
GAZİ ÜNİVERSİTESİ
Gazi
1926

VVER-1000 GÜÇ REAKTÖRÜN TERMAL HİDROLİK VE NÖTRONİK ANALİZİ

SİNEM UZUN

YÜKSEK LİSANS TEZİ
ENERJİ SİSTEMLERİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

ARALIK 2015

Sinem UZUN tarafından hazırlanan “VVER-1000 Güç Reaktörünün Termal Hidrolik ve Nötronik Analizi” adlı tez çalışması aşağıdaki jüritarafından OY BİRLİĞİ ile Gazi Üniversitesi Enerji Sistemleri Mühendisliği Anabilim Dalında YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.

DanışmanProf. Dr. Adem ACIR
Enerji Sistemleri Mühendisliği, Gazi Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Yüksek Lisans Tezi olduğunu onaylıyorum/onaylamıyorum

Başkan :Prof. Dr. Hacı Mehmet ŞAHİN
Enerji Sistemleri Mühendisliği, Gazi Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Yüksek Lisans Tezi olduğunu onaylıyorum/onaylamıyorum

Üye : Yrd.Doç.Dr. Özgür EROL
Makine Mühendisliği, Başkent Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak Yüksek Lisans Tezi olduğunu onaylıyorum/onaylamıyorum

TezSavunmaTarihi: **..**...../……./……

Jüri tarafından kabul edilen bu tezin Yüksek Lisans 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 çalışmasında;

- 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 çalışmasında 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.

Sinem UZUN

25/12/2015

VVER-1000 GÜÇ REAKTÖRÜNÜN TERMAL HİDROLİK VE NÖTRONİK ANALİZİ

(Yüksek Lisans Tezi)

Sinem UZUN

GAZİ ÜNİVERSİTESİ

FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

Aralık 2015

ÖZET

Bu çalışmada, Rus yapımı basınçlı su reaktörü olan VVER türü nükleer güç santrali incelenmiştir. Nükleer enerji günümüz dünyasında artan enerji ihtiyacını karşılamak için giderek daha fazla kullanılan bir enerji türüdür. Bu enerji türünü kullanan enerji santralleri dünya genelinde birçok ülkede bulunmasına rağmen Türkiye' de henüz mevcut değildir. Bu çalışmanın amacı Türkiye' ye kurulması planlanan ilk nükleer santral VVER-1200 olduğundan, bu reaktör için termal ve nötronik analizler yapmaktır. Termal hidrolik analizleri yapmak için MCNP, Monteburns ve COBRA kodları kullanılmıştır. Bu kodlar sayesinde nötron çarpım faktörü, yanma değeri ve güç yoğunluğu belirlenmiştir. Buna göre efektif çoğaltma faktörü k_{eff} reaktörün 500 günlük çalışması sonunda 1,18, yanma değeri ise 15 GWd/t olarak bulunmuştur. Belirlenen güç yoğunluğuyla birlikte COBRA girdisi hazırlanmıştır ve COBRA kodunun çıktısı olarak entalpi, sıcaklık, yoğunluk, hız gibi temel reaktör özellikleri elde edilmiştir. Akışkan sıcaklığı kanal boyunca aktıktan sonra ki çıkış noktasında 327 ^{0}C', entalpi ve hız değerleri de sırasıyla 1524 kJ/kg ve 5,4 m/s olarak bulunmuştur. Elde edilen sonuçlar literatürle karşılaştırılarak, onlarla uyum içinde olduğu görülmüştür.

Bilim Kodu : 703.
Anahtar Kelimeler : MCNP, VVER, monteburns, COBRA

Sayfa Adedi : 55
Danışman : Prof. Dr. Adem ACIR

THERMAL HYDROLIC AND NEUTRONIC ANALYSIS FOR VVER 1000 POWER REACTOR

(M. Sc. Thesis)

Sinem UZUN

GAZİ UNIVERSITY

GRADUATE SCHOOL OF NATURAL AND APPLIED SCIENCES

December 2015

ABSTRACT

In this thesis, Russian made VVER power reactor was examined. Nuclear energy is a kind of energy which is increasingly used to meet growing energy needs in today's world. Although nuclear power plants are used in many countries around the world, it is not available yet in Turkey. It is planned to be established as the first nuclear reactor in Turkey is the Russian-built VVER-type pressurized water reactor, in this thesis, this type of reactor has been investigated. MCNP, Monteburns and COBRA codes has been used to make thermal hydrolic analysis. Neutron multiplication factor, burnup and power density has been determined by outputs of these codes. Accordingly, the effective multiplication factor k_{eff} has been found 1,18 by the end of 500 days and the combustion value has been found 15 GWD/t. COBRA input has been prepared with specified power density and basic features like enthalpy, temperature, density has been obtained as the output of COBRA. At the outlet of channel, fluid temperature, enthalpy and velocity values has been obtained as 327^0C, 1524 kJ/kg and 5,4 m/s respectively. Obtained results have been compared with the literature, and it has been found to be in agreement with them.

Science Code : 703.
Key Words : MCNP, VVER, COBRA, monteburns

Page Number : 55
Supervisor : Prof. Dr. Adem ACIR

TEŞEKKÜR

Bu çalışmam boyunca yardımını benden esirgemeyen, beni iyi şekilde yönlendiren saygıdeğer danışmanım Prof. Dr. Adem ACIR' a, bütün katkı ve emekleri için Hasan COŞKUN' a, her zaman her koşulda yanımda olan, dünyanın en harika insanlarından oluşan canım aileme ve tüm sorularıma sabırla yanıt veren, en değerli dostum ve meslektaşım ve en önemlisi hayat arkadaşım Bedrettin UZUN 'a sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖZET iv

ABSTRACT v

TEŞEKKÜR vi

İÇİNDEKİLER vii

ÇİZELGELERİN LİSTESİ x

ŞEKİLLERİN LİSTESİ x

SİMGELER VE KISALTMALAR xii

1. GİRİŞ 1

2. VVER NÜKLEER REAKTÖRÜ 5

2.1. Genel Bilgiler 5

2.2. VVER Nükleer Reaktörü Çalışma Prensibi 9

2.3. VVER-1200 12

3. TEORİ 15

3.1. Nötronik Hesaplamalar 15

3.1.1. MCNP 15

3.1.2. Orıgen 2.2 16

3.1.3. Monteburns 17

3.1.4. Nötron transport denklemi 18

3.2. Termal Hidrolik Hesaplamalar 21

3.2.1. Cobra Iv 21

3.2.2. Termal hidrolik denklemler 21

4. NÜMERİK SONUÇLAR VE DEĞERLENDİRME 25

4.1. Monte Carlo Modelleme ve Problemin Tanımlanması 25

Sayfa

4.2. MCNP –Monteburns Analiz Sonuçları 26

4.2.1. MCNP-Monteburns 26

4.2.2. Kritiklik 28

4.2.2. Yanma değerlerinin elde edilmesi 30

4.2.3. İzotop yoğunluk değişimleri 31

4.3. Termal Hidrolik Analiz 35

5. SONUÇ VE ÖNERİLER 43

KAYNAKLAR 45

EKLER 47

EK-1. Cobra Kodu Data Card tanımları ve çıktısı 48

ÖZGEÇMİŞ 55

ÇİZELGELERİN LİSTESİ

Çizelge **Sayfa**

Çizelge 2.1. Dünya genelinde Rus teknolojisi nükleer reaktörlerin durumu 6

Çizelge 2.2. Rusya Federasyonu' nda inşa aşamasında olan VVER-1200 nükleer reaktörler 7

Çizelge 2.3. VVER-1200 ile VVER-1000 reaktörlerinin karşılaştırılması 8

Çizelge 2.4. VVER tasarımları ve muadili batı tipi reaktörler 8

Çizelge 4.1. VVER-1000 reaktörünün geometrik ve termal özellikleri 25

Çizelge 4.2. Materyal özellikleri 25

Çizelge 4.3. İzotop miktarlarındaki değişmeler 35

ŞEKİLLERİN LİSTESİ

Şekil **Sayfa**

Şekil 2.1. İnşa aşamasında olan VVER-1200 tipi Novovoronezh II' nin 1 ve 2 nolu reaktörlerinin tasarım görünümü 7

Şekil 2.2. Radyoaktif salıma karşı oluşturulan fiziksel bariyerler 9

Şekil 2.3. Nükleer güç santrallerinin çalışma prensibi 10

Şekil 2.4. VVER reaktör basınç kabı 11

Şekil 2.5. VVER 1200 nükleer güç santrali 12

Şekil 3.1. Monteburns 2,0'ın akış şeması 18

Şekil 3.2. Birim hacimde Ω yönündeki nötronların gösterimi 19

Şekil 3.3. MCNP-COBRA akış şeması 23

Şekil 4.1. VVER-1000 için MCNP kor modellemesi 26

Şekil 4.2. MCNP-Orıgen-Monteburns kodları yardımıyla nötronik analiz akış şeması 27

Şekil 4.3. Reaktör çalışması boyunca k_{eff} değişimi 29

Şekil 4.4. Reaktör çalışması boyunca burnup değişimi 31

Şekil 4.5. ^{238}U' den ^{242}Pu üretimi 32

Şekil 4.6. Plütonyum izotoplarındaki değişim miktarı 32

Şekil 4.7. ^{242}Pu izotopundaki değişim miktarı 33

Şekil 4.8. ^{235}U fisil izotop miktarı değişimi 33

Şekil 4.9. ^{235}U fisil izotop miktarı değişimi 34

Şekil 4.10. Yakıt çubuğu boyunca sıcaklık değişimi 36

Şekil 4.11. VVER koru boyunca akış alanı 36

Şekil 4.12. Kor boyunca soğutucu suyu sıcaklık değişimi 38

Şekil 4.13. Yakıt kanalı boyunca entalpi değişimi 39

Şekil 4.14. Yakıt kanalı boyunca akışkan hızı değişimi 40

Şekil 4.15. Yakıt kanalı boyunca yoğunluk değişimi 41

Şekil **Sayfa**

Şekil 4.16. Yakıt kanalı boyunca basınç değişimi 42

SİMGELER VE KISALTMALAR

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

Simgeler	**Açıklamalar**
cc	Santimetreküp
MWd/kgU	Megawatt gün /kilogram uranyum
m	metre
T	sıcaklık

Kısaltmalar	**Açıklamalar**
BWR	BoilingWater Reactor
FSAR	Final Safety Analysis Report
MCNP	Monte Carlo n-particle kod
PWR	Pressurized Water Reactor
TAEK	Türkiye Atom Enerji Kurumu
VVER	Vodo-Vodyanol Energetichesky Reaktor

1. GİRİŞ

Günümüzde gelişmiş ve gelişmekte olan ülkelerin en önemli gereksinimi enerjidir. Her ülkenin gelişmişlik düzeyi, üretip tükettikleri enerji ile ölçülmektedir. Bazı ülkeler ürettikleri enerjiyi çok verimli bir şekilde kullanırlarken, bazıları bu konuda o denli başarılı olamamaktadırlar. Bazı ülkeler de kendileri kullanmadıkları halde çok miktarda enerji hammaddesi üretmektedirler. Enerji üretim ve tüketiminin çok farklı yöntemleri olsa da, tüm ülkelerin ucuz, bol ve temiz enerji kaynaklarına gereksinimleri vardır.

Hidrolik enerji kaynakları sınırlıdır. Hidroelektrik santralleri çok pahalı yapılardır ve ancak sulama, sel kontrolü gibi çeşitli fonksiyonları bir arada içerdikleri zaman ekonomik hale gelmektedir. Hidroelektrik santraller ile elektrik üretimi, dünyada toplam elektrik üretimine yaklaşık %23 oranında katkıda bulunmaktadır. Hidroelektrik santralleri ile enerji üretimi için uygun coğrafi koşulların sağlanması gerekmektedir. Günümüzde kullanılabilir hidroelektrik kapasitenin büyük bir bölümü halihazırda kullanılmaktadır. Hidroelektrik santrallerin çevre ile etkileşimlerine gelince, büyük su rezervuarlarının oluşması nedeni ile ortaya çıkan toprak kaybı sonucu doğal ve jeolojik dengenin bozulabilmesi olasıdır.

Hidrolik enerji kaynaklarının sınırlı olmasından dolayı, günümüzde sanayinin ihtiyaç duyduğu enerji üretimi fosil yakıtlardan sağlanmaktadır. Fosil yakıtlar (kömür, petrol ve doğalgaz), hemen hemen bütün ülkelerde temel enerji üretim kaynağı olarak karşımıza çıkmaktadır. Fosil yakıtların çevre etkileri göz önüne alındığında sera etkisi, asit yağmurları ve hava kirliliği olarak ortaya çıkmaktadır. Fosil yakıtların içerdiği maddelerin büyük bir yüzdesini karbon ve hidrojen oluşturur. İçlerinde az da olsa kükürt, yanmayan maddeler ve radyoaktif maddeler de bulunur. Petrol, kömüre kıyasla daha az kirliliğe yol açar. Fosil yakıtların sebep olduğu lojistik (taşıma ve dağıtım) ve çevre kirliliği (atmosferde artan CO_2 ve dolayısıyla sera etkisi, SO_2 ve NO_x gazlarının sebep olduğu asit yağmuru) problemleri, bu tip yakıtların kullanımına bir sınır getirmektedir. Bu yüzden 20. yüzyılın ikinci yarısında alternatif enerji kaynakları araştırması çalışmaları yoğun bir şekilde artmıştır. Yeni enerji kaynakları arasında en fazla ümit veren ve teknolojik olarak en fazla gelişen nükleer enerji olmuştur.

Dolayısıyla; dünyanın gelecekteki enerji ihtiyacının karşılanmasında nükleer enerjinin desteği kaçınılmazdır. Günümüzde enerji üretimi için kullanılan nükleer reaktörler fisyon reaktörleri olup, füzyon reaktörlerinin ticari olarak ekonomik hale getirilmesine çalışılmaktadır.

Günümüzde dünyada en yaygın kullanılan reaktör tipleri hafif su reaktörleridir. Suyun termodinamik özelliklerinin iyi bilinmesi, ucuz olması ve çok iyi bir yavaşlatıcı olması tercih edilme nedeni olmuştur. Hafif su termal nötronları fazla soğurduğu için bir hafif su reaktörünü kritik duruma getirmek zordur bu nedenle hafif su reaktörlerinde uranyum belli ölçülerde zenginleştirilmek zorundadır. Günümüzde basınçlı su reaktörü (PWR) ve kaynar su reaktörü (BWR) en çok kullanılan hafif su reaktörleri olarak bilinmektedir. VVER nükleer reaktörleri de hafif su reaktörleri sınıfındadır. VVER nükleer reaktörleri Rusya tarafından geliştirilen bir reaktör tipidir. Genel olarak VVER-400, VVER-1000 ve VVER-1200 gibi çeşitleri mevcuttur. Ülkemizde kurulacak olan VVER nükleer reaktör tipi ise VVER-1200 3.cü nesil bir nükleer reaktör olarak nitelendirilmektedir. VVER 1200 reaktör tasarımının güvenlik sistemleri çoğunlukla olağandışı bir olay ya da kaza anında elektrik gücü beslemesine ihtiyaç duymayacak şekilde işlev gören sistemlerden (kontrol çubukları, aktif ve pasif acil durum kor soğutma sistemleri, acil durum borik asit enjeksiyon sistemi, buhar üreteci soğutma sistemi, pasif artık ısı çekme sistemi, kor tutucu) oluşmaktadır. Ülkemiz "Türkiye Cumhuriyeti Hükümeti ile Rusya Federasyonu Hükümeti Arasında Türkiye Cumhuriyetinde Akkuyu Sahasında Bir Nükleer Güç Santralinin Tesisine ve İşletimine Dair İşbirliğine İlişkin Anlaşma" (Hükümetler Arası Anlaşma) Akkuyu sahasında 4 ünite 1200 MWe Rus tasarımı VVER reaktörü kurulmasını öngörülmüştür.

Bu tez çalışmasında, VVER 1200 reaktör tasarım bilgileri temin edilemediğinden mevcut benzer özellikteki Rus yapımı basınçlı su VVER-1000 nükleer güç reaktörü incelenmiştir. Yapılan çalışmada VVER 1000 reaktörünün orijinal yakıt kullanılarak nötronik ve termal hidrolik analizleri yapılmıştır. Nötronik hesaplamalarda MCNP, ORIGEN2.1, Monteburns kullanılırken ve reaktörün termal hidrolik analizi COBRA IV kodu yardımıyla hesaplanmıştır. Nötronik hesaplamalarda zamana bağlı kritiklik, yanma değeri, izotop oluşumları incelenirken, termal hidrolik analizde VVER 1000 reaktörü yakıt kanalında akışkanın termo fiziksel özellikleri yakıt sıcaklık dağılımları elde edilmiştir. Ayrıca elde edilen sonuçlar literatürle kıyaslanarak yapılan modellemenin doğruluğu tespit edilmiştir.

Bu çalışmanın bir diğer amacı, ülkemizde kurulacak VVER 1200 nükleer reaktörü için ülkemizde yetişmiş insan gücü, bilgi ve deneyimi kazandırılması amaçlanmıştır.

Literatür taraması

Bu bölümde VVER nükleer reaktörleri ile ilgili daha önce yapılan yapılan nötronik ve termal hidrolik analiz çalışmalarının kısa özetleri sunulmuştur.

VVER-1000 ile benzer özelliklere sahip PWRUS kütüphanesini ORIGEN II kullanarak VVER-1000 ile karşılaştıran Hadad [1] çalışmasında reaktör tesir kesitleri kütüphanelerinin genel olarak ORIGEN2 koduyla sağlandığını ancak VVER-1000 tipi Bushehr nükleer reaktörünün tesir kesitleri kütüphanesinin ORIGEN2' de olmaması nedeniyle bu reaktörün tesir kesit kütüphanesini düzenlemek için MCNP Monte Carlo kodu kullanılmıştır. 2400 izotop reaksiyonu için tesir kesitleri MCNP ile hesaplanmış ve ORIGEN kütüphanesi oluşturulmuştur. Hadad' ın çalışması yapılırken hesaplanan atom yoğunluğu ve burnup yani yanma değeri bu çalışmada elde edilen sonuçlarla benzerlik göstermektedir.

Rahimi ve arkadaşları[2] çalışmalarında ise VVER 1000 için farklı bir yaklaşım geliştirilerek termal analizler yapılmıştır. Her bir yakıt demeti ayrı ayrı modellenmiş, sonlu eleman metoduyla altıgen koordinat sisteminde kütle, enerji ve momentum denklemleri korunarak COBRA koduyla basınç, hız ve sıcaklık değerleri belirlenmiştir. Belirlenen değerlere göre yakıt çubuğu sıcaklığı kosinüs eğrisine benzer bir değer almıştır. Bu sonuç bizim çalışmamızda ki değerlerle uyumludur.

Bir başka çalışma olan Arshive arkadaşları [3] ise, VVER-1000 reaktörünün koru için COBRA kodu kullanılarak termal analizlerin yapılmış olmasıdır. Yakıt sıcaklığı, soğutucu suyu sıcaklığı, entalpisi ve yoğunluğu belirlenmiş ve elde dilen değerler bizim çalışmamızda ki değerlerle benzerlik göstermiştir.

Zarifi ve arkadaşları [4] yaptıkları çalışmada reaktör soğutucu suyuna eklenen nano metallerin reaktör özelliklerini nasıl değişeceğini incelemiştir. Al_2O_3 nano parçacıkları belli hacim oranlarında sisteme eklenerek, soğutucu olarak sadece H_2O kullanılan durumla karşılaştırılmıştır. Düşük hacimli nano parçacıkları reaktörde ciddi değişikliklere sebep

olmasa da hacim oranı %10 değerine yaklaştıkça reaktörün termal özellikleri değişmiştir. Bu çalışmada soğutucu sadece su iken elde edilen termal değerler, bizim çalışmamızla karşılaştırınca oldukça benzerlik göstermiştir.

Zhengve arkadaşları [5]' nın çalışmasında ise MCNP-ORIGEN yanma kodlarını geliştirmeyi amaçlamıştır. MCNP-ORIGEN MCORE diye isimlendirilir. Bu kod hücrelerdeki toplam çekirdek yoğunluğu değişimini hesaplamada kullanılır. Hesapladığı değerleri de VVER-1000 reaktörü ile karşılaştırarak analiz eder.

Ansarifar ve arkadaşlarının [6] çalışmalarında ise nükleer reaktör verimini arttırmak için reaktör soğutucu suyuna farklı oranlarda altı çeşit nano parçacıklar ekleyerek efektif çoğaltma faktörünün değişimini incelemişlerdir. 0,03 hacim oranıyla soğutucu suyuna karıştırılan alüminyum ve zirkonyumun reaktör termal verimi için en iyi sonucu verdiklerini gözlemlemişlerdir.

Safarzadeh ve ark. [7] çalışmalarında reaktör soğutucu sıcaklığını ve reaktivite değerini hesaplamışlardır. Bunun için tek ısıtmalı kanal modelini ve DRAGON4 ve DONJON4 nötronik ve termal kodlarını kullanmışlardır. Elde ettikleri soğutucu akışkan sıcaklığı değerini FSAR raporlarıyla karşılaştırmışlardır.

Faghihi ve ark. [8] ise çalışmalarında VVER-1000 yakıt demeti için kanal analizi yapmışlardır. Gerekli güç dağılımını belirlemek için MCNP kodunu kullanırken, termal analizler için ise COBRA kodunu kullanmışlardır. Yaptıkları modelleme sonucu, yakıt çubuğu sıcaklığını belirlemişlerdir. Böylece reaktör kor bölgesi için termal analiz yapmışlardır.

Ghazanfari ve ark. [9] da çalışmalarında COBRA kodu ile termal analizler yapmışlardır. Soğutucu akışkanda farklı hacim oranlarında nano metal kullanarak, reaktör verimini arttırmaya yönelik çalışmalarında alüminyum metali için başarılı sonuçlar elde etmişlerdir. Soğutucuda nano metal kullanımı ısı transfer katsayısını arttırdığı için, soğutucu akışkan sıcaklığı da artmış dolayısıyla reaktörün termal verimi yükselmiştir.

2. VVER NÜKLEER REAKTÖRÜ

2.1. Genel Bilgiler

Nükleer santralden ilk ticari elektrik üretimi 1954 yılında 5MWe güce sahip Obninsk nükleer reaktöründe (RBMK tipi) nükleer reaktöründe Sovyetler Birliği tarafından gerçekleştirilmiştir. Bu ilk ticari üründen sonra, ticari boyutta reaktörlerini 1963-1964 yıllarında işletmeye almıştır. 1980'lerin ortasında 25 adet nükleer güç reaktörüne sahip olan Sovyetler Birliği, şimdiki adıyla Rusya Federasyon'u, günümüzde 23084 MWe toplam kurulu güçteki 32 adet nükleer reaktöre sahip olmakla birlikte ve elektrik enerjisi üretiminin %17'sini nükleer santrallerden sağlamaktadır [10]. Ayrıca, Çizelge 2.1 de de görüldüğü gibi uluslararası atom enerjisi verilerinden Rusya Federasyonunun mevcut reaktörlerine ilaveten 10 adet nükleer reaktöründe inşaat halinde olduğu ve bunlara ilaveten Rus yapımı, Rusya Federasyonu dışında 37 adet nükleer reaktöründe farklı ülkeler tarafından işletimde olduğu ve ikişer adet Ukrayna ve Hindistan da inşaat halindedir. Dünya genelinde Rus yapımı nükleer reaktörler incelendiğinde toplamda 67 adet nükleer reaktörün işletimde olduğu ve 16 adet nükleer reaktöründe işletimde olduğu Çizelge 2 incelendiğinde de görülebilmektedir.

Rus yapımı, VVER tipi reaktörlerin ilk üretimi 1970'lere dayanmaktadır. 1. Nesil (Gen I) olarak adlandırılan ilk VVER' ler, 440 MWe güç üreten VVER-440 güç reaktörleridir. 1980'li yıllarda, 3. Nesil (Gen III) olarak adlandırılan 1000 MWe güce sahip VVER-1000 tipi nükleer reaktörler üretilmeye başlanmıştır. Bilindiği üzere bir diğer reaktör tipi Türkiye Cumhuriyeti ve Rusya Federasyonu arasında imzalanan Türkiye' de kurulacak olan 3+ Nesil (Gen III-IV) olarak adlandırılan 1200 MWe güce sahip VVER-1200 tipi nükleer reaktörleridir. Akkuyu sahasında kurulması planlanan 4 adet nükleer reaktör, VVER- 1200 tipi 3-4 Nesil (Gen III-IV) nükleer reaktördür. VVER-1200 tipi reaktörler, işletimde olan VVER-1000 tipi reaktörlerin mevcut işletme ömrü, gücü, termal verimi ve güvenlik sistemleri artırılmış modelleridir [37] .

Çizelge 2.1. Dünya genelinde Rus teknolojisi nükleer reaktörlerin durumu [10, 11]

ÜLKELER	NÜKLEER REAKTÖR SAYISI	
	İŞLETİLEN	İNŞA HALİNDE
RUSYA FEDERASYONU	32	10
ERMENİSTAN	1	
BULGARİSTAN	2	
ÇİN HALK CUMHURİYETİ	2	
ÇEK CUMHURİYETİ	6	
FİNLANDİYA	2	
MACARİSTAN	4	
İRAN	1	
SLOVAKYA	4	
UKRAYNA	15	2
HİNDİSTAN		2
SADECE YURTDIŞINDAKİ TOPLAM	37	4
GENEL TOPLAM	69	14

Çizelge 2.2 incelendiğinde, güvenlik sistemleri artırılmış 3+ Nesil (Gen III-IV) nükleer reaktör olarak anılan ve Rusya'da 6 adet VVER-1200 tipi nükleer reaktörün, Rusya'daki Düzenleyici Kurumdan inşaat lisansı alınarak, Novovoronezh II, Leningrad II ve Baltic nükleer güç santrallerinde inşasına başlandığı görülmektedir (Akkuyu NGS Elektrik Üretim A.Ş.). İnşa aşamasında olan bu tip VVER 1200 reaktörünün ve Türkiye Akkuyu da kurulacak olan reaktörün bir benzeri olan Novovoronezh II reaktörünün ilk ünitesi tasarımına ait genel görünüm Şekil 2.1'de verilmiştir [11]. Genel olarak toplam 6 reaktörün en geç 2018 yılı içinde işletmeye alınacağı belirtilmiştir.

Çizelge 2.2. Rusya Federasyonu' nda inşa aşamasında olan VVER-1200 nükleer reaktörler [12]

NÜKLEER REAKTÖRLER	TİPİ	KURULU GÜÇ (MWe)	İNŞA BAŞLANGIÇ	İŞLETMEYE ALMA
Novovoronezh II 1	VVER-1200	1200	Haziran 2008	2012
Novovoronezh II 2	VVER-1200	1200	Temmuz 2009	2016
Leningrad II 1	VVER-1200	1200	Haziran 2008	2013
Leningrad II 2	VVER-1200	1200	Nisan 2010	2016
Baltic I	VVER-1200	1200	Nisan 2011	2016
Baltic II	VVER-1200	1200	-	2018



Şekil 2.1. İnşa aşamasında olan VVER-1200 tipi Novovoronezh II' nin 1 ve 2 nolu reaktörlerinin tasarım görünümü [12]

Rusya Federasyonu ve bu reaktörlerin geliştirilmelerine temel teşkil eden Basınçlı Su Reaktörü (PWR) tipi reaktörlerin başarılı işletme deneyimleri, ülkemizde kurulacak olan VVER 1200 3+ nesil reaktörlerin kurulmaları için yeterli referansı sağlamaktadır [37]. Buna ilaveten diğer tip VVER reaktörlerine göre VVER-1200 reaktörlerinin başlıca özelliklerindeki iyileştirmeler Çizelge 2.3' de verilmiştir.

Çizelge 2.3. VVER-1200 ile VVER-1000 reaktörlerinin karşılaştırılması [13]

ÖZELLİK	VVER-1000	VVER-1200	Değişim(%)
Elektrik gücü(MWe)	1000	1198	+19,8
Yıllık üretim(TWh)	7,5	9,1	+21,3
Reaktör ömrü	40	60	50
Tasarım hizmet ömrü (yıl)	30	50-60	+67-100
Özgül madde tüketimi (nispi)	1.00	0.85	-15
Yük faktörü	0,8	0,92	15
Yeniden yüklemeler arasındaki süre(ay)	12	12/18	

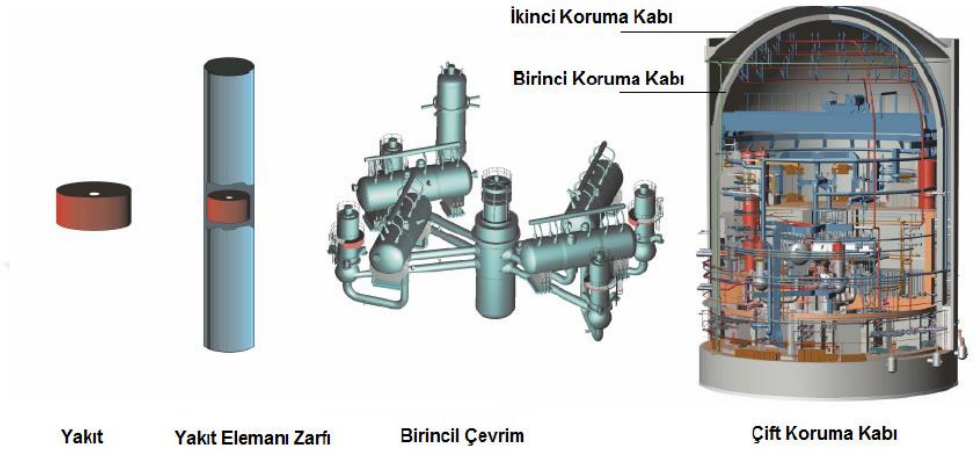
Ayrıca, VVER Rus yapımı nükleer reaktörlerinin tarihsel gelişimi ile birlikte muadili olan Batı tipi (PWR, BWR, CANDU…) yapılmış nükleer reaktör karşılaştırmaları Çizelge 2.4' de verilmiştir.

Çizelge 2.4. VVER tasarımları ve muadili batı tipi reaktörler

I	II	III	III+	IV
VVER-440 V- 179 V -230 V-270	VVER-440 V-213 VVER-1000 V-187 V-302 V-320 V-338	VVER-1000 V-428 V-412* V-446*	VVER-1000 V-466 VVER-1200 V-392* V-491* V-501	VVER-SCWR**
1960	1970	1980 1990 2000	2010	2020 2030
Obninsk 1 Shippigport Dresden Fermi I Magnox	LWR, PWR BWR CANDU RBMK AGR	System 80+ ABWR	ESBWR** APWR** EPR* AP 1000* SFR(BN-800)*	GFR** LFR(SVBR)** MSR** SFR(BN-K)** SCWR** VHTR**
* Farklı yapım aşamalarında ki santraller ** Dizayn aşamalarındaki santraller				

2.2. VVER Nükleer Reaktörü Çalışma Prensibi

VVER 1000 reaktörünün radyoaktif salıma karşı oluşturulan fiziksel bariyerler Şekil 2.2' de gösterilmiştir.



Şekil 2.2. Radyoaktif salıma karşı oluşturulan fiziksel bariyerler [14]

Verilen bu VVER reaktörleri aşağıda verilen ana parçalardan oluşmaktadır;

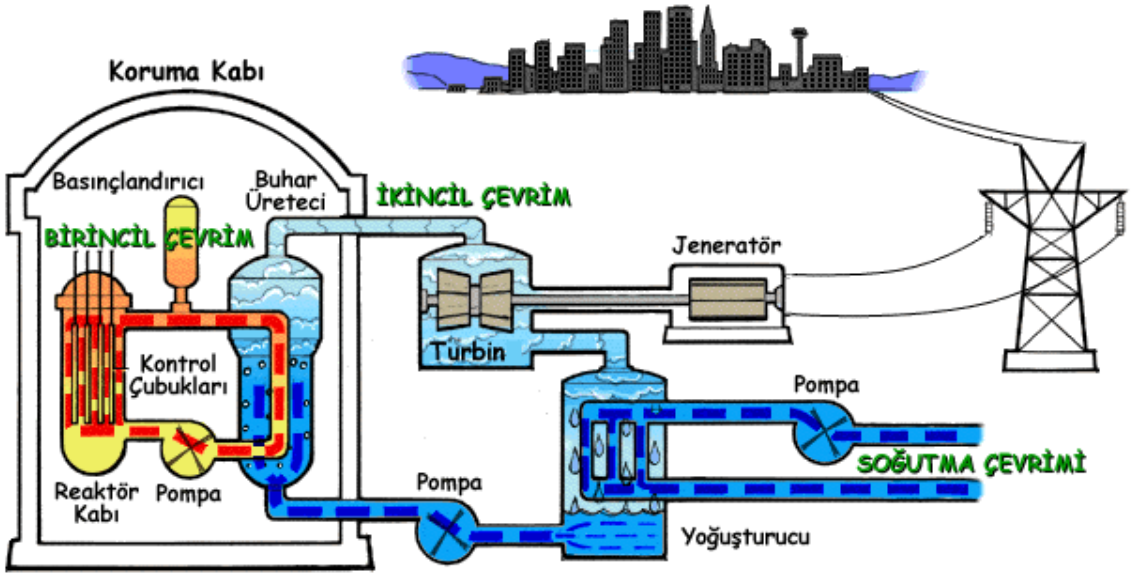
- Reaktör,
- Ana devre,
- Basınçlandırıcı ve ana devre basınç dengeleme sistemi,
- Bor düzenlemesi dahil olmak üzere ana devre besleme ve boşaltma sistemi,
- İkincil devre buhar hatları ve besleme su boru hatları,
- Kontrol ve koruma sistemi,
- Güvenlik sistemlerinden oluşmaktadır.

Birçok güvenlik sistemi VVER- 1200 tipi reaktörde yer almakta olup, bu güvenlik sitemleri içerisinde yer alan,

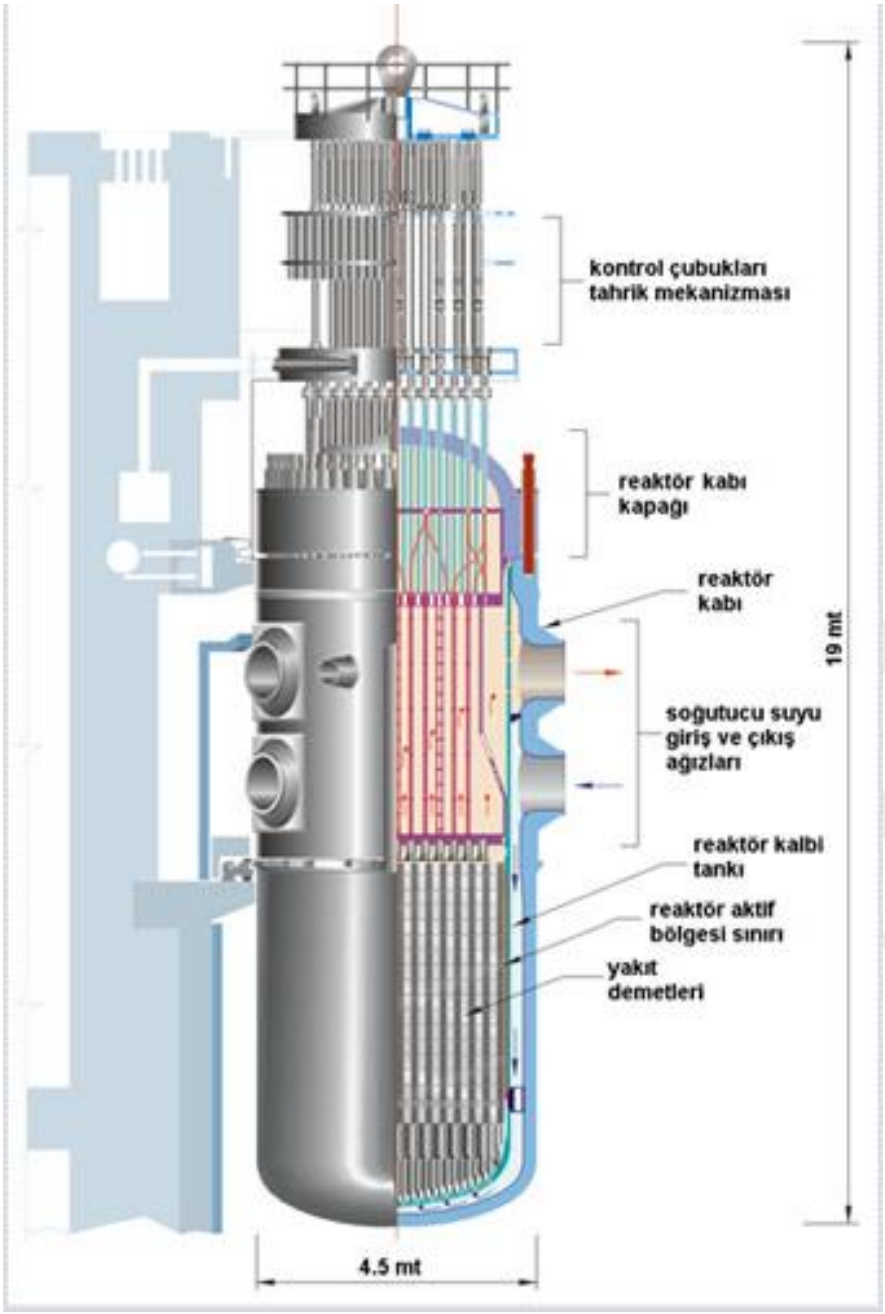
- Eriyik Kor Kabı,
- Çift Koruma Kabı
- Acil Durum Kor Soğutma Sistemi"
- Otomatik Kontrol

- Pasif Güvenlik Sistemi”
- Sismik sistemler
- Hidrojen Emici Sistemler bulunmaktadır.

Şekil 2.3’ de 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.



Şekil 2.3. Nükleer güç santrallerinin çalışma prensibi [38]



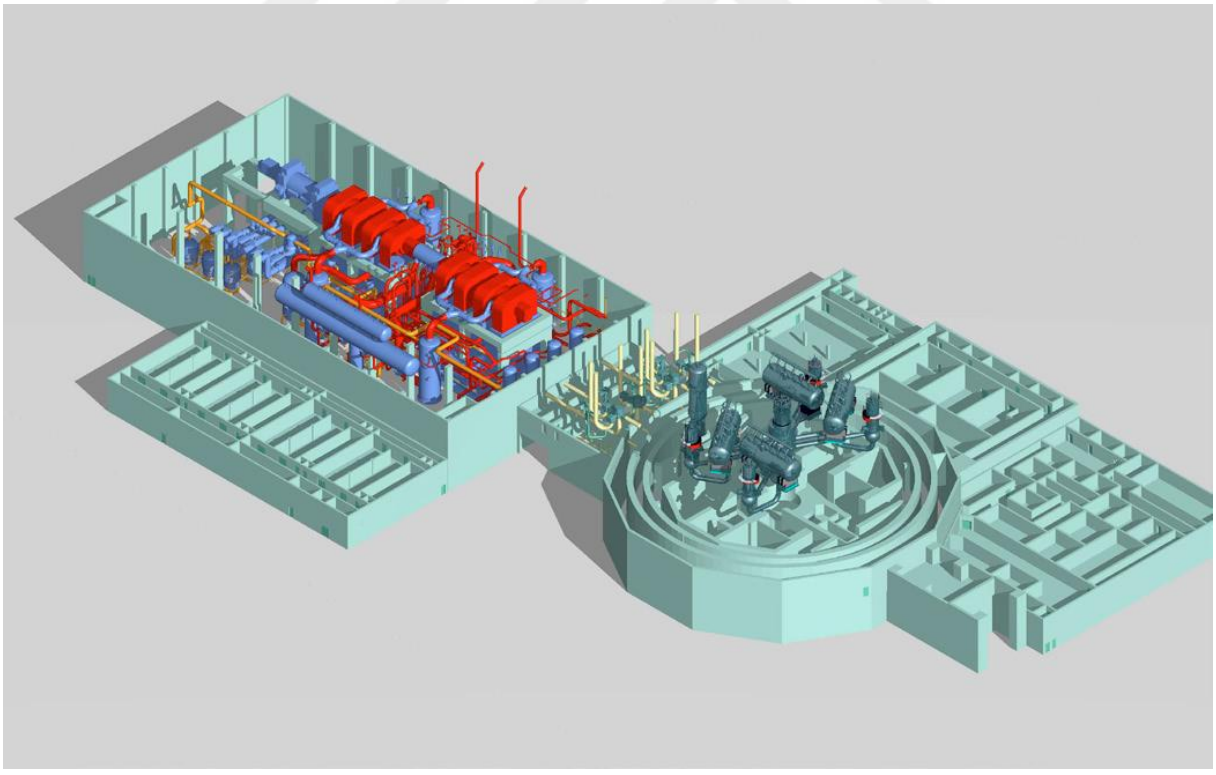
Şekil 2.4. VVER reaktör basınç kabı [38]

Şekil 2.3’ de görüldüğü gibi, üçüncü ve dördüncü bariyerler, birincil çevrim içerisinde yer alan soğutma suyu ve/veya moderatörler (yavaşlatıcılar) ve reaktör kabıdır. Soğutma suyu ve moderatörler, radyoaktif maddelerin reaktör kabına ulaşmasını engellemek için yavaşlatıcı olarak kullanılır. Şekil 2.4’ de ki reaktör kabı ise, radyoaktif maddelerin son bariyer olan koruma kabına ulaşmasını engeller. Koruma kabı, ön gerilimli betondan yapılmıştır ve tek veya çift tasarımlı olmak üzere yaklaşık 1 metre kalınlığındaki duvarlardan oluşur. Bu son fiziksel bariyer, çevreye radyoaktif madde salınımı engellemektedir.

2.3. VVER-1200

Son tasarlanan ve Türkiye' ye Rus şirketi Rosatom tarafından kurulacak olan VVER-1200 reaktörleri uzun santral ömrü ve yüksek termal verimi olacak şekilde VVER-1000 reaktörleri daha da geliştirilerek tasarlanmıştır. Çok ciddi kazalara karşı koyabilecek şekilde güvenlik sistemleri planlanmıştır. VVER-1200 (NPP-2006/AES-2006) reaktörler, teknik ve ekonomik performans özellikleriyle ön plana çıkarlar. III+ nesil ve standartlaştırılmış bir nükleer güç santrali oluşturma gayesiyle tasarlanmışlardır. Hedef yapım maliyetlerinin optimizasyonuyla çağdaş güvenlik ve güvenilirlik özelliklerini sağlamaktır. İki farklı tasarım firması (Hirsch ve Wenisch 2010)tarafından tasarlanan iki farklı tasarım bulunmaktadır.

- St. Petersburg tasarım ofisi: VVER-1200/V491(AES-92).
- Moskova tasarım ofisi: VVER-1200/V392M



Şekil 2.5. VVER 1200 nükleer güç santrali [13]

VVER-1200 reaktörü, Rusya Fedarasyonu ve Türkiye arasında imzalanan anlaşma gereğince Türkiye- Akkuyu nükleer sahasına kurulması planlanan reaktördür. Bu projenin ilk aşamasını gerekli tüm mühendislik araştırmaları devam ederken, bir yandan da Akkuyu Nükleer Güç santrali için gereken tüm izin ve lisansların alınması işlemleri oluşturmaktadır. Bu ilk aşama kapsamında Türkiye' den belirli sayıda öğrenci de Rusya Federasyonu' nda nükleer mühendislik eğitimi almak için seçilmiştir. Böylece işletmesi Rosatom şirketine ait olan ancak çalışan personelin bir kısmı Türkiye Cumhuriyeti vatandaşı olan yerli enerji santrali için ilk adımlar atılmıştır.

3. TEORİ

3.1. Nötronik Hesaplamalar

Bu tez kapsamında VVER-1000 nükleer reaktöründe nötronik ve termal hidrolik analiz çalışması yapılmıştır. Nötronik hesaplamalar MCNP 5.1.4 [15], ORIGEN 2.2 [16,17], Monteburns 2.0 [18] nükleer kodu yardımıyla öncelikli olarak nükleer reaktörde kullanılan orijinal yakıtın zamana bağlı kritiklik (k_{eff}) değerleri, yanma değerleri ve kullanılan yakıt sonucunda oluşan izotop değişimleri incelenmiştir. Burada elde edilen fisyon güç yoğunlukları değerleri yardımıyla termal hidrolik hesaplamalar gerçekleştirilmiş ve termal hidrolik hesaplamalarda COBRA IV [19] nükleer termal hidrolik nükleer kodu kullanılmıştır. Hesaplamalarda kullanılan nükleer kodlarla ilgili bilgiler aşağıda detaylı olarak verilmiştir.

3.1.1. MCNP

"A General Monte Carlo N-Particle Transport Code" (MCNP) genel amaçlı, zamana bağlı sürekli enerji rejiminde birleşik nötron/foton/elektron çözümlerini yapan bir Monte Carlo yöntemine dayalı nötron transport kodudur. MCNP, üç boyutlu nötron transport teoremini monte carlo metodu kullanarak çözer. Bu kod ile yapılacak olan geometri tanımlamaları üç boyutludur ve geometrik tanımlamalarda sınırlamalar yoktur. Bu sayede kullanıcı, reaktörü aslına uygun olarak modelleme şansına sahiptir [15].

MCNP girdi dosyasında şu bilgiler bulunmaktadır;

- Geometrik tanımlamalar
- Malzemeler, yoğunlukları ve tesir kesiti kütüphaneleri
- Nötron, foton veya elektron kaynaklarının konumları ve özellikleri
- İstenen bilgi Çizelgeları veya cevaplar
- Varyans indirgeme teknikleri ile verim artırıcı parametreler

Bir MCNP girdi dosyası ise ana olarak üç bölümden oluşmaktadır. Bunlar sırası ile;

- Hücre tanımlamaları
- Hücreleri oluşturacak olan yüzey tanımlamaları

- Veri tanımlamalarıdır.

Yapılan bu çalışmada MCNP girdi dosyasında reaktör geometrisi ve hücrelere gelen malzemeler ile bu malzemelerin yoğunlukları tanımlanmıştır. Elde edilen çözümde enerji aralıklarına düşen nötron akıları ve efektif nötron çoğalma katsayısı (k_{eff}) değerleri istenen koşullar için bulunmuştur. Bu çalışmada MCNP' nin nötronik hesaplamaları yaparken kullandığı tesir kesiti kütüphanesi ENDF/B-VI olarak seçilmiştir.

Zamana bağlı olarak yapılmakta olan çözümlerde MCNP girdi dosyası için sadece geometri tanımlamaları, ve malzeme yoğunlukları ve nötron kaynaklarının konumları ve özellikleri ile MCNP' nin yapacağı iterasyon sayısı gibi standart bazı bilgiler girilmiştir.

3.1.2. Orıgen 2.2

Origen2.2, Oak Ridge Ulusal Laboratuvarlarının (ORNL) hazırladığı, yanma hesabı yapan bir koddur. Kod, zamana bağlı eşitlikleri, yıkımları ve bozunmaları dikkate alır. Hesaplamanın yapılabilmesi için bir takım bilgiler gerekir. Malzeme bileşimleri, bu bileşimin başlangıç miktarları, her izotop için tek grup mikroskopik tesir kesitleri, malzeme besleme ve çıkartma hızı, ışıma periyodu ile ışıma akısı değerleri gibi bilgiler hesaplama için gereklidir.

Origen, iki ayrı FORTRAN kodundan ve bu kodların kullandığı kütüphanelerden oluşmaktadır. ORIGEN 2.2 içerisinde verilen kütüphaneler farklı reaktörlere göre hazırlanmış olan kütüphanelerdir. Bu çalışmada incelenmekte olan reaktör termal bir reaktör olduğundan kullanılmakta olan kütüphane THERMAL isimli kütüphanedir. Fortran kodları hızlı ve termal reaktörler için iki çeşittir. Termal reaktörler için O2_therm.for ve hızlı reaktörler için O2_fast.for dosyalarından gerekli olan dosya derlenerek işlem yaptırılır. ORIGEN 2.2 kodu, zamana bağlı hesaplamalarda, MCNP kodundan hemen sonra çalıştırılarak yakıtta oluşan yeni yoğunlukların hesaplanmasında kullanılmaktadır.

3.1.3. Monteburns

Monteburns2.0, MCNP 5.1.4 ve ORIGEN 2.2 arasında bağ kurarak reaktördeki yakıtın zamana bağlı olarak yanmasının hesabını yapan bir arayüzdür. Program çalıştırılırken dört adet dosyaya gerek duyulur. Bunlar;

- MCNP girdi dosyası
- Monteburns girdi dosyası
- monteb.for FORTRAN dosyasının derlenmesi sonucu elde edilen monteb.exe
- İzotop kodlarının bulunduğu mbxs.inp dosyası
- İşlemleri düzenleyen Monteburns.pl perl kodu

Monteburns kodu, geometrik tanımlamaları ve malzeme yoğunluk bilgileri için MCNP girdi dosyasına ihtiyaç duymaktadır. Kod, bu girdi dosyası üzerinde gerekli eklemeleri yaparak MCNP'nin gerek duyduğu bilgileri hesaplamasını sağlar. Burada kullanılan dosyanın adı monteburns girdi dosyasının adı ile aynıdır fakat bu dosyanın uzantısının olmaması gerekir.

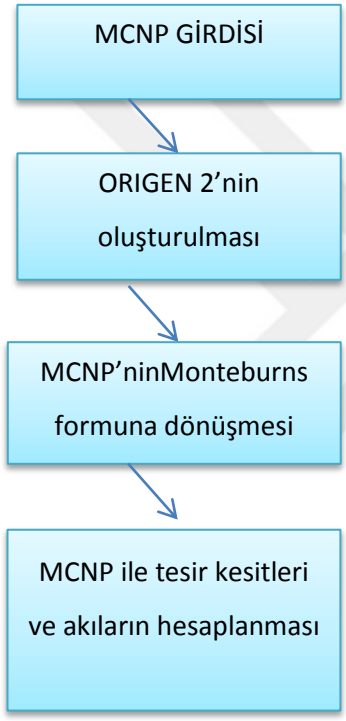
MCNP girdi dosyası ile aynı isimli olup, farklı olarak ".inp" uzantısına sahip dosya ise Monteburns programının kullanmakta olduğu girdi dosyasıdır. Bu dosyada, Monteburns'ün çalışması esnasında gerek duyduğu işletim sistemi, reaktörün gücü, malzeme numara ve hacimleri, reaktörün çalışma süresi, dış yanma basamak sayıları gibi parametreler verilmektedir. Çalışma süresi ve dış yanma basamak sayısı parametrelerini kullanarak çalışma aralıkları kullanıcı tarafından belirlenmektedir. Yanma aralıklarının kısa tutulması hesaplamanın hassasiyetini artırabildiği gibi hesaplama süresini de artırabilmektedir. Yapılmış olan bu çalışmada kullanılan yakıtın çalışma aralıkları 10 gün olarak belirlenmiştir.

“monteb.for” dosyası monteburns kodunu içeren FORTRAN dosyasıdır. Bu dosya kullanılacağı ortama göre derlenir ve çalıştırılmak için gerekli “.exe” dosyası hazırlanır.

MCNP verilerinin işlenmesi ve sonuçların tekrar girdi dosyasına yazılması esnasında ihtiyaç duyulan izotop kütüphane listesi "mbxs.inp" dosyası ile Monteburns programına iletilir. Bu dosya, izotopların MCNP kodlarının bulunduğu dosyadır.

Monteburns çalışırken tüm bu programların arasındaki bilgi transferini yapan ve çalışma sıralarını düzenleyen bir koda ihtiyaç vardır. Bu kod bir perl kodu olan "monteburns.pl" kodudur. Monteburns.pl kodunun çalıştırılabilmesi için bilgisayarda Activeperl programının yüklü olması gerekir.

Monteburns.pl kodu çalıştırıldığında kullanıcıdan çözülecek olan probleme ait dosya ismini ister ve bu isimdeki MCNP girdi dosyası ile aynı adlı Monteburns'ün ".inp" uzantılı tanım dosyasını kullanarak Şekil 3.1'deki akış şemasına göre çözümlemeleri yapar.



Şekil 3.1. Monteburns 2,0'ın akış şeması

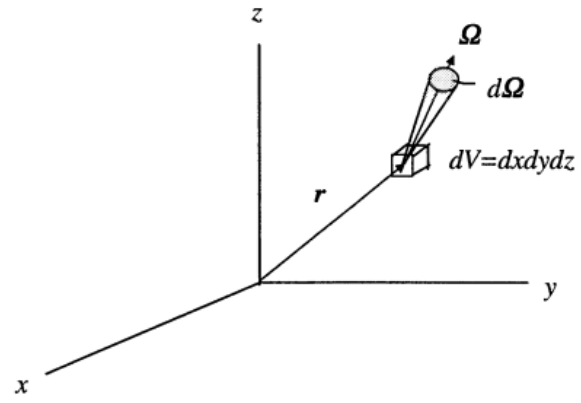
3.1.4. Nötron transport denklemi

Nükleer mühendislikteki en önemli konulardan birisi reaktör içerisindeki nötronların akı dağılımlarının bilinmesidir. Bu amaçla çeşitli matematiksel denklemler oluşturulmuş ve kullanılmıştır. Nötronların bu davranışlarını matematiksel olarak hassas bir şekilde tanımlayan denklem nötron transport, diğer bir adı ile Boltzmann transport, denklemidir. Bu denklem nötronların korunumunu baz alan bir denge denklemidir. Bir hacmin içerisinde oluşan ve kaybolan nötronların zamana göre değişimi ile o hacme giren ve

hacimden dışarıya çıkan nötronları miktarları dikkate alınır. Buna göre nötron transport denklemi genel olarak;

$$\frac{1}{\nu}\frac{\partial\phi(r,E,\Omega,t)}{\partial t}+\Omega\nabla\phi(r,E,\Omega,t)+\Sigma_T(r,E)\phi(r,E,\Omega,t)=S(r,E,\Omega,t)+\int_{E'}\int_{\Omega'}\Sigma_S(r,E'\to E,\Omega'\to\Omega)\phi(r,E',\Omega',t)dE'\,d\Omega' \quad (3.1)$$

Eşitlik 3.1 de ki şekilde tanımlanır. Bu eşitlikte *Ω*, açısal nötron akısını, *Σ*, malzemenin belirli bir reaksiyon için makroskopik tesir kesitini, *S* ise sisteme giren nötron kaynaklarını ifade etmektedir. Açısal nötron akısı, nötron hızının açısal nötron yoğunluğu (N_{ang}) ile çarpımından elde edilen değerdir. Şekil 3.2' de eşitliğin ifade edildiği sistemin bir gösterimi verilmiştir. Şekil 3.2 ve Eş. 3.1 incelendiğinde nötron transport denkleminin yedi adet boyutu olduğu görülebilir.



Şekil 3.2. Birim hacimde Ω yönündeki nötronların gösterimi **[**35]

Bunlar;

- Konum ($r=r(x,y,z)$) 3 Adet
- Enerji (E) 1 Adet
- Hareket yönü ($\Omega=\Omega(\theta,\phi)$) 2 Adet
- Zaman boyutu (t) 1 Adet

Eş. 3.1 'in sol kısmına baktığımızda $\frac{1}{\nu}\frac{\partial\phi(r,E,\Omega,t)}{\partial t}$ ifadesi nötron akısının zamana bağlı olan değişimini belirtmektedir. Reaktör statiği problemleri incelenirken bu ifade sıfıra eşittir. $\Omega\nabla\phi(r,E,\Omega,t)$ ifadesi konveksiyon yolu ile kaybedilen nötron miktarını verirken,

$\Sigma_T(r,E)\phi(r,E,\Omega,t)$ nötronların ortamdaki atomlarla yapacağı herhangi bir reaksiyon sonucunda oluşan nötron kaybı miktarını vermektedir.

Eş. 3.1'in sağ kısmı ise sisteme giren nötron miktarını belirleyen ifadelerden oluşmaktadır. Bu ifadelerden ilki *S* ile gösterilen kaynak nötronların akıya yapmış olduğu katkıdır. Kaynak terimi iki parçadan oluşmaktadır;

$$S(r,E,\Omega,t)=Q(r,E,\Omega,t)+\frac{1}{k_{eff}}\chi(E)\int_{E'}\nu(E')\Sigma_f(r,E')\int_{\Omega'}\phi(r,E',\Omega',t)\,d\Omega\,dE' \qquad (3.2)$$

Q ile gösterilen ilk terim bir *t* anında, *r* konumunda, *E* enerjisine sahip, *Ω* yönündeki kaynak nötronların akıya yapmış olduğu katkıyı göstermektedir. Eş. 3.2' nin integral ifadesi ise çekirdek parçalanması ile ortaya çıkan nötronların akıya yapmış oldukları katkıyı göstermektedir. Saçılma nedeni ile ortaya çıkan nötronların akıya katkısı Eş. 3.3'de

$\int_{E'}\int_{\Omega'}\Sigma_S(r,E'\to E,\Omega'\to\Omega)\phi(r,E',\Omega',t)dE'\,d\Omega'$ ifadesi ile gösterilmektedir.

Sınır şartları incelenirken iki tip sınır şartına bakılır. İlk sınır şartı malzemelerin değişim gösterdiği arayüz kısmıdır. Arayüz bölgesinde malzemelerin çeşitleri değiştiği için tesir kesitleri sürekli değildir. Ancak ara bölgenin iki tarafındaki açısal nötron yoğunlukları da süreklidir.

İncelenen yapının en dış kısmında sınır şartları belirlenirken birkaç farklı durumdan birisine göre hesaplamalar yapılır. En dış kısmın bir soğurucu cisim veya vakum ortamı ile çevrili olduğu varsayılırsa bu sınır şartına göre dışarıya çıkan bir nötronun içeriye girme şansı yoktur. Yani;

$$N_{ang}(r,\Omega,E,t)=0 \qquad (3.3)$$

Böylesi bir durum için içeriye giren nötron akısı varsa bu durum doğrudan girilecek nötron akısı miktarı ile belirlenebilir. Bu sınır şartı hesaplamada kolay olmasına rağmen gerçek uygulamalara uygun bir sınır şartı değildir.

3.2. Termal Hidrolik Hesaplamalar

3.2.1. Cobra Iv

COBRA IV nükleer termal hidrolik kodu, reaktör korunda kanallar arasındaki ısı iletimini ve buna bağlı soğutucuda değişkenlik gösteren termo-fiziksel özelliklerin elde edilmesinde kullanılan bir koddur. Bu kod yardımıyla reaktör korundaki yakıt kanallarında bulunan soğutucularda, kanal boyunca gerçekleşen basınç düşmesi, kütlesel akı değişimi, entalpi değişimi, ve yakıt çubuklarında oluşan sıcaklık değerleri hesaplanabilmektedir. Reaktör korunda bulunan yakıt kanallarındaki akışkandaki değişkenlik gösteren termo-fiziksel karakteristikler kütlenin korunumu, enerjinin korunumu ve momentumun korunumu yardımıyla sürekli rejimde veya zamana bağlı olarak hesaplamalar elde edilir. Ayrıca yakıt çubuklarında ki sıcaklık hesabı için 'implicit' yani örtük metodu kullanır. Kısaca, COBRA IV nükleer termal hidrolik kodu reaktör korunu belirli hücrelere bölerek kanal analizi yapar. Her bir hücrede ki akış için momentum, enerji ve kütle korunumu genel denklemleri aşağıda verilmiştir.

3.2.2. Termal hidrolik denklemler

COBRA kodu reaktör korunu belirli hücrelere bölerek kanal analizi yapar. Her bir hücrede ki akış için momentum, enerji ve kütle korunum denklemlerini temel alarak hesap yapar. Çünkü nükleer tepkimeler meydana gelirken belli temel yasalara tabi olmak zorundadırlar[19];

- Kütle korunumu: Eşitlik 3.5' de gösterilmiştir.

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla\left(\rho \vec{v}\right) = 0 \tag{3.4}$$

Denklemde υ ile gösterilen ifade soğutucu hızı, ρ ise akışkan yoğunluğunu gösterir.
Bu denklem bir boyutta gösterilmek istenirse;

$$\frac{\partial(\rho A_z)}{\partial t}+\frac{\partial(GA_z)}{\partial z}=0 \tag{3.5}$$

şeklini alır.

Burada A_z kanalın kesit alanı, G ise G=ρυ ‘ dir.

- Enerji korunumu: Enerji korunumu ilkesi, bir tepkimenin enerji geçişi açısından gerçekleşip gerçekleşmeyeceğini gösterir. Nükleer tepkimelerde enerji daima korunur.

$$\frac{\partial}{\partial t}\rho h+\nabla\left(\rho h\vec{v}\right)=-\nabla\dot{q}''+\dot{q}'''+\frac{\partial p}{\partial t}+\nabla\left(p\vec{v}\right)+\bar{\tau} \tag{3.6}$$

Eşitlik 3.10 da h entalpi değeri, q'' ısı akısı, q''' ise hacimsel ısı kaynağını göstermektedir.

Eşitlik 3.10 bir boyutta yazılmak istenirse Eşitlik 3.8’ de ki gibi olur.

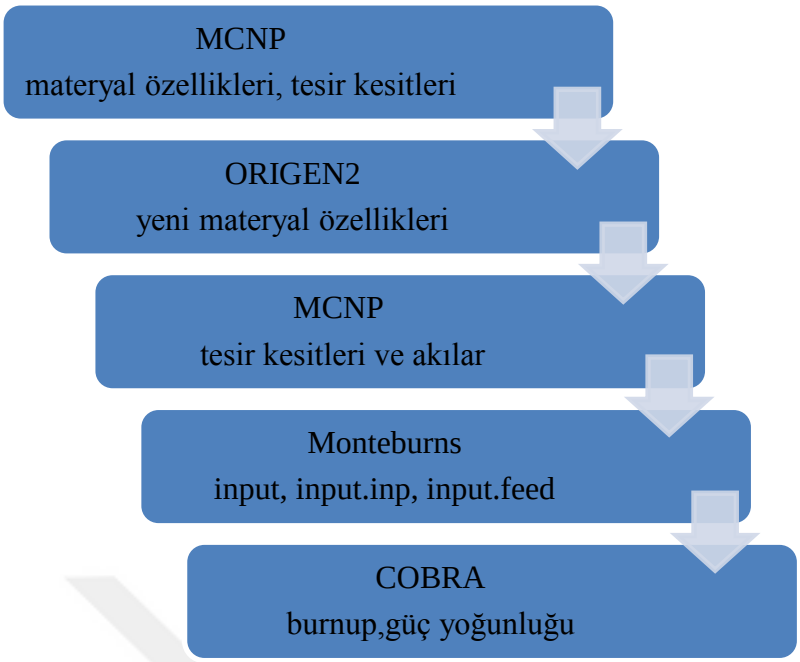
$$\frac{\partial}{\partial t}\left[(\rho h-p)A_z\right]+\frac{\partial}{\partial z}(GhA_z)=\dot{q}'''A_z+\dot{q}''P_h+\frac{G}{\rho}\left(\frac{fG(G)}{2\rho D_e}+\frac{\partial p}{\partial t}\right)A_z \tag{3.7}$$

- Momentum korunumu: Etkileşen parçacıkların toplam momentumu bir tepkimeden önce ve sonra aynıdır.

$$\frac{\partial}{\partial t}\rho\vec{v}+\nabla\left(\rho\vec{v}\vec{v}\right)=\nabla p+\nabla\tau+\rho\vec{f}_b \tag{3.8}$$

Denklemde p akışkan basıncını, τ kayma kuvvetini, f_b ise cisim kuvvetini göstermektedir.

Yapılan bu çalışmada Rus yapımı basınçlı su reaktörü olan VVER-1000 reaktörünün COBRA-IV kodu ile akışkan giriş- çıkış sıcaklıkları, zarf sıcaklığı, yakıt çubuğu merkez sıcaklığı, akışkan yoğunluk değişimi ve akışkan hız değişimi gibi termal hidrolik özellikleri incelenmiştir. VVER-1000 reaktörünün sistem basıncı, akışkan giriş sıcaklığı, kor akış hızı, yakıt çubuk geometrisi, boyutları ve malzeme özellikleri COBRA koduna input olarak girilmiş ve kodun elde ettiği sonuçlara ulaşılmıştır. Reaktörün soğutulmasında kullanılan akışkan ile ilgili parametreler standart bir reaktörün parametreleri olarak seçilmiş ve bu değerler kullanılarak elde edilen sonuçlar analiz edilmiştir.



Şekil 3.3. MCNP-COBRA akış şeması

Yapılan çalışmanın önemli bir amacı ise tezin sonunda Ek'1 de verilen COBRA kodunun tanımlamasıdır. Bu tanımlamada kodun orijinal tanımlamasında yer alan her bir kartın ayrı ayrı açıklaması ve kodun kullanım formatı tanıtılmıştır.

4. NÜMERİK SONUÇLAR VE DEĞERLENDİRME

4.1. Monte Carlo Modelleme ve Problemin Tanımlanması

VVER-1000 reaktöründe 163 tane yakıt demeti ve her bir demette 312 tane yakıt çubuğuvardır. Yakıt çubuğu uzunluğu 3530 mm, yakıt peleti çapı 7,57 mm'dir. VVER reaktörlerinde yakıt olarak yaklaşık %3,7 zenginleştirilmiş UO_2 (uranyum oksit) kullanılır. Reaktör kabı silindir şeklinde ve yaklaşık 19 metre boyunda bir kaptır. VVER reaktör kalbi yakıt demetleri gibi altıgen şeklindedir [29].

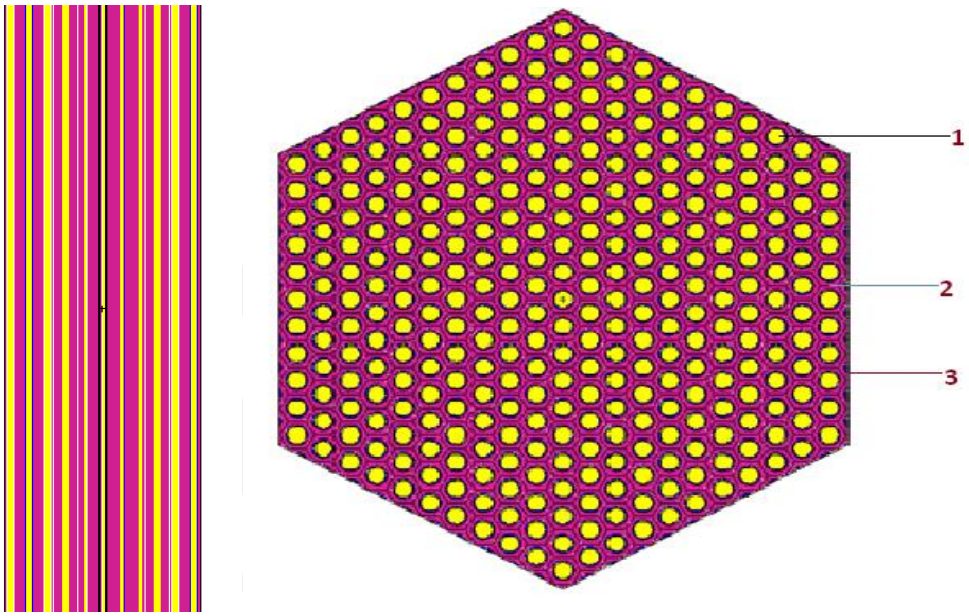
Çizelge 4.1. VVER-1000 reaktörünün geometrik ve termal özellikleri [29]

Reaktör termal gücü	3000 MWt
Reaktör basıncı	15,7 MPa
Yakıt	UO_2
Yakıt çubuğu sayısı	312
Yakıt demeti sayısı	163
Yakıt bölgesinin toplam hacmi	80797615,52 cc
Girişteki akış oranı (m^3/h)	84 800
Giriş entalpisi (kJ/kg)	1290
Kor girişinde soğutucu sıcaklığı (K)	564,15

Çizelge 4.2. Materyal özellikleri [29]

Yakıt demeti	
Yakıt demeti şekli	Altıgen
Kordaki yakıt demeti sayısı	163
Demetler arasındaki mesafe	23,6
Bir yakıt demetindeki yakıt çubuğu sayısı	312
Yakıt çubuğu	
Pelet çapları arasındaki mesafe	1,5 mm
Pelet dış çapı	7,57mm
Zarf dış çapı	9,2 mm
Zarf malzemesi	AlaşımZr + 1% Nb

Rus yapımı basınçlı su reaktörü, VVER-1000 nükleer reaktörü koru MCNP ile yatay ve dikey simülasyon modellemesi Şekil 4.1’ de ve Çizelge 4.1 'de verilen reaktör kor geometrik özellikleri kullanılarak yapılmıştır. Yakıt bölgesini kaplayan pelet ve yakıt çubuğu fiziksel ve geometrik özellikleri Çizelge 4.2’ de verilmiştir. VVER-1000 korunda yakıt yüklemesi yapılan yaklaşık olarak 163 tane yakıt demeti bulunmaktadır. Pelet çapları 7,57 mm’ dir.



1) yakıt çubuğu; 2)hafif su moderatörü; 3)zircaloy yakıt zarfı

Şekil 4.1. VVER-1000 için MCNP kor modellemesi

Yapılan bu çalışmada, bir VVER-1000 reaktörünün koru modellenmiş ve %3,7 zenginliğindeki orijinal yakıt kullanılarak MCNP programı ile reaktörün sayısal çözümlemesi yapılmıştır.

4.2. MCNP –Monteburns Analiz Sonuçları

4.2.1. MCNP-Monteburns

Monteburns kodunun çalışma prensibi, tesir kesitleri ve akı değerlerini MCNP’ den ORIGEN’ e transfer etmesidir. Daha sonra monteburns kodu geometrik tanımlamaları ve malzeme yoğunluk bilgileri için MCNP girdi dosyasını kullanarak, reaktördeki zamana bağlı yanma değerini (burnup) hesaplamaktadır. MCNP kodundan ORIGEN’ e transfer

edilen tesir kesiti ve nötron akı değerleri ile atom yoğunluğundaki değişimin hesaplanması Şekil 4.2 ve Eşitlik 4.1' de gösterilmiştir.

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j=1}^{M} l_{ij}\lambda_j N_j + \bar{\phi}\sum_{k=1}^{M} f_{ik} N_k \bar{\sigma}_k - (\lambda_i + \bar{\phi}\bar{\sigma}_i + r_i)N_i + F_i; \qquad i = 1,\ldots\ldots, M \tag{4.1}$$

N_i= atom yoğunluğu;

M = çekirdek sayısı;

l_{ij}= I çekirdeğini oluşturan j çekirdeklerinin radyoaktif bozunma oranı

λ_j= gecikme sabiti;

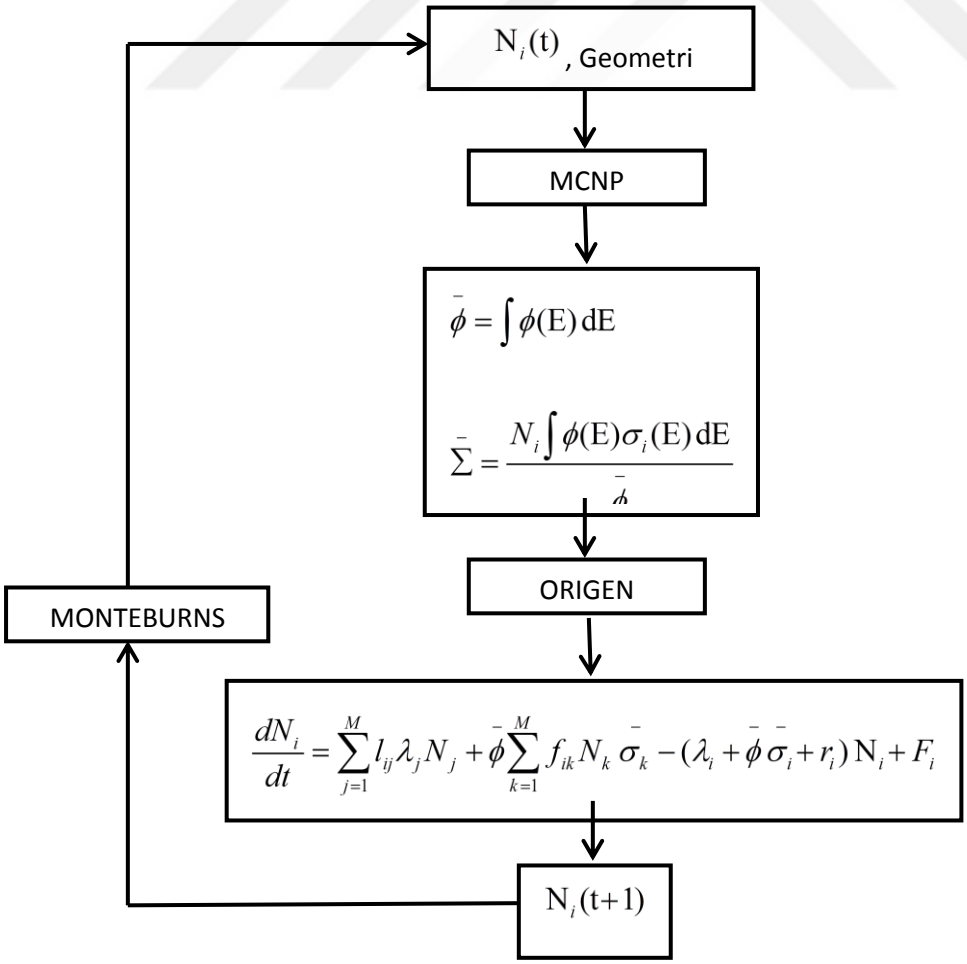
$\bar{\phi}$ = ortalama nötron akısı;

f_{ik}= i çekirdeğini oluşturan k çekirdeğinin nötron yutma oranı;

$\bar{\sigma}_k$ = ortalama nötron yutma tesir kesiti;

r_i= I çekirdeğinin sistemden kaldırma oranı;

F_i= çekirdeğin sürekli ilerleme hızı.



Şekil 4.2. MCNP-Orıgen-Monteburns kodları yardımıyla nötronik analiz akış şeması [36].

4.2.2. Kritiklik

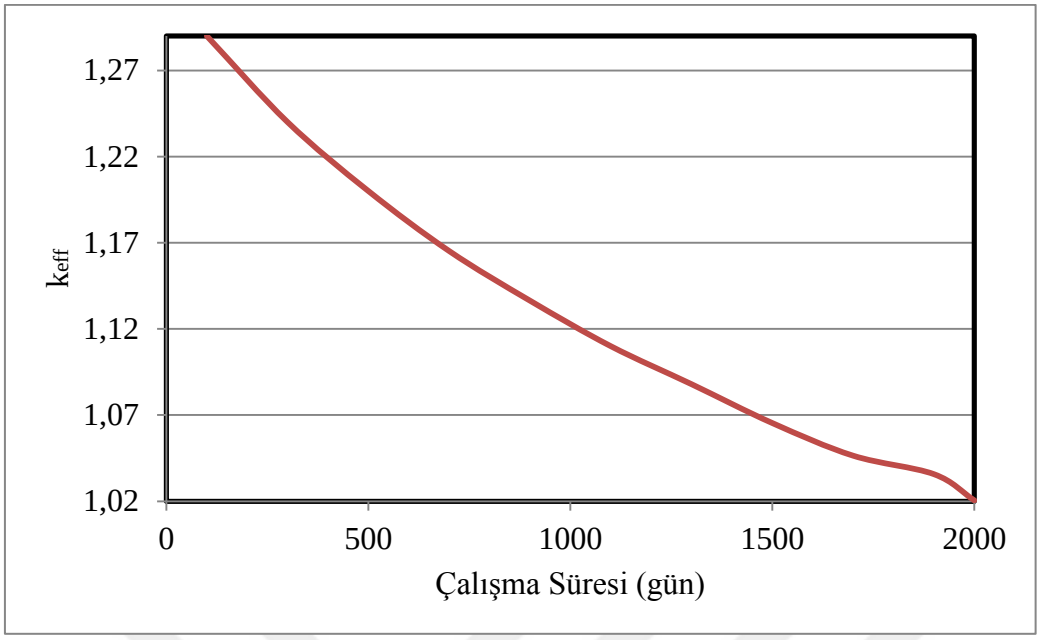
Nükleer enerji fisyon zincir tepkimesi yoluyla açığa çıkar. Fisyon yapan çekirdekler tarafından nötronlar diğer ‘fisil’ (çok düşük enerjili nötronlarla fisyon yapabilen) veya ‘fisyon yapabilen’ (belli bir enerjinin üzerindeki nötronlarla fisyon yapabilen) çekirdeklerin fisyon yapmasına yol açar. Bu fisyonlardan çıkan nötronlar da diğer çekirdeklerin fisyonuna yol açar. Böylece bir zincir reaksiyon meydana gelir. Bu reaksiyon nicel olarak ‘k’ ile gösterilen çoğaltma faktörüyle ifade edilir. Bu faktör, bir nesildeki fisyonların sayısının, önceki nesildeki fisyonların sayısına oranı olarak eşitlik 4.2’ de tanımlanmıştır.

$$k = \frac{\text{bir nesildeki fisyonların sayısı}}{\text{önceki nesildeki fisyonların sayısı}} \tag{4.2}$$

Kritiklik değeri 1’den küçük olursa olursa sistemin durumu kritik altı olur. Yani fisyonların sayısı bir nesilden diğerine azalır dolayısıyla zincir tepkimesinin açığa çıkardığı enerji zamanla azalır ve zincir tepkimesinin oluştuğu sistemin kritik altı olduğu söylenir.

Birden küçük k değerleri için fisyon sayısı zamanla azalırken birden büyük k değerleri için fisyon miktarı artar yani fisyonların sayısı bir nesilden diğerine artar. Böylece zincir tepkimesinin açığa çıkardığı enerji zamanla artar ve zincir tepkimesinin oluştuğu sistemin süper kritik olduğu söylenir.

Son olarak da bir değeri için fisyon reaksiyonu sabit oranda devam eder, yani açığa çıkan enerji sabittir. Bu durumda sistemin kritik olduğu söylenir.



Şekil 4.3. Reaktör çalışması boyunca k_{eff} değişimi

Yapılan üç boyutlu hesaplamalar sonucunda modellenen reaktörde %3,7 [5] oranında zenginleştirilmiş UO_2kullanılarak yakıtın başlangıç k_{eff} değeri VVER 1000 reaktör modellemesi için 1,295 olarak elde edilmiştir. Reaktör zamana bağlı 2000 gün yani yaklaşık 5 yıl çalıştığı zaman kritiklik değeri 1,02 değerine ulaşmıştır. VVER-1000reaktörlerinin ortalama yakıt değişim zamanı yaklaşık 1 yıldır [33]. Bu çalışmada reaktör yaklaşık 1 yıl çalıştırıldığında elde edilen k_{eff} değeri reaktörün çalışması sonunda 1,18' dir. Efektif çoğaltma faktörünün kritik duruma ne zaman yaklaşabileceğini belirlemek için yakıt değişimi olmaksızın reaktör çalışmaya devam ettiğinde yaklaşık 3 yıl çalıştığı durumda k_{eff} değeri 1,11' e ulaşmıştır. Çalışma biraz daha devam ettirilirse(yaklaşık 5 yıl) k_{eff} değeri 1,02' ye ulaşmaktadır. Literatür taramalarında elde edilen sonuçlar da bu elde edilen k_{eff} değerleri ve zamana bağlı elde edilen süre karşılaştırılmış ve yapılan bu modellemenin doğruluğunu ve uyumu kanıtlanmıştır. Ansarifar' ın [6] yaptığı çalışmada efektif çoğaltma faktörü değeri yaklaşık 1 yıllık çalışma sonunda 1,275 ile 1,260 değerleri arasında değişmektedir. Bir başka çalışma olan Karahroudi' nin [21] çalışmasında kritiklik değeri reaktörün ilk çalışmasında 1,225 olarak belirlenmiştir. Reaktörde yakıt olarak kullanılan uranyum sürekli kullanıldığından, bu uranyumun üreteceği fisyon enerjisi gün geçtikçe azalma gösterecektir. Bu çalışmada k_{eff} değerinin reaktörün çalışması boyunca azalmasına sebep olan faktör budur.

4.2.2. Yanma değerlerinin elde edilmesi

Nükleer reaktörlerde, reaktör korunda yerleştirilen yakıtlarla enerji elde edilmesi ve kora yerleştirilen yakıtların yanma performansları kritiklik değeri kadar büyük bir öneme sahiptir. Reaktörün çalışması sırasında belirli bir miktar yakıtın fisyonu sonucunda açığa çıkan toplam enerjiye yanma değeri denir ve MWd/t birimi ile tanımlanır. Yanma değeri reaktör içerisindeki fisyon reaksiyonu hızına bağlı olarak değişir. Bir reaktördeki fisyon reaksiyon hızı;

$$RH_f = \Sigma_f \cdot \phi \tag{4.3}$$

ifadesi ile tanımlanır.

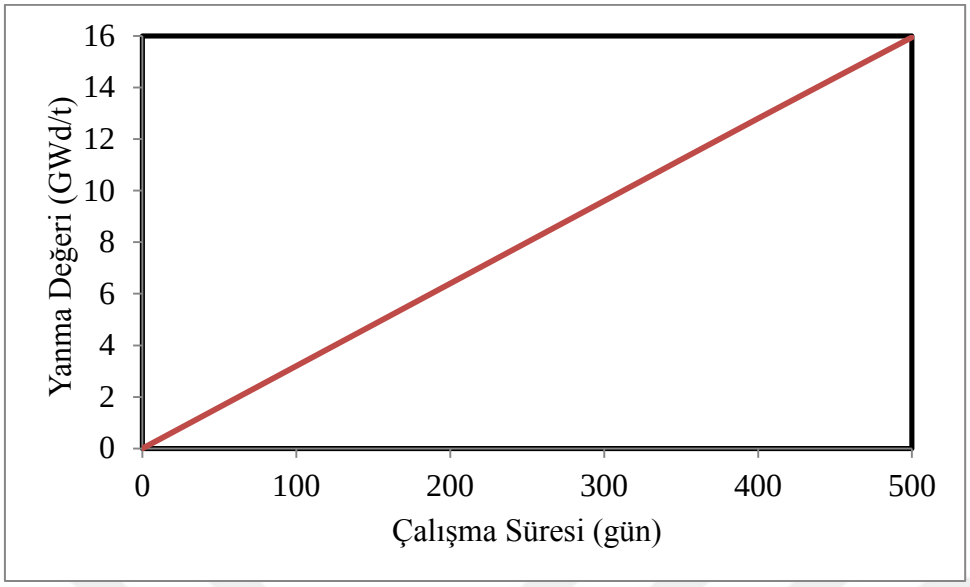
Fisyon reaksiyonu reaktör kalbinde tüm bölgelerde gerçekleştiği için, yanma değeri hesabı yapılırken bütün hacim için hesaplanması gerekir. Bir fisyon başına yaklaşık 200 MeV' lik enerji çıkar.

Buna göre yanma değeri;

$$BU = PF \cdot \Delta t \cdot E_f \cdot N_N \cdot F_W \cdot C_f \cdot \iint \Sigma_f(E) \cdot \phi(E) dE\, d\forall / m_{fu} \tag{4.4}$$

ifadesi ile elde edilir. Eş. 4.4'de E_f fisyon başına olan kullanılabilir enerjiyi (2000 MeV), C_f dönüşüm faktörünü ($1{,}6021.10^{-19}$MWs/MeV), F_w duvar alanını, m_{fu} yakıt şarjı miktarını, N_N nötron sayısını ve PF tesis çalışma faktörünü vermektedir.

Kullanılmakta olan yakıtın yanma değerlerinin zamana göre değişimini gösteren grafik Şekil 4.4' de verilmektedir. Şekil 4.4' de gösterilen yanma eğrisi incelendiğinde, k_{eff}=1,02 için yakıtın yanma süresi 2000 gün sürdüğü ve yakıtın yanma değeri 62,36 GWd/t olarak hesaplanmıştır.

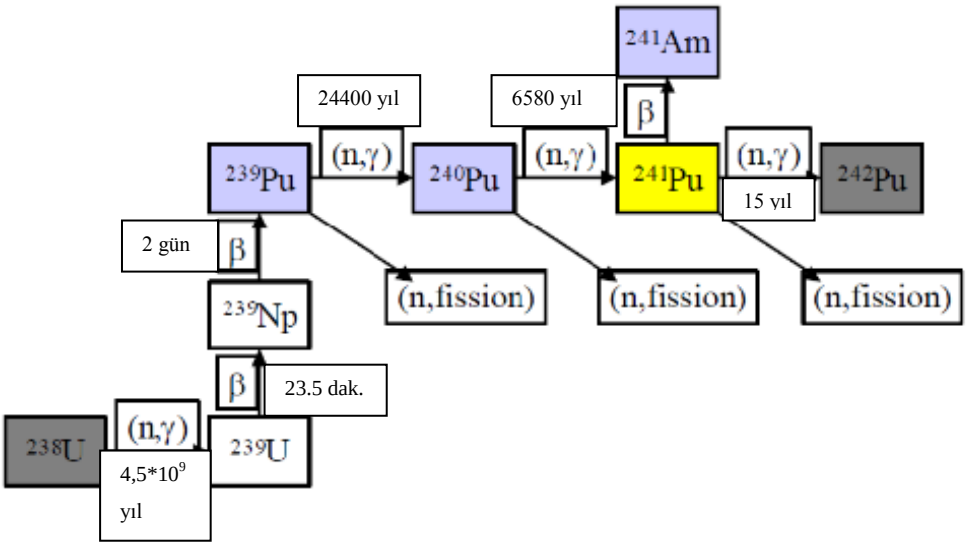


Şekil 4.4. Reaktör çalışması boyunca burnup değişimi

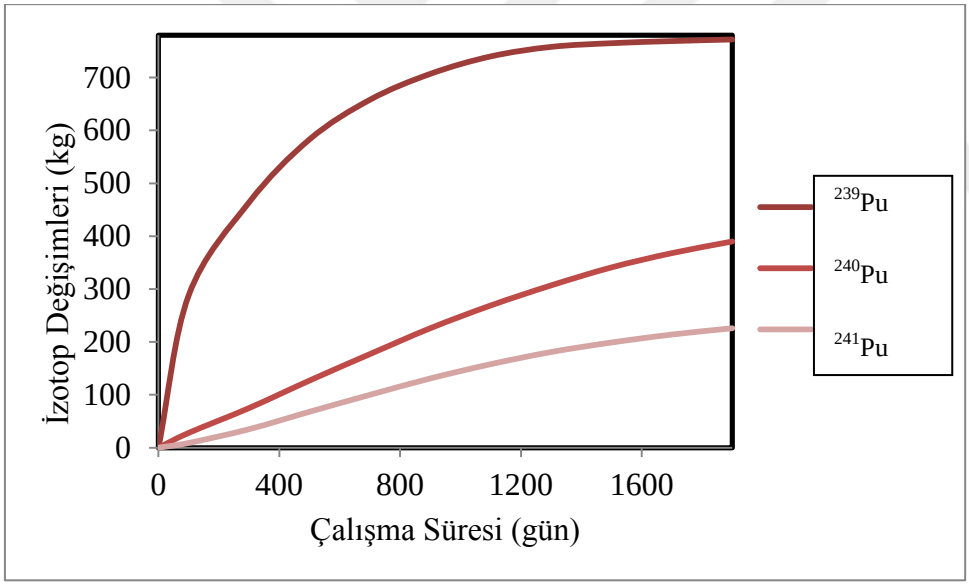
Biriminden de anlaşılacağı üzere burnup değeri birim uranyum başına ortaya çıkan toplam enerjiyi vermektedir. Reaktör çalıştığı süre boyunca daimi bir şekilde enerji ürettiğinden, burnup değerinin her geçen gün artması olması gereken sonuçtur. Reaktör yaklaşık 1 yıl çalıştırıldığında burnup değeri 15 GWd/t olarak bulunmuştur. Literatür çalışmalarında reaktör çalışma sürelerine bağlı olarak yanma değeri değişiklik göstermesine rağmen artan bir eğim izleyerek 13 GWd/t değerlerine ulaşmaktadır [1]. Bu çalışmada yapılan modelleme burnup sonuçları ile literatür sonuçları arasında yaklaşık % 10' luk fark elde edilmiştir. Yapılan bu çalışmayla literatür arasındaki yanma değerindeki farkın en önemli nedeni bu çalışmada kullanılan uranyumoksit zenginliğinin %3,7 olmasıdır. %3,7 yüksek bir zenginlik değeri olduğu için daha fazla enerji açığa çıkmasını sağlar.

4.2.3. İzotop yoğunluk değişimleri

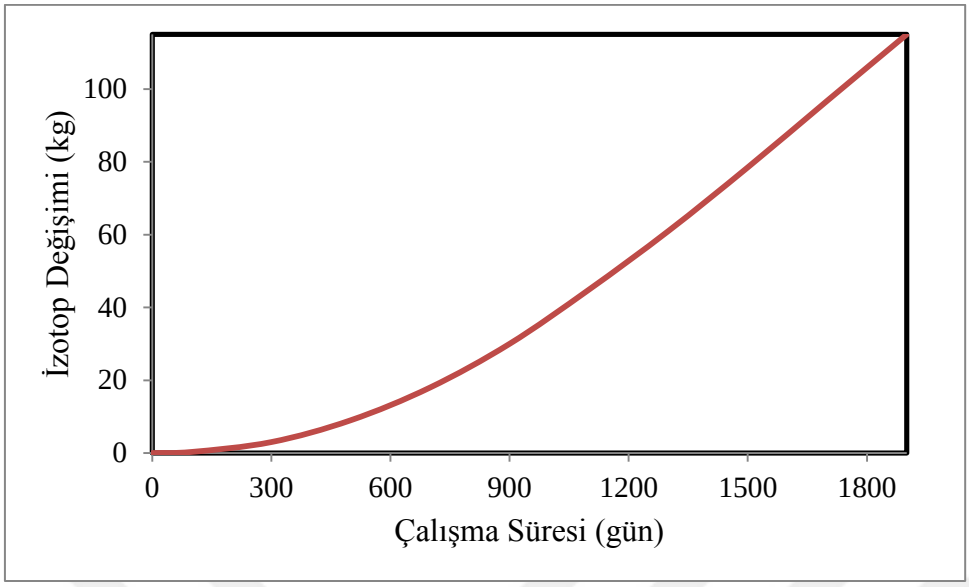
Fisil malzemeler, fisyon yaparak enerji üretimi sağlayan izotoplardır. Bu çalışmada incelenmekte olan fisil izotop miktarları ^{233}U, ^{235}U, ^{239}Pu ve ^{241}Pu izotoplarının toplam miktarlarıdır. Reaktörün çalışması sırasında ^{232}Th, ^{238}U, ^{240}Pu gibi izotoplar nötron yutarak fisil izotoplar haline geçerken reaktör içerisindeki fisil izotoplar ise fisyona uğrayarak enerji üretmektedirler.



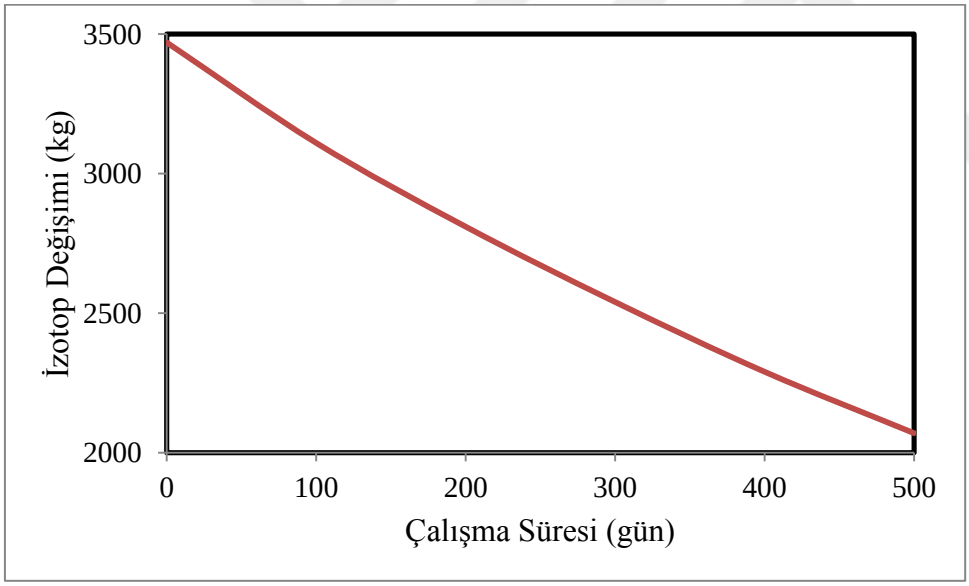
Şekil 4.5. ^{238}U' den ^{242}Pu üretimi



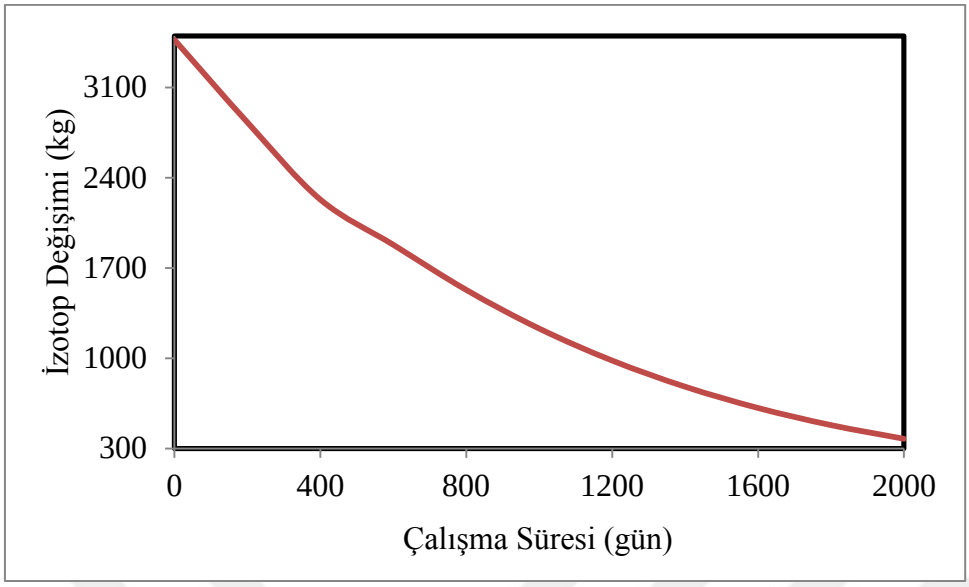
Şekil 4.6. Plütonyum izotoplarındaki değişim miktarı



Şekil 4.7. ^{242}Pu izotopundaki değişim miktarı



Şekil 4.8. ^{235}U fisil izotop miktarı değişimi



Şekil 4.9. ^{235}U fisil izotop miktarı değişimi

Uranyum 235 izotopu reaktörde yakıt olarak kullanılan izotoptur. Dolayısıyla fisyon yaptığı için reaktörün çalışması boyunca miktarında azalma meydana gelir. Nükleer yakıt elemanları içerdikleri ^{235}U' in fisyon yapması sonucu enerji üretir, ^{235}U' in yaklaşık % 75'i hafif izotoplara (fisyon ürünlerine) dönüşür. Yapılan bu çalışmada;

Toryum içermeyen ve fisil yakıt olarak başlangıçta içerisinde sadece ^{235}U ihtiva eden orjinal yakıtta 3470 kg olan toplam fisil malzeme 2000 günlük çalışma süresi sonunda %90' lık bir azalma ile 375 kg'a inmektedir. Ancak reaktör 500 gün çalıştırılırsa bu değer 2070 kg' a inmektedir. Bu durumda ise azalma yaklaşık %40 oranında olmaktadır. Bunun yanında başlangıçta yakıtta hiç bulunmayan Pu izotopları, uranyumun yaptığı fisyon sonucu açığa çıkmaktadır. ^{239}Pu izotopu reaktörün 2000 günlük çalışma süresi boyunca 772 kg' a kadar çıkmaktayken, 500 günlük çalışma sonunda ise ^{239}Pu miktarı 530 kg' bulmaktadır. Aynı şekilde ^{240}Pu 2000 günlük çalışma sonunda 390 kg civarında oluşurken, 500 günlük çalışma sonunda ise 100 kg civarında oluşmaktadır. ^{241}Pu izotopu 2000 günlük çalışma sonunda 226 kg civarında oluşurken, 500 günlük çalışma sonunda yaklaşık 50 kg olarak oluşmaktadır. ^{242}Pu ise 2000 günlük çalışma sonunda 115 kg olarak oluşurken, 500 günlük çalışma sonunda ise ancak yaklaşık 6 kg oluşmaktadır.

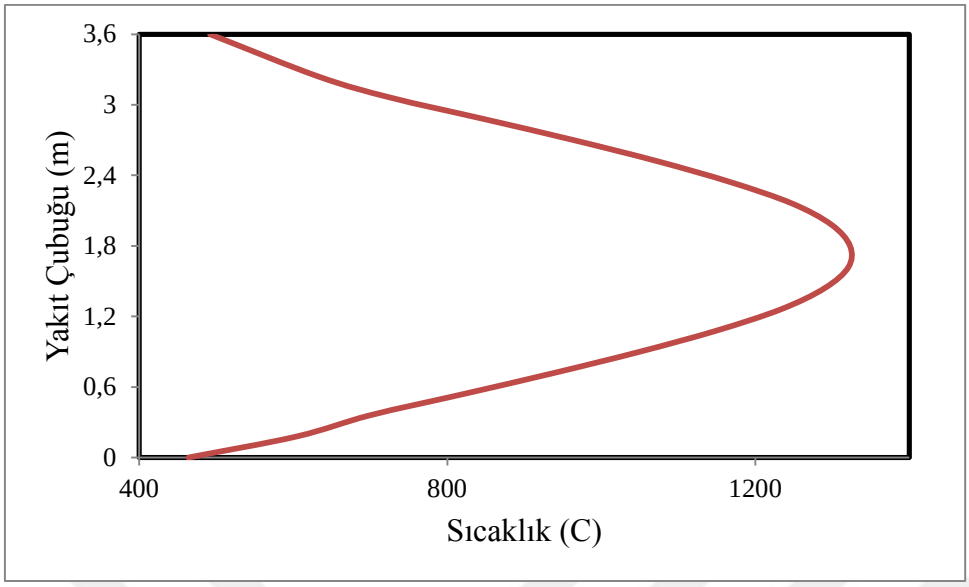
Çizelge 4.3. İzotop miktarlarındaki değişmeler

	Başlangıç miktarı (kg)	-2000 gün için- Reaktörün çalışması sonundaki miktarı(kg)	-500 gün için- Reaktörün çalışması sonundaki miktarı(kg)
^{235}U	3470	375	2070
^{239}Pu	0	772	530
^{240}Pu	0	390	100
^{241}Pu	0	226	50
^{242}Pu	0	115	6

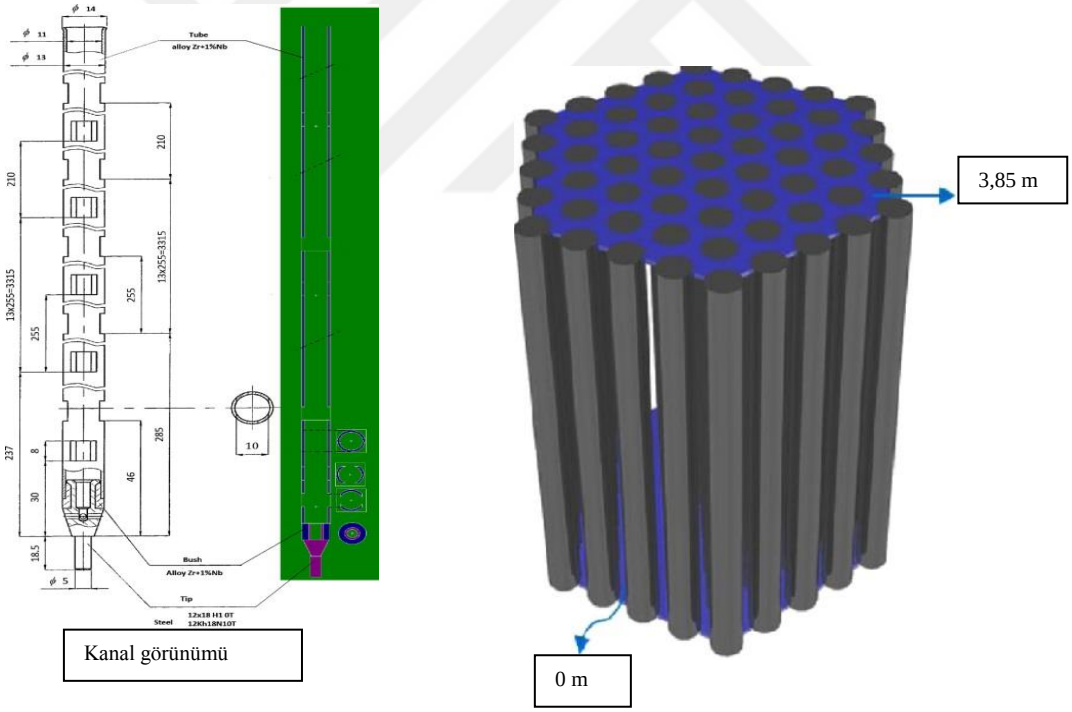
4.3. Termal Hidrolik Analiz

Bu bölümde, VVER 1000 nükleer termal hidrolik kodu COBRA kullanılarak nükleer reaktör korunda termal hidrolik analiz yapılmıştır. Yapılan hesaplamalarda, kanal boyunca gerçekleşen basınç düşmesi, kütlesel akı değişimi, entalpi değişimi ve yakıt çubuklarında oluşan sıcaklık değerleri hesaplanmıştır. Yapılan bu çalışmada Monteburns2.0 kodundan elde edilen güç yoğunluk değerleri COBRA IV kodunda kullanılarak kanal boyunca oluşan termo fiziksel özellikler elde edilmiştir. Daha sonra sistemin geometrik ve termal özellikleri ile kullanılan yakıtın özellikleri girilerek yapılan hesaplamalar sonucunda, yakıt hücrelerinde ki sıcaklık dağılımları, soğutucu akışkan sıcaklık, hız, basınç ve entalpi değerleri elde edilmiştir.

VVER-1000’ in altıgen olan yakıt kalbi 163 tane yakıt demeti içermektedir. Her demet arasında akış gerçekleşmekte, akışın gerçekleştiği bu alanlara da kanal denilmektedir. Kanallarda ki akışı incelemek için bu kanalların alt kanallara (subchannel) bölünmesi gerekir. COBRA girdisinde kullanılacak alt kanal sayısı tamamen kullanıcının tercihine kalmıştır. Bu çalışma kapsamında 53 tane alt kanal olduğu kabul edilerek girdiler hazırlanmıştır.



Şekil 4.10. Yakıt çubuğu boyunca sıcaklık değişimi



Şekil 4.11. VVER koru boyunca akış alanı [1,2]

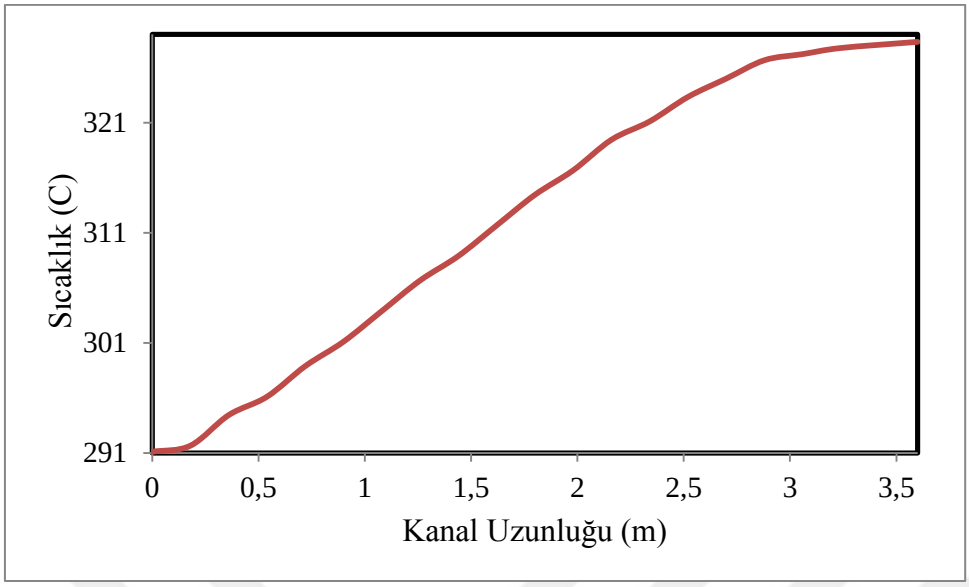
Yakıt kanallarındaki sıcaklık değişimini incelemek için COBRA çıktısı kullanılmıştır. COBRA tüm yakıt kanalları için sıcaklık bilgilerini vermektedir ancak biz bu çalışmada en sıcak yakıt kanalını incelemekteyiz. Çünkü en sıcak yakıt kanalı güvenlik sınırları içinde kalırsa, diğer yakıt kanalları daha düşük yakıt sıcaklıklarına sahip olacaklarından

kaza riski yada ergime vb. problemeler oluşmayacaktır.

COBRA çıktısı bütün yakıt kanallarının uzunlukları boyunca sıcaklık bilgisini vermektedir. Elde edilen çıktı incelendiğinde en sıcak yakıt kanalı belirlenir. Belirlenen bu yakıt kanalı için termal analizler yapılır.

Yakıt kanalındaki sıcaklık değişimini incelerken, en sıcak kanalda ki en sıcak yakıt çubuğunu COBRA çıktısından elde ettikten sonra, bu yakıt çubuğunda ki sıcaklık değişiminin Şekil 4.10' da ki gibi bir eğim göstermesi beklenen durumdur. Yakıt çubuğunun merkezine yakın bölgede en yüksek sıcaklık 1323 °C elde edilmiştir. Elde edilen bu sıcaklık fisyon reaksiyonu ve nötron kaçak ihtimaline dayalıdır. Çünkü, öncelikle fisyon sonucu ortaya çıkan nötronlar kaçma eğiliminde olduğundan bu nötronlar kenarlardan kaçma eğilimi gösterir ancak merkezde bulunan nötronların kaçması daha zordur. Dolayısıyla merkeze yakın bölge en yüksek sıcaklılara sahip olurlar. Yakıt çubuğunun merkezi yakıt çubuğunun etrafındaki boşluğa daha uzak olduğundan ısı kaybı yakıt çubuğunun kenarlarına göre daha az olacaktır. Dolayısıyla çubuğun en sıcak yeri merkeze en yakın bölge olarak kalacaktır. Yakıt çubuğunda üretilen ısı yakıt çubuğunun etrafından moderatör olarak kullanılan soğutucu akışkan suya transfer edildiği için, çubuğun kenarları merkeze göre daha düşük sıcaklıkta olacaktır.

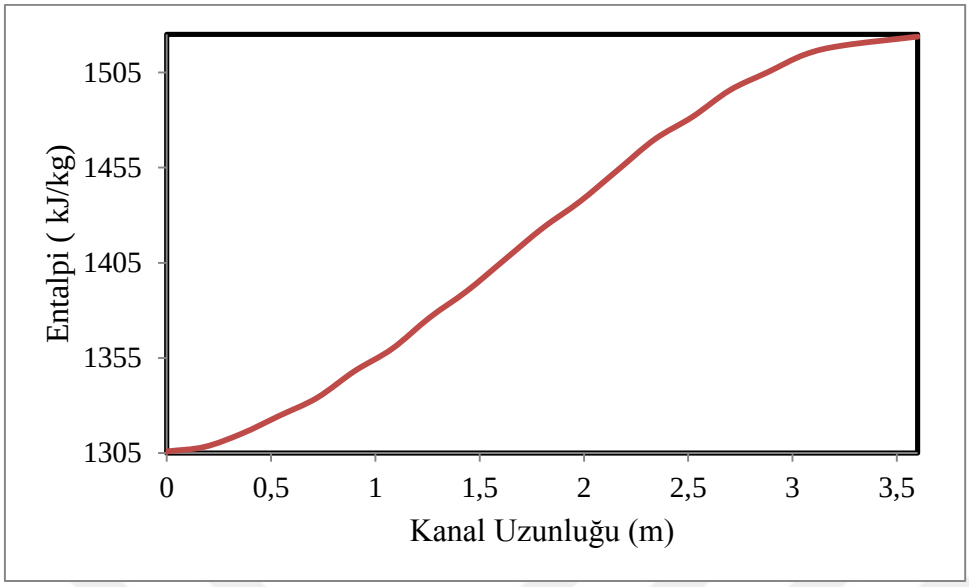
Yapılan bu çalışma, literatürde verilen çalışma [24] ile karşılaştırıldığında, literatür çalışmasında yakıt çubuğunun başlangıç sıcaklığı yaklaşık olarak 426 ^{0}C elde edilmişken, bu çalışmada yapılan modelleme ile aynı noktada ki sıcaklık değeri yaklaşık olarak 480 ^{0}C olarak bulunmuştur. Yine aynı şekilde yakıt çubuğunun z yönü boyunca en sıcaklığa sahip olduğu nokta literatürde yaklaşık olarak 1226 ^{0}C olarak hesaplanırken bu çalışmada bu sıcaklık yaklaşık olarak 1323 ^{0}C olarak belirlenmiştir. Literatür çalışmaları ile yapılan bu çalışmadaki modelleme değerleri karşılaştırılırsa yaklaşık olarak %8 'lik bir fark meydana gelmiştir. Bu farkın temel sebebi bu çalışma kapsamında modellenen kor yapısında tüm çubukların içerdiği yakıtın tamamının %3,7 oranında yüksek zenginlikte yakıt olduğu varsayılmıştır. Dolayısıyla bu çalışma kapsamında kor bölgesinde literatüre göre daha zengin yakıt bulunmaktadır. Daha zengin yakıtın olması daha fazla fisyon yapılmasına yani daha çok ısı enerjisi açığa çıkmasına sebep olmuştur.



Şekil 4.12. Kor boyunca soğutucu suyu sıcaklık değişimi

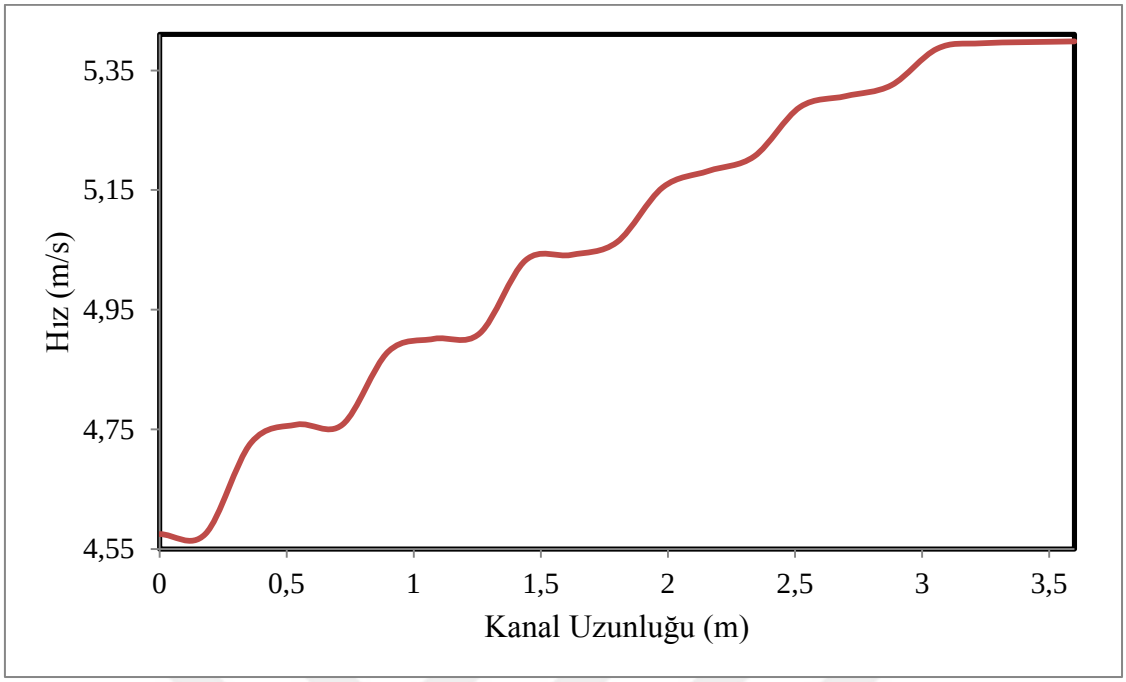
Nükleer santraller soğutma görevini sürdürecek soğutucu akışkan suyu sağlamak için, deniz, göl veya ırmak yakınlarına kurulurlar. Böylece nükleer reaktör sistemine su çekerken kolaylık sağlanmış olur. Soğutucu suyunun su kaynağından alınıp, sisteme girdikten sonra sürekli olarak ısınarak, giriş sıcaklığından daha yüksek sıcaklıkta sistemden çıkması olması beklenen bir durumdur. Akışkan sisteme girdikten sonra reaktörün içinde fisyondan üretilen yüksek miktardaki ısı enerjisini sürekli olarak soğutucu akışkana aktarılmaktadır. Ve böylece ısınarak kor boyunca yukarı doğru çıkmaktadır. Daha sonra türbin ve yoğuşturucu sistemlerinden geçerek enerjisini azaltır ve tekrar kullanılmak üzere reaktörün ısı üreten bölümüne gönderilir.

VVER 1000 reaktör korunda bulunan yakıt kanallarındaki soğutucu akışkan sıcaklık değerleri kor boyunca değişimini incelerken başlangıçta yaklaşık 291 ^{0}C, son kısımda ise yaklaşık 327 ^{0}C olarak hesaplanmıştır. Elde edilen bu değerler literatürle kıyasladığında, literatürde Rahimi[2] korun başlangıcında sıcaklığı yaklaşık 290 ^{0}C, yakıt kanalı tepe noktasında ise sıcaklığı yaklaşık 310 ^{0}C olarak bulunmuştur. IAEA' nin VVER-1000 reaktörü tanımlamasında ise giriş sıcaklığı 291 ^{0}C iken, çıkış sıcaklığı ise 321 ^{0}C' dir [29].



Şekil 4.13. Yakıt kanalı boyunca entalpi değişimi

Entalpi, birim kütle başına üretilen enerjiyi göstermektedir. En sıcak yakıt çubuğundaki entalpi değişimi Şekil 4.13' de gösterilmiştir. Birim kütle başına üretilen enerjinin sürekli artması beklenen bir sonuçtur. Çünkü, yakıt çubuğunun girişinde soğutucu akışkanın henüz ısınmamış olması daha az enerji çekmesine neden olacaktır. Yakıt çubuğu boyunca yukarı doğru ısınarak ilerleyen soğutucu akışkan, fisyon sonucu üretilen ısıyı çekmeye başladıkça enerjisi de artacaktır. Dolayısıyla yakıt çubuğu boyunca yukarı doğru gittikçe entalpinin artması olması gereken bir durumdur. Entalpi eğrisinde görüldüğü üzere entalpi önce hızlı daha sonra daha yavaş olarak artmıştır. Bunun nedeni; başlangıçta soğuk olan soğutucu akışkan en başta daha fazla ısı dolayısıyla enerji çekmiştir. Akışkan ısındıkça sistemden çektiği enerjide azalarak artmaya devam etmiştir. Bulunan sonuçlar literatürle karşılaştırılınca oldukça benzerlik içerisinde olduğu gözlemlenmiştir. Yapılan bu çalışmadaki modellemede sisteme giren soğutucu akışkanın başlangıçta ki entalpi değeri yaklaşık 1300 kJ/kg elde edilirken, kanal boyunca aktıktan sonra kanal çıkışında ki değeri 1524 kJ/kg olarak belirlenmiştir. Literatür çalışmasında [2] ilk entalpi değeri 1290 kJ/kg olarak hesaplanırken, son entalpi değeri yani yakıt çubuğunun tepe noktasına ulaşan soğutucu akışkanın entalpi değeri 1460 kJ/kg olarak bulunmuştur. Birim kütle başına açığa çıkan enerjinin bu çalışmada daha fazla olması daha önce de açıklandığı gibi kor bölgesinde kullanılan tüm çubukların zengin içerikli yakıt çubuğu olmasındandır.



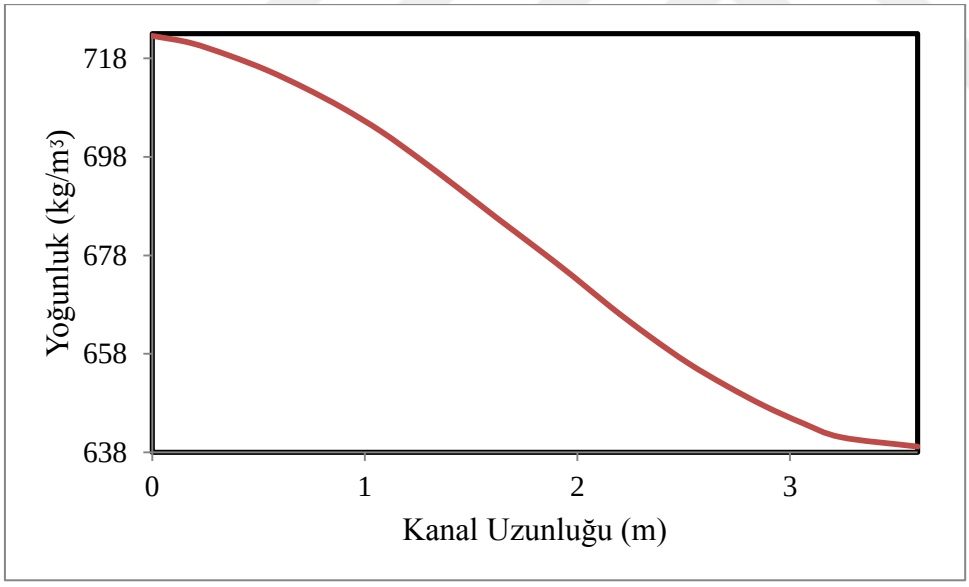
Şekil 4.14. Yakıt kanalı boyunca akışkan hızı değişimi

Reaktördeki akışkan hızı değişimi Şekil 4.14' de görüldüğü gibi olmuştur. Soğutucu akışkan reaktörde fisyon sonucu oluşan fazla enerjiyi çekmek için reaktör sisteminde kullanılmaktadır. Soğutucu akışkan için dünya genelinde en yaygın kullanılan akışkan sudur. Su dışında yine hidrojenin diğer formu olan döteryum ihtiva eden,ağır su kullanılmaktadır.Ağır su genelde CANDU tipi Kanada yapımı reaktörlerde kullanılır.

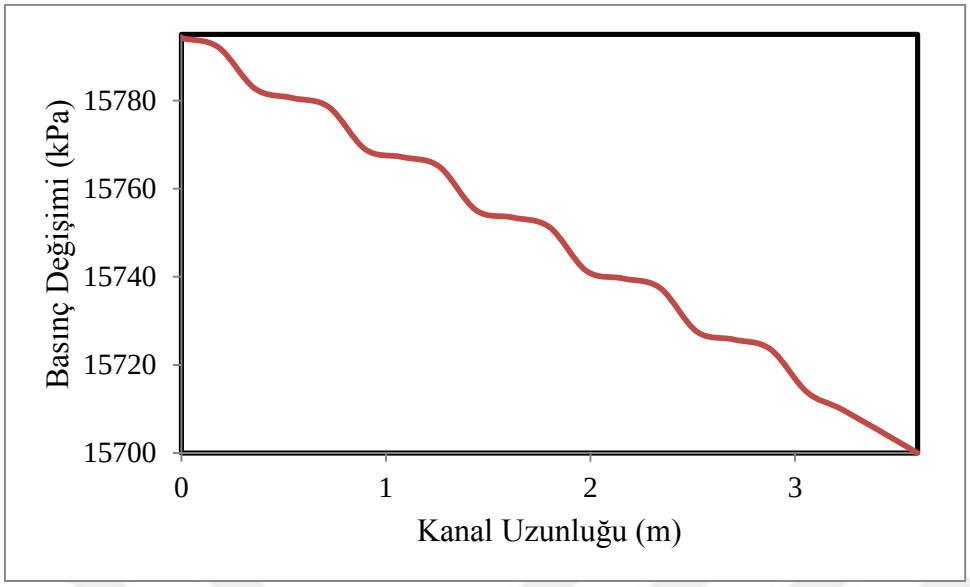
Şekil 4.14' de ki grafikte akışkan hızının giderek artması öngörülen bir durumdur. Akışkan ısınmaya başladıkça hızı artmaya başlamıştır. Çünkü ısınan akışkanın yoğunluğu azalır yani birim hacim başına düşen kütle miktarı azalır dolayısıyla birim hacimdeki kütle miktarının azalması akışkanın hızlanmasına sebep olur. Yapılan bu çalışmadaki modellemede soğutucu akışkan hız değeri kor başlangıcında yani soğutucu akışkanın reaktöre ilk girdiği anda 4,6 m/s belirlenirken, kor bölgesinden çıkacak olan soğutucu akışkanın sıcaklığı 5,4 m/s olarak hesaplanmıştır. Literatür çalışma ile kıyaslandığında soğutucu akışkan hız değeri kor başlangıcında yani soğutucu akışkanın reaktöre ilk girdiği anda 5,6 m/s; sonunda ise hız 6,3 m/s olarak elde edilmiştir [4].

Kanal boyunca fisyon reaksiyonları sonucu üretilen ısı üretimi ve bunun akışkana transferi ile akışkanda oluşun yoğunluk değişimide Şekil 4.14 'de gösterilmiştir. Bu çalışmada Şekil 15' dede görüldüğü gibi, soğutucu akışkanın reaktöre ilk girdiği andaki soğutucu akışkan

suyun yoğunluk değeri 723 kg/m^3 bulunurken, sistemin çıkış noktasındaki soğutucu akışkan yoğunluğu 639 kg/m^3 olarak elde edilmiştir. Suyun yoğunluğu 1 atm basınç altında yaklaşık 1000 kg/m^3 ‘ dür. Ancak bu çalışmada sisteme giren suyun sıcaklığı 291 ^{0}C’ de doymuş su olduğu için yoğunluğun 723 kg/m^3 olması beklenen bir sonuçtur. Zaten termodinamik Çizelgelar incelendiğinde 291 ^{0}C’ ye karşılık gelen yoğunluk değerinin yaklaşık 723 kg /m^3 olduğu görülmektedir. Bu durum da yapılan bu çalışmanın gerçek duruma uygun olduğunu göstermektedir. Yapılan bu modelleme literatürle karşılaştırıldığında [2] ilk yoğunluk değeri yaklaşık olarak 750 kg/m^3 olarak belirlenmişken, son yoğunluk değerinin 670 kg/m^3 olarak bulunduğu gözlemlenmiştir. Beklenen akışkanın yoğunluğundaki azalan değişim bu elde sonuçlardan gözlemlenmiştir. Çünkü, yoğunluk sıcaklığın artmasıyla birlikte, akışkanın genleşmesinden dolayı azalır. Yapılan bu çalışma sonucunda VVERR 1000 reaktörü ile ilgili yapılan modellemelerin doğruluğu kanıtlanmış ve yaklaşık % 7 oranında sapmalarla tüm termal hidrolik analiz değerlerinde sonuçlar elde edilmiştir.



Şekil 4.15. Yakıt kanalı boyunca yoğunluk değişimi



Şekil 4.16. Yakıt kanalı boyunca basınç değişimi

Şekil 4.16’ da kanal boyunca basınç kaybı görülmektedir. Basınç kaybının giderek azalması, soğutucu akışkanın yukarı doğru akarken, sıcaklığı artarak genleşmesinden dolayı ayrıca da sürtünme etkilerinden dolayı gerçekleşmiştir. Literatür çalışmasıyla [2] kıyaslandığında basınç değişiminin benzer şekilde gerçekleştiği görülmüştür. Literatür çalışmasında reaktör başlangıç basıncı yaklaşık 16,1 MPa alınmışken, bizim yaptığımız çalışmada bu değer 15,7 MPa olarak alındı. Kor boyunca gerçekleşen akışın sonunda ise literatür çalışmasında ki son durum basıncı 15,94 MPa olarak bulunmuşken bizim çalışmamızda yaklaşık 15,6 MPa olarak elde edilmiştir.

5. SONUÇ VE ÖNERİLER

Yapılan bu çalışmada; VVER-1000 tipi Rus yapımı basınçlı su reaktörünün nötronik ve termal hidrolik analizi yapılmıştır. Türkiye'de kurulacak olan ilk nükleer reaktör olarak "Türkiye Cumhuriyeti Hükümeti ile Rusya Federasyonu Hükümeti Arasında Türkiye Cumhuriyetinde Akkuyu Sahasında Bir Nükleer Güç Santralinin Tesisine ve İşletimine Dair İşbirliğine İlişkin Anlaşma" kapsamında VVER 1200 nükleer reaktörü kurulması planlanmaktadır. Bu çalışmada VVER 1000 nükleer reaktörünün analiz edilmesinin temel nedeni ise VVER 1200 nükleer reaktörünün tasarım bilgileri temin edilememiştir. Bu sebepleVVER 1200 nükleer reaktörüne benzer özellik gösteren VVER 1000 reaktör tipi referans alınmıştır. Bu çalışma ayrıca ülkemizde kurulacak olan bu tip nükleer reaktörler konusuyla ilgili yetişmiş insan gücüne katkı sağlayacaktır. Bu tez kapsamında VVER 1000 nükleer reaktörünün nötronik hesaplamaları MCNP-ORIGEN2.2 ve MONTEBURNs yardımıyla gerçekleştirilmiştir. Yapılan hesaplamalarda % 3,7 zenginlikte UO_2 kullanılmış olup, kullanılan bu yakıt türüne bağlı olarak zamana bağlı kritiklik, yanma değerleri ve fisil yakıt üretimleri elde edilmiştir. Yapılan hesaplamalar sonucunda, k_{eff} = 1,06 sınır değeri için %3,7 zenginlikte UO_2' de yanma değeri 15MWd/t bulunmuş ve reaktör işletim süresi500gün olarak kabul edilmiştir. Elde bu sonuç Ref. [1] ile kıyaslanmış oldukça yakın değerler bulunmuş ve yapılan modellemenin doğruluğu onaylanmıştır. Ayrıca, kaliteli fisil yakıt ^{239}Pu izotopu 2000 günlük çalışma süresi sonunda 772 kg olarak üretilmiştir. Bu tip yakıtlar barışcıl amaçlı kullanılmakta olup, uzay araçları yada fisyon reaktörlerinde toryum yakıtının yakılmasında fisyon tetikleyicisi olarak reaktörün çalışmasına katkı sağlayacaktır.

Ayrıca yapılan bu çalışmada, VVER 1000 reaktöründe termal hidrolik analiz yapılmış olup, yakıt kanalı boyunca değişen fiziksel özellikler ve yakıt sıcaklığı belirlenmiştir. VVER 1000 reaktöründe fisyon reaksiyonu sonucu üretilen ısı, yakıt çubuklarını ve kullanılan soğutucunun termo fiziksel özelliklerini değiştirmektedir. Bu tip bir hesaplama yapılmasının temel nedeni reaktörde meydana gelebilecek kaza ihtimallerinin değerlendirilmesi ve yakıt ergimelerinin önüne geçilmesidir. VVER 1000 reaktöründe termal hidrolik analizi COBRA IV nükleer kodu yardımıyla hesaplanmıştır. Burada, kanal boyunca gerçekleşen basınç düşmesi, kütlesel akı değişimi, entalpi değişimi ve yakıt çubuklarında oluşan sıcaklık değerleri hesaplanmıştır. Yapılan hesaplamalarda VVER 1000 reaktör korunda bulunan yakıt çubuğunun merkezine yakın bölgede en yüksek

sıcaklık 1323 °C elde edilirken, yakıt kanallarındaki soğutucu akışkan sıcaklık değerleri kor boyunca değişimini incelenerek başlangıçta yaklaşık 291 ^{0}C, son kısımda ise yaklaşık 327 ^{0}C olarak hesaplanmıştır. Sisteme giren soğutucu akışkanın başlangıçta ki entalpi değeri yaklaşık 1300 kJ/kg elde edilirken, kanal boyunca aktıktan sonra kanal çıkışında ki değeri 1524 kJ/kg olarak belirlenmiştir. Soğutucu akışkan hız değeri kor başlangıcında yani soğutucu akışkanın reaktöre ilk girdiği anda 4,6 m/s belirlenirken, kor bölgesinden çıkacak olan soğutucu akışkanın sıcaklığı 5,4 m/s olarak hesaplanmıştır. Soğutucu akışkanın reaktöre ilk girdiği andaki soğutucu akışkan suyun yoğunluk değeri 723 kg/m^3 bulunurken, sistemin çıkış noktasındaki soğutucu akışkan yoğunluğu 639 kg/m^3 olarak elde edilmiştir. Öte yandan kanal boyunca gerçekleşen basınç düşmesi yaklaşık 100 kPa 'dan 0 kPa düşmüştür. Yani reaktör başlangıç basıncı 15,7 MPa kabul edildiğinden son durumda ki basınç yaklaşık 15,6 MPa olmuştur. Bu çalışma sonuçları literatürle uyumlu bir sonuç sergilemiştir.

Bu çalışma dışında bundan sonra yapılabilecek çalışmalar olarak;

- VVER 1000 reaktöründe orijinal yakıt karışımları ile kullanılabilecek toryum yakıt oranın belirlenmesi ve belirlenen bu oranlar için termal hidrolik analiz;
- VVER 1000 reaktöründe toryum yakıtı ile nükleer atıkların nötronik analizi ve belirlenen oranlarda termal hidrolik analizlerinin gerçekleştirilmesi

önerilebilir.

KAYNAKLAR

1. Hadad, K., Nematolahi, M., Golestani, A. (2015) VVER-1000 Cross-Section Library Generation For Orıgen-II Based On MCNP Calculations, ***International Journal Of Hydrogen Energy.***

2. Rahimi, M.H., Jahanfarnia, G. (2014). Thermal-Hydraulic Core Analysis Of The VVER-1000 Reactorusing A Porous Media Approach, ***Journal Of Fluids And Structures.***

3. Arshi, S. Mirvakili, S. Faghihi, S.M. (2010). Modified COBRA-EN Code To İnvestigate Thermal-Hydraulic ***Analysis Of The Iranian VVER-1000 Core.***

4. Zarifi, E. Jahanfarnia, G. (2013). Subchanne Lanalysis Of Nanofluids Application To VVER-1000 ***Reactor***

5. Zheng,M. Tianw.Wei, H.(2014). Development Of A MCNP–ORIGEN Burn-Up Calculation Code System And ***İts Accuracy Assessment***

6. Ansarifar, G.R. (2015). Design And Neutronic İnvestigation Of The Nano Fluids Application To VVER-1000 Nuclear Reactor With Dual Cooled Annular Fuel, ***Annals Of Nuclear Energy***

7. Safarzadeh, O., Saadatian-Derakhshandeh, F., Sihirani, A.S. (2015). Calculation Of Reactivity Coefficients With Burnup Changes For VVER-1000 Reactor, ***Progress İn Nuclear Energy.***

8. Faghihia, F., Mirvakilib, S.M., Safaeib, S., Bagheria, S .(2015). Progress İn Nuclearenergy,Neutronics And Sub-Channel Thermal-Hydraulics ***Analysis Of The Iranian VVER-1000 Fuel Bundle.***

9. Ghazanfari, V., Talebi, M., Khorsandi, J., Abdolahi, R. (2015). Progress İn Nuclear Energy,Thermal–Hydraulic Modeling Of Water/Al2O3 Nanofluid As The Coolant İn ***Annular Fuels For A Typical VVER-1000 Core.***

10. Saygın, H. (2012). Nükleer Enerjiye Geçişte Türkiye Modeli, Ekonomi Ve Dış Politika Araştırmalar Merkezi,

11. X-5 Monte Carlo Team, (2005). MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version User's Guide, LA-CP-03-0245***, Los Alamosnationallaboratory***..

12. Ludwig, S., (2002). Revision To Orıgen2- Version 2.2, Computercode, ORNL/TM-7175.

13. Croff, A.G. (1980). A User's Manual Forthe ORIGEN2, Computercode, ORNL/TM-7175.

14. Trellue, H.R.(2003). Monteburns 2.0, An Automated, Multi-Step Monte Carlo Burnup Code System, User's Manual Version 2.0, Oak Ridge National Laboratory, Psr-455,

15. Webb ,B. (1988). Cobra-Iv Pc: A Personal Computer Versıon Of Cobra-Iv-I For Thermal-Hydraulıc Analysıs Of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements And Cores, U.S. ***Department Of Energy.***

16. Lamarsh, John. R. (2015). Nükleer Mühendisliğe Giriş

17. Rafiei, Karahroudi, M. (2013). Optimization Of Designing The Core Fuel Loading Pattern İn A VVER-1000 Nuclear Power Reactor Using The Genetic Algorithm, ***Annals Of Nuclear Energy***

18. Coşkun, H. (2010). Alternatif Nükleer Yakıtlı Çakıl Yataklı Modüler Reaktörün Monte Carlo Yöntemiyle Nötronik Analizi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü

19. Mercatali, L. (2015). Scale And Serpent Solutions Of The Oecd Vver-1000 Leu And Mox Burnupcomputationalbenchmark, ***Annals Of Nuclear Energy.***

20. Vazquez, M. (2012). Experience İn Neutronic / Thermal-Hydrolic Coupling İn Ciemat, ***2nd Serpent İnternational Users Group Meeting.***

21. Bozkurt, A. (2013). MCNP Ileradyasyontaşıma

22. Aleshin, A.A., Bolshagin, S.N. (1996). Results Of Parametric Design Studies Of VVER-1000 Corewith MOX ***Lead Test Assemblies***.

23. Pavlovitchev, A.M., Gorokhov, A.A., Ivanoz, V.K., Styrin, Y.A. (2000). Kineticsparameters Of VVER-1000 Corewith 3 MOX Lead Test Assembliesto Be Usedforaccident ***Analysis Codes.***

24. Kaichao, S. (2008). MCNP Modeling Of Hexagon VVER Fuel

25. Kulikowska, T.(2000). An Introductiontotheneutron Transport Phenomena, Workshop On Nuclear Data Andnuclearreactors: ***Physics Design Andsafety, Trieste .***

26. Jeong, H., Chang, S.G. (2008). Development Of A Method Of Evaluating An İnventory Of Fission Products For A Pebble Bed Reactor,Ann. ***Nucl. Energy***, 35, 2161–2171.

27. Nükleer Santraller Ve Ülkemizde Kurulacak Nükleer Santrale İlişkin Bilgiler, Nükleer Enerji Proje Uygulama Dairesi Başkanlığı, Yayın No:1

EKLER

Ek 1. Cobra Kodu Data Card tanımları ve çıktısı

CardLabel Variables Format andExplanation

COBRA.1 MAXT FORMAT (15)

SETUP.0 KASE, J1, TEXT Format (215, 17A4)

SETUP.1 GROUP 1 PROPERTY TABLE Format (1015)

SETUP.1.1 PP(I), TT(I), VVF(I), VVG(I), HHF(I), HHG(I), UUF, KKF(I), SSIGMA(I), (I = 1 to N1) Format (E5.2, F5.1, 7F1O.O)

SETUP.2 GROUP 2 FRICTION FACTOR AND TWO PHASE FLOW CORRELATION Format (1015)

SETUP.2.1 AA(I), BB(I), CC(I), (I = 1 to 4) Format (12F5.3)

Turbulentfrictionfactorcoefficients

SETUP.3 GROUP 3 AXIAL HEAT FLUX TABLE Format (10I5)

SETUP.3.1 Y(I), AXIAL(I) (I = 1 to N1) Format (I2F5.3)

Axialheatfluxtable

SETUP.4 GROUP 4 CHANNEL LAYOUT AND DIMENSIONS Format (10I5)

SETUP.4.1 [N, I, AC(I), PW(I), PH(I), LC(I,L) GAPS(I,L) DIST(I,L)

SETUP.4.2 KW, RHOLCP(KW), WIDTH(KW), IKW(KW), RWALL(1,KW), JKW(KW), RWALL(2,KW), (KW = 1 to N4) Format [2X, I3, 2E5.2, 2(I5,E5.2)]

SETUP.5 GROUP 5 SUBCHANNEL AREA VARIATION Format (10I5)

SETUP.6 GROUP 6 GAP SIZE VARIATION TABLE Format (215)

SETUP.7 GROUP 7 WIRE WRAP AND SPACER DESIGN INFORMATION

SETUP-8 GROUP 8 ROD LAYOUT AND FUEL PROPERTIES Format (1015)

SETUP.8.2 KFUEL(I), CFUEL(I), RFUEL(I), DFUEL(I), KCLAD(I), CCLAD(I), RCLAD(I), TCLAD(I), HGAP(I) (I = 1 TO N4) Format (9E5.2)

SETUP.9 GROUP 9 CALCULATIONAL VARIABLES Format (10I5)

SETUP.10 GROUP 10 TURBULENT MIXING CORRELATION Format (10I5)

SETUP.11 GROUP 11 OPERATING CONDITIONS AND TRANSIENT FORCING FUNCTIONS Format (10I5)

SETUP.12 GROUP 12 OUTPUT OPTIONS FOR CALCULATIONS

channelexitsummaryresultscase 1

VVER Hot Assembly SS Case

Ek 1. (devam) Cobra Kodu Data Card tanımları ve çıktısı

massbalance - - energybalance - -

massflowin 0.41557E+02 lb/secflowenergy in 0.23136E+05 btu/sec

massflowout 0.41557E+02 lb/secenergyadded 0.31209E+04 btu/sec

massflowerror 0.15259E-04 lb/secflowenergyout 0.25853E+05 btu/sec

energyerror -0.40317E+03 btu/sec

channelenthalpytemperaturedensityequilvoidflowmassflux

(no.)	(btu/lb)	(deg.f)	(lb/ft3)	qualityfraction	(lb/sec)	(mlb/hr-ft2)
1	589.88	580.76	43.80	0.000	0.000	3.4965	2.7929
2	629.05	608.31	41.58	0.000	0.000	1.3409	2.6113
3	651.89	623.36	40.20	0.000	0.000	1.3268	2.5838
4	642.58	617.48	40.80	0.000	0.000	1.3342	2.5983
5	636.18	613.15	41.16	0.000	0.000	1.3346	2.5990
6	644.50	618.69	40.67	0.000	0.000	0.7306	2.6266
7	647.50	620.59	40.48	0.000	0.000	0.7288	2.6199
8	647.18	620.38	40.50	0.000	0.000	0.7290	2.6208
9	644.21	618.50	40.69	0.000	0.000	0.7302	2.6251
10	644.28	618.55	40.69	0.000	0.000	0.7303	2.6253
11	646.00	619.64	40.58	0.000	0.000	0.3641	2.6217
12	645.41	619.26	40.62	0.000	0.000	0.3643	2.6231
13	645.19	619.13	40.63	0.000	0.000	0.3644	2.6235
14	640.99	616.41	40.89	0.000	0.000	0.3654	2.6308
15	645.68	619.43	40.60	0.000	0.000	0.3642	2.6225
16	645.57	619.36	40.61	0.000	0.000	0.3643	2.6228
17	646.38	619.88	40.55	0.000	0.000	0.3640	2.6210
18	645.24	619.16	40.63	0.000	0.000	0.3644	2.6233
19	645.14	619.09	40.63	0.000	0.000	0.3644	2.6236
20	641.05	616.45	40.89	0.000	0.000	0.3654	2.6308
21	645.04	619.03	40.64	0.000	0.000	0.3644	2.6238
22	645.32	619.21	40.62	0.000	0.000	0.3643	2.6232
23	646.21	619.77	40.57	0.000	0.000	0.3641	2.6214
24	645.70	619.45	40.60	0.000	0.000	0.3642	2.6224

Ek 1. (devam) Cobra Kodu Data Card tanımları ve çıktısı

25	644.73	618.83	40.66	0.000	0.000	0.3645	2.6246
26	641.41	616.70	40.87	0.000	0.000	0.3653	2.6304
27	624.82	605.44	41.82	0.000	0.000	0.3676	2.6469
28	624.03	604.90	41.87	0.000	0.000	0.3677	2.6477
29	623.04	604.23	41.93	0.000	0.000	0.3680	2.6499
30	641.01	616.42	40.89	0.000	0.000	0.3655	2.6313
31	642.43	617.38	40.81	0.000	0.000	0.3652	2.6295
32	640.29	615.93	40.93	0.000	0.000	0.3655	2.6318
33	624.26	605.06	41.86	0.000	0.000	0.3677	2.6477
34	624.07	604.93	41.87	0.000	0.000	0.3677	2.6478
35	622.76	604.04	41.95	0.000	0.000	0.3681	2.6500
36	640.53	616.10	40.92	0.000	0.000	0.3655	2.6317
37	642.11	617.17	40.83	0.000	0.000	0.3653	2.6298
38	642.01	617.11	40.83	0.000	0.000	0.3653	2.6305
39	628.02	607.61	41.64	0.000	0.000	0.3670	2.6422
40	629.34	608.51	41.56	0.000	0.000	0.3682	2.6508
41	641.51	616.76	40.86	0.000	0.000	0.3654	2.6308
42	624.65	605.32	41.83	0.000	0.000	0.7381	2.6533
43	616.20	599.59	42.34	0.000	0.000	0.7405	2.6622
44	632.63	610.74	41.37	0.000	0.000	0.7361	2.6461
45	621.75	603.36	42.01	0.000	0.000	0.7394	2.6581
46	616.25	599.62	42.34	0.000	0.000	0.7406	2.6625
47	631.22	609.78	41.45	0.000	0.000	0.7364	2.6474
48	627.76	607.44	41.65	0.000	0.000	0.7369	2.6491
49	589.21	580.28	43.84	0.000	0.000	2.4266	2.7216
50	589.22	580.28	43.84	0.000	0.000	2.4266	2.7217
51	588.74	579.94	43.87	0.000	0.000	2.4269	2.7220

Ek 1. (devam) Cobra Kodu Data Card tanımları ve çıktısı

channelresultscase 1 VVER Hot Assembly SS Case

bundleaveragedresults

distance (in.)	delta-p (psi)	enthalpy (btu/lb)	temperature (deg-f)	density (lb/cu-ft)	equil. quality	void fraction	flow (lb/sec)	mass flux (mlb/hr-ft2)	velocity (ft/sec)
0.0	13.6825	556.72	555.80	45.56	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.2674
7.2	13.3705	557.78	556.61	45.50	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.2874
14.4	12.0447	559.58	558.00	45.41	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.3212
21.6	11.7307	561.86	559.75	45.29	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.3640
28.8	11.4163	564.69	561.92	45.14	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.4172
36.0	10.0763	568.01	564.47	44.97	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.4787
43.2	9.7610	571.75	567.34	44.78	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.5490
50.4	9.4447	575.85	570.49	44.56	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.6312
57.6	8.0866	580.23	573.78	44.32	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.7217
64.8	7.7697	584.78	577.07	44.07	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.8182
72.0	7.4533	589.43	580.43	43.81	0.000	0.000	41.5568	2.6680	16.9166
79.2	6.0778	594.07	583.79	43.56	0.000	0.000	41.5568	2.6680	17.0136
86.4	5.7622	598.62	587.08	43.31	0.000	0.000	41.5568	2.6680	17.1127
93.6	5.4469	603.00	590.25	43.06	0.000	0.000	41.5568	2.6680	17.2130

Ek 1. (devam) Cobra Kodu Data Card tanımları ve çıktısı

100.8	4.0538	607.10	593.22	42.82	0.000	0.000	41.5568	2.6680
17.3084								
108.0	3.7403	610.84	595.92	42.60	0.000	0.000	41.5568	2.6680
17.3981								
115.2	3.4282	614.16	598.21	42.40	0.000	0.000	41.5568	2.6680
17.4783								
122.4	2.0242	616.98	600.12	42.24	0.000	0.000	41.5568	2.6680
17.5454								
129.6	1.7141	618.68	601.27	42.14	0.000	0.000	41.5568	2.6680
17.5867								
136.8	1.4062	620.47	602.49	42.03	0.000	0.000	41.5568	2.6680
17.6311								
144.0	0.0000	621.51	603.19	41.98	0.000	0.000	41.5568	2.6680
17.6560								

Ek 1. (devam) Cobra Kodu Data Card tanımları ve çıktısı

channelresults
case 1 VVER Hot Assembly SS Case
time = 0.00000 secondspressure = 2277.0 psia data forchannel 3

distance delta-p enthalpytemperaturedensityequil. voidflowmassfluxvelocity
(in.) (psi) (btu/lb) (deg-f) (lb/cu-ft) qualityfraction (lb/sec) (mlb/hr-ft2) (ft/sec)
0.0 13.6782 556.72 555.80 45.56 0.000 0.000 1.2625 2.4586 14.9906
7.2 13.3654 558.50 557.16 45.47 0.000 0.000 1.2622 2.4581 15.0180
14.4 12.0416 561.48 559.46 45.31 0.000 0.000 1.3056 2.5425 15.5867
21.6 11.7266 565.15 562.27 45.12 0.000 0.000 1.3017 2.5350 15.6056
28.8 11.4115 569.67 565.74 44.89 0.000 0.000 1.2979 2.5275 15.6392
36.0 10.0729 574.80 569.68 44.63 0.000 0.000 1.3232 2.5769 16.0370
43.2 9.7570 580.55 574.01 44.33 0.000 0.000 1.3171 2.5650 16.0717
50.4 9.4403 586.83 578.55 43.98 0.000 0.000 1.3111 2.5533 16.1284
57.6 8.0836 593.38 583.29 43.61 0.000 0.000 1.3278 2.5858 16.4709
64.8 7.7663 600.18 588.21 43.23 0.000 0.000 1.3219 2.5742 16.5392
72.0 7.4496 607.11 593.22 42.86 0.000 0.000 1.3166 2.5641 16.6178
79.2 6.0753 613.86 598.00 42.48 0.000 0.000 1.3284 2.5870 16.9158
86.4 5.7595 620.50 602.51 42.08 0.000 0.000 1.3218 2.5741 16.9921
93.6 5.4439 626.83 606.80 41.71 0.000 0.000 1.3165 2.5638 17.0763

Ek 1. (devam) Cobra Kodu Data Card tanımları ve çıktısı

100.8	4.0523	632.53	610.67	41.37	0.000	0.000	1.3263	2.5828
17.3408								
108.0	3.7384	637.70	614.18	41.08	0.000	0.000	1.3218	2.5740
17.4067								
115.2	3.4261	642.18	617.22	40.82	0.000	0.000	1.3181	2.5669
17.4661								
122.4	2.0235	645.70	619.45	40.60	0.000	0.000	1.3259	2.5821
17.6676								
129.6	1.7141	648.43	621.17	40.42	0.000	0.000	1.3220	2.5744
17.6906								
136.8	1.4060	650.41	622.43	40.30	0.000	0.000	1.3188	2.5682
17.7032								
144.0	0.0000	651.04	622.82	40.26	0.000	0.000	1.3270	2.5843
17.8312								

ÖZGEÇMİŞ



Kişisel Bilgiler

Soyadı, adı	:UZUN, Sinem
Uyruğu	:T.C.
Doğum tarihi ve yeri	:10.09.1988, Ankara
Medeni hali	:Evli
Telefon	:0(545)3353375
e-mail	:keysinem@gmail.com

Eğitim

Derece	Eğitim Birimi	Mezuniyet tarihi
Yükseklisans	Gazi Üniversitesi/ Fen Bilimleri Enstitüsü	Devam Ediyor
Lisans	Hacettepe Üniversitesi/ Nükleer Enerji Mühendisliği	2012

Yabancı Dil

İngilizce



GAZİ GELECEKTİR...