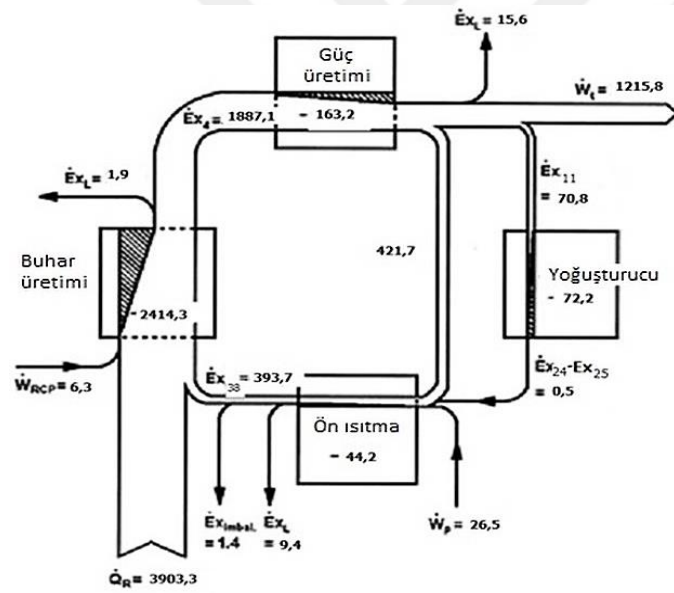


Şekil 4.1. VVER 1000 NGS için bulunan ısıl verim ve tersinmezlik oranları dağılımı

Şekil 4.2'de VVER-1000 NGS için kurulan basitleştirilmiş enerji balansı, Şekil 4.3'de ise VVER-1000 NGS için kurulan basitleştirilmiş ekserji balansı diyagramları görülmektedir. Şekil 4.2 ve Şekil 4.3'de, çizimin kalınlığı ile enerji veya ekserji akışının miktarı gösterilmektedir. Ayrıca şekil 4.3'de ekserji yıkımları negatif sayılarla ifade edilmiş ve ilgili olduğu bölümün içinde miktarına göre taranmıştır.



Şekil 4.2. VVER-1000 NGS için kurulan basitleştirilmiş enerji balansı (MW_{th})



Şekil 4.3. VVER-1000 NGS için kurulan basitleştirilmiş ekserji balansı (MW_{th})

Elektrik üretmek amacıyla kurulmuş ısıl güç tesislerinin performanslarının araştırılmasında, enerji ve ekserji analizlerinin sistem performansı hakkında farklı bir bakış açısı sunması açısından birlikte uygulanmasının faydalı olduğu düşünülmektedir. Nükleer tesis, termodinamiğin birinci kanunu ışığında incelendiğinde en fazla enerji kaybının olduğu kısmın yoğuşturucu (kondenser) olduğu görüldü (Şekil 4.2).

Yapılan analiz sonucunda tesis performansının geliştirilmesinde en fazla potansiyele sahip ekipmanın nükleer reaktör olduğu, yoğuşturucuda atılan ısının miktar olarak fazla (enerji

analizine göre) ve düşük sıcaklıklı olması nedeniyle enerji kalitesinin az (ekserji analizine göre) olduğu belirlendi. Reaktördeki ekserji yıkımının nedeninin, fisyon prosesinin kendisi olduğu sonucuna varıldı. Bunun nedeni nükleer yakıt ile ilgili güvenlik sınırlamaları nedeniyle reaktörde yüksek sıcaklık ve basınçlara çıkılamıyor olmasıdır. Fisyonunda açığa çıkan ısının, yakıt peletinden yakıt çubuklarına, oradan soğutucu akışkana transferi ile reaktördeki ısı kayıpları ve basınç düşmesi, ekserji yıkımının nedenleri olarak belirlendi. Bu çalışmada, üretilen toplam ekserjinin %61,8'sinin reaktör, buhar üreteçleri ve reaktör soğutma pompasından oluşan birincil çevrimde kaybedildiği sonucuna ulaşıldı.

NGS'lerin termodinamik verimlerinin artırılması için üretilen buharın fosil yakıt ile ısıtılarak kızgın buhar elde edilmesi bir yol olarak değerlendirilebilir. NGS'lerde fosil yakıt ile kızgın buhar elde edilmesiyle güç üretiminde, toplam tesis veriminde önemli artışlar sağlanabilir, elektrik üretim maliyeti azaltılabilir ve bu suretle nükleer güç santralleri de fosil yakıtlı termik santraller kadar verimli hale getirilebilir [15].

Akkuyu nükleer santralinde çıkan atık ısıyı (çürük buhar) deniz suyu arıtma tesisinde kullanılarak deniz suyundan proses suyu elde edilmesi düşünülebilir. Ayrıca, atık ısının santral bölgesindeki seraların ısıtılması veya yerleşim yerlerinin ısıtılmasında kullanılması değerlendirilebilir.

Ayrıca, bu çalışmada alçak basınç türbininden çıkıp yoğuşturucu ünitesine gelen çürük buharın sıcaklığı ile soğutma amaçlı kullanılacak deniz suyunun giriş sıcaklığı farkından yararlanılarak termoelektrik jeneratör (üreteç) ile elektrik enerjisi üretilmesi önerildi.

KAYNAKLAR

1. Satman, A. (2007). *Türkiye’de Enerji ve Geleceği*. İstanbul Teknik Üniversitesi, 170.
2. Çomaklı, K., Karşlı, S. ve Yılmaz, M. (2004). Termal Sistemlerin Ekserjetik Analizi. *Termodinamik Dergisi*, 137(11), 94-98.
3. Kwon, Y.H., Kwak, H.Y. and Oh, S. (2001). Exergoeconomic analysis of gas turbine cogeneration system. *Exergy International Journal*, (1), 31-40.
4. Rant, Z. (1956). Exergy, A new word for technical available work. *Forschung auf dem Gebiete des Ingenieurwesens* (in German), (22), 36-37.
5. Çengel, A.Y. and Boles, M.A. (1998). *Thermodynamics: An Engineering Approach*. Mc. Graw Hill, USA.
6. Gharib, M., Yaghooti, A. and Buygi, M.O. (2011). Efficiency Upgrade in PWRs. *Energy and Power Engineering*, 3, 533-536.
7. Siegel, K. (1970). Exergie analyse heterogener Leistungsreaktoren. *Brennstoff-Wärme Kraft*, 22(9), 434- 40.
8. Dunbar, W.R., Moody, S.D. and Lior, N. (1995). Exergy analysis of an operating boiling-water-reactor nuclear power station. *Energy Conversion and Management*, 36 (3), 149-159.
9. Rosen, M.A. and Scott, D.S. (1986). Energy and exergy analyses of a nuclear steam power plant. *Proceedings of the Canadian Nuclear Society 7. Annual Conference*, CNS, Toronto, ON (Canada), 187-96.
10. Durmayaz, A. and Yavuz, H. (2001). Exergy analysis of a pressurized-water reactor. *Applied Energy*, 69, 39-57.
11. Utgikar, P.S., Dubey, S.P. and Prasada, P.J.(1995). Thermo-economic analysis of gasturbine cogeneration plant - a case study. Proc. Inst. Mech. Engineers (IMEchE), Part A: *Journal of Power and Energy*, (209), 45-54.
12. Rosen, M.A. (2001). Energy and exergy based on comparison of coal-fired and nuclear steam power plants. *International Journal of Exergy*, 1(3), 180-192.
13. Pioro, I. and Kirillov, P. (2013). *Current status of electricity generation at nuclear power plants*. In: Méndez-Vilas, A. editor. *Materials and processes for energy: communicating current research and technological developments*.
14. Tsiklauri, G., Talbert, R.J., Schmitt, B., Filippov, G.A., Bogoyavlensky, R.G. and Grishanin, E.I. (2005). Supercritical steam cycle for nuclear power plant. *Nuclear Engineering and Design*, (235), 1651–1664.
15. Lior, N. (1997). Energy, exergy and thermo-economic analysis of the effects of fossil-fuel superheating in nuclear power plants. *Energy Conversion and Management*, 38, (15-17), 1585-1593.

16. Dragunov, A., Saltanov, E., Pioro, I., Kirillov, P. and Duffey, R. (2015). Power Cycles of Generation III and III+ Nuclear Power Plants. *ASME Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*, (1), 021006.
17. Goto, M., Shinohara, M., Tochio, D., Shimazaki, Y., Hamamoto, S. and Tachibana, Y. (2012). Long-term high-temperature operation of the HTTR. *Nuclear Engineering and Design*, (251), 181–190.
18. Sato, H., Yan, X.L., Tachibana, Y. and Kunitomi K. (2014). GTHTTR300-A nuclear power plant design with 50% generating efficiency. *Nuclear Engineering and Design*, (275), 190-196.
19. Baxi, C.B., Telengator, A., Razvi, J., Belov, S.E. and Kokochigov, N.G. (2009). Development of the GT-MHR turbo machine. *In: Proceedings of the ASME Turbo Expo*. Orlando, (59454), 159-166.
20. Linden, S. (2007). Closed-cycle nuclear plant rated at 165 MWe and 40 percent efficiency. *Gas Turbine World*, March-April, 28-32.
21. Rahman, M.M., Ibrahim, K.T. and Abdalla, A.N. (2011). Thermodynamic performance analysis of gas-turbine power-plant. *International Journal of Physical Sciences*, (6), 3539-3550.
22. International Atomic Energy Agency, (2011). *Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs - Report 93, VVER-1000 (V-466B)*. IAEA, Vienna, Austria.
23. Sayyaadi, H. (2010). Comprehensive exergetic and economic comparison of PWR and hybrid fossil fuel-PWR power plants. *Energy*, (35), 2953-2964.
24. Sayyaadi, H. and Sabzaligol, T. (2009). Various approaches in optimization of a typical pressurized water reactor power plant. *Applied Energy*, (86), 1301-10.
25. Ege, A. (2012). *Afşin-Elbistan B Kömür Santralinin Ekserji ve Termoekonomik Analizi ve optimizasyonu*, Doktora Tezi, Makine Eğitimi, Gazi Üniversitesi, Ankara.
26. Madland, D.G. (2006). Total prompt energy release in the neutron-induced fission of ²³⁵U, ²³⁸U and ²³⁹. *Nuclear Physics*, A 772, 113-137.
27. International Atomic Energy Agency. (2015). *Nuclear Power Reactors In The World – Reference Data Series No.2*. IAEA, Vienna, Austria.
28. Rashad, S.M. and Hammad, F.H. (2000). Nuclear power and the environment: comparative assesment of environmental and health impacts of electricity-generating systems. *Applied Energy*, 65, 211-229.
29. International Atomic Energy Agency. (2009). *Nuclear Fuel Cycle Information System – TECDOC-1613*. IAEA, Vienna, Austria.
30. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı (2012). *Nükleer Santraller ve Ülkemizde Kurulacak Nükleer Santrale İlişkin Bilgiler*. Yayın No:1, Ankara: Nükleer Enerji Proje Uygulama Dairesi Başkanlığı, 61.

31. Kessler, G. (2003). *Nükleer Fisyon Reaktörleri*. Ankara: Elektrik Üretim Anonim Şirketi (EÜAŞ), Çevre-Yeni ve Yenilenebilir Enerji Kaynakları Daire Başkanlığı, 247.
32. Centre for Economics and Foreign Policy Studies. (2011). *The Turkish Model For Transition To Nuclear Energy*. EDAM, İstanbul.
33. Nikolay Fil (2011). Status and perspectives of VVER *Status and perspectives of VVER nuclear power plants nuclear power plants*. OKB Hidropress. IAEA. Retrieved 28.
34. International Atomic Energy Agency, (2011). *Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs - Report 107, VVER-1200 (V-392M)*. IAEA, Vienna, Austria.
35. International Atomic Energy Agency, (2011). *Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs - Report 108, VVER-1200 (V-491)*. IAEA, Vienna, Austria.
36. State Atomic Energy Corporation, (2011). *Brochure for VVER – The VVER Today*. Rosatom, Moscow, Russia.
37. International Atomic Energy Agency, (2005). *WWER-1000 Reactor Simulator*. IAEA, Vienna, Austria.
38. Çengel, A.Y. ve Boles, M.A. (2013). *Termodinamik: Mühendislik Yaklaşımıyla*, (SI Birimleriyle Yedinci Baskı). Ankara: Palme Yayıncılık.
39. Rosen, M.A. and Dinçer, İ. (2001) Exergy as the confluence of energy, environment and sustainable development. *Exergy International Journal*, 1(1) 3–13.
40. Çengel, Y. A., Byard, W. and Dinçer, İ. (2002). Is Bigger Thermodynamically Beter. *Exergy International Journal*, (2), 687-702.
41. Hepbaşlı, A. (2008). Endüstriyel İşletmelerde Ekserji Yönetim Sisteminin Kurulması Gerekli mi?. *Termodinamik*, 190.
42. Szargut, J., Morris, R.D. and Steward, R.F. (1998). *Exergy Analysis of Thermal, Chemical, and Metallurgical Processes*. Hemisphere, New York.
43. Khan, K.H., Rasul, M.,G. and Khan, M.M.K. (2004). Energy Conservation in Buildings: Cogeneration and Cogeneration coupled with Thermal-Energy Storage. *Applied Energy*, 77, 15.
44. Yörü, Y. (2008). *Kojenerasyon Sistemlerinde Yapay Sinir Ağları Uygulaması ve Ekserji Analizi*, Doktora Tezi, Osmangazi Üniversitesi, Eskişehir.
45. Nuclear Energy Agency. (2012). *Committee For Technical and Economic Studies On Nuclear Energy Development and Fuel Cycle*. NEA/NDC(2012)22, Paris, France.
46. Safa, H. (2012). Heat recovery from nuclear power plants. *International Journal of Electrical Power and Energy Systems*, 42(1), 553-559.
47. Krivitskii, I.S. (2005). Nuclear district heating in Russia's regions: Problems and prospects. *Thermal Engineering*, 52(1), 25-28.

48. Funahashi, R., Matsubara, I., Ikuta, H., Takeuchi, T., Mizutani, U. and Sodeoka, S. (2000). Oxide single crystal with high thermoelectric performance in air. *Japanese Journal of Applied Physics*, 39(11), 1127–1129.
49. Özkaymak, M., Baş, Ş., Acar, B., Yavuz, C., Boran, K., Tabak, A.S., Variyenli, H.İ. ve Asal, Ö. (2014). Atık Baca Gazı Kullanımı ile Termoelektrik Jeneratörlerde Elektrik Üretiminin Faydalı Kullanımının Deneysel İncelenmesi. *Gazi Üniversitesi, Fen Bilimleri Dergisi Part:C, Tasarım ve Teknoloji*, 2(4), 289-298.
50. İnternet: Hebei I.T. (Shanghai) Co., Ltd. Thermoelectric Cooler URL:<http://www.webcitation.org/query?url=http%3A%2F%2Fpeltiermodules.com%2Fpeltier.datasheet%2FTEC1-12730.pdf>, Son Erişim Tarihi: 30.05.2016.
51. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı. (2015). *Mavi Kitap*. Ankara.
52. OKB Hidropress. (2008). *Reactor plant for NPP WWER-1000*. Moscow, Russia.



EKLER

EK-1. Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Rauf TERZİ^{1*}, İbrahim TÜKENMEZ², Erol KURT³

¹*Gazi University, Institute of Science, Division of Chemical Engineering, 06500 Teknikokullar, Ankara, Turkey*

²*Gazi University, Faculty of Engineering, Department of Chemical Engineering, Maltepe, Ankara, Turkey*

³*Gazi University, Faculty of Technology, Department of Electrical and Electronics Engineering, 06500 Teknikokullar, Ankara, Turkey*

International Journal of Hydrogen Energy

Abstract

In this work, energy and exergy studies of a water-cooled water-moderated power reactor (VVER) type nuclear power plant (NPP), which is among the pressurized water reactors have been performed. The exergy analysis has been carried out based on the second law of thermodynamics, considering the normal operation of the reactor and subsystem irreversibility. The thermal reactor with the capacity of 3900MW heat generation is used in order to generate the nominal power of 1000 MW. The aim of the paper is to analyze the sub-system components separately and to identify and quantify the sites, which have high losses for energy and exergy. In accordance with the analyses, much energy losses have been found in reactor pressure vessel units. In addition, condenser, turbines and steam generators also contribute at the energy loss. While the thermodynamic efficiency of the NPP is found as 30%, the irreversibilities of pressure vessel and steam generator have been calculated as 49% and 13%. There exist also irreversibilities within the amount of 6% in turbines, condensers and heaters.

Keywords: Nuclear power, VVER, exergy, energy, reactor

* Corresponding author.

E-mail address: rauftr@gmail.com (R.Terzi)

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Nomenclature	
BWR	boiling-water reactor
CANDU	canadian deuterium uranium
\dot{E}	total energy flow rate (kW)
ex	exergy (kJ/kg)
$\dot{E}x$	total exergy flow rate (kW)
g	gravitational acceleration, 9.8 (m/s ²)
h	enthalpy (kJ/kg)
HTR	high temperature reactor
HTGR	high temperature gas reactor
\dot{I}	rate of irreversibility (kW)
k	boltzmann's constant, 1.38066×10^{-23} (J/mol K)
LFTR	liquid fluoride Thorium reactor
\dot{m}	mass flow rate (kg/s)
MSR	molten salt reactor
NPP	nuclear power plant
p	pressure (Pa, bar)
\dot{Q}	net rate of heat transferred (kW)
s	entropy (kJ/kg K)
\dot{S}	entropy flow rate (kW/K)
T	temperature (K, °C)
u	specific internal energy (kJ/kg)
V	velocity (m/s)
VVER	Voda-Vodyanoi Energetichesky Reaktor
VHTR	very high temperature reactor
w	work per unit mass (kJ/kg)
\dot{W}	net rate of work (kW)
z	height (m)
Subscript	
a	property that corresponds to the fission fragments kinetic energy
c	coolant
C	condenser
cv	control volume
e	exit
fis	fission
g	generation
i	inlet, inflow
L	loss
max	maximum
o	constant
p	pump
R	reactor
RCP	coolant pump of reactor
rev	reversible, maximum useful
t	turbine
th	thermal
u	useful
θ	reference state
Superscripts	
\dot{o}	per unit time

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Introduction

An important rate of the electrical power is still produced from the conventional fossil fuels such as coal and natural gas fired power plants world-widely. However, increasing environmental pollution caused by conventional fuels and the lack of efficiency motivates the researchers to explore new energy resources. One alternative resource has been the nuclear power, since the waste is concentrated in a well-defined core, thereby non-exhausted to the environment and a better efficiency is obtained. However the nuclear plants have many subsystems, which cause irreversibilities and corresponding energy losses to some extent. Reduction of the irreversibilities, therefore, becomes an important task in order to enhance the available energy in the plant. Indeed, the definition of the irreversibility amounts in different components may have an important task.

The term “Exergy” was initially used by Rant [1] in 1956. At that time it referred to the Greek words *ex* (i.e. external) and *ergos* (i.e. work). However, nowadays, it has a meaning of “available energy” or basically “availability”. Indeed, the term “exergy” is related to ideal work which focuses on the lost part of the thermodynamic work.

Several nuclear reactor types are used around the world and almost all are either of the boiling water reactor (BWR) or the pressurized water reactor (PWR) types. The light water reactor power plants which operate mostly base on the pressurized-water reactor, indeed their thermal efficiencies are relatively low. The nuclear plants operate on a Rankine cycle similar to the coal-fired power plants however the operating temperature and pressure of the steam become lower in the nuclear plants compared with the fossil fuel plants for safety reasons. Consequently, because of lower steam parameters such as temperature, the thermal efficiencies of PWRs and BWRs are found closed to 33% and 30% [2]. To our knowledge, there is not much effort for the evaluation of exergy destruction for the nuclear power plants (NPPs) in the literature. In 1970, a second-law study was carried out on a steam cooled fast breeder reactor by Siegel [3]. In the same year, Dunbar, et al analyzed the energy and exergy results based on both the first and second laws for a BWR NPPs [4]. In addition, exergy analysis of a CANDU reactor was reported by Rosen and Scott [5], and exergy analysis of a 1500 MW_e PWR NPPs reactor was performed by Durmayaz and Yavuz [6].

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

According to the previous studies, the design and construction of the heat transport cycles and/or steam generation cycles and cooling cycles for each NPP is different. As a result of these differences among different kinds of NPPs, their exergy analyses, which depend on the second law of thermodynamics, provide different results. From 1986 to the present day, a comparison of current nuclear plants with the fossil-fuel plants in the frame of the steam pressure and temperature proves that the thermodynamic efficiency of the present nuclear energy systems has not been improved further. Strictly speaking, almost all NPPs including the Generation III+ ones do not achieve better thermal efficiencies compared to the thermal power plants. Even the difference in thermal efficiencies between fossil-fuel plants and NPPs leads to 30% [7-9] with that regard.

According to some NPP energy analyzes, the thermal efficiency can be provided by the steam temperature with the natural gas. In such plants, a thermal efficiency of around 40% can be possible [7, 8]. Indeed, this value is similar to the efficiency of standard fossil-fueled power plants. In addition, for gas cooled reactors it is presently possible to increase the NPP temperature from 850°C to 950°C due to recent technological advancements [9].

The recent gas cooled reactors are safer and thereby it can provide a stable and adjustable option, which is much suitable for various energy applications. The development of those reactors is informative in the sense that a continuous operation of high temperature reactor (HTR) with an outlet temperature of 950°C has been successfully constructed in 2010 [10]. By applying the today's technologies to the HTR and gas turbine, a NPP has been able to exceed the thermal efficiency of 50% [11,12]. The high temperature gas reactor (HTGR) and the gas turbine modular helium reactor (GT-MHR) [13,14] have direct closed Brayton Cycle systems [15]. In the case of the very high temperature reactor (VHTR), the molten salt reactor (MSR) and the liquid fluoride Thorium reactor (LFTR), the indirectly-heated cycles are used. It has been proven that Thorium, which is four times much abundant in the earth than Uranium ores, is a promising nuclear fuel in near future. The liquid Fluoride Thorium reactor base plant, which uses qualified heat exchangers and turbomachinery with 1200 K inlet temperature, can provide a thermodynamic efficiency of 50 % for the electrical power generation [16-18].

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Considering the world-wide increasing trend of this VVER type NPP, sufficient thermodynamic analyzes are required in order to achieve better exergy and thermal efficiency. Therefore, in the present work we aim to contribute to the thermal efficiency and exergy analyses of the VVER type plants by considering a model NPP with the core power of 3900 MW. By performing the exergy analysis for a 1000 MW_e series VVER NGS, it is aimed to contribute to the exergy analyses of other NPPs that can be found in the literature for BWR and PWR NPPs.

In Section System description, a system description is made in order to introduce the VVER type plant. The next section gives a brief background on the thermodynamic formulation of the energy and exergy analysis. The detailed determination of the derivations for a time-dependent equation set is explained together with the application for the VVER NPP. The heat balance diagrams and the energy flow are also given in the same section. The main findings and results of analyzes are presented in Section Results and discussions. Finally the paper ends with a conclusions part, which suggest the idea in order to achieve the potential improvements for the plant.

System description

The subject matter NPP is a type of pressurized water nuclear power plant called water-cooled water-moderated power reactor (VVER). This power plant has two main cycles: The primary cycle and the secondary cycle. In the paper, the secondary cycle is referred to the steam cycle hereinafter.

In the primary cycle, the following units can be mentioned. The recirculation is realized by the pumps and the coolant is pumped inside the reactor. In addition, the steam generators form the closed loop. There exist some identical parallel reactor loops. Strictly speaking, four coolant pumps and four steam generators exist in the reactor. They connect by a suitable piping system to/from the reactor pressure-vessel. The main equipments of VVER-1000 Reactor Plant are shown in Fig. 1 [19] and Fig. 2 and Fig. 3 [20].

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

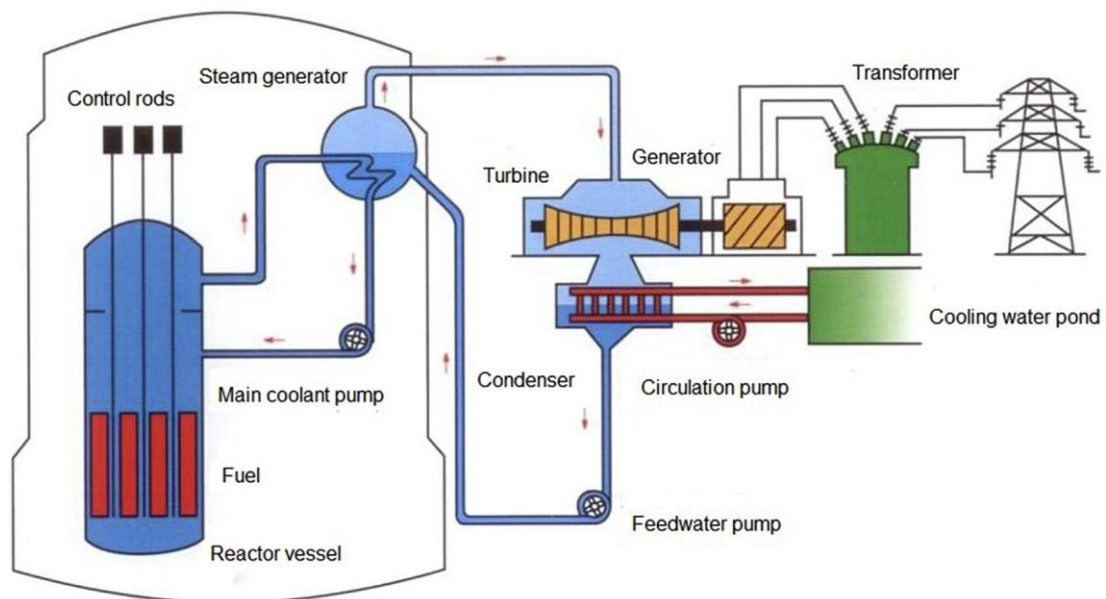


Fig.1- Energy generation scheme for a typical VVER [19]

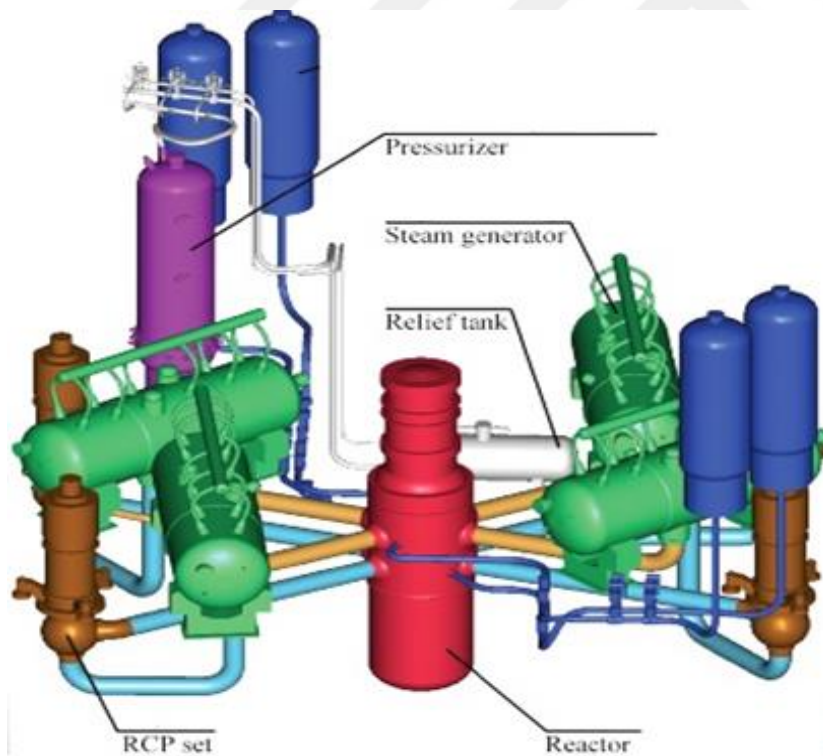


Fig.2 - The layout of VVER-1000 loops

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

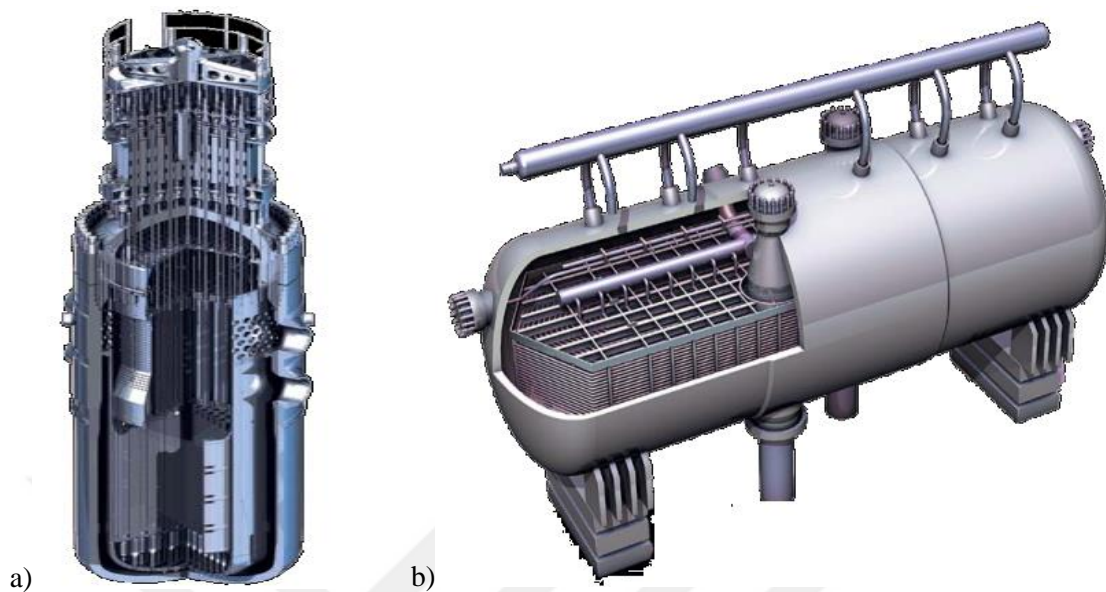


Fig. 3 – (a) Reactor pressure vessel and (b) steam generator.

Averaged design temperature for the coolant inside the reactor pressure-vessel is considered as 321oC. In addition, the operating pressure for the NPP coolant at the pressure-vessel outlet is considered as 157 bar [20].

In the secondary cycle, the system is composed of a high and a low-pressure turbine, a moisture separator, a reheater, a feedwater tank, a condenser, a main condensate pump, feedwater pump and feedwater heaters as shown in Fig. 4 in detail. The feedwater pumps and condensate pumps work together in the normal power operation. The technical features of VVER power plant are given in Table 1 and the flow diagram including all necessary units is shown in Fig. 4. Note that the reactor core generates an initial energy as shown in the left hand-side. Then the steam generator and various turbines from high pressure to low pressure transmit the flow till the electricity generation at the right hand-side. The flow characteristic data is given in Table 2 for the initial value of the energy calculation.

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Table 1 - VVER 1000 MW nuclear power plant technical features

			State no.
Number of coolant pumps and steam generators	4		
Reactor core thermal power output	3000	MW _{th}	
Nuclear steam supply systems thermal power (4 steam generators)	3012	MW _{th}	
Difference between core and nuclear steam supply systems power	12	MW _{th}	
Total coolant mass flow rate (4 steam generators)	22500	kg/s	
Operating pressure in reactor cooling system	157	bar	
Inlet pressure at reactor pressure vessel	160	bar	1
Outlet pressure at the reactor pressure vessel	158,5	bar	2
Inlet coolant temperature at the reactor pressure vessel	291	°C	1
Outlet coolant temperature at the reactor pressure vessel	321	°C	2
Operating pressure downstream of the reactor coolant pump	160	bar	1
Operating pressure upstream of reactor coolant pump	155,2	bar	3
Coolant temperature upstream of reactor coolant pump	291	°C	3
Inlet coolant temperature in the steam generator	321	°C	2
Outlet coolant temperature in the steam generator	291	°C	3
Operating pressure at steam generator inlet	63	bar	2
Operating pressure at steam generator outlet	63	bar	3
Feedwater temperature at steam generator inlet	227	°C	
Steam temperature in steam generator	283,8	°C	
Maximum value of steam moisture	0,2	%	
Steam pressure inside the steam generator	68	bar	
Steam flow rate at nominal conditions	1470	t/h	
Cooling water temperature at condenser inlet	22	°C	
Cooling water temperature at condenser outlet	31	°C	
Cooling water flow rate at condenser	52000	kg/s	

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

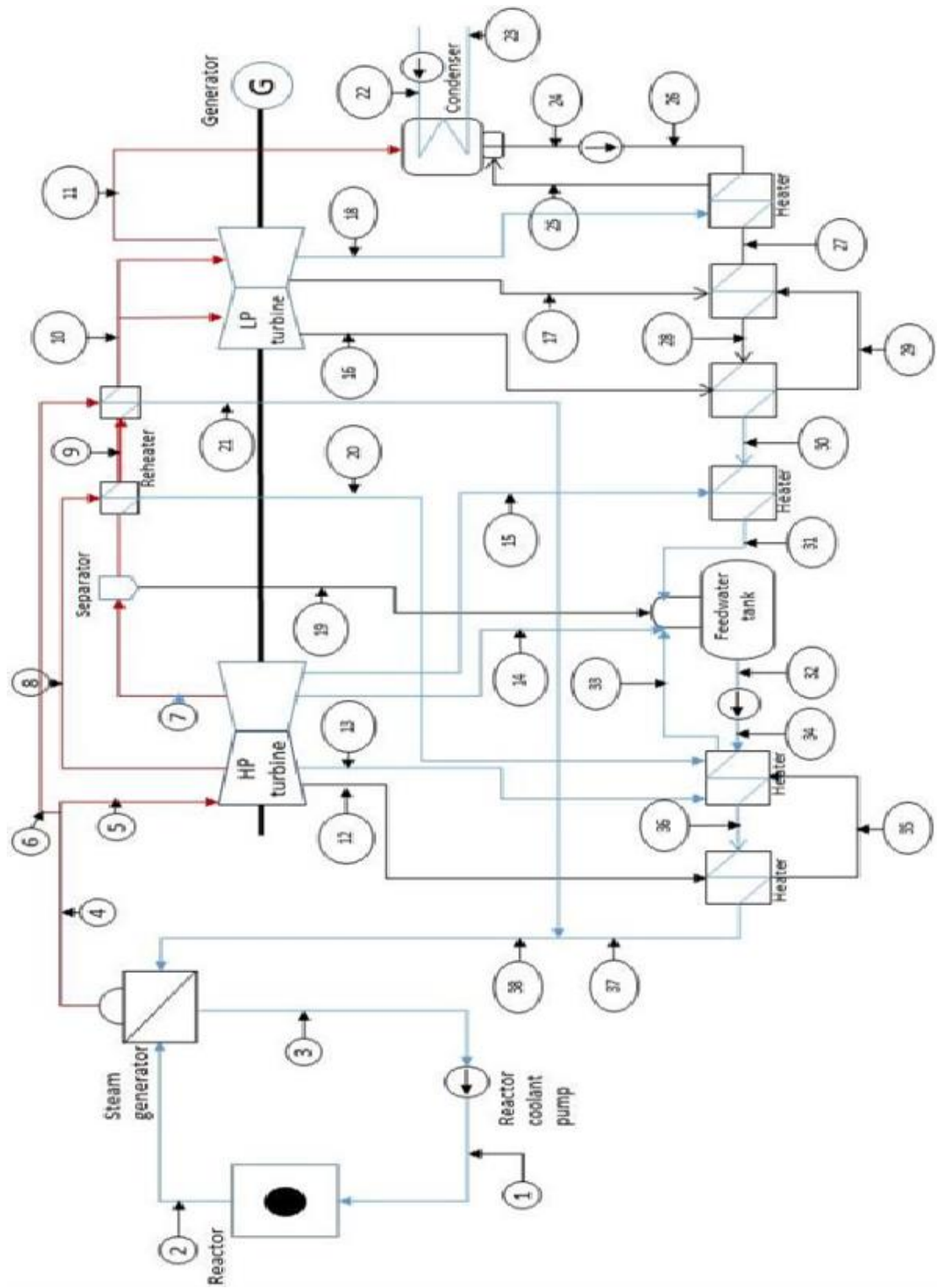


Fig. 4 - The heat balance diagram of VVER 1000 MW_e NPP.

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Table 2 - The total energy and exergy flow rates for a VVER 1000 MW_e

State No.	Total energy flow rate	Total exergy flow rate
	E (MW _{th})	Ex (MW _{th})
1	29282,594	8201,796
2	33185,840	10181,968
3	29276,266	8196,135
4	4965,591	1887,102
5	4748,711	1804,616
6	216,799	82,388
7	3012,549	818,978
8	207,874	71,329
9	3005,572	831,889
10	3125,444	880,530
11	2135,975	70,810
12	203,583	69,852
13	330,154	108,576
14	146,577	42,814
15	277,695	75,493
16	109,017	22,971
17	114,613	19,742
18	120,288	16,168
19	135,595	22,356
20	77,641	17,439
21	97,063	26,286
22	4886,226	0,000
23	6879,264	273,936
24	13,142	0,576
25	141,586	0,594
26	144,427	1,432
27	248,286	8,844
28	18,350	1,827
29	383,590	27,117
30	473,753	46,709
31	885,647	131,940
32	217,406	38,608
33	1242,258	206,946
34	1265,956	219,494
35	71,114	15,057
36	1526,120	315,439
37	1657,575	365,799
38	1755,058	393,714

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

The heat generated by fission of the nuclear fuel in the reactor core is removed by the reactor cooling system. The primary heat flow is directed to steam generators to transfer its heat to a secondary cycle at state 2 (Fig. 4). The water in the secondary cycle enters the steam generator as a sub-cooled liquid and leaves it as a saturated steam (state 4). The saturated steam is then directed from the steam generator to the turbine through state 5. The exhausted steam is then flows into the condenser subject to state 11. Note that the cooling water entering to the condenser is provided from the sea as in many constructed applications. Then it is pumped through feedwater heaters through the states 27, 28, 30, 34 and 36 and returns to the steam generator (state 38).

Heat is required for the raising steam; therefore it is generated by the fission reaction in the VVER core inside the reactor pressure vessel. The nuclear steam supply system includes the steam generators and the reactor coolant pumps.

The reactor cores contain 163 fuel assemblies and they are responsible for the heat generation. The fuel rod cladding is a Zirconium alloy-made tube. Inside this cladding, the sintered UO₂ pellets with a 4.45% maximum enrichment are stacked. According to the cartogram, up to 121 rod cluster control assemblies are placed inside the core. The maximum effective time of the fuel assemblies operation for the refueling makes 7800 effective hours for annual fuel cycle. In that case, the average burnup of unloaded fuel is up to 52.8 MWd/kgU. Annually 42 fresh fuel assemblies are loaded into the core for the basic fuel cycle [20].

The new Russian reactor AES-2006 (VVER-1200) represents the latest model is Gen III+ plants. This NPP meets all the international safety requirements It is an evolutionary development of the well-proven VVER-1000 with an increasing thermal power to about 3200 MW and increasing the time between fuel overloading up to 24 months [21,22]. A number of VVER-1200 reactors are currently being built in Russia, Turkey and Belarus In Russia, two units are considered in Leningrad, two units in Novovoronezh and two others in the Kaliningrad Region as a part of the Baltic project. Besides, this design has two signed construction contracts for four units in Turkey and two units in Belarus [23].

Theoretical considerations

Initially, it should be pointed out that the first law of thermodynamics proves that energy cannot be destroyed; however it does not mean that all energy is converted to the useful energy amount after a series of the thermodynamic cycles. Considering this idea together with the second law of thermodynamics, some energy amount should be lost as the extensive property balances for mass, energy, and entropy together with the property relations. Therefore exergy outlines the losses for each sub-units in the frame of the second law of thermodynamics.

The engineering applications of energy and exergy topics are generally studied on a control-volume basis. According to the concept, one assumes one dimensional flow and uses the exergy balance equations. Indeed, the law of mass, the first law of thermodynamics, which is used for all thermodynamic components and exergy flow equation, are applied to the system at the same time. Some formulations over the calculations of energy and exergy flow rates of the stream at the entrance and exit of each component are used in NPPs. Note also that the useful work, reversible work and the irreversibilities in these components should be pointed out and their derivations should be explained such as in Ref. [6].

Basic equations

The main equations are consists of three equations: Mass balance, energy balance according to first law of thermodynamics and the exergy balance equation according to the second law of thermodynamics [24]. The equations are as follows,

a) The law of mass balance for each part of the power plant:

$$\sum_i (\dot{m}_i - \dot{m}_e) = 0 \quad (1)$$

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

b) The first law of thermodynamics for each part of the power plant:

$$\dot{Q} - \dot{W}_{cv} = \sum_e \dot{m}_e \left(h_e + \frac{V_e^2}{2} + gz_e \right) - \sum_i \dot{m}_i \left(h_i + \frac{V_i^2}{2} + gz_i \right) \quad (2)$$

c) Exergy flow equation for each part of the power plant:

$$\dot{E}x = \dot{m}[(h - h_0) - T_0(s - s_0)] \quad (3)$$

In Eq. (2), it is pointed out that the energy analysis of the NPPs mainly considers the conservation of energy principle, where the first law of thermodynamics is applied. According to the statement, there are only work and heat interactions between a system and its surroundings, thereby the net effect of these interactions is called as “energy”. Two main objectives of the power analysis are the reductions in the demand of energy and supply at the maximum possible thermal efficiency. Therefore the conservation of the energy principle should be ascertained in an optimal way. But, the first law efficiency as the ratio of the net output work to the input heat cannot be considered a general information for the complicated systems. The desired output is made by work and heat as a combined process as in the cogeneration processes. Since the first law does not explain the exergy providing the utilization and the conservation of fuel sources, it does not exhibit any guidance for source loss minimization, thereby yields to unreal conclusions for the fuel economy [24, 25].

In Eq. (3), the exergy formulation is given. The maximum work is accepted as the reference stage. One of the main deductions of the concept is “exergy balance”. Indeed, it can help to find out the energy lost from a form. The exergy analysis works on the second law of thermodynamics. The transformation of heat into work is not completely possible in a real system.

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

In order to arrive at Eq. (3), one considers a control volume, which has a steady-flow property. For such a volume, there exist multiple inlets and exits, which are encountered in the system for various components. Indeed, it may exchange heat with the surroundings. In that case, the control volume can be considered as a reservoir under constant pressure p_0 and a constant temperature T_0 [6]. In that case, the second law can be expressed as,

$$\dot{S}_g = \sum_e \dot{m}_e s_e - \sum_i \dot{m}_i s_i + \frac{\dot{Q}_s}{T_0} \quad (4)$$

Here, \dot{S}_g represents the entropy generation rate for the process due to the irreversibilities in the volume. Two terms namely $\sum_i \dot{m}_i s_i$ and $\sum_e \dot{m}_e s_e$ are considered as the entropy transfer rate for the incoming and outgoing flow for the certain volume, respectively. In addition, the last term $\dot{Q}_s = -\dot{Q}$ denotes the heat transfer rate for the location having the instantaneous temperature is T_0 . Finally, \dot{Q}_{sur}/T_0 stands for the accompanying entropy transfer rate due to the heat transfer. If the heat transfer above has been neglected as well as the kinetic, potential energies of the stream, one arrives at

$$\dot{W}_{cv} = \dot{W}_u \cong \sum_i \dot{m}_i (h_i - T_0 s_i) - \sum_e \dot{m}_e (h_e - T_0 s_e) - T_0 \dot{S}_g \quad (5)$$

This equation gives the actual work which is done during the process. This statement also defines the useful work, because the steady-flow components have constant boundaries and therefore they do not contribute at the work done by or against the surroundings. The reversible work can be obtained by adjusting the entropy generation term $\dot{S}_g = 0$. Therefore Eq. (5) is written as,

$$\begin{aligned} \dot{W}_{rev} = \dot{W}_{u,max} &= \sum_i \dot{m}_i (h_i - T_0 s_i) - \sum_e \dot{m}_e (h_e - T_0 s_e) \\ w_{u,max} &= (h_a - h_0) - T_0 (s_a - s_0) \end{aligned} \quad (6)$$

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

If one considers that the steady-flow stream enters to a component and leaves it, then the reversible work is as;

$$\dot{W}_{u,max} = \dot{m}[(h_i - h_e) - T_0(s_i - s_e)] \quad (7)$$

If we consider a unit mass through the equation above, thus work is obtained as,

$$w_{u,max} = (h_i - h_e) - T_0(s_i - s_e) \quad (8)$$

Exergy can have four types such as chemical, physical, potential and kinetic in the absence of magnetic, nuclear and electrical interactions. The physical exergy amount is calculated from,

$$ex \cong (h - h_0) - T_0(s - s_0) \quad (9)$$

Note that the enthalpy and entropy deviation plays the main role as stated above. By the aid of Eq. (9), the exergy formulation Eq. (3) is obtained. The reversible work can be obtained as,

$$\dot{W}_{u,max} = \sum_i \dot{m}_i ex_i - \sum_e \dot{m}_e ex_e = \sum_i \dot{E}x_i - \sum_e \dot{E}x_e \quad (10)$$

The paper no more refers to the exergy flow rate for simplicity in place of physical exergy. The rate of irreversibility (\dot{I}) equals to exergy loss as,

$$\dot{I} = \dot{W}_{u,max} - \dot{W}_u = T_0 \dot{S}_g \quad (11)$$

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

This statement equals to the exergy destruction in the real process. The equations of energy and exergy can be applied for the NPPs in order to find out the irreversibility rates for the processes in the reactor. Mainly the units such as the steam generators, turbines, pumps, heaters, condensers, reheaters and coolers can be considered for such a problem as the main thermodynamic units for a VVER type NPP.

Energy conversion and energy transfer

In the NPPs, each fission fragment produces a kinetic energy amount of nearly 84 MeV. If the fission products are considered as a perfect gas being in the thermodynamic equilibrium, these fragments would yield to a temperature amount T_a . Note that this corresponds to the kinetic energy of a fission fragment such as, $\frac{3}{2}kT_a \cong 84 \text{ MeV}$. In reality, the fission products are not monatomic gases. The fission fragment performs maximum work in a hypothetically reversible process, if the process provides the fragment to a mutual equilibrium state with the surroundings. In this manner, the maximum work per unit mass of fission fragments is given by

$$w_{u,max} = (h_a - h_0) - T_0(s_a - s_0) \quad w_{u,max} = (h_a - h_0) - T_0(s_a - s_0) \quad (12)$$

In the case of $T_a \gg T_0$, Eq. (12) becomes,

$$w_{u,max} = (c_v T_a + P_a v_a) - (c_v T_0 + P_0 v_0) - T_0(s_a - s_0) \cong c_v T_a \cong u_a \quad (13)$$

In the above expression, the maximum work can be approximated to the fission energy. Then, it can be considered that all fission energy is available as work. The maximum useful power $(\dot{W}_{u,max})_{fis}$ equals to the fission power \dot{u}_a . This power is considered to be delivered to the fuel rods at a constant fuel temperature T_{f_0} . Since T_{f_0} is far below the T_a (i.e. fragment temperature), the fuel and the cladding surface temperatures are expected to be the same in the calculations.

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

In the case of transfer of the power, the power of fission fragments becomes highly irreversible since $T_a \gg T_{f0}$ stands. In that case, the maximum power, which is available from the fuel rod with a cladding temperature T_{f0} is,

$$(\dot{W}_{u,max})_f = (\dot{W}_{u,max})_{fis} \left(1 - \frac{T_0}{T_{f0}}\right) \quad (14)$$

Therefore, the irreversibility rate becomes as follows in the case of power transfer from the fission fragments to the fuel rods,

$$\dot{I}_f = (\dot{W}_{u,max})_{fis} - (\dot{W}_{u,max})_f \quad (15)$$

Note that all the fission power from the fuel is assumed to be given to the coolant in that case. The maximum available work from the coolant can be written as,

$$(\dot{W}_{u,max})_c = \dot{m}_c ((h_e - h_i) - T_0(s_e - s_i)) = Ex_e - Ex_i \quad (16)$$

Thus, the rate of irreversibility can be given as exergy loss,

$$\dot{I}_c = (\dot{W}_{u,max})_f - (\dot{W}_{u,max})_c \quad (17)$$

and the fission power can be expressed as

$$(\dot{W}_{u,max})_{fis} \cong \dot{m}_c (h_e - h_i) = \dot{E}_e - \dot{E}_i \quad (18)$$

Assuming adiabatic and non-deformable, the kinetic energy, shear work and potential energy terms can be neglected. Therefore the rate of irreversibility is,

$$\begin{aligned} \dot{I}_R &= (\dot{W}_{u,max})_{fis} - (\dot{W}_{u,max})_c = (\dot{E}_e - \dot{E}_i) - (\dot{E}x_e - \dot{E}x_i) \\ &= \dot{m}_c T_0 (s_e - s_i)_R \end{aligned} \quad (19)$$

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Energy and exergy balance for turbines

From the first law of thermodynamics, the power generation is for the adiabatic turbine system can be written as,

$$\dot{W}_t = (\dot{W}_u)_t = \sum_i \dot{m}_i h_i - \sum_e \dot{m}_e h_e \quad (20)$$

Indeed, this statement equals to the actual work which is done during the expansion in turbine. The irreversibility rate as a measure of the exergy loss can be given by Ref. [6],

$$\dot{I}_t = \sum_i \dot{E}x_i - \sum_e \dot{E}x_e - \dot{W}_t \quad (21)$$

The reversible work is given by the difference of the exergy flow rates which comes in/out the turbine, thereby Eq. (21) is written as,

$$\dot{I}_t = T_0 (\sum_e \dot{m}_e s_e - \sum_i \dot{m}_i s_i) \quad (22)$$

In addition, the total energy flow rate is given by,

$$\dot{E} \cong \dot{m}(h - h_0) \quad (23)$$

Using Eq. (10), the total exergy flow rate can be given by temperature T_0 , enthalpy h_0 and entropy s_0 for the reference state. The isentropic efficiency is,

$$\eta_t = \frac{(\dot{W}_u)_t}{(\dot{W}_{u,max})_t} = \frac{\dot{W}_t}{(\dot{W}_{u,max})_t} \quad (24)$$

and the exergy efficiency is,

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

$$\zeta_i = \frac{\dot{W}_i + \sum_e \dot{E}x_e}{\sum_i \dot{E}x_i} \quad (25)$$

Energy and exergy balance for reactor pumps

The internal power input for the pump can be given as,

$$\dot{W}_p = \dot{m}_i h_i - \dot{m}_e h_e \quad (26)$$

The rate of irreversibility is,

$$\dot{I}_p = \sum_i \dot{E}x_i - \sum_e \dot{E}x_e - \dot{W}_p \quad (27)$$

The isentropic efficiency is,

$$\eta_{p=} = \frac{(\dot{W}_{u,rev})_p}{(\dot{W}_u)_p} = \frac{(\dot{W}_{u,rev})_p}{\dot{W}_p} \quad (28)$$

and the second law efficiency is,

$$\zeta_i = \frac{\dot{W}_i + \sum_e \dot{E}x_e}{\sum_i \dot{E}x_i} \quad (29)$$

Energy and exergy balance for heaters, coolers, reheaters and condensers and steam generators

The reversible work for the heat transfer equals to the rate of irreversibilities in the heaters, coolers, reheaters, condensers and steam generators. The expression is,

$$\dot{I}_{HT} = \dot{W}_{rev} - \dot{W}_u = \dot{W}_{rev} = \sum_i \dot{E}x_i - \sum_e \dot{E}x_e \quad (30)$$

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Because $\dot{W}_u = 0$ stands, there is no useful work produced during the heat transfer. The second law efficiency can be defined as,

$$\zeta_{HT} = \frac{\sum_e \dot{E}x_e}{\sum_i \dot{E}x_i} \quad (31)$$

Results and discussions

In this section, initially the heat balance diagram of a VVER 1000 MW_e NPP with the states numbered from 1 to 38 is shown in Fig. 4. First three states locate on the primary piping unit, however states from 4 to 38 are located along the flow stream on the secondary side piping unit (at the entrance and exit of the relevant component), while streams 22 and 23 occur along the flow stream on the closed loop of the cooling system piping unit at the entrance and exit of condenser. For each states shown in Fig. 4, The reference state is chosen as subcooled liquid at a temperature of 22°C for the water/steam and a pressure amount of $p = 1$ bar for this analysis. Therefore, $T_0=295.15$ K, $h_0=92.28$ kJ/kg and $s_0=0.325$ kJ/kgK. The following assumptions.

The total energy and exergy flow rates to the maximum useful fission power that is 3900 MW_{th}. As shown in Table 4, VVER 1000 total thermodynamic efficiency of the NPP 30.32% has been found. According to the literature, thermodynamic efficiency value of a BWR type 1140 MW LaSalle County Nuclear Station for was found as 34.40% [4]. In addition, the PWR type 1500 MW Power Generation Group has a thermal efficiency of 36.49% [6]. Thus the reactor discussed in the present study has lower efficiency value among those.

The results, which are estimated by the current study, are presented briefly in Tables 3 and 4. Isentropic efficiencies for high and low pressure turbines, feedwater and main pumps are estimated as 92.34, 85.98, 84.81 and 79.85%, respectively. Efficiency calculations of the components are also found as 97.38, 88.04, 98.38 and 71.45% respectively. The simplified balance diagrams of the VVER 1000 MW_e NPP are

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

illustrated in Figs. 5 and 6, respectively. From Fig. 4, it is obvious that the core energy makes a cycle through the steam generator, power generation unit and preheating unit. In addition, there exists an energy flow through the condensation. In the case of exergy balance diagram (Fig. 6), steam generation, power generation, condensation and preheating units should be key components. The detailed results from this figure are reported in Fig. 7. Plant efficiency and irreversibility rate for the units of the VVER 1000 MW_e reactor are shown in Fig. 7 from the thermodynamic calculations. It is observed that the VVER pressure vessel has an irreversibility rate of 49.268%.

The reason of the exergy demolition in the VVER is the fission process. The power transfer from the fission fragments to the fuel rods is seen as the main irreversible process. The power transfer between the fuel rods and the coolant, heat losses and the pressure drops are also important in that manner.

The percent of exergy destruction along with the exergy efficiencies are summarized in Fig. 7 for all components. The percentage ratio of the exergy destruction to the total exergy destruction was found to be maximum in the reactor pressure vessel followed by the steam generator, and then the turbine. The exergy losses of other components are rather small. It is estimated that approximately 62% of the total exergy rate which is produced from the fission power is lost in reactor pressure vessel and steam generators via frictional pressure drops and heat losses in the primary-circuit pipes of VVER 1000 MW_e NPP. In addition, other components such as condensers, turbines, heaters have the loss amount of approximately 7%. While 53.7% of the exergy is lost in the PWR NPP [6], 52.9% of the exergy of the fuel is diminished in the BWR of LaSalle County Nuclear Station [4], and 51.01% of the exergy is consumed in CANDU 6 Nuclear Generating Station. By considering the findings of the total system, the total irreversibilities are estimated as 69%. To obtain the total percentage with the NPP thermodynamic efficiency, the efficiency is can be estimated as 30% as in Table 4. In that case, the exergy imbalance percent for the present study is found as 0.035% for the whole NPP.

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

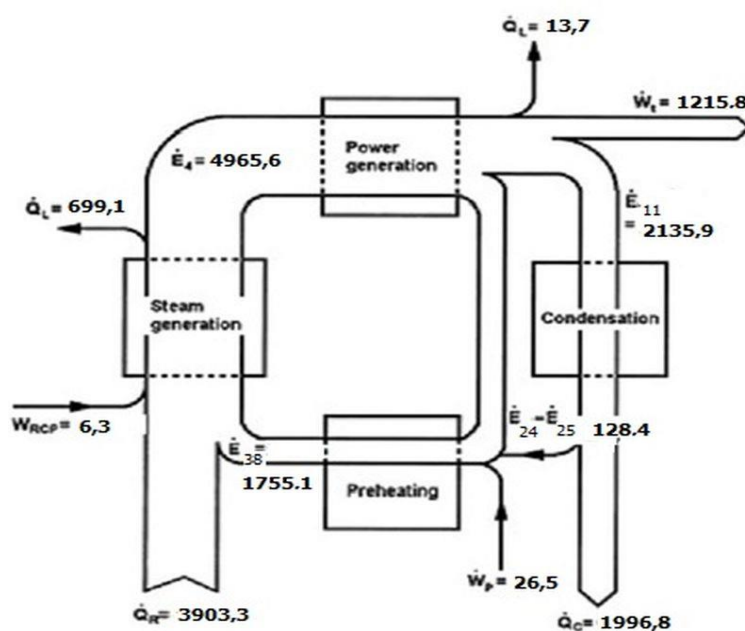
Table 3 - The findings of the second law analysis for the VVER 1000 MW_e NPP.

	Actual work (MW _{th})	Reversible work (MW _{th})	Rate of irreversibility (MW _{th})	Percentage irreversibility (%)
<i>Steam generation section</i>				
Reactor	1980,172	3903,246	1923,073	49,268
Steam generators	0,000	490,446	490,446	12,565
Reactor coolant pumps	-5,660	-6,328	0,667	0,017
Pipes			0,410	0,010
			2414,796	61,860
<i>Power production section</i>				
HP turbine	570,275	611,570	41,294	1,058
LP turbine	645,550	742,838	97,288	2,492
Reheater	0,000	7,461	7,461	0,191
Moisture separator	0,000	16,623	16,623	0,425
Stop and control valves			0,513	0,013
Pipes			0,410	0,010
			163,589	4,189
<i>Condensation section</i>				
Condenser	0,000	72,223	72,223	1,850
			72,223	1,850
<i>Preheating section</i>				
LP feedwater heater-1	0,000	8,179	8,179	0,209
LP feedwater heater-2	0,000	3,296	3,296	0,084
LP feedwater heater-3	0,000	1,552	1,552	0,040
HP feedwater heater-4	0,000	9,737	9,737	0,250
HP feedwater heater-5	0,000	6,519	6,519	0,167
HP feedwater heater-6	0,000	4,434	4,434	0,114
Feedwater tank	0,000	4,896	4,896	0,125
Feedwater pumps	-23,698	-20,099	3,599	0,092
Condensate pumps	-2,841	-0,837	2,003	0,051
Pipes			0,504	0,012
			44,719	1,144
Net work output			1213,730	31,095
RCP work			-6,328	-0,162
Imbalance			1,363	0,035
TOTAL			3904,092	100,011

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Table 4 - Results of the first law analysis and the second law analysis

	Estimated powers from current study	
Turbine work	1215,825	MWth
Reactor thermal power	3903,246	MWth
Reactor coolant pump work	-6,328	MWth
Pump work on the secondary side	-26,179	MWth
Heat losses from the secondary side	24,084	MWth
Heat transferred by condenser	1996,802	MWth
Steam generator thermal power	3210,532	MWth
Net work of the secondary side	1189,646	MWth
Total rate of irreversibility	2695,327	MWth
Net heat input to the feedwater	1213,730	MWth
Total rate of irreversibility and net work of the secondary side	3884,973	MWth
Total error = Sum of total rate of irreversibility and total work extracted from reactor thermal power	24,601	MWth
	Percentages obtained by this study	
Total irreversibility percentage	69,053	%
Thermodynamic efficiency or effectiveness of NPP	30,316	%
Total error percentage	0,035	%
Thermal efficiency for the secondary cycle	37,054	%

Fig. 5 - The simplified balance diagram for energy (in the units of MW_{th})

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

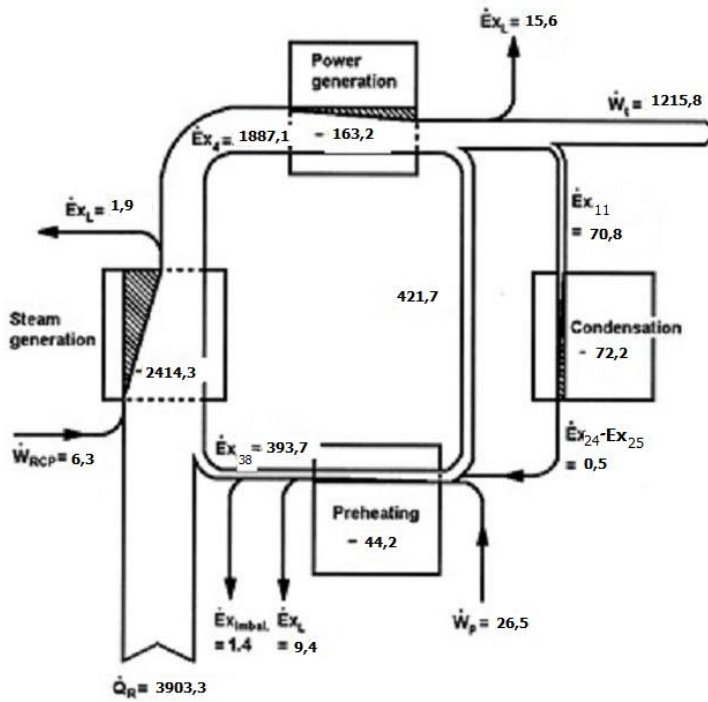


Fig. 6 - The simplified balance diagram for exergy (in the units of MW_{th})

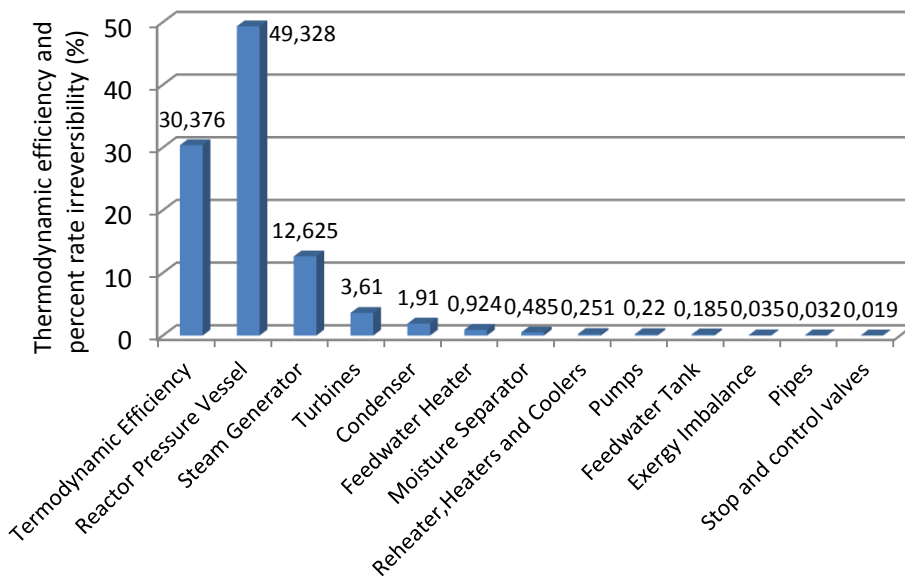


Fig. 7 - Thermodynamic efficiencies and irreversibilities for the reactor components

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

Conclusions

A VVER type nuclear power plant has been analyzed, The second law has been used in the definition of exergy to find out the contributions of the components, According to the literature, there is no sufficient study which takes place in the technical description documents of operating NPPs depending on the second law of thermodynamics analysis, The results of the energy/exergy analyses of the VVER type NPP can be used for future projects, which consider the construction proposal for especially 1200 MW_e reactor.

According to the analyses, the main exergy loss of the NPP stem from the pressure vessel, Indeed, it is the worse component in the whole NPP due to the irreversibility of the energy transformation, This result means that the VVER has the greatest potential to improve the plant efficiency in such VVER NPP by considering new pressure vessel components, While the thermodynamic efficiency of the NPP is found as 30%, the irreversibilities of pressure vessel and steam generator have been calculated as 49% and 13%, There exist also low irreversibilities in the components of turbines, condensers and moisture separator.

EK-1. (devam) Energy and Exergy Analyses of a VVER Type Nuclear Power Plant

References

- [1] Z, Rant Z., Exergy, A new word for technical available work, *Forschung auf dem Gebiete des Ingenieurwesens (in German)*, 22, 36-37, 1956,
- [2] M, Gharib, A, Yaghooti, M,O, Buygi, Efficiency Upgrade in PWRs, *Energy and Power Engineering*, 3, 533-536, 2011,
- [3] K, Siegel, Exergieanalyse heterogener Leistungsreaktoren, Brennstoff-Wärme-Kraft, 22(9), pp, 434- 40, 1970, Germany,
- [4] W,R, Dunbar, S,D, Moody, N, Lior, Exergy analysis of an operating boiling-water-reactor nuclear power station, *Energy Conversion and Management*, 36(3), pp, 149-59, 1995,
- [5] M,A, Rosen, D,S, Scott, Energy and exergy analyses of a nuclear steam power plant, *Proceedings of the Canadian Nuclear Society 7, Annual Conference*, CNS, Toronto, ON (Canada), 187-96, 8-11 June 1986,
- [6] A, Durmayaz, H, Yavuz, Exergy analysis of a pressurized-water reactor nuclear-power plant, *Applied Energy*, 69, pp, 39-57, 2001,
- [7] P,S, Utgikar, S,P, Dubey, P,J, Prasada, Thermoeconomic analysis of gas-turbine cogeneration plant - a case study, *Proc, Inst, Mech, Engineers (IMechE), Part A: J, Power and Energy*, 209, 45-54, 1995,
- [8] M,A, Rosen, Energy and exergy based on comparison of coal-fired and nuclear steam power plants, *Int, J, Exergy*, 1(3) pp,180-192, 2001,
- [9] I, Piro, P, Kirillov, Current status of electricity generation at nuclear power plants, *Materials and processes for energy: Communicating current research and technological developments*, A, Méndez-Vilas ed.,, 2013,
- [10] M, Gharib, A, Yaghooti, M,O, Buygi, Efficiency upgrade in PWRs, *Energy and Power Engineering*; 3, 533-536 (2011),
- [11] G, Tsiklauri, R,J, Talbert, B, Schmitt, G,A, Filippov, R,G, Bogoyavlensky, E,I, Grishanin, Supercritical steam cycle for nuclear power plant, *Nuclear Engineering and Design*, 235, 1651–1664 (2005),
- [12] N, Lior, Energy, Exergy and Thermoeconomic Analysis of the Effects of Fossil-Fuel Superheating in Nuclear Power Plants, *Energy Conversion and Management*, 38, 15-17, pp, 1585-1593 (1997),
- [13] Dragunov A, Saltanov E, Piro I, Kirillov P, Duffey R, Power Cycles of Generation III and III+Nuclear Power Plants, *ASME J, Nuclear Rad, Sci.*, 1, 021006 (2015),

- [14] Goto M, Shinohara M, Tochio D, Shimazaki Y, Hamamoto S, Tachibana Y, Long-term high-temperature operation of the HTTR, *Nuclear Engineering and Design* 2012;251:181–190,
- [15] Sato H, Yan X, L, Tachibana Y, Kunitomi K, GTHTTR300—A nuclear power plant design with 50% generating efficiency, *Nuclear Engineering and Design* 2014; 275:190–196,
- [16] Baxi C,B,, Telengator A, Razvi J, Belov S, E, Kokochigov N, G, Development of the GT-MHR Turbo Machine, Proceedings of the ASME Turbo Expo 2009, Jun, 8–12, 2009, Orlando, GT2009-59454:159-166,
- [17] Linden S,, Closed-cycle Nuclear Plant Rated at 165 MW_e and 40 Percent Efficiency, *Gas Turbine World*, March-April 2007, 28-32,
- [18] Rahman M, M, Ibrahim K, T, Abdalla A,N, Thermodynamic performance analysis of gas-turbine power-plant, *Int, J, Physical Sciences*, 6, 3539-3550 (2011),
- [19] IAEA: Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs - Report 93, VVER-1000 (V-466B) (VVER–1000 (V-466B)), International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2011,
- [20] Pioro, I., Nuclear Power as a Basis for Future Electricity Production in the World: Generation III and IV Reactors,Chapter 10, INTECH, Rijeka, Croatia, pp, 211-250,
- [21] IAEA: Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs - Report 107, VVER-1200 (V-392M) (VVER-1200 (V-392M)), International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2011,
- [22] IAEA: Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs - Report 108, VVER-1200 (V-491) (VVER-1200 (V-491)), International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2011,
- [23] Rosatom: Brochure for VVER – The VVER Today, State Atomic Energy Corporation, Moscow, Russia, 2011,
- [24] Yu, G, Dragunov, S,B, Ryzhov, V,P, Denisov, V,A, Mokhov, Prospects for Development of VVER-type Pressurized Light-Water Reactor Installations, *Thermal Engineering*, 54(5), 343–347 (2007),
- [25] Sayyaadi H, Sabzaligol T, Various approaches in optimization of a typical pressurized water reactor power plant, *Applied Energy* 86 (2009) 1301-1310,
- [26] Sayyaadi H, Comprehensive exergetic and economic comparison of PWR and hybrid fossil fuel-PWR power plants, *Energy* 35 (2010) 2953-2964,

EK-2. Türbin Ünitesinde Enerji ve Ekserji Uygulaması

Yüksek basınç türbini için;

i) Enerji denklemi

$$\dot{E}_5 - (\dot{E}_7 + \dot{E}_8 + \dot{E}_{12} + \dot{E}_{13} + \dot{E}_{14} + \dot{E}_{15}) - W_t = 0$$

$$\dot{m}_5 \dot{h}_5 - (\dot{m}_7 \dot{h}_7 + \dot{m}_8 \dot{h}_8 + \dot{m}_{12} \dot{h}_{12} + \dot{m}_{13} \dot{h}_{13} + \dot{m}_{14} \dot{h}_{14} + \dot{m}_{15} \dot{h}_{15}) = W_t$$

$$(1717,25 \times 2765,3) - [(1255,7 \times 2399,1) + (79,1 \times 2628) + (77,47 \times 2627,9) + (128,14 \times 2576,51) +$$

$$(59,6 \times 2459,36) + (115,75 \times 2399,1)] = 570275,67 \text{ kJ}$$

ii) Ekserji denklemi

$$\dot{E}x_5 - (\dot{E}x_7 + \dot{E}x_8 + \dot{E}x_{12} + \dot{E}x_{13} + \dot{E}x_{14} + \dot{E}x_{15}) = \dot{E}x_D$$

$$\dot{E}x \cong m[(h - h_0) - T_0 (s - s_0)]$$

$$\begin{aligned} \dot{m}_5 [(\dot{h}_5 - h_0) - T_0 (\dot{s}_5 - s_0)] - (\dot{m}_7 [(\dot{h}_7 - h_0) - T_0 (\dot{s}_7 - s_0)] + \dot{m}_8 [(\dot{h}_8 - h_0) \\ - T_0 (\dot{s}_8 - s_0)] + \dot{m}_{12} [(\dot{h}_{12} - h_0) - T_0 (\dot{s}_{12} - s_0)] + \dot{m}_{13} [(\dot{h}_{13} - h_0) \\ - T_0 (\dot{s}_{13} - s_0)] + \dot{m}_{14} [(\dot{h}_{14} - h_0) - T_0 (\dot{s}_{14} - s_0)] + \dot{m}_{15} [(\dot{h}_{15} - h_0) \\ - T_0 (\dot{s}_{15} - s_0)]) = \dot{E}x_D \end{aligned}$$

$$1804616,12 - (818978,97 + 71329,98 + 69852,34 + 108576,62 + 42814,98 + 75493,20) = 617570,03 \text{ kJ}$$

$$\text{Tersinmez güç, } \dot{I}_t = \sum_g \dot{E}x_g - \sum_\zeta \dot{E}x_\zeta - \dot{W}_t$$

$$570275,67 - 617570,03 = 47294,37$$

$$\text{İzantropik verim, } \eta_t = \frac{(\dot{W}_y)_t}{(\dot{W}_{y,maks})_t} = \frac{\dot{W}_t}{(\dot{W}_{y,maks})_t} = 570275,67 / 617570,03 = 0,92$$

$$\text{İkinci çevrimde verimlilik, } \zeta_t = \frac{\dot{W}_t + \sum_\zeta \dot{E}x_\zeta}{\sum_g \dot{E}x_g} = 0,97$$

EK-2. (devam) Türbin ünitesinde enerji ve ekserji uygulaması

Alçak basınç türbini için;

i) Enerji denklemi

$$\dot{E}_{10} - (\dot{E}_{11} + \dot{E}_{16} + \dot{E}_{17} + \dot{E}_{18}) - Wt = 0$$

$$\dot{m}_{10} \dot{h}_{10} - (\dot{m}_{11} \dot{h}_{11} + \dot{m}_{16} \dot{h}_{16} + \dot{m}_{17} \dot{h}_{17} + \dot{m}_{18} \dot{h}_{18}) = Wt$$

$$(1049,3 \times 2978,6) - [(917,2 \times 2328,8) + (39,78 \times 2740,52) + (43,92 \times 2609,6)$$

$$+ (48,4 \times 2485,3)] = 645549,58 \text{ kJ}$$

ii) Ekserji denklemi

$$\dot{E}x_{10} - (\dot{E}x_{11} + \dot{E}x_{16} + \dot{E}x_{17} + \dot{E}x_{18}) = \dot{E}x_D$$

$$Ex \cong m[(h - h_0) - T_0 (s - s_0)]$$

$$\begin{aligned} \dot{m}_{10} [(\dot{h}_{10} - h_0) - T_0 (\dot{s}_{10} - s_0)] - (\dot{m}_{11} [(\dot{h}_{11} - h_0) - T_0 (\dot{s}_{11} - s_0)] \\ + \dot{m}_{16} [(\dot{h}_{16} - h_0) - T_0 (\dot{s}_{16} - s_0)] + \dot{m}_{17} [(\dot{h}_{17} - h_0) - T_0 (\dot{s}_{17} - s_0)] \\ + \dot{m}_{18} [(\dot{h}_{18} - h_0) - T_0 (\dot{s}_{18} - s_0)]) = \dot{E}x_D \end{aligned}$$

$$880530,17 - (70810,22 + 22971,66 + 16168,19 + 16168,19) = 750838,09 \text{ kJ}$$

$$\text{Tersinmez güç, } \dot{I}_t = \sum_g \dot{E}x_g - \sum_{\zeta} \dot{E}x_{\zeta} - \dot{W}_t$$

$$750838,09 - 645549,58 = 105288,51$$

$$\text{İzentropik verim, } \eta_t = \frac{(\dot{W}_y)_t}{(\dot{W}_{y,maks})_t} = \frac{\dot{W}_t}{(\dot{W}_{y,maks})_t} = 645549,58 / 750838,09 = 0,86$$

$$\text{İkinci çevrimde verimlilik, } \zeta_t = \frac{\dot{W}_t + \sum_{\zeta} \dot{E}x_{\zeta}}{\sum_g \dot{E}x_g} = 0,88$$

EK-3. Reaktör Ünitesinde Enerji ve Ekserji Uygulaması

i) Enerji denklemi,

$$\dot{E}_1 - \dot{E}_2 = 0$$

Reaktörün ısı gücü;

$$\dot{Q}_R = \dot{m}_{soğ}(h_c - h_g) = \dot{m}_{soğ}(h_2 - h_1)$$

$$\dot{Q}_R = 22600 \times (1468,4 - 1295,69) = 3903,246 \text{ MW}$$

ii) Ekseji denklemi

$$\begin{aligned} \dot{E}x_1 - \dot{E}x_2 &= \dot{E}x_D = \dot{m}_{soğ} T_0 (s_c - s_g) \\ &= 1980,172 \text{ MW} \end{aligned}$$

Reaktördeki tersinmez güç,

$$\begin{aligned} \dot{I}_R &= (W_{y,maks})_{fis} - (W_{y,maks})_{soğ} = (E_c - E_g) - (Ex_c - Ex_g) \\ &= 3903,246 - 1980,172 \\ &= 1923,073 \text{ MW} \end{aligned}$$

Tersinmez gücün reaktörden elde edilen tersinir güce oranı (%)

$$= 1923,073 / 3903,246$$

$$= \% 49,268$$

ÖZGEÇMİŞ

Kişisel Bilgiler

Soyadı, Adı : TERZİ, Rauf
 Uyuğu : T.C.
 Doğum Tarihi ve Yeri : 15.05.1973, Eskişehir
 Medeni hali : Evli
 Telefon : 0 (312) 2958833
 e-mail : rauftr@gmail.com



Eğitim

Derece	Okul/Program	Mezuniyet tarihi
Doktora	Gazi Üniversitesi/Kimya Mühendisliği	2016
Yüksek lisans	Hacettepe Üniversitesi/Kimya Mühendisliği	2004
Lisans	ODTÜ / Kimya Mühendisliği	1997
Lise	Sokullu Mehmet Paşa Lisesi	1991

İş Deneyimi

Yıl	Çalıştığı Yer	Görev
1997-2001	Gemlik Gübre San. A.Ş.	Mühendis
2001-Halen	Türkiye Atom Enerjisi Kurumu	Mühendis

Yabancı Dil

İngilizce

Yayımlar

Terzi, R., Tükenmez, İ. and Kurt, E., (2016). Energy and exergy analyses of a VVER nuclear power plant. *International Journal of Hydrogen Energy*, 41, 1-12.

Hobiler

Yüzme, tenis, bilgisayar teknolojileri, kitap okuma.



GAZİ GELECEKTİR..