

**T.C.
ERCIYES ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
ENERJİ SİSTEMLERİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI**

**SONSUZ REAKTÖR ORTAMI YAKLAŞIMIYLA YAKIT
ARA UZUNLUĞUNUN NÖTRONİK VERİLER
ÜZERİNDEKİ ETKİSİNİN ANALİZİ**

**Hazırlayan
Dilek SAYGAN**

**Danışman
Prof. Dr. Hüseyin YAPICI**

Yüksek Lisans Tezi

**Temmuz 2020
KAYSERİ**

**T.C.
ERCIYES ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
ENERJİ SİSTEMLERİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI**

**SONSUZ REAKTÖR ORTAMI YAKLAŞIMIYLA YAKIT
ARA UZUNLUĞUNUN NÖTRONİK VERİLER
ÜZERİNDEKİ ETKİSİNİN ANALİZİ
(Yüksek Lisans Tezi)**

**Hazırlayan
Dilek SAYGAN**

**Danışman
Prof. Dr. Hüseyin YAPICI**

**Temmuz 2020
KAYSERİ**

BİLİMSEL ETİĞE UYGUNLUK

Bu çalışmadaki tüm bilgilerin, akademik ve etik kurallara uygun bir şekilde elde edildiğini beyan ederim. Aynı zamanda bu kural ve davranışların gerektirdiği gibi, bu çalışmanın özünde olmayan tüm materyal ve sonuçları tam olarak aktardığımı ve referans gösterdiğimi belirtirim.

Adı-Soyadı : Dilek SAYGAN

İmza : 

Sonsuz Reaktör Ortamı Yaklaşımıyla Yakıt Ara Uzunluğunun Nötronik Veriler Üzerindeki Etkisinin Analizi adlı Yüksek Lisans, Erciyes Üniversitesi Lisansüstü Tez Önerisi ve Tez Yazma Yönergesi'ne uygun olarak hazırlanmıştır.

Tezi Hazırlayan

Dilek SAYGAN

Danışman

Prof. Dr. Hüseyin YAPICI

Enerji Sistemleri Mühendisliği Anabilim Dalı Başkanı

Prof. Dr. Hüseyin YAPICI

Prof. Dr. Hüseyin YAPICI danışmanlığında **Dilek SAYGAN** tarafından hazırlanan “**Sonsuz Reaktör Ortamı Yaklaşımıyla Yakıt Ara Uzunluğunun Nötronik Veriler Üzerindeki Etkisinin Analizi**” adlı bu çalışma, jürimiz tarafından Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Enerji Sistemleri Mühendisliği Anabilim Dalında **Yüksek Lisans** tezi olarak kabul edilmiştir.

...../...../2020

JÜRİ:

Danışman : Prof. Dr. Hüseyin YAPICI

Üye : Prof. Dr. Necmettin ŞAHİN

Üye : Dr. Öğr. Üyesi Saltuk Buğra SELÇUKLU

ONAY:

Bu tezin kabulü Enstitü Yönetim Kurulunun tarih ve sayılı kararı ile onaylanmıştır.

...../...../.....

Prof. Dr. Mehmet AKKURT

Enstitü Müdürü

TEŞEKKÜR

Lisans eğitimimden bu yana, bilgisi, fikirleri ve ileri görüşlülüğüyle bana yol gösteren, bilim insanı kişiliğinden ve insanîyetinden çok şey öğrendiğim saygı değer danışman hocam Sayın Prof. Dr. Hüseyin YAPICI'ya, değerli fikirleriyle çalışmalarına yön veren ikinci danışman hocam Sayın Dr. Öğretim Üyesi Alper Buğra ARSLAN'a, gerek hocam gerekse arkadaşım olarak her zaman yanımda olan Sayın Dr. Gizem BAKIR'a ve bu tez çalışması süresince yardımlarını benden esirgemeyen sayın hocalarım Dr. Öğretim Üyesi Saltuk Buğra SELÇUKLU ve Hasan Hüseyin HAYAT'a teşekkürlerimi borç bilirim.

Çalışmalarım süresince hiçbir zaman desteklerini esirgemeyen aileme, fikirleriyle ve manevi destekleriyle yanımda olan arkadaşlarım, İlayda YILMAZ, Recep Uğur ÖZCAN ve Bulut HÜNER'e teşekkür ederim.

SONSUZ REAKTÖR ORTAMI YAKLAŞIMIYLA YAKIT ARA UZUNLUĞUNUN NÖTRONİK VERİLER ÜZERİNDEKİ ETKİSİNİN ANALİZİ

Dilek SAYGAN

Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü
Yüksek Lisans Tezi, Haziran 2020

1. Danışman: Prof. Dr. Hüseyin YAPICI
2. Danışman: Dr. Öğr. Üyesi Alper Buğra ARSLAN

ÖZET

Sonsuz reaktör yaklaşımı ile yapılan analizler, hem kritik altı hem de kritik nükleer reaktörlerin nötronik davranışlarını kolayca anlamak için yararlı bir yöntemdir. Bu çalışmada, nükleer yakıt çubuğu ızgarasının, sonsuz bir ortamda yakıt ara uzunluğunun nötronik veriler üzerindeki etkisi araştırılmıştır. Dünyada en çok kullanılan ticari güç reaktörü olan CANDU ve PWR'nin yakıt çubukları ele alınmıştır. Altıgen ve kare şeklinde düzenlenmiş yakıt çubukları aynı hacimsel oranla ayrı ayrı incelenmiş ve her bir reaktörün yakıt çubuğu için karşılaştırılmıştır. CANDU ve PWR yakıt çubukları, sırasıyla doğal UO_2 ve %4.66 zenginleştirilmiş UO_2 içermektedir. İncelenen bu yakıt durumlarına ek olarak, UO_2 - ThO_2 yakıt karışımları da dikkate alınmıştır. CANDU yakıt çubuğunda soğutucu olarak ağır su kullanılırken PWR yakıt çubuğunda hafif su kullanılmıştır. Uzaysal bağımlılığı ortadan kaldırarak sonsuz bir ortam simüle edilmiş, bu nedenle yansıyan ve beyaz sınırlar kullanılarak bir yakıt çubuğu, soğutucu ortam ile birlikte dikkate alınmıştır. Sayısal nötronik hesaplamalar Monte Carlo, MCNPX kodu kullanılarak yapılmıştır. Yakıt çubukları arasındaki mesafe olan ara uzunluğu, özellikle sonsuz nötron çoğalım faktörü üzerindeki nötronik verilerin etkilerinin belirlenmesi için kademeli olarak arttırılmıştır. Sonsuz nötron çoğalım faktörünün, CANDU ve PWR yakıt çubuklarının ThO_2 içermediği durumda sırasıyla 1.257 ve 1.496'ya ulaşabileceği hesaplanmıştır. Sonsuz nötron çoğalım faktörleri maksimum değerlere ulaştığında, ThO_2 'siz CANDU ve PWR yakıt çubuklarının, ara uzunluklarının sırasıyla yaklaşık 10 cm ve 1.8 cm olduğu tespit edilmiştir. Ek olarak her bir yakıt durumu için, zamana bağlı yanma hesapları, sonsuz nötron çoğalma faktörlerinin maksimum değere ulaştığı, 100 W/cm^3 'lük bir güç yoğunluğunda hesaplanmıştır. Zamana bağlı hesaplamalar, MCNPX kodunun çıktılarını kullanan CINDER90 dönüşüm bilgisayar kodu ile gerçekleştirilmiştir. Bu sonsuz ortam yaklaşımı çalışmasının sonuçları, gerçek heterojen

kritik yakıt korlarının (termal reaktör yakıt kuru gibi) ve gerçek heterojen kritik altı yakıt korlarının (örneğin füzyon-fisyon hibrit reaktör yakıt kuru ve hızlandırıcı sürücülü sistem yakıtı) tasarımları için yol gösterici olacaktır.

Anahtar kelimeler: Nükleer Yakıt Çubuğu Izgarası, CANDU Reaktörü, PWR Reaktörü, Nötron Çoğalım Faktörü, Toryum Kullanımı, Fisyon Ürünleri, Hızlandırıcı Sürücülü Sistem, Füzyon-Fisyon Hibrit Reaktörü



ANALYSES OF EFFECT OF FUEL PITCH LENGTH ON NEUTRONIC DATA WITH INFINITE REACTOR MEDIUM APPROACH

Dilek SAYGAN

**Erciyes University, Graduate School of Natural and Applied Sciences
Master Thesis, June 2020**

**1. Advisor: Prof. Dr. Hüseyin YAPICI
2. Advisor: Dr. Alper Buğra ARSLAN**

ABSTRACT

The analyses with the infinite reactor approach are a useful method to easily understand the neutronic behaviours of both subcritical and critical nuclear reactors. In this study, the effect of fuel pitch length on neutronic data in an infinite medium composed from nuclear fuel lattices is investigated. Fuel rods of CANDU and PWR, which are the most used commercial power reactors in the world, are considered. The cases of the fuel rods arranged as hexagonal and square with same volumetric ratio are separately investigated and compared for each reactor fuel rod. The CANDU and PWR fuel rods include natural UO_2 and 4.66% enriched UO_2 , respectively. In addition to these fuel cases, the fuel mixtures of UO_2 and ThO_2 are considered. In the cases of CANDU and PWR fuel rods heavy water and light water are used as coolant, respectively. In order to simulate an infinite medium by eliminating the spatial dependence, a fuel rod along with the coolant medium is considered by using the reflected and white boundaries. The numerical neutronic calculations are performed with the Monte Carlo code, MCNPX. The pitch length, which is the distance between fuel rods, is gradually increased to determine the effects on neutronic data, especially on the infinite neutron multiplication factor. It is calculated that the infinite neutron multiplication factors can reach to 1.257 and 1.496 in the cases of CANDU and PWR fuel rods that do not include ThO_2 , respectively. It is determined that when the infinite neutron multiplication factors reach to the maximum values, the pitch lengths are about 10 cm and 1.8 cm in the cases of CANDU and PWR fuel rods without ThO_2 , respectively. Furthermore, the time-dependent burnup calculations are performed under a power density of 100 W/cm^3 for each fuel case at the pitch length where the infinite neutron multiplication factors reach to the maximum values. The time-dependent calculations are performed with CINDER90 transmutation computer code that uses the outputs of MCNPX code. The results of this infinite

medium approach study would guide for the designs of actual heterogeneous critical fuel cores (such as thermal reactor fuel core) and actual heterogeneous sub-critical fuel cores (such as fusion-fission hybrid reactor fuel core and accelerator driven system fuel core).

Keywords: Nuclear Fuel Lattice, CANDU reactor, PWR reactor, Neutron Multiplication Factor, Thorium Utilization, Fission Product, Acceleration Driven System, Fusion-fission Hybrid Reactor



İÇİNDEKİLER

SONSUZ REAKTÖR ORTAMI YAKLAŞIMIYLA YAKIT ARA UZUNLUĞUNUN NÖTRONİK VERİLER ÜZERİNDEKİ ETKİSİNİN ANALİZİ

BİLİMSEL ETİĞE UYGUNLUK	i
YÖNERGEYE UYGUNLUK.....	ii
ONAY	iii
TEŞEKKÜR.....	iv
ÖZET.....	v
ABSTRACT	vii
İÇİNDEKİLER	ix
KISALTMALAR VE SİMGELER.....	xi
TABLolar LİSTESİ.....	xiii
ŞEKİLLER LİSTESİ	xiv
GİRİŞ	1

1. BÖLÜM

NÜKLEER ENERJİ

1.1. Nükleer Enerji	4
1.2. Bağ Enerjisi	4
1.3. Atomik Yoğunluk.....	5
1.4. Reaksiyon Enerjisi	5
1.5. Nötron enerjisi.....	6
1.6. Filyon Reaksiyonu	6
1.7. Füzyon Reaksiyonu	8
1.8. Nükleer Yakıtlar	10
1.9. Nükleer Atıklar	11
1.10. Nötron Madde Etkileşimi	12
1.11. Nötron Akısı ve Reaksiyon Oranı.....	14
1.12. Nötron Çoğalm Faktörleri	15
1.13. Dört Faktör Formülasyonu	16

2. BÖLÜM

NÜKLEER REAKTÖRLER

2.1. Basınçlı Su Reaktörü, PWR	21
2.2. Ağır Sulu Reaktörler, CANDU	24
2.3. Fisyon- Füzyon Sürücülü Hibrit Reaktörler	25
2.4. Hızlandırıcı Sürücülü Sistem	27

3. BÖLÜM

SONSUZ REAKTÖR ORTAMI YAKLAŞIMIYLA YAKIT ARA

UZUNLUĞUNUN NÖTRONİK VERİLER ÜZERİNDEKİ ETKİSİNİN ANALİZİ

3.1. Sonsuz Yakıt Ortamı	30
3.2. Hesaplama Prosedürü.....	32
3.3. Sayısal Sonuçlar	33
3.3.1. Sonsuz Nötron Çoğalım Faktörü	33
3.3.2. Yanma Hesabı	34
3.3.3. Kümülatif Fisil Yakıt Zenginleştirme	36
3.3.4. Yakıt Yanması	37
3.3.5. Plütonyum İzotoplarının Değişimi	39
3.4. Sonuçlar ve Öneriler	40
KAYNAKLAR	42
ÖZGEÇMİŞ.....	45

KISALTMALAR VE SİMGELER

KISALTMALAR

CANDU	Kanada Tipi Ağır Sulu Reaktör
PWR	Basınçlı Su Reaktörü
MCNP	Monte-Carlo N-Particle Transport Code
TRU	Transuranyum
HSS	Hızlandırıcı Sürücülü Sistem
LBE	Kurşun Bizmut Ötektik
İK	İyon Kaynağı
RFK	Radyo Frekans Kuadrupol
STLH	Sürüklenme Tüpü Lineer Hızlandırıcı
KBSTLH	Kavite ile Birleştirilmiş Sürüklenme Tüpü Lineer Hızlandırıcı
Sİ LİNAC	Süper İletken Lineer Hızlandırıcı
CFFE	Kümülatif Fisil Yakıt Zenginleşmesi
YO	Yanma Oranı
MTU	Uranyum Ağır Metalinin Metrik Tonu

SİMGELER

A_0	Avagadro sayısı [$6.023 \cdot 10^{23}$ atom/mol]
c	Işık hızı [$2.997 \cdot 10^8$ m/s]
k	Nötron çoğalım katsayısı
k_∞	Sonsuz nötron çoğalım katsayısı
k_{eff}	Etkin nötron çoğalım katsayısı
ρ	Yoğunluk [gr/cm ³]
M	Atomik kütle [akb]
N	Atom numarası
N	Atomik yoğunluk [atom/cm ³]
E	Enerji
Q	Reaksiyon enerjisi
R	Reaksiyon oranı
P	Ara uzunluğu [cm]
c	Işık hızı [$2.997 \cdot 10^8$ m/s]

α	Alfa
β	Beta
n	Nötron
p	Proton
γ	Gama
σ	Mikroskobik tesir kesiti [cm ²]
Σ	Makroskobik tesir kesiti [1/cm]
ϕ	Nötron akısı [n/cm ² ·s]
v	Nötronların ortalama hızı [cm/sn]
ϵ	Hızlı fisyon faktörü
p	Rezonans kaçağı olasılığı
f	Termal kullanım faktörü
n	Geri üretim faktörü

ALT İNDİSLER

a	Absorbsiyon reaksiyonu
eff	Efektif
∞	Sonsuz
f	Fisyon reaksiyonu
n	Nötron
p	Proton
s	Saçılma reaksiyonu

TABLÖLAR LİSTESİ

Tablo 3.1. CANDU ve PWR 15x15 Yakıt Çubuklarında Kullanılan Malzemelerin Yoğunluđu	32
--	----



ŞEKİLLER LİSTESİ

Şekil 1.1.	İzotopların tanecik başına bağ enerjisi.....	5
Şekil 1.2.	Genel bir fisyon reaksiyonu	7
Şekil 1.3.	²³⁵ U'in termal fisyon ürünlerin kütle sayısına göre dağılımı	7
Şekil 1.4.	Genel bir zincirleme fisyon reaksiyonu	8
Şekil 1.5.	Genel bir füzyon reaksiyonu.....	9
Şekil 1.6.	Nötron madde etkileşimi reaksiyonları.....	13
Şekil 1.7.	Kritik çalışan bir reaktör için 500 nötronun yaşam döngüsü şeması	17
Şekil 2.1.	Basınçlı hafif su reaktörü (PWR).....	22
Şekil 2.2.	Basınçlı ağır su reaktörü, (CANDU)	24
Şekil 2.3.	Fisyon-füzyon hibrit reaktör blanket geometrisi	26
Şekil 2.4.	Hızlandırıcı sürücülü sistem genel şeması.....	28
Şekil 2.5.	HSS için 1000 MeV'lik LINAC aşamaları.....	29
Şekil 3.1.	Sonsuz bir ortamda (a) hegzagonal ve (b) kare şeklinde düzenlenmiş CANDU yakıt çubuklarının geometrisi	31
Şekil 3.2.	Sonsuz bir ortamda (a) hegzagonal ve (b) kare şeklinde düzenlenmiş PWR 15x15 yakıt çubuklarının geometrisi.....	31
Şekil 3.3.	CANDU yakıt çubuğu ızgarasının ara uzunluğuna bağlı olarak sonsuz nötron çoğalım faktörünün değişimi	33
Şekil 3.4.	PWR 15X15 yakıt çubuğu ızgarasının ara uzunluğuna bağlı olarak sonsuz nötron çoğalım faktörünün değişimi	34
Şekil 3.5.	CANDU yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca sonsuz nötron çoğalım faktöründeki azalma.....	35
Şekil 3.6.	PWR 15X15 yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca çeşitli ThO ₂ karışım yüzdeleri için sonsuz nötron çoğalım faktöründeki azalma.....	35
Şekil 3.7.	CANDU yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca kümülatif fisil yakıt zenginleştirmesindeki azalma	36
Şekil 3.8.	PWR 15X15 yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca çeşitli ThO ₂ karışım yüzdeleri için kümülatif fisil yakıt zenginleştirmesindeki azalma	37
Şekil 3.9.	CANDU yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca yanma oranındaki artış.....	38

Şekil 3.10. PWR 15X15 yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca çeşitli ThO_2 karışım yüzdeleri için yanma oranındaki artış.....	38
Şekil 3.11. CANDU yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca plütonyum izotoplarının değişmesi.....	39
Şekil 3.12. PWR 15X15 yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca plütonyum izotoplarının değişmesi.....	40



GİRİŞ

Hem kritik hem de kritik-altı nükleer reaktörlerde, yakıt çekirdeklerinin tasarımı ve optimizasyonu, güç üretimi ve fisil yakıt tüketimi arasındaki ilişki oldukça önemli konulardır. Ayrıca, sonsuz reaktör yaklaşımı ile yapılan analizler, nükleer reaktörlerin nötronik davranışlarını kolayca anlamak için kullanışlı bir yöntemdir. Son yıllarda, pek çok nükleer araştırmacı, nükleer reaktörlerin yakıt alanındaki performanslarını artırmak için yakıt hacmi ve büyüklüğü konusunda çalışmaktadırlar.

Unesaki vd. [1] boşluk katsayısının hesaplanması olan kıyaslama problemlerinin analizi üzerine çalışma. Yakıt olarak karışık oksit kullanarak, k_{∞} ve boşluk reaktivite değerlerinin hesaplanması için, aralarında önemli farklar bulunan Japon SRAC kodu ile APOLLO-2 kodunu kullanmışlardır. ^{239}Pu boşluk oranına sıkı bir şekilde bağımlı olduğu için, k_{∞} değerlerinin tutarsızlığı ortaya çıkmaktadır. Boşluk reaktivitesindeki farklılık ^{239}Pu ve ^{241}Pu bileşenlerinden de kaynaklanmaktadır.

Kotlyar ve Shwageraus [2], PWR'ler için kare ve altıgen yakıt ızgaralarını karşılaştırmaktadır. Kendiliğinden sürdürülebilir $\text{Th-}^{233}\text{U}$ yakıt çevrimi yapmayı amaçlamışlardır. Monte-Carlo tabanlı BGCORE sistemi ile hesaplamalar yaparak, kare ve altıgen yakıt ızgaralarının PWR'ler için uygun olabileceği sonucuna ulaşmışlardır.

Hussain ve Xinrong [3], optimum çekirdek tasarımı için PWR koru üzerinde çalışmaktadır. PWR korunda TRISO yakıt partikülünü kullanmışlar ve kompakt boyutlu bir çekirdek yapmak için TRISO yakıt partikülünün büyüklüğünü ve yakıt aralığını optimize etmişlerdir. WIMS-D/4 ve CITATION kodlarını kullanarak, çekirdek konfigürasyonunun çekirdeğin kompaktlığı ve aşırı reaktivitesinin tanımlanmasında önemli bir rol oynadığı sonucuna varmışlardır.

Mozafari ve Faghihi [4], nötronik analiz, ara uzunluğu optimizasyonu ve MDNBR hesaplaması yapmak için VVER-1000 reaktöründeki halka şeklindeki yakıtı

araştırmaktadırlar. MCNP5 kodunu kullanarak birçok nötronik parametre elde etmişlerdir. Sonuçlar, halka şeklindeki yakıt çubuklarının hem iç hem de dış yüzeylerde MDNBR için uygun olduğunu göstermektedir.

Taheranpour ve Talaei [5], VVER-1000 korundaki optimum yakıt akışının değerlendirilmesi için bir yöntem geliştirmiştir. Nötronik hesaplama için MCNPX kodunu kullanmışlardır. Sonuçlar, en iyi nötronik ekonominin yakıt çapı, sırasıyla 7.57 ve 12.75 mm aralıklarında olduğunu göstermektedir.

Shams vd. [6], Sıvı Metal Hızlı Reaktörde (LMFR) tel sarılı yakıt montajı için kullanılacak yüksek doğrulukta bir referans veritabanı üretmeyi hedeflemektedir. Akış ve termal alanların kapsamlı analizlerini uygulayarak ve bu analizlerin sonuçlarını tartışmışlardır.

Ronizi vd. [7], optimum nükleer kor tasarımı yapmak için Tahran Araştırma Reaktörü'ndeki (TRR) farklı ızgaraların ara uzunluklarını araştırmaktadırlar. Farklı ızgara ara uzunluklarının, etkin çoğalma faktörü (keff), reaktör ömrü, nötron akısı dağılımı ve kordaki güç yoğunluğu, moderatör sıcaklığı ve reaktivite yoğunluk katsayısı gibi bazı parametreler üzerindeki etkisini değerlendirmektedirler. Nükleer reaktör analizi için MTR-PC paketi hazırlamışlardır ve çalışma sonucunda nükleer reaktörlerin tasarımı için önemli bilgiler sunulmaktadır.

Dai vd. [8] ABV-6M reaktöründe yakıt yüksekliği, çubuk çapı, eğim ve yükleme şekli gibi bazı parametreleri optimize etmektedirler. Birden fazla optimum çözüm elde ederek ızgara parametrelerinin optimizasyonunu gerçekleştirmişlerdir ve optimum yakıt kullanımı elde etmişlerdir.

Kim ve Downar [9], LWR'de dar aralıklı nötron spektrumunu gerçekleştirmektedir. Çalışmalarında toryum yakıtı kullanmışlardır. Analiz için Studsvik / Scandpower ızgara fiziği HELIOS kodunu kullanmışlardır. Yüksek dönüşüm oranının yanı sıra uzun ömürlü atıkların düşük üretimi de elde edilmiştir. Ayrıca, reaktivite kontrolünü ve yayılma karakteristiklerinin önlenmesini de başarmışlardır.

Bazı araştırmacılar, nötronları sonsuz ortam yaklaşımında incelemektedirler. Hamada [10], sonlu ve sonsuz ortamda reaktörün yakıt çubuğu için zaman kesirli bir nötron

nokta kinetiği denklemi (FNPK) modeli geliştirmiştir. Modelin FNPK açısından daha önce yayınlanmış modellerle uyumlu olduğu gösterilmektedir.

Yapıcı vd. [11], sınırsız hedef kitleye dayanan nötron davranışını araştırmışlardır. Spallasyon hedefi olarak kurşun-bizmut ötektik (LBE), cıva, tungsten, uranyum, toryum, krom, bakır ve berilyum kullanmaktadırlar. Hesaplama için Monte Carlo, MCNPX kodu kullanmışlardır. Sonuçlar, LBE'nin bir hedef malzeme (W, U ve Th) ile karıştırılmasının, maksimum nötron sızıntısını önemli ölçüde sağladığını göstermektedir.

Dall'Oso ve Brault [12], nötron spektrumunun bazı özelliklerini açıklamaktadırlar. Sonsuz homojen reaktörü analiz ederek, UO_2 ve MOX yakıt kullanmaktadırlar. Bu çalışma sonucunda ortamın özellikleri, nötron çeşitliliği bakımından nötron spektrumu ile ilişkili olduğunu açıklamaktadırlar. Ayrıca, sonuçlar iyileştirilirse gerçek bir reaktöre uygulanabileceklerini de göstermişlerdir.

Kępisty vd. [13], sonsuz ortam sistemleri üzerinde çalışmaktadırlar. Hesaplama için Monte Carlo yazma kodunu kullanmışlardır. Geometri için farklı parametreler tasarlayarak ve nötronik değerleri gözlemlemişlerdir. Sonuçlar, fisil yakıt üretimini ve aktinit dönüşümü elde ettiklerini göstermektedir.

Sousa vd. [14], belirleyici ve tahmini nükleer kodlar kullanarak PWR'deki reaktör fiziği hesaplaması üzerine çalışmışlardır. T6-DEPL'yi simülasyon için modüler bir nükleer sistem kodu olan SCALE 6.0 ile gerçekleştirmişlerdir. Kullanılmış yakıt envanteri hesaplamalarını ve sonsuz nötron çoğalım faktörünü doğrulamaktadırlar.

Vanhanen [15], kurşun ve sodyum ile soğutulmuş, sonsuz, homojen hızlı reaktörler üzerinde çalışmaktadır. ENDF / B-VII.1 nükleer veri kütüphanesinden yararlanmaktadır. Homojen reaktör için etkili kesitleri elde etmek amacıyla Bondarenko yöntemini kullanmaktadır. Sonsuz hızlı reaktörün belirsizlik analizini yapmaktadır. Tasarım parametrelerindeki belirsizliğin, etkili belirsizlik kaynağı olduğunu, ardından tasarım hatası, sayısal hata ve girdi verisi duyarlılığı olduğunu göstermektedir.

1. BÖLÜM

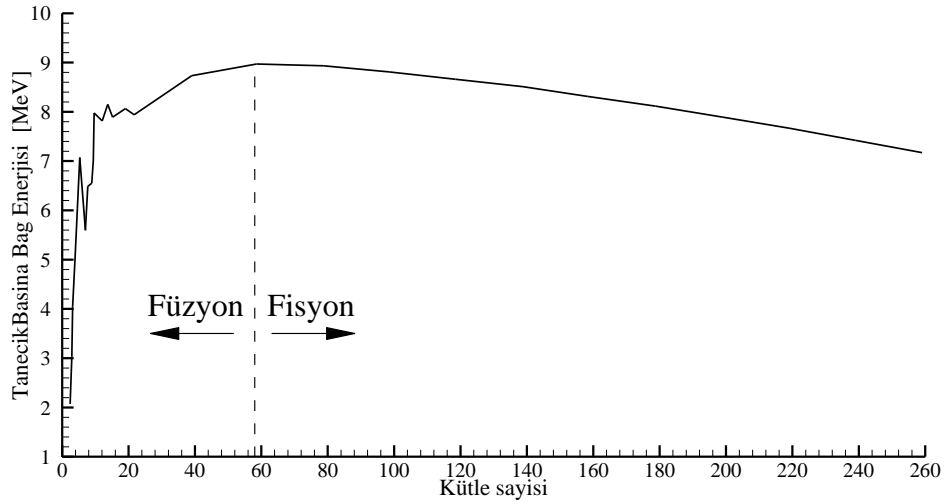
NÜKLEER ENERJİ

1.1. Nükleer Enerji

Kimyasal enerji, molekülleri oluşturan atomlar arasındaki bağların oluşumu ve kopması sırasında açığa çıkan enerjiden farklı olarak nükleer enerji ise atomun çekirdeğinde meydana gelen fisyon, füzyon gibi çekirdek reaksiyonları sonucu açığa çıkan enerjidir.

1.2. Bağ Enerjisi

Çekirdekler protonlar ve nötronlardan oluşur ve dolayısıyla çekirdeği oluşturan bu taneciklerin kütleleri toplamının, çekirdeğin kütlesine eşit olması gerekirken çekirdeğin gerçek kütlesi daima kendisini oluşturan taneciklerin kütleleri toplamından küçüktür. Çekirdekteki taneciklerin kütleleri toplamı ile çekirdeğin gerçek kütlesi arasındaki bu farka "kütle açıklığı" denir ve enerji eşdeğerliğine ise "bağ enerjisi" denir. Burada bahsedilen kütle-enerji eşdeğerliği Einstein'ın $E=mc^2$ formülü ile hesaplanır. Başka bir deyişle çekirdeği parçalamak için gerekli olan enerjiye bağ enerjisi denir. Her bir izotop için tanecik başına hesaplanan bağ enerjisi Şekil 1.1'de gösterilmektedir.



Şekil 1. 1. İzotopların tanecek başına bağ enerjisi [16]

En yüksek tanecek başına bağ enerjisine sahip olan atom demir atomdur ve teorik olarak, kütle numarası 56'dan büyük olan atomlar fisyon yapabilen, kütle numarası 56'dan küçük olan atomlar ise füzyon yapabilen atomlardır.

1.3. Atomik Yoğunluk

Atomik yoğunluk, N sembolü ile gösterilir ve birim hacim başına düşen atom sayısını ifade eder. Atomik yoğunluk denklem 1.1'deki gibi hesaplanabilir.

$$N = \frac{\rho \cdot A_0}{M} \quad (1.1)$$

Denklemdaki, ρ yoğunluğu (gr/cm^3), A_0 Avagadro sayısını ($6.023 \cdot 10^{23}$ atom/mol) ve M atomik kütle (akb) ifade eder.

1.4. Reaksiyon Enerjisi

Bir nükleer reaksiyonda, reaksiyona giren çekirdeklerin durgun kütle enerjileri ile kinetik enerjilerinin toplamı, reaksiyondan çıkan çekirdeklerin durgun kütle enerjileri ile kinetik enerjilerinin toplamına eşittir. Denklem 1.2a'da bir nükleer reaksiyon örneği verilmiştir.



Verilen reaksiyonda kütle-enerji korunumu sebebiyle, A ve B'nin kinetik ve potansiyel enerjileri toplamı, C ve D'nin kinetik ve potansiyel enerjileri toplamına eşit olacaktır ve denklem 1.2a daha açık bir şekilde ifade edilirse denklem 1.2b ve denklem 1.2c elde edilmiş olur;

$$E_A + E_B + M_A \cdot c^2 + M_B \cdot c^2 \rightarrow E_C + E_D + M_C \cdot c^2 + M_D \cdot c^2 \quad (1.2b)$$

$$Q = [(M_A + M_B) - (M_C + M_D)] \cdot c^2 \quad (1.2c)$$

Burada (Q) reaksiyon enerjisidir ve Q pozitifse, reaksiyon endotermikken Q negatifse, reaksiyon ekzotermiktir.

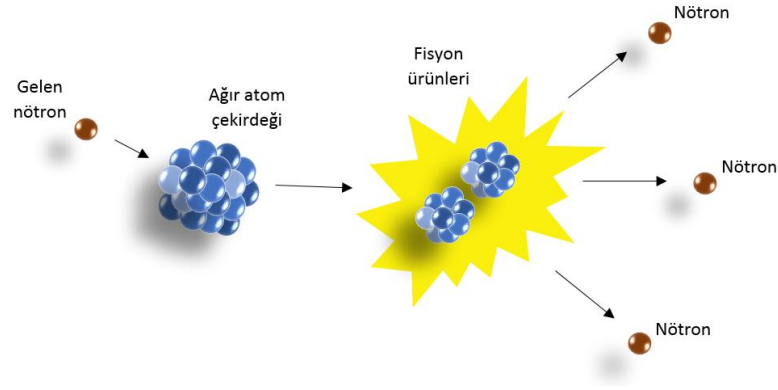
1.5. Nötron enerjisi

Nötron, toplam yükü sıfır ve atomik kütlesi 1.008656 akb olan ve atom çekirdeğinin temel parçacıklarından biridir. Nötronlar sahip oldukları kinetik enerjilerine göre, termal nötronlar ve hızlı nötronlar olarak ikiye ayrılır. 0.1-1 MeV enerji aralığında yer alan nötronlar hızlı nötronlarken, enerjisi 0.1 eV'den düşük olan nötronlar ise termal nötronlardır. Nükleer santrallerin çoğu termal reaktörlerdir ve hızlı nötronların nötron moderatörü tarafından yavaşlatılarak termal nötronlara dönüştürülmesini sağlarlar.

1.6. Fisyon Reaksiyonu

Bir nötronun ağır bir element atomunun çekirdeği tarafından soğurulması, bir gama ışını olarak ortaya çıkan uyarım enerjisiyle bu atomun kararsız hale gelmesine neden olur. Bunun sonucunda kararsız atom kendisinden daha küçük iki ayrı çekirdeğe bölünerek nötron açığa çıkarır. Bu reaksiyona fisyon reaksiyonu adı verilir. Denklem 1.3'te bir fisyon reaksiyonu denklemi ve Şekil 1.2'de ise bir fisyon reaksiyonu örneği verilmiştir.

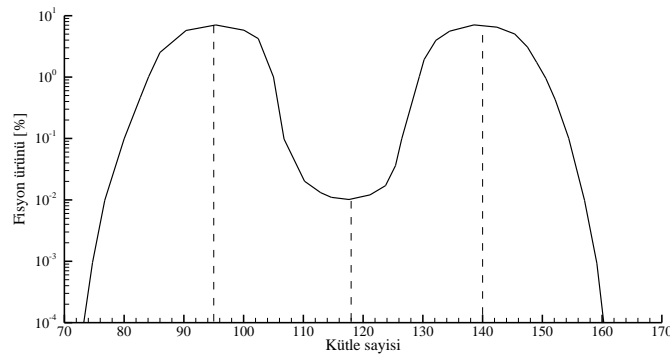




Şekil 1.2. Genel bir fisyon reaksiyonu

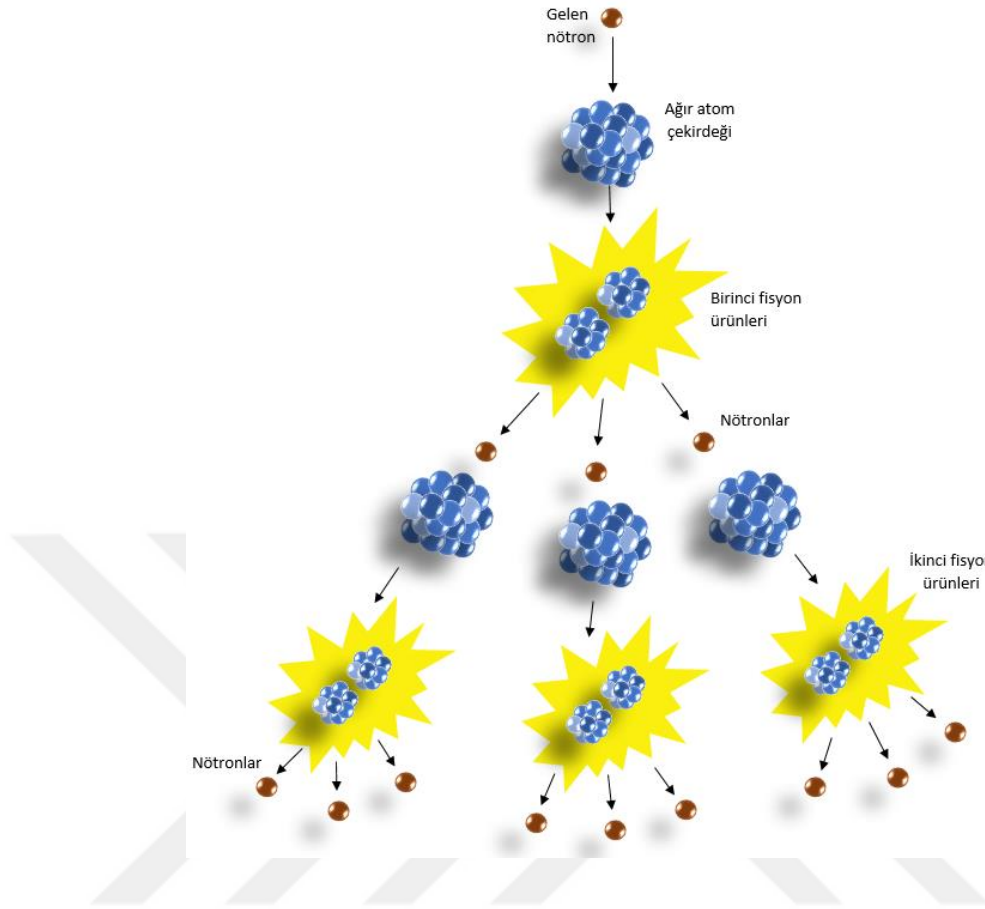
Fisyon reaksiyonu sonucunda, fisyon ürünleri olarak adlandırılan iki hafif atom, 200 MeV'lik çok büyük bir enerji (kütlelel açıdan) ve enerjileri yaklaşık ≈ 2 MeV olan 2-3 nötron açığa çıkar.

Fisyon reaksiyonunda meydana gelen iki hafif atomlar radyoaktif olan fisyon ürünleridir ve kütle numaraları genellikle 95 ile 140 civarındadır. Fisyon ürünlerinin kütle numaralarının dağılımını Şekil 1.3'te görülmektedir.



Şekil 1.3. ^{235}U 'in termal fisyon ürünlerin kütle sayısına göre dağılımı [16]

Bir fisyon reaksiyonu sonucu ortaya çıkan nötronların aynı ortamda bulunan ve fisyon yapabilme özelliğine sahip diğer atomların çekirdekleriyle etkileşime girerek, yeni fisyon reaksiyonları oluşturmasına zincirleme reaksiyon denir. Şekil 1.4'te zincirleme fisyon reaksiyonu örneği verilmiştir.

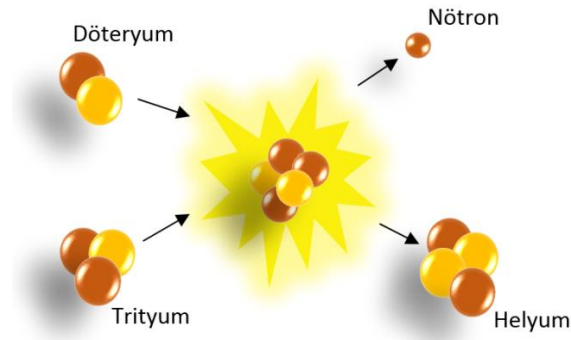


Şekil 1.4. Genel bir zincirleme fisyon reaksiyonu

Zincirleme fisyon reaksiyonları kontrol altına alınmadığı durumda çok büyük bir enerji açığa çıkar ve nükleer reaktörler de fisyon reaksiyonları kontrollü gerçekleştirilir.

1.7. Füzyon Reaksiyonu

Ağır radyoaktif çekirdeğin bölünerek kararlı hale gelmesi fisyon reaksiyonu olarak adlandırılırken, hafif radyoaktif çekirdeklerin birleşerek daha kararlı bir çekirdeğe dönüşmesi reaksiyonuna ise füzyon reaksiyonu denir. Şekil 1.5'te füzyon reaksiyonu gösterilmiştir.



Şekil 1.5. Genel bir füzyon reaksiyonu

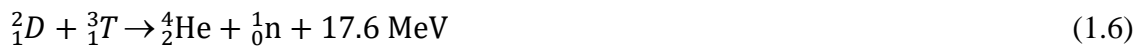
Temel füzyon reaksiyonu iki çeşittir. Bunlar:

- D-D (Döteryum-Döteryum) füzyon reaksiyonu: İki döteryum çekirdeğinin doğrudan reaksiyona girmesiyle D-D füzyon reaksiyonu oluşur. Denklem (1.4) ve (1.5)'de ifade edildiği gibi meydana gelir.



Deniz suyunda var olması, döteryum elementinin kolaylıkla elde edilebilmesini sağlarken, D-D füzyon reaksiyonu 48 KeV'luk yüksek bir sıcaklıkta meydana gelir.

- D-T (Döteryum-trityum) füzyon reaksiyonu: Bir döteryum ve bir trityum çekirdeğinin reaksiyonu sonucu ortaya çıkan füzyon reaksiyonudur ve denklem (1.6)'da gösterildiği gibi meydana gelir.



4.4 KeV'luk bir sıcaklığa ihtiyaç duyan D-T füzyon reaksiyonu 17.6 MeV'lik büyük bir enerji açığa çıkarır. Döteryum, hidrojen atomunun doğal bir izotopudur ancak trityum, hidrojen atomunun yapay bir izotopudur ve lityumun nötronla etkileşmesi sonucu meydana gelir. T-6 ve T-7 trityum üretim oranlarıdır. Trityum doğada bulunmadığı için lityumdan elde edilir ve denklem 1.7 ve 1.8'de verildiği gibi üretilir.



1.8. Nükleer Yakıtlar

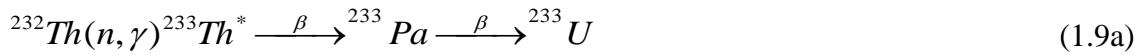
Bir nükleer santralde, fisyon reaksiyonlarında, metal uranyum veya uranyum dioksit yaygın olarak kullanılan yakıtlardır. Bazı durumlarda yakıtta ek olarak plütonyum dioksit de eklenebilir. Yakıt olarak oksitli bileşikler kullanan reaktörler, metal yakıtlı reaktörlere kıyasla daha yüksek çalışma sıcaklığına sahiptirler. Bu da sistemin termodinamik verimiyle ilgilidir.

Nükleer yakıtlar, fisil (fisyon yapabilen yakıtlar) ve fertil (fisil yakıtlara göre daha düşük ihtimalle fisyon yapabilen) yakıtlar olarak başlıca iki grup altında toplanabilirler. ${}^{233}\text{U}$, ${}^{235}\text{U}$, ${}^{239}\text{Pu}$ ve ${}^{241}\text{Pu}$ gibi çekirdekler termal nötronlar (kinetik enerjileri 0.025eV'den daha düşüktür.) ile fisyon yapabilme potansiyeli oldukça yüksek olan çekirdeklerdir ve "fisil yakıt" olarak adlandırılırlar. Fertil yakıtlar ise düşük ihtimalde de olsa kinetik enerjisi 1 MeV'den daha büyük olan nötronlarla (hızlı nötronlar) fisyon yapabilmektedir. ${}^{232}\text{Th}$, ${}^{238}\text{U}$, ${}^{240}\text{Pu}$ ve ${}^{242}\text{Pu}$ gibi çekirdekler fertil yakıtlara örnektir.

Doğal uranyum temelde, fisil ${}^{235}_{92}\text{U}$ (% 0.7) ve fertil ${}^{238}_{92}\text{U}$ (% 99.3) izotoplarından oluşur. Fertil yakıtlar bir nötron absorbe ettiğinde fertil-fisil yakıt dönüşümü meydana gelir ve fertil bir yakıttan fisil bir yakıt elde edilmiş olur. Bu yakıt dönüşümü, fertil bir çekirdeğin bir nötron yutması ve ardından β yayılımı yapmasıyla meydana gelir. Örneğin, fisil bir izotop olan ${}^{235}_{92}\text{U}$ termal nötronlarla fisyon yapma özelliğine sahip

olmasına rağmen, fertil izotop olan $^{238}_{92}\text{U}$ bir nötron absorpsiyonu ile fisil bir yakıt oluşturabilir. Bir diğer örnek ise fertil bir yakıt olan $^{239}_{94}\text{Pu}$ 'dur ve tabiatta bulunmaz ancak bir nükleer reaktörde yapay olarak $^{238}_{92}\text{U}$ 'den üretilir.

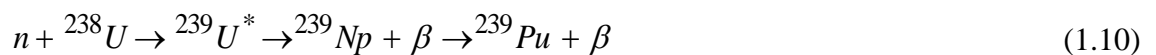
Fertil-fisil reaksiyonlarının örnekleri denklem 1.9a,b'de görülmektedir.



Bazı nükleer reaktörler yakıt olarak doğal uranyum kullanırken çoğu nükleer reaktör %2-3 oranında zenginleştirilmiş $^{235}_{92}\text{U}$ kullanır. Plütonyumla kullanıldığı zaman bu zenginleştirme daha yüksek olabilir. $^{235}_{92}\text{U}$ veya $^{235}_{92}\text{U} - ^{239}_{94}\text{Pu}$ karışımının fisyon reaksiyonu nükleer santrallerde yüksek enerji üretmekte ve günümüzde yaygın olarak kullanılmaktadır.

1.9. Nükleer Atıklar

Enerji nükleer tekniklerle üretilirken çevreye zararlı olan radyoaktif atıklar da oluşturmaktadır. Bu nükleer atıklar fisyon ürünleri ve transuranyum (TRU) elementlerinden oluşmaktadır. Fisyon reaksiyonu sonucu oluşan hafif çekirdeklere fisyon ürünleri denir ve fisyon ürünleri genellikle kararsız ve radyoaktif olurken, kısa veya uzun ömürlü de olabilirler. Bu kararsız çekirdekler, β ve γ ışıması yaparak ya da tanecik yayımı ile bozunarak kararlı elementlere dönüşürler. Transuranyum elementleri, atom numarası 92'den büyük olan aktinitlerin nötron yakalamasıyla oluşan uranyum ötesi yapay elementlerdir. TRU elementlerinin birçoğu kararsızdır ve radyoaktif bozunmayla başka elementlere dönüşebilirler. Örneğin ^{238}U 'in nötron yakalama reaksiyonunun denklemi aşağıda ifade edilmiştir.



Nükleer reaktör yakıtının hazırlanması, kullanılması ve son depolanması için yürütülen sürece yakıt çevrimi adı verilir. Uranyum veya bileşiklerini yakıt olarak kullanan nükleer reaktörlerde, yakıt çevriminin ilk aşaması olarak uranyum cevheri öğütülür ve kimyasal işlemlerden geçirilir. Kullanılan reaktör tipine göre, yakıt $^{235}_{92}\text{U}$ izotopunca zenginleştirilir. Yakıt çevriminin son aşamasında ise kullanılmış yakıt depolanır veya yeniden işlem görmeye hazırlanır. Bu yakıt çevriminin her bir basamağında atıklar ortaya çıkar.

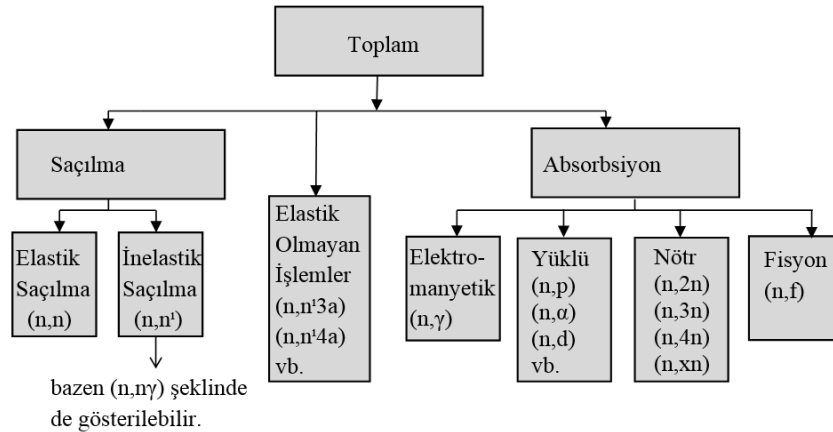
Standart çalışmaları süresince nükleer güç reaktörlerinin atıkları düşük radyoaktivite seviyesinde sıvı ve gaz radyoaktif atıklardır. Reaktörün çalışması sırasında, reaktörün soğutma, yakıt vb. sistemlerinin temizliği ve bakımı için kullanılan aletler, cihazlar, bazı metal parçaları ve filtreler radyoaktif hale gelerek atık olarak isimlendirilebilir. Bu tür atıklar aktiviteleri azalıncaya kadar depolanır veya çimento ya da bitümen ile karıştırılarak depolama yerlerine gömülürler.

Nükleer güç reaktörlerinin çoğu yakıt olarak düşük zenginlikte uranyumdan yapılmış yakıt kullanırlar. Reaktörden çıkarılan kullanılmış yakıtların radyoaktif bozunma süreçleri devam ettiği için sıcaklıkları yüksektir. Bu nedenle radyoaktif bozunmaları hafifleyinceye kadar belirli koşullar altında soğumaya bırakılırlar. Daha sonra son depolama bölgelerine ya da yeniden işleme tesislerine transfer edilirler.

Kullanılmış yakıtların yeniden işlenmesi reaktör yakıtı açısından oldukça önemlidir. Bu sayede yanmış uranyum ve plütonyum, fisyon ürünlerinden ve oluşan ağır elementlerden ayrılır. Yeniden işleme sonucunda oluşan atıklar depolarda bekletilir veya aktivitelerini belirli bir seviyenin altına düşürecek işlemlerden sonra çevreye bırakılabilir. Bu şekilde çevreye bırakılan atıkların aktivite seviyeleri, çevrenin radyasyon düzeyine etki etmeyecek kadar düşüktür.

1.10. Nötron Madde Etkileşimi

Tesir kesiti, bir ortamdaki nötronlar ile aynı ortamdaki çekirdeklerin etkileşime girme olasılığına denir ve cm^2 birimi ile ifade edilir. Ortamdaki çekirdekler ile nötronların etkileşimi saçılma veya absorpsiyon şeklinde olabilir. Nötron madde etkileşimi esnasında meydana gelen reaksiyonlar Şekil 1.5'te görülmektedir.



Şekil 1. 6. Nötron madde etkileşimi reaksiyonları [16]

Saçılma reaksiyonunda bir nötron çekirdeğe çarptıktan sonra saçılır. Bu durum elastik saçılma veya inelastik saçılma olarak iki şekilde meydana gelebilir. Bir nötron ile hedef çekirdek arasında elastik bir saçılma reaksiyonu olduğunda nötron hedef çekirdeğe çarptıktan sonra kinetik enerjisinin bir kısmını hedef çekirdeğe aktararak saçılır ve nötronun kaybettiği enerjiyi hedef çekirdek kazanır. Elastik saçılma reaksiyon sonucunda, çekirdeğin fiziksel yapısında değişme olmaz ve genellikle nötron yapısı da aynı kalır. İnelastik saçılmada ise çekirdeğe nötron çarptıktan sonra çekirdek nötronu absorbe eder, birleşik çekirdek haline gelirler ve sonrasında daha düşük kinetik enerjiye sahip olan nötron geldiği yönden farklı bir yöne gider. Hedef çekirdek uyarılmış halde olacağından dolayı gama ışınması yaparak temel haline geri döner. İnelastik saçılma reaksiyonu ile çekirdeğin fiziksel yapısı değişir ve aynı nötron veya farklı bir nötron çıkabilir.

Bir nötronun hedef çekirdekle birleştiği ve yüklü parçacık veya gama ışınması üretilmediği reaksiyona absorpsiyon denir ve bir yutulma reaksiyonudur. Radyoaktif yakalama, parçacık yayını ve fisyon olmak üzere üç tip yutulma reaksiyonu vardır.

Hedef çekirdek nötronu absorbe etmesiyle birleşik çekirdek oluşur ve atomun kütle sayısı bir artar. Sonrasında birleşik çekirdek, gama ışınması yaparak eski haline geri döner. Buna radyoaktif yakalama denir.

Parçacık yayını reaksiyonunda nötron hedef çekirdek tarafından yutulur ve birleşik çekirdek oluşur. Birleşik çekirdek uyarılmış hale gelir ve yeni bir parçacık yayını

yapar ve sonrasında kalan çekirdek reaksiyonun kütle enerji dengesine bağlı olarak uyarılmış halde olabilir ya da olmayabilir.

Bölüm 1.6'da detaylı olarak bahsedildiği gibi fisyon reaksiyonunda çekirdek bir nötron absorbe eder ve çekirdek iki parçaya ayrılır.

Mikroskobik tesir kesiti, bir nötronun bir çekirdek ile etkileşme ihtimalidir ve σ ile gösterilir. Nötronun çekirdek ile etkileşimi saçılma veya absorpsiyon şeklinde olabileceğinden dolayı toplam mikroskobik tesir kesiti denklem 1.17'deki gibi hesaplanabilir.

$$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_a \quad (1.17)$$

Burada σ_t toplam mikroskobik tesir kesitini, σ_s saçılma tesir kesitini, σ_a absorpsiyon tesir kesitini ifade eder.

Makroskobik tesir kesiti ise bir nötronun N tane çekirdekle etkileşme ihtimalidir. Σ ile gösterilir ve birimi 1/cm'dir. Makroskobik tesir kesitinin, σ ile ilişkisi denklem 1.18'de verilmiştir.

$$\Sigma = \sigma \cdot N \quad (1.18)$$

1.11. Nötron Akısı ve Reaksiyon Oranı

Belirli bir doğrultuda, birim zamanda, birim alandan geçen nötron sayısı olarak ifade edilir ve ϕ şeklinde gösterilir. Birimi ise nötron/cm²-s'dir. Nötron akısı denklem 1.19'da verilmiştir.

$$\phi = n \cdot v \quad (1.19)$$

Denklem 1.19'da verilen, n nötron yoğunluğu (nötron/cm³) ve v nötronların ortalama hızıdır (cm/sn).

Birim hacim başına N tane çekirdek içeren bir ortam, ϕ nötron akısına maruz kaldığında çekirdek ile nötronlar arasındaki toplam etkileşime reaksiyon oranı denir. R ile gösterilir ve birimi reaksiyon/cm³-sn'dir. Reaksiyon oranının denklemi 1.20'deki gibidir.

$$R = \phi \cdot N \cdot \sigma \quad (1.20)$$

1.12. Nötron Çoğalım Faktörleri

Nükleer bir reaktörde, her fisyon başka bir fisyonu başlatarak fisyon zinciri reaksiyonunun oluşmasına neden olur. Zincirleme fisyon reaksiyonunun kendi kendine gerçekleşmesi, fisyon yapabilen bir çekirdeğin, fisyon yapabilen başka bir çekirdeğin bölünmesini sağlayacak olan nötronu üretmesine bağlıdır. Ek olarak, bir sistemde birim zaman için meydana gelen fisyonların miktarı reaksiyon hızı olarak ifade edilir ve reaksiyon hızı bir sistem için sabit olmalıdır.

Bir nötron neslinde fisyonların ürettiği nötron sayısının, bir önceki nötron neslinde absorpsiyon yoluyla yutulan nötronların sayısına oranı sonsuz çoğalım faktörü adı verilir ve k_{∞} şeklinde gösterilir. Sonsuz nötron çoğalım faktörü denklem 1.21'de ifade edilmiştir.

$$k_{\infty} = \frac{\text{bir nötron neslinde fisyonlardan üretilen nötron sayısı}}{\text{önceki nötron neslinde absorpsiyon yoluyla yutulan nötron sayısı}} \quad (1.21)$$

Yukarıdaki denklemden de anlaşılacağı gibi, sonsuz nötron çoğalım faktörü, fisyon nötron popülasyonundaki bir nötronun, kendisini takip eden fisyon reaksiyonundaki nötron popülasyonuna göre değişim oranı olarak da ifade edilebilir. Sonsuz nötron çoğalım faktörü için üç durum söz konusudur. Bunlar;

1. Bir çoğaltıcı sistemde sonsuz nötron çoğalım faktörü 1.0 değerinden küçük ise ($k_{\infty} < 1.0$) zincirleme fisyon reaksiyonları kendiliğinden gerçekleşemez. Dolayısıyla nötron üretimi zamanla azalır ve buna alt kritik durum denir.
2. Bir çoğaltıcı sistemde sonsuz nötron çoğalım faktörü 1.0 değerine eşit ise ($k_{\infty} = 1.0$), nötron popülasyonunda zamanla bir değişim söz konusu değildir. Zincirleme fisyon reaksiyonları kendiliğinden devam eder ve bu koşul kritik durum olarak tanımlanır.
3. Bir çoğaltıcı sistemde sonsuz nötron çoğalım faktörü 1.0 değerinden büyük ise ($k_{\infty} > 1.0$), çoğaltıcı sistemden ihtiyacından fazla nötron üretmektedir. Sistemin nötron popülasyonu zamanla katlanarak artmaktadır ve bu koşul süperkritik durum olarak tanımlanır.

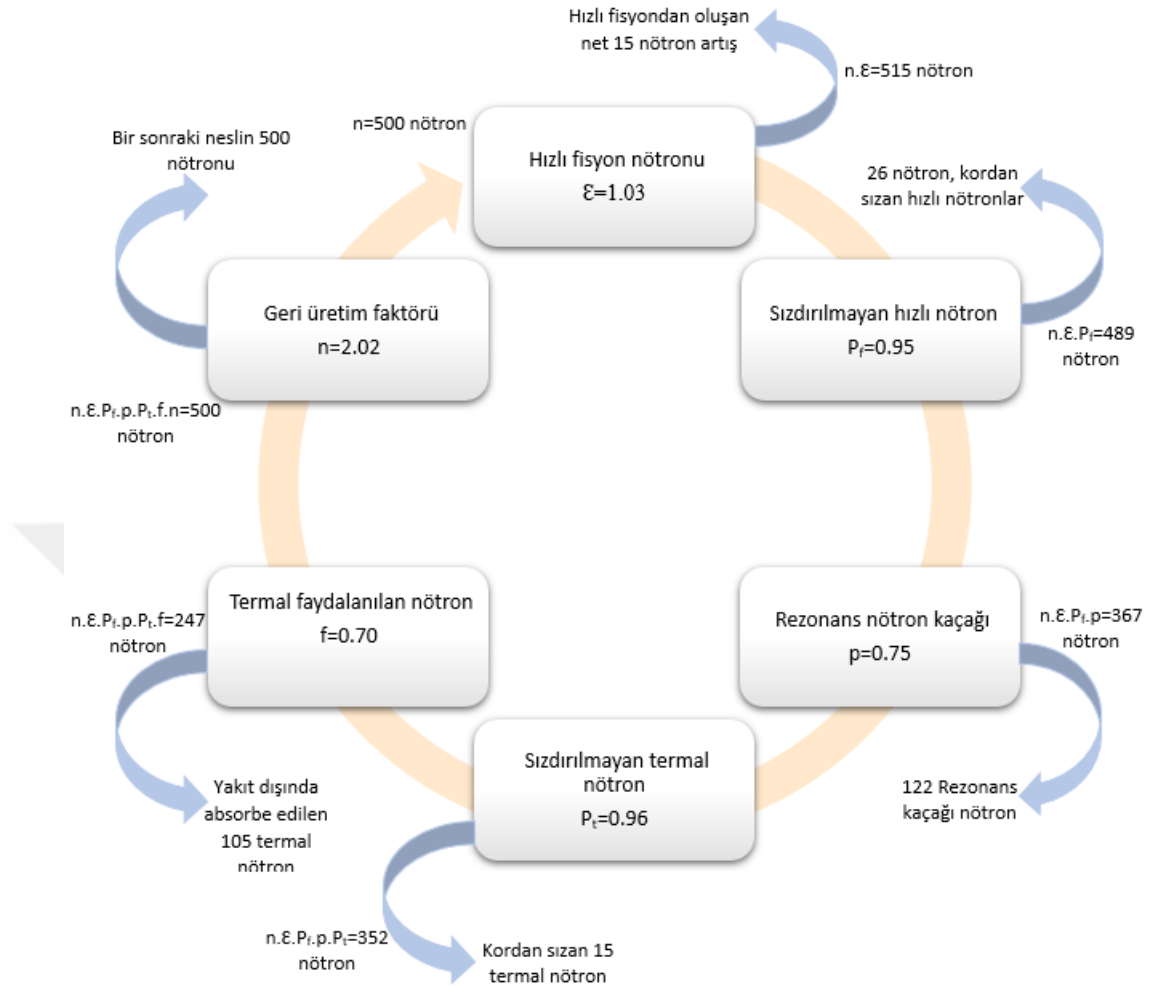
Nükleer reaktörlerde sonsuz çoğalım faktörü, reaktörden hiçbir nötron kaçağı olmadığı varsayımını içerir. Ek olarak ortam, yakıt ve moderatör sızıntıları bulunmayan sonsuz büyüklükte bir çoğaltıcı sistem olarak ele alınır. Ancak gerçekte tüm nükleer reaktörlerde, nötronlar reaktör korundan sızıntı yaparak kaçak oluşturabilir. Bu durumda reaktör için sonlu ortam yaklaşımıyla nötronik hesaplar yapılır. Reaktör korunda meydana gelen nötron sızıntılarını da hesaba katan çoğalım faktörü, etkin nötron çoğalım faktörüdür. Sonsuz nötron çoğalım faktörü k_{∞} şeklinde gösterilirken bunun sonlu formu olan etkin nötron çoğalım faktörü ise k_{eff} şeklinde gösterilmektedir. Etkin nötron çoğalım faktörü, bir nötron neslinde fisyon tarafından üretilen nötron sayısının önceki nötron neslinde absorpsiyon ve sızıntı yoluna kaybedilen nötronların sayısına oranı şeklinde tanımlanır. Bu iki terim reaktör kontrolü için oldukça önemlidir. Reaktörün istenilen herhangi bir güç seviyesi için, etkin nötron çoğalım faktörü olabildiğince 1.0 değerine yakın olmalıdır. Sonsuz nötron çoğalım faktörü ve etkin nötron çoğalım faktörü matematiksel olarak sırasıyla denklem 1.22 ve 1.23'te verilmiştir.

$$k_{\infty} = n \cdot \epsilon \cdot p \cdot f \quad (1.22)$$

$$k_{eff} = k_{\infty} P_f P_t \quad (1.23)$$

1.13. Dört Faktör Formülasyonu

Bir nükleer reaktörde, sonsuz nötron çoğalım faktörü en önemli fiziksel işlemler arasında yer alır. Sonsuz bir sistem için reaktörün boyutu ve şeklinden bağımsız dört faktör bulunmaktadır. Genellikle sonsuz nötron çoğalım faktörü; hızlı fisyon faktörü, rezonans kaçağı olasılığı, termal kullanım faktörü, çoğalım faktörü olmak üzere dört faktör formülasyonu adı altında incelenir. Kritik çalışan bir nükleer reaktör için 500 nötronun yaşam döngüsü şekil 1.7'de verilmiştir.



Şekil 1.7. Kritik çalışan bir reaktör ($k_{eff}=1$) için 500 nötronun yaşam döngüsü şeması

Hızlı Fisyon Faktörü: Bir nötronun yaşam döngüsünün ilk basamağı hızlı fisyon faktörü aşamasıdır. Hızlı fisyon süreci, termal enerjilerden daha yüksek enerjilerde meydana gelir ve genellikle enerjisi 1 MeV'den yüksektir. Hızlı fisyon, çoğunlukla ^{238}U atomunda meydana gelirken ^{235}U ve ^{239}Pu gibi diğer fisil izotoplarda da meydana gelebilir. Diğer fisil izotoplar gibi ^{238}U 'in fisyon tesir kesiti de nispeten düşüktür ancak reaktör çekirdeğinde ^{238}U izotopu daha geniş miktarlarda kullanılmaktadır. (Termal reaktörlerde genellikle %5 oranında düşük zenginlikte ^{238}U izotopu kullanılır.)

Hızlı fisyon süreci, bir nötron neslinde hızlı nötron popülasyonunu artıran hızlı fisyon faktörü ile karakterize edilir ve hızlı fisyon faktörü ϵ sembolü ile gösterilir. Bütün enerji seviyelerinde fisyonlar tarafından üretilen hızlı nötron sayısının, sadece termal

fisyonlarla üretilen hızlı nötron sayısına oranı hızlı fisyon faktörü olarak tanımlanır ve matematiksel olarak denklem 1.24'te verilmiştir.

$$\epsilon = \frac{\text{tüm enerjilerde fisyonlar tarafından üretilen hızlı nötron sayısı}}{\text{termal fisyonlarla üretilen hızlı nötron sayısı}} \quad (1.24)$$

Homojen bir reaktör korunda, yakıt çekirdekleri faza sayıda moderatör çekirdekleri ile çevrilidir. Dolayısıyla hızlı bir nötronun ilk çarpışmasını moderatör çekirdeğiyle yapma ihtimali yüksektir. Bu çarpışma durumunda hızlı nötron kinetik enerjisinin nispeten daha büyük bir kısmını kaybeder. Bu nedenle homojen reaktör korlarında hızlı fisyon faktörleri genellikle 1.00'dir.

Heterojen bir reaktör korunda, yakıt çekirdekleri, yakıt çubukları içinde kapsüllenmiş halde bulunurlar. Bu durum, yakıt çekirdeğinin başka yakıt çekirdekleri ile çarpışmasına neden olur. Bu nedenle heterojen reaktör korlarında hızlı fisyon faktörleri 1.00'den yüksektir ve diğer faktörlere göre moderatör sıcaklığı ve yakıtın yanmasından en az seviyede etkilenir.

Rezonans Kaçağı Olasılığı: Bütün enerji seviyelerinde fisyonlarla üretilen hızlı nötronların sayısı hızlı fisyon faktörü basamağında belirlenmiştir fakat termal reaktörlerde fisyonlar termal enerji seviyelerinde meydana gelmektedir. O halde hızlı nötronların termalize edilmesi gerekir. Fakat bu süreçte nötronlar termal çekirdeklerle çarpışabileceği gibi yakıt çekirdekleriyle de çarpışabilirler. Hızlı bölge ile termal bölge arasında genellikle ^{238}U izotopu rezonans bölgesi oluşturur. Nötronlar bu bölgede yavaşlarken enerjileri 6-200 eV arasında değişmektedir. Bir nötronun rezonans bölgesinde yakalanmadan geçebilmesi ihtimaline rezonans kaçağı denir ve p sembolü ile gösterilir. Rezonans kaçağı olasılığı, termal enerjiye yavaşlayan nötron sayısının, yavaşlamaya başlayan hızlı nötron sayısına oranıdır ve denklem 1.25'te ifade edilmiştir.

$$p = \frac{\text{termal enerjiye ulaşan nötron sayısı}}{\text{yavaşlamaya başlayan hızlı nötron sayısı}} \quad (1.25)$$

Reaktör korunun geometrisi ve düzenlenişi, rezonans kaçağı olasılığını önemli derecede etkiler. Yakıt çekirdeklerinin, çevresindeki moderatör çekirdekleriyle iletişimde olduğu homojen bir reaktör çekirdeğinde rezonans nötronu yakıt çekirdeğiyle kolaylıkla çarpışabilir. Heterojen yakıt çekirdeklerinde ise, yakıt çekirdeği yakıt çubuğu içerisinde kapsüllenmiş halde bulunduğu için hızlı nötronun kaçması ihtimali artmaktadır.

Dolayısıyla homojen yakıt çekirdeklerinde rezonans kaçağı olasılığı, heterojen yakıt çekirdeklerine oranla oldukça düşük seviyededir. Rezonans kaçağı olasılığı heterojen yakıt korlarında genellikle 0.75 değerindedir. Ancak nükleer reaktörün çalışması esnasında rezonans kaçağı olasılığı değerinin değiştirilebilir olması gerekir. Ayrıca rezonans kaçağı faktörü, nükleer reaktörün hızlı güç değişimlerine karşı güvenliğinin sağlanması açısından oldukça önemlidir.

Termal Kullanım Faktörü: Nötronlar rezonans kaçağına uğramadan korda kaldıklarında termal seviyeye yavaşlarlar ve absorbe edilene kadar kor içinde yayılmaya devam ederler. Kor içindeki bu termal nötronları absorbe edecek birçok malzeme vardır. Termal kullanım faktörü, nükleer yakıtın tüm izotoplarında absorbe edilen termal nötron sayısının, çekirdeği oluşturan tüm malzemede absorbe edilen termal nötron sayısına oranıdır. Kısaca termal kullanım faktörü, yakıtta yutulan termal nötronların ne kadarının etkili olduğunun bir değeri olarak tanımlanabilir. Termal kullanım faktörü f sembolü ile gösterilir ve denklemi 1.26'da verilmiştir.

$$f = \frac{\text{nükleer yakıtta yutulan termal nötron sayısı}}{\text{reaktör korunu oluşturan tüm malzemede yutulan termal nötron sayısı}} \quad (1.26)$$

Geri Üretim Faktörü: Genellikle nükleer yakıt olarak kullanılan atomların birçok izotopları bulunmaktadır ve bu atomlardan sadece bölünebilen izotoplar yakıt için değerlidir. Doğal uranyum yakıtında ^{235}U , ^{238}U ve ^{234}U olmak üzere üç izotop yakıt hesaplamaları için önemlidir. Yakıtın yanma oranının artmasının sonucu olarak, plütonyum izotopları oluşur ve özellikle oluşan ^{239}Pu , ^{240}Pu ve ^{241}Pu izotopları da geri üretim faktörü hesaplamalara dahil edilmelidir.

Nükleer reaktör korlarında meydana gelen absorpsiyon reaksiyonlarının tamamı fisyon reaksiyonlarını oluşturmamaktadır. Tüm absorpsiyon reaksiyonlarının yaklaşık %15'inde nötronlar ışınlama ile yutulurken reaksiyonların yaklaşık %85'inde yutulan nötronlar fisyon reaksiyonlarını oluşturur. Bütün bölünebilir çekirdekler farklı bölünebilme olasılıklarına sahiptir ve bu olasılıklar mikroskobik kesitleri tarafından belirlenmektedir.

Nötronlar bir jenerasyonu bitirdiğinde yeni bir jenerasyonu başlatacak nötronlar üretilir ve bu yeni jenerasyon nötronlarının sayısını belirlemek için geri üreme faktörü kullanılır. Geri üreme faktörü, termal fisyonlar tarafından üretilen hızlı nötronların

sayısının, yakıtta yutulan termal nötronların sayısına oranı olarak tanımlanır ve n sembolü ile ifade edilir ve denklem 1.27’de olduğu gibi formülize edilebilir.

$$n = \frac{\text{termal fisyonlar tarafından üretilen hızlı nötron sayısı}}{\text{yakıtta yutulan termal nötron sayısı}} \quad (1.27)$$



2. BÖLÜM

NÜKLEER REAKTÖRLER

2.1. Basınçlı Su Reaktörü, PWR

Basınçlı su reaktörü ilk olarak ABD donanması için nükleer denizaltı yapımı için tasarlanmıştır. İsmi PWR şeklinde kısaltılan basınçlı su reaktörü, günümüzde ise ticari amaçla kullanılan en yaygın nükleer reaktör tipidir.

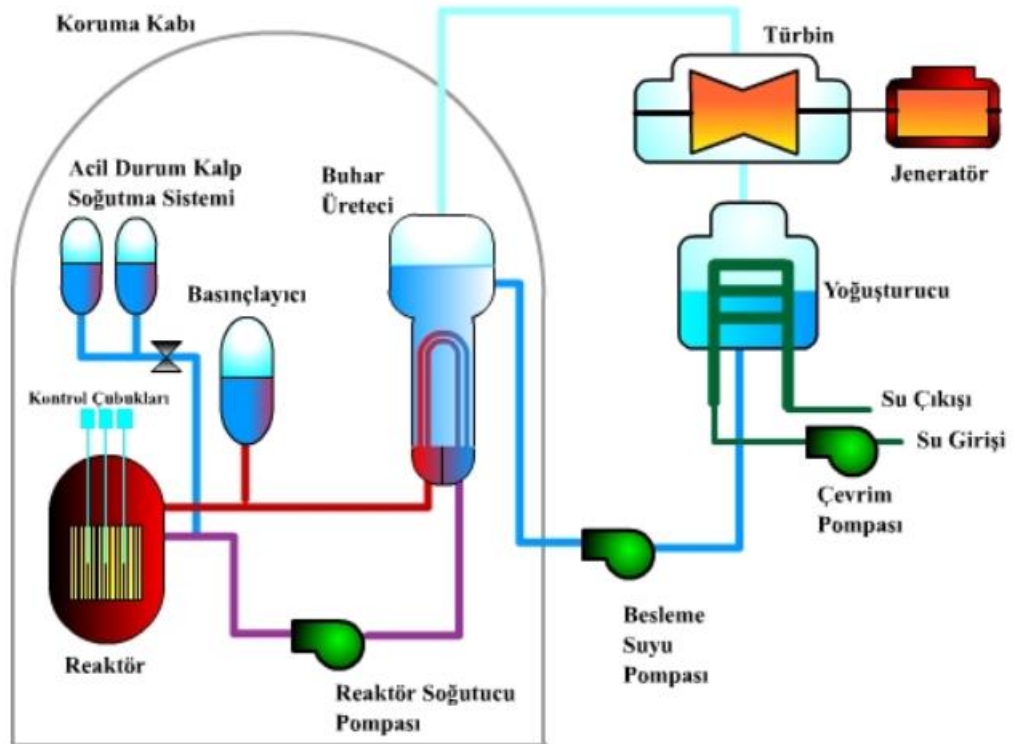
PWR'ler %2-4 oranında zenginleştirilmiş uranyum yakıtlı, termal bir reaktör olup soğutucu ve moderatör olarak su kullanılmaktadır. Suyun düşük maliyetli olması ve özelliklerinin iyi bilinmesi basınçlı su reaktörünün yaygın olarak kullanılmasını sağlamaktadır. İki aşamalı soğutma sistemi vardır ve 150 atm sistem basıncı sayesinde soğutucu sürekli sıvı formda kalmaktadır. Yüksek sistem basıncı, daha kuvvetli, yüksek maliyetli borulama ve basınç kabı gerektirir.

Basınçlı su reaktörleri nispeten daha küçük bir reaktör kalbine sahiptir. Reaktör kalbinde gerçekleşen nükleer fisyon reaksiyonları sayesinde oluşan ısı, yakıt çubuklarından suya aktarılır. Yüksek basınçlı su, soğutucu pompaları yardımıyla, reaktör kalbinde 292 °C giriş sıcaklığından 326 °C çıkış sıcaklığına kadar ısıtılır. Isınan su ikincil bir buhar sistemine giderek burada 68 bar ve 285 °C sıcaklıkta buhar üretilir. Türbin ve jeneratör buhar tarafından çalıştırılır. Türbinden çıkan buhar yoğuşturucudan geçer ve elde edilen su buhar üreteçlerine geri pompalanır. Yoğuşturucuda açığa çıkan atık ısı, nehir, göl, deniz suyu veya bir soğutma kulesi yardımıyla çevreye bırakılır.

Basınçlı Su Reaktörü Soğutucu Sistemi: Basınçlı su reaktörlerinde soğutucu olarak kullanılan su, basınç kabını terk ederken, reaktör kalbinde üretilen ısıyı birincil soğutucu devresi sayesinde buhar üreteçlerine taşır ve tekrar basınç kabına geri döner. PWR soğutucu sistem borularının iç çapları 750 mm'dir ve her bir birincil sistem

soğutucu pompaları 8 bar basınçta çalışarak 4-5 MW güç üretmektedir. Tüm birincil sistem östenitik çelikle kaplanmıştır. Yaklaşık 70 bar basınca sahip olan soğutucu, buhar üreticilerinde buharlaştırılır ve %25'ten daha düşük bir nem oranına sahip olur. Radyoaktif olan birincil ve ikincil soğutucu tüplerle birbirinden ayrılır. Türbin vanaları sayesinde buhar, türbinin yüksek basınç bölümüne gider ve tekrar ısıtıldıktan sonra da türbinin düşük basınç bölümüne akar. Buhar yoğusturucuda sıvı faza gelerek besleme suyuna pompalanır. Ana besleme suyu pompaları basınçlı suyu buhar üreticilerine gönderir.

Soğutucu sistemlerinde, hacim kontrol sistemi gibi bazı yardımcı sistemlere ihtiyaç vardır. Reaktörün soğutma sisteminin sıcaklığındaki değişimleri ve işletimsel etkilerin sebep olduğu olumsuzlukları dengelemek amacıyla hacim kontrol sistemleri kullanılmaktadır. Bu gibi olumsuzluklar basınçlandırıcıdaki su seviyesiyle kontrol altına alınabilir. Soğutma suyunun bir kısmı dışarı alınarak saflaştırılabilir ve korozyon ürünleri ve radyasyon ürünleri de çıkarılabilir.



Şekil 2.1. Basınçlı hafif su reaktörü (PWR) [17]

Basınçlı Su Reaktörleri Kontrol ve Koruma Sistemleri: PWR kalbi içindeki reaktivite değişimleri, aksel hareket eden kontrol elemanlarıyla dengelenir fakat kalp içinde fisyon reaksiyonları sonucu fisyon ürünlerinin birikmesi ve yakıtın azalması gibi durumlarda kontrol, birincil soğutucunun borik asit derişiminin ayarlanmasıyla sağlanır.

Basınçlandırıcı, soğutucu basıncının sistem basıncı olan 158 barda sabit tutulmasını sağlar ve su düzeyi hacim kontrol sistemi tarafından kontrol edilir. Buhar üreticine besleme suyu ilavesi ise besleme suyu kontrol sistemi tarafından düzenlenir.

Basınçlı su reaktöründe belirli kritik değerler aşıldığı zaman, PWR koruma sistemi otomatik olarak devreye girer. Bu koruma sistemleri aşağıdaki gibidir.

Reaktörün kapatılması: Reaktör kalbi içinde gerçekleşen fisyon reaksiyonları sonucu reaktör kritik değerini aştığı durumlarda, soğurucu çubuklar kalp içerisine bırakılarak yeni fisyon reaksiyonlarının oluşumu engeller. Reaktör kritik altı duruma geçer.

Acil durumda güç temini: Nükleer güç santralleri genellikle enterkonnekte sistemlere bağlıdır. Bu sistemin arıza yapması gibi durumlarda, sistemin enterkonnekte sistemle bağlantısı kesilerek reaktörün güç üretimi santral gereksinimi seviyesine düşürülür. Bu durumda santral kendi güç ihtiyacını izole bir işletimle sağlar. Eğer bu işletme de devre dışı kalırsa, bu durumda güç ihtiyacı yedek dizel jeneratörler ve batarya sistemleri tarafından sağlanır. Bu yedek güç sağlama durumuna acil durum güç temini denir.

Acil durum besleme suyu sistemi: Ana besleme suyu pompalarının görevlerini yerine getiremediği durumlarda buhar üreticileri için besleme suyu sağlar ve ana güç sağlayan sistemin devre dışı kaldığı durumlarda acil durum güç sisteminden beslenir. Acil durum besleme suyu sistemi, besleme suyu tankı ya da demineralize su tankı gibi yedek su rezervlerine sahiptir ve yaklaşık olarak 10-15 saat artık ısı tahliyesine izin verir.

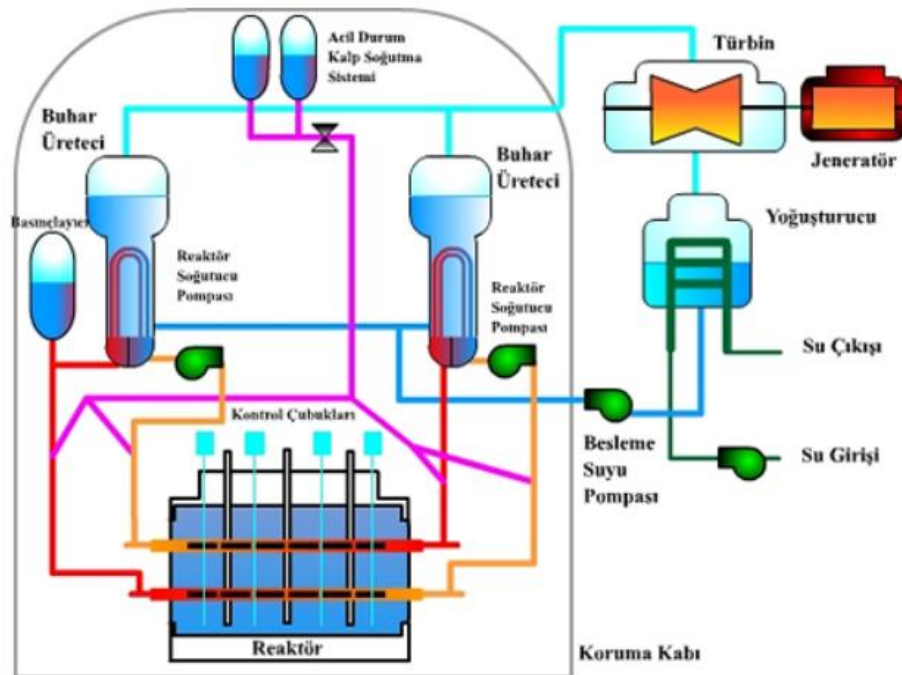
Acil durum soğutma ve artık ısı tahliye sistemleri: Basınçlı su reaktöründe birincil devrede basınç ve sıcaklık düştüğünde reaktörün gücü azalır ve acil durum soğutma ve atık ısı tahliye sistemleri çalışır. Böyle bir durumda sistem atık ısıyı uzaklaştırır ve reaktör soğumaya devam eder. Bir PWR'de soğutucu kaybı meydana geldiğinde yine acil durum soğutma ve artık ısı tahliye sistemleri devreye girerek basınç kabındaki soğutucu seviyesini sabit tutar ve reaktörün soğumasını kontrol altında alır.

Reaktör koruma kabının kapanması: Bir kaza anında reaktör koruma sistemi santraldeki tüm boruların giriş ve çıkışlarını kapatır. Yanı sıra içteki çelik koruma kabı ile dıştaki çelik takviyeli betonarme zırh arasındaki boşluğun basıncını atmosfer basıncından daha düşük tutarak radyoaktivite sızması engellenir veya kontrollü bir şekilde filtreler yardımıyla dışarı atılır [18].

2.2. Ağır Sulu Reaktörler, CANDU

Ağır su yavaşlatıcılı reaktörler Kanada, Avrupa ve Japonya'da geliştirilmektedir. Bu tez çalışmasında Kanada'da geliştirilen standart CANDU reaktör tipi üzerinde çalışılmıştır.

CANDU reaktörü, doğal uranyum yakıtlı termal bir reaktördür. Bu reaktör, basınçlı su reaktörlerinin aksine moderatör ve soğutucu olarak ağır suyu kullanması açısından belirgin bir farklılık gösterir. Ağır su, hem hafif suya hem de grafitle kıyaslandığında, çok daha az nötron absorbe eder. Bu nedenle ağır su yüksek maliyetli bir malzeme olmasına rağmen iyi bir moderatördür. CANDU reaktöründe hem moderatör hem de soğutucu olarak ağır su kullanılırken soğutucu olarak hafif su veya karbondioksit kullanan ağır sulu reaktörler de vardır. Bu tip reaktörlerde yakıtın az da olsa zenginleştirilmesi gerekmektedir.



Şekil 2.2. Basınçlı ağır su reaktörü, (CANDU) [19]

CANDU reaktörü, reaktör çekirdeği yapısı, kullanılan yakıt türü, moderatörü ve soğutma sıvısıyla diğer nükleer reaktörlerden bir ölçüde farklılaşmaktadır.

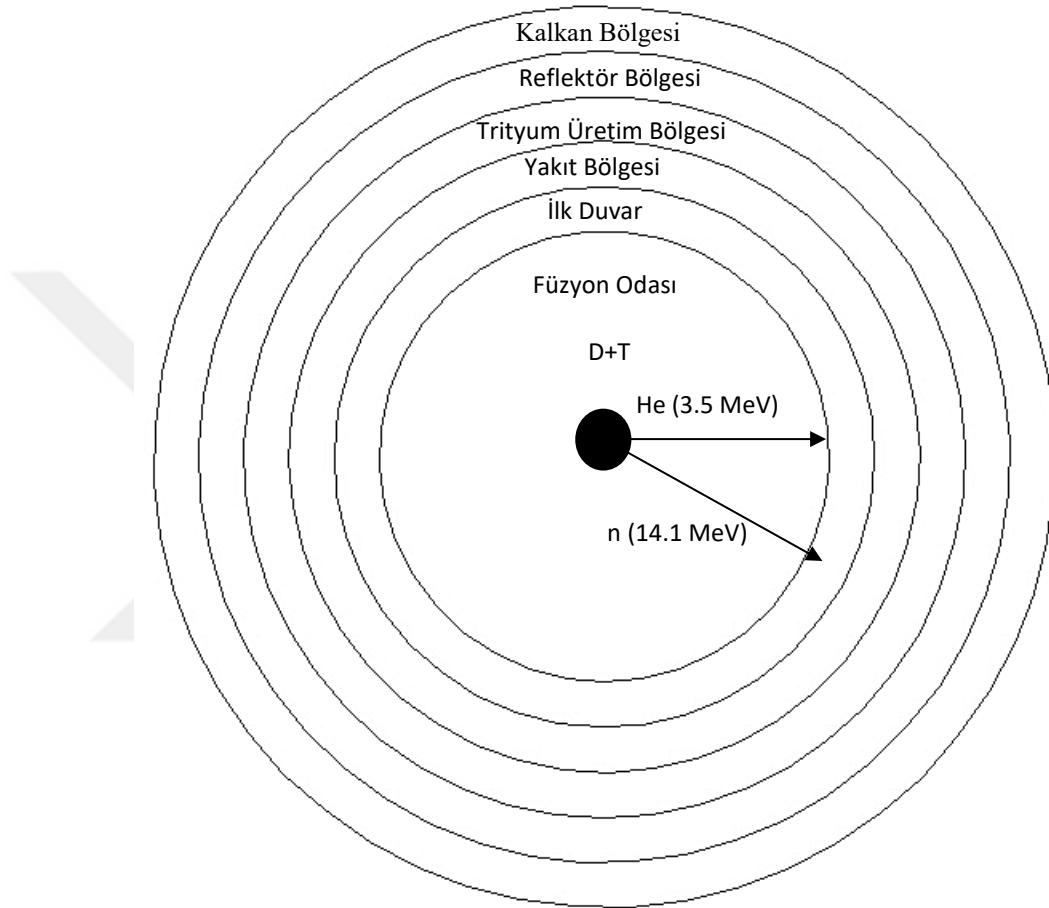
CANDU reaktörünün çekirdeği silindirik şekilli bir tankta tutulur ve bu tanka kalandriya adı verilir. Hafif sulu reaktörlerin çekirdekleri dikey tanklarda tutulurken CANDU ağır sulu reaktörün çekirdeği yatay tanklarda muhafaza edilir. Bu tankın içinde yakıt kanalları bulunur ve her yakıt kanala iki boru yerleştirilmiştir. Bu boruların dışta yerleşmiş olanına kalandriyal boru ve içteki boru basınç borusudur. Reaktörün bu tasarımı çalışma sırasında yakıt yükleme işleminin gerçekleşmesine izin verir ve bu yöntemle CANDU reaktörü diğer reaktörlerden daha avantajlıdır.

Nükleer reaktörlerde moderatör, reaktör korunda fisyon reaksiyonları sonucu açığa çıkan nötronları yavaşlatan ve böylece daha fazla fisyon reaksiyonunun gerçekleşmesine sebebiyet veren en önemli maddelerden birisidir. Hafif su reaktörlerinin aksine CANDU reaktöründe D_2O kimyasal formülü ile bilenen ve hidrojenden farklı olarak iki atomlu döteryum içeren ve merkezinde bir nötron bulunan ağır su kullanılır. Zenginleştirilmiş yakıt kullanan reaktörlerde nötron dengesi bor kontrol çubuklarıyla sağlanırken doğal uranyumu yakıt olarak kullanan CANDU reaktöründe nötron dengesi moderatör olarak görev yapan ağır suyun nötronik özellikleriyle sağlanmaktadır.

2.3. Fisyon- Füzyon Sürücülü Hibrit Reaktörler

Nükleer reaktörler enerji üretimi konusunda oldukça başarılı olmasına rağmen enerji üretimiyle birlikte nükleer atıklar da oluşmaktadır. Ortaya çıkan bu nükleer atıkların geri dönüşümü için birçok yöntem geliştirilmiştir ve fisyon-füzyon sürücülü hibrit reaktörler de bunlardan bir tanesidir. Fisyon-füzyon hibrit reaktörlerde nükleer reaktörlerin oluşturduğu atıklar kullanılırken yine nükleer reaktörler için gerekli olan yakıtlar da üretilir. Dolayısıyla bu hibrit reaktörler ile nükleer reaktörleri birlikte kullanarak verimli bir sistem oluşturulabilir. Fisyon-füzyon hibrit reaktörlerde, fertil-fisil dönüşüm reaksiyonları sayesinde fertil yakıtlar fisil yakıtlara dönüştürülür ve az da olsa füzyon reaksiyonlarından da enerji açığa çıkar. Sonuç olarak bu reaktörler hem fisyon reaksiyonlarını hem de füzyon reaksiyonlarını bir arada gerçekleştirdikleri için enerji üretimiyle birlikte yakıt üretimini de sağlarlar.

Fisyon-füzyon hibrit reaktörlerde, fisyon-füzyon ve üretim reaksiyonları hibrit blanket bölgesinde gerçekleşmektedir. Şekil 2.3'te reaksiyonların meydana geldiği hibrit blanketin katmanları şematik olarak verilmiştir. Bu katmanlar sırasıyla, ilk duvar, yakıt bölgesi, trityum üretim bölgesi, reflektör bölgesi ve kalkan bölgesidir.



Şekil 2.3. Fisyon-füzyon hibrit reaktör blanket geometrisi (boyutlar ölçekli değildir)

İlk Duvar: Bu bölge, blanketin diğer katmanlarını, plazmanın sebep olduğu elektromanyetik radyasyon ve yüklü taneciklerin bombardımanından korumak ile görevlidir. Bu nedenle ilk duvar malzemesinin füzyon sunucu oluşacak yüksek enerjinin sıcaklığından etkilenmeyecek bir malzeme olması uygundur. Çoğunlukla paslanmaz çelik, silisyum karbür ve karbon kompozit gibi malzemeler ilk duvar bölgesi için uygundur.

Yakıt Bölgesi: Bu bölgede kullanılmış yakıtın yeniden düzenlenmesi ve fertil yakıtların fisil yakıtlara dönüşümü olayları gerçekleştirilir. Ek olarak yakıt bölgesinde uzun ömürlü fisyon ürünleri kararlı hale getirilebilir.

Trityum Üretim Bölgesi: Döteryum-Trityum sürücüsünün ihtiyacı olan trityum bu bölgede üretilir ve genellikle lityum oksit, lityum veya flibeden meydana gelir.

Reflektör Bölgesi: Bu bölge blanketten sızan nötronları geri blankete almak için vardır. Reflektör bölgesinde kullanılacak malzemenin saçılma tesir kesiti yüksek olması gerekir. Bu sayede kaçan nötronlar absorbe edilmek yerine saçılarak tekrar blankete dönebilir. Reflektör bölgesi trityum üretim bölgesinin ya da yakıt bölgesinin arkasında olabilir.

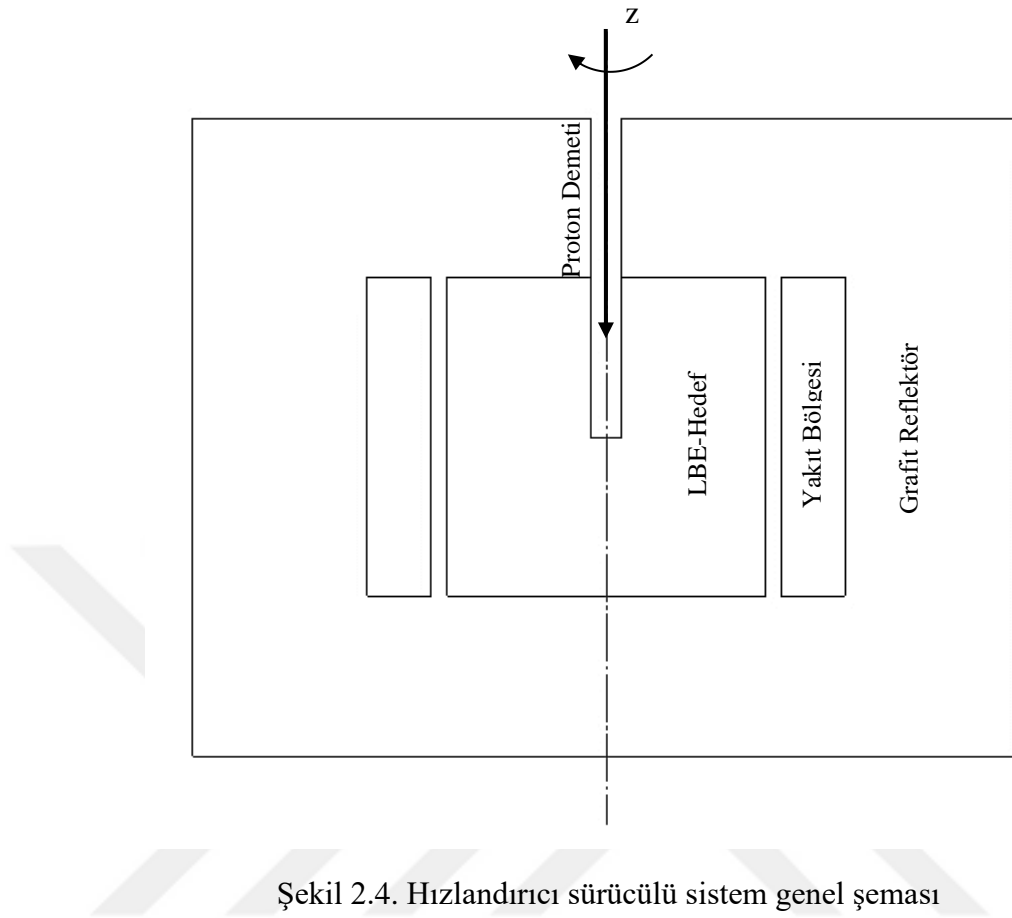
Kalkan Bölgesi: Nötronların blanket dışarısına kaçmasını engellemek amacıyla oluşturulan bir bölgedir. Bu bölgede kullanılan malzemenin nötron absorbe etme özelliği yüksek olmalıdır ve bunun için genellikle B₄C şeklinde ifade edilen bor karbür kullanılır [20].

2.4. Hızlandırıcı Sürücülü Sistem

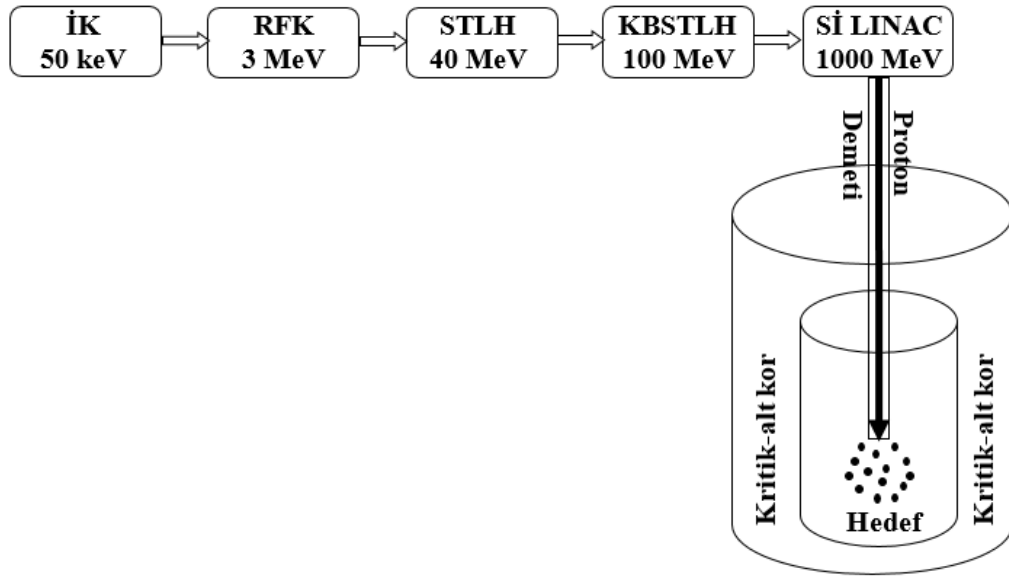
Günümüzde nükleer atıklar için jeolojik depolar kullanılmaktadır fakat bu yöntem kalıcı bir çözüm değildir. Hızlandırıcı sürücülü sistem (HSS) nükleer atıkların yönetimi konusunda iyi bir çözüm sunmaktadır. Ayrıca HSS'ler kritik altı çalışması sayesinde daha güvenlidir.

Hızlandırıcı sürücülü sistemler, hızlandırıcı, spallasyon nötron hedefi ve kritik-altı kor olmak üzere üç ana bölümden oluşmaktadır.

Hızlandırıcı sürücülü sisteminde, öncelikle hızlandırıcıda 500-3000 MeV'e kadar enerjilenen proton demeti spallasyon nötron hedefine çarpar ve çok sayıda nötron açığa çıkarır. Bu nötronlar kritik altı bölgesine geçerek fisyon, fertil-fisil dönüşümü gibi reaksiyonlar yaparlar. Bu noktada sistemin güvenliği için nükleer reaktörlerdeki gibi kontrol çubukları kullanmak yerine, hızlandırıcı sürücülü sistemler proton demetini kesmek suretiyle reaksiyonları durdurur.



Hızlandırıcı: HSS'lerde genellikle lineer ve siklotron hızlandırıcılar kullanılmaktadır ve lineer bir hızlandırıcıda protonun hızlandırılması şekil 2.5 'de verilmiştir. Şekilde 50 keV'luk bir proton 1000 MeV'ye hızlandırılmaktadır. Öncelikle 50 KeV'luk proton iyon kaynağı 3 MeV'luk radyo frekans kuadrupole, sonra 40 MeV'luk sürüklenme tüpü lineer hızlandırıcıya daha sonra 100 MeV'luk kavite birleştirilmiş sürüklenme tüpü lineer hızlandırıcıya ve son olarak da 1000 MeV'luk süper iletken lineer hızlandırıcıya hızlandırılmıştır [21].



Şekil 2.5. HSS için 1000 MeV'lik LINAC aşamaları (İK: İyon Kaynağı, RFK: Radyo Frekans Kuadropol, STLH: Sürüklemeye Tüpü Lineer Hızlandırıcı, KBSTLH: Kavite ile Birleştirilmiş Sürüklemeye Tüpü Lineer Hızlandırıcı ve Sİ LINAC: Süper İletken Lineer Hızlandırıcı) [21]

Spallasyon Nötron Hedefi: Hızlandırıcıda hızlanan proton daha sonra spallasyon nötron hedefine çarparak nötron üretir. Bu bölgede üretilen nötronların sayısı, hedef malzemeye ve proton demetinin enerjisine bağlıdır. Hedef malzemeye göre üretilen nötron sayısı değişiklik gösterirken, proton demetinin enerjisi arttıkça üretilen nötron sayısı da orantılı bir şekilde artmaktadır. Ek olarak, fazla spallasyon ürünü oluşturacak olan malzemeler hedef malzeme olarak uygun değildir. Spallasyon ürünlerinin dağılımı proton enerjisine ve hedef malzemeye göre değişim göstermektedir [22] .

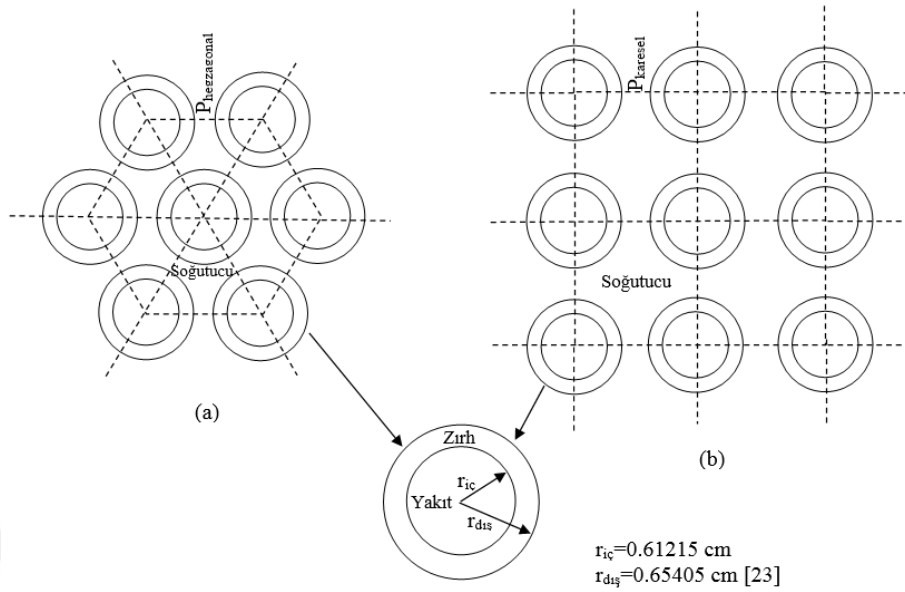
Kritik-altı Kor: Hızlandırıcı sürücülü sistemlerde, hızlandırıcıda hızlanan protonlarda spallasyon nötron hedefinde nötron üretimini sağladıktan sonra, yakıtın da içinde bulunduğu kritik-altı kor bölgesine gelerek burada çeşitli nükleer reaksiyonlarla çoğalırlar.

3. BÖLÜM

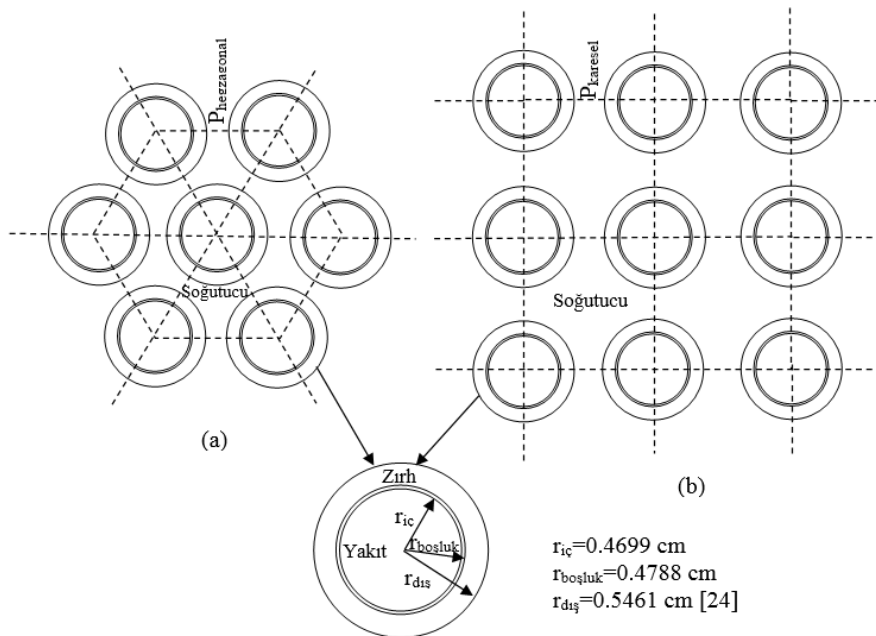
SONSUZ REAKTÖR ORTAMI YAKLAŞIMIYLA YAKIT ARA UZUNLUĞUNUN NÖTRONİK VERİLER ÜZERİNDEKİ ETKİSİNİN ANALİZİ

3.1. Sonsuz Yakıt Ortamı

Sonsuz reaktör ortamı yaklaşımı analizi, hem kritik altı hem de kritik nükleer reaktörlerin nötronik davranışlarını kolayca anlamak için yararlı bir yöntemdir. Bu çalışmada, dünyada en çok kullanılan ticari güç reaktörü olan CANDU ve PWR'nin yakıt çubukları, soğutma sıvısı ile birlikte ayrı ayrı ele alınmıştır. Altıgen ve kare olarak düzenlenmiş yakıt çubuklarının aynı hacimsel orana sahip halleri ayrı ayrı incelenmiş ve her bir yakıt çubuğu düzenlemesi için karşılaştırılmıştır. Sonsuz bir yakıt ortamını simüle etmek için, yakıt çubuğunu çevreleyen soğutma sıvısının yan sınırları yansıtıldığı varsayılırken, yakıt çubuğu ve soğutma sıvısının tabanları beyaz sınır koşulu olarak kabul edilmiştir. Sonsuz bir ortamda altıgen ve kare şeklinde düzenlenmiş CANDU ve PWR 15x15 yakıt çubuklarının yatay bölümleri sırasıyla Şekil 3.1 ve 3.2'de gösterilmektedir.



Şekil 3.1. Sonsuz bir ortamda (a) hegzagonal ve (b) kare şeklinde düzenlenmiş CANDU yakıt çubuklarının geometrisi ($P_{hegzagonal}$ ve $P_{karesel}$, iki yakıt çubuğunun merkezleri arasındaki mesafe olan ara uzunluğudur, $P_{hegzagonal}$ 2 ila 20 cm arasında artar, ve $P_{karesel} = 0.931 \cdot P_{hegzagonal}$, boyutlar ölçekli değildir)



Şekil 3.2. Sonsuz bir ortamda (a) hegzagonal ve (b) kare şeklinde düzenlenmiş PWR 15x15 yakıt çubuklarının geometrisi ($P_{hegzagonal}$, 1.2 ila 4 cm arasında artar ve $P_{karesel} = 0.931 \cdot P_{hegzagonal}$, boyutlar ölçeklidir)

CANDU ve PWR 15x15 yakıt çubukları, sırasıyla doğal UO_2 [1] ve %4.66 zenginleştirilmiş UO_2 [2] içermektedir. Bu yakıt durumlarına ek olarak, toryum kullanımı durumları için UO_2 ve ThO_2 'nin yakıt karışımları dikkate alınmıştır. CANDU yakıt çubuklarında, yakıt karışımındaki ThO_2 oranları %0'dan %50'ye artan şekilde değiştirilirken, PWR 15x15 yakıt çubuklarında %10'dan %60'a kadar değiştirilerek incelenmiştir. Bununla birlikte, CANDU yakıtının %50 ThO_2 ile karıştırıldığı durumda, yakıt verimli toryum ile karıştırıldığı için %2 oranında zenginleştirilmiş bir UO_2 kullanılmaktadır. CANDU yakıt çubukları ağır su (D_2O) ile soğutulurken, PWR15x15 yakıt çubukları hafif su (H_2O) ile soğutulmaktadır. Her iki yakıt çubuğu da zircaloy-4 zırhı ile kaplanmıştır. İncelenen yakıt çubuklarında kullanılan malzemelerin yoğunlukları Tablo 3.1'de verilmiştir.

Tablo 3.1. CANDU ve PWR 15x15 Yakıt Çubuklarında Kullanılan Malzemelerin Yoğunluğu [g / cm^3]

Yakıt		Soğutucu		Zırh
UO_2	ThO_2	H_2O	D_2O	Zircaloy-4
10.97	9.88	1.0	1.1	6.56

3.2. Hesaplama Prosedürü

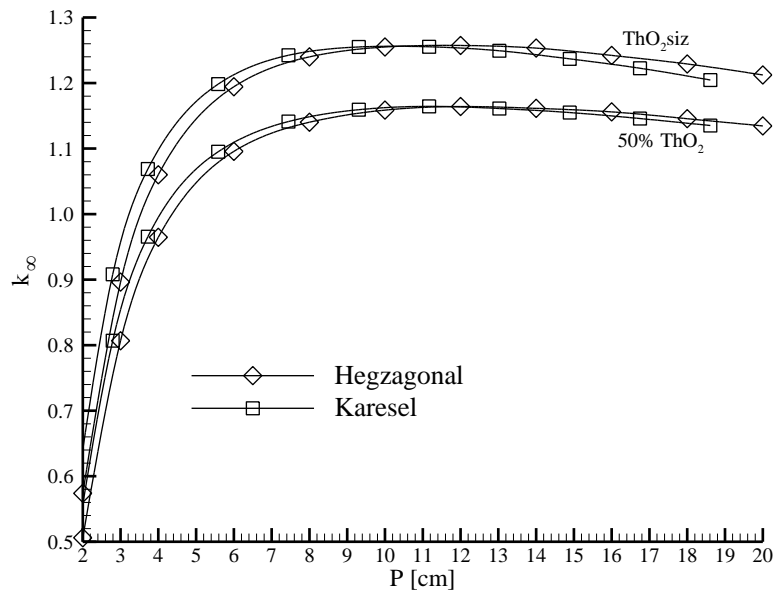
Yakıt korunun nötronik simülasyonları için güvenilir sonuçlar veren MCNPX 2.7 (Monte Carlo N-Parçacık uzatılmış) [25], sürekli enerji nükleer ve atomik kütüphanesi, sayısal nötronik hesaplamalar için kullanılır. Nötronik verilerin etkisini tanımlamak için CANDU ve PWR 15x15 yakıt çubukları hegzagonal olarak düzenlenmiştir. Hegzagonal olarak düzenlenen CANDU yakıt çubuğunun ara uzunluğu 2 ile 20 cm arasında artarken yine hegzagonal olarak düzenlenmiş PWR 15x15 yakıt çubuğunun ara uzunluğu 1.2 ile 4 cm arasında artmaktadır ($P_{karesel} = 0.931 \cdot P_{hegzagonal}$, bkz. Şekil 3.1 ve 3.2). Daha sonra, zamana bağlı kritik yanma hesaplamaları, sadece hegzagonal ızgara için yapılmış ve bu ara uzunluklarında her bir yakıt durumu için, $100 W/cm^3$ bir güç yoğunluğu altında, sonsuz nötron çoğalım faktörü (k_{∞}), 1.05'e düşmektedir. Bu çalışmada, sonsuz nötron çoğalım faktörünün yanma süresi, etkin yanma süresi olarak tanımlanan 1.05'e düşmektedir. Ayrıca zamana bağlı kritik yanma hesaplarının sonuçlarının işlenmesinde XBURN bilgisayar kodu [26] kullanılmıştır.

3.3. Sayısal Sonuçlar

3.3.1. Sonsuz Nötron Çoğalım Faktörü

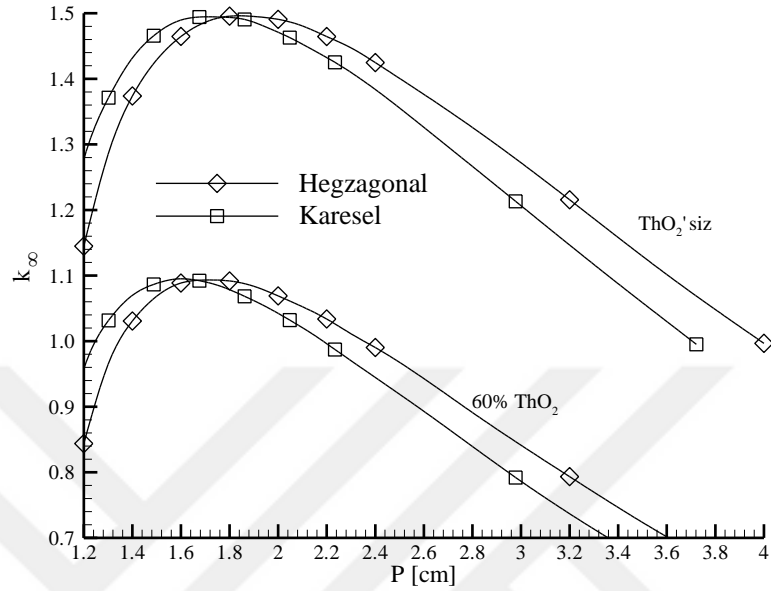
Yakıt çubuğu ızgarasının ara uzunluğuna bağlı olarak k_{∞} değişimleri, sırasıyla CANDU ve PWR 15x15 yakıt çubuklarının durumları için Şekil 3.3 ve 3.4'te gösterilmiştir. Verilen şekillerden de anlaşılacağı gibi, k_{∞} değerleri, CANDU ve PWR 15x15 yakıt çubuklarında sırasıyla yaklaşık 10 cm ve 1,8 cm ara uzunluklarında maksimum değerlere ulaşmaktadır. Bu ara uzunluklarında, ızgara diziliminin k_{∞} değerlerinin maksimum değerleri üzerine neredeyse hiçbir etkisi olmadığı ortaya çıkmıştır. ThO_2 bulundurmayan ve %50 ThO_2 ile karıştırılmış yakıtı sahip olan CANDU yakıt çubuklarında maksimum k_{∞} değerleri sırasıyla 1.255 ve 1.159'dur. PWR 15X15 yakıt çubuğunda ise ThO_2 'siz yakıt kullanıldığı durumda maksimum k_{∞} değeri 1.496 iken, %60 ThO_2 ile karıştırılmış yakıt kullanılan yakıt çubuğunda bu değer 1.092'dir. k_{∞} değerlerinin 1'den küçük olduğu durumlardaki ara uzunlukları kritik altı reaktörlerin (füzyon fisyonlu hibrit reaktörler ve gazla çalışan sistemler gibi) yakıt koru tasarımları için değerlendirilebilir.

CANDU YAKIT ÇUBUĞU



Şekil 3.3. CANDU yakıt çubuğu ızgarasının ara uzunluğuna bağlı olarak sonsuz nötron çoğalım faktörünün değişimi

PWR 15X15 YAKIT ÇUBUĞU

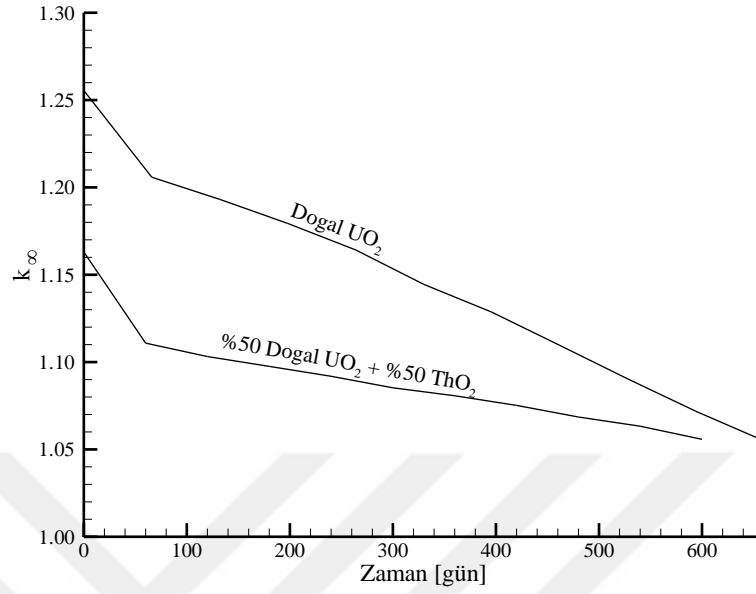


Şekil 3.4. PWR 15X15 yakıt çubuğu ızgarasının ara uzunluğuna bağlı olarak sonsuz nötron çoğalım faktörünün değişimi

3.3.2. Yanma Hesabı

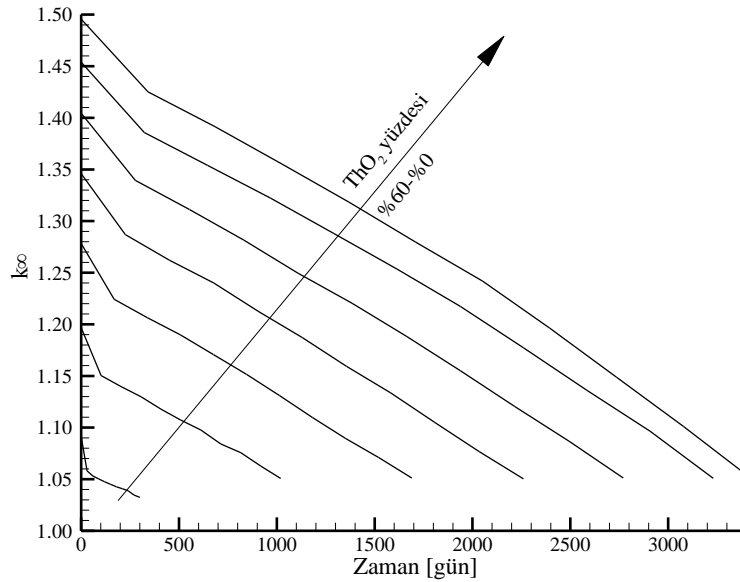
Operasyon süresi boyunca CANDU ve PWR 15X15 yakıt çubuklarının yakıt durumları için k_{∞} değerindeki düşüş Şekil 3.5 ve 3.6'da gösterilmiştir. Grafiklerden de anlaşılacağı üzere, tüm yakıt durumlarında k_{∞} değerlerinin yarı-doğrusal olarak azalmaktadır. Genel olarak operasyon başlangıcında k_{∞} profilleri keskin bir düşüş sergiler ve ardından yavaş yavaş düşer. ThO₂'siz ve %50 ThO₂'li yakıt kullanılan CANDU yakıt çubuklarında, etkili yanma süresi sırasıyla 660 ve 600 gün olarak hesaplanmıştır. Bu değerler, CANDU yakıtı %50 ThO₂ ile karıştırıldığında etkin yanma süresinin sadece %9'luk bir kısalma gösterdiğini ortaya koymaktadır. Bu durum CANDU reaktörlerinde kayda değer bir toryum kullanımı gerçekleştirileceği anlamına gelmektedir. PWR 15x15 yakıt çubuklarında ise, yakıt karışımındaki ThO₂ yüzdesinin %0'dan %60'a kadar yükselmesine bağlı olarak etkin yanma süreleri 3420 günden 300 güne kısalmaktadır.

CANDU YAKIT ÇUBUĞU



Şekil 3.5. CANDU yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca sonsuz nötron çoğalım faktöründeki azalma

PWR 15X15 YAKIT ÇUBUĞU

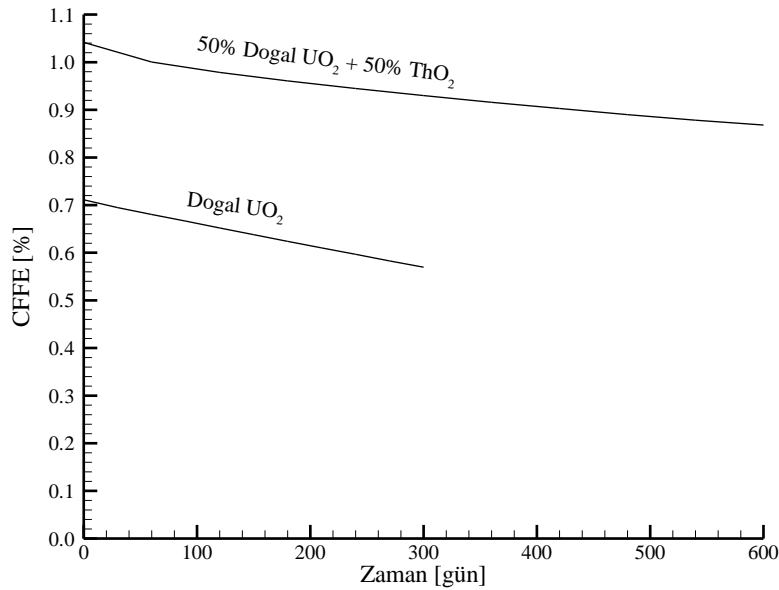


Şekil 3.6. PWR 15X15 yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca çeşitli ThO_2 karışım yüzdeleri için sonsuz nötron çoğalım faktöründeki azalma

3.3.3. Kümülatif Fisil Yakıt Zenginleştirme

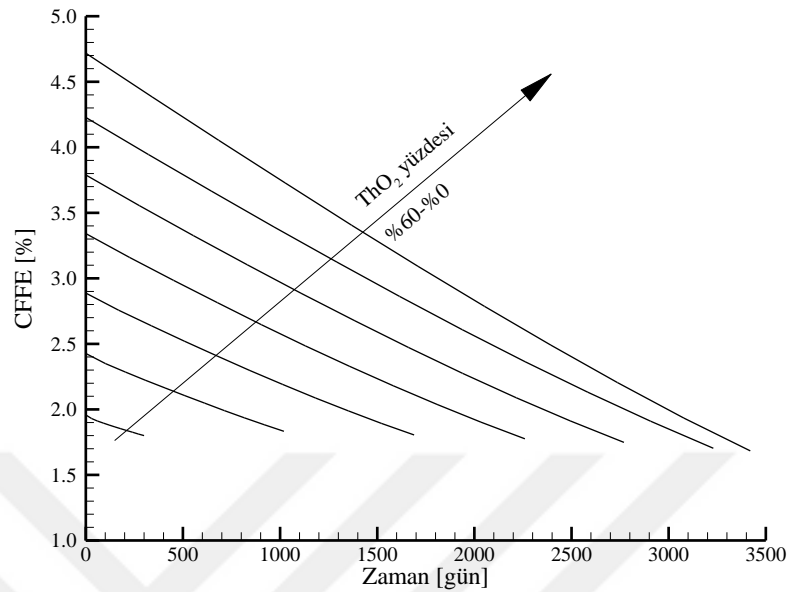
Çalışma süresi boyunca nükleer yakıtın kalitesindeki değişimin gözlemlenmesi oldukça önemlidir. Bu kalite, bölünebilir yakıt izotoplarının toplam atom yoğunluğunun, tüm nükleer yakıtların toplam atom yoğunluğuna oranı olan kümülatif fisil yakıt zenginleştirilmesi (CFFE) olarak ifade edilmektedir. Operasyon süresi boyunca CANDU ve PWR 15X15 yakıt çubuklarının tüm yakıt durumlarında CFFE'deki düşüşü Şekil 3.7 ve 3.8'de sırasıyla gösterilmiştir. ThO_2 'siz yakıt kullanılan CANDU yakıt çubuğunun etkin yanma süresinde CFFE değeri %0.711'den %0.438'e düşerken, %50 ThO_2 ile karıştırılmış yakıt kullanılan CANDU yakıt çubuğunun etkin yanma süresinde CFFE değeri %1.041'den %0.868'e düşmektedir. PWR 15X15 yakıt çubuklarının etkin yanma sürelerinde ise bu değerler, yakıtta ThO_2 kullanılmadığı durumda %4.718'den %1.683'e düşerken, %60 ThO_2 ile karıştırılmış yakıt kullanılan PWR 15X15 yakıt çubuğunda %1.958'den %1.800'e düşmektedir. Etkin yanma sürelerinin sonunda elde edilen bu kaliteli yakıtlar, CANDU reaktörlerinde ThO_2 ile yeniden karıştırılarak yeniden kullanılır.

CANDU YAKIT ÇUBUĞU



Şekil 3.7. CANDU yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca kümülatif fisil yakıt zenginleştirmesindeki azalma

PWR 15X15 YAKIT ÇUBUĞU



Şekil 3.8. PWR 15X15 yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca çeşitli ThO₂ karışım yüzdeleri için kümülatif fisil yakıt zenginleştirmesindeki azalma

3.3.4. Yakıt Yanması

Nükleer reaktörlerde, yakıt kullanımı olarak da bilinen yakıt yanması, genellikle birim yakıt kütlesi başına fisyon enerjisi salımı olarak tanımlanır. Birimi genellikle MWd / tHM (metrik ton ağır metal uranyum başına megawatt-gün) olarak ifade edilebilir ve aşağıdaki şekilde hesaplanabilir:

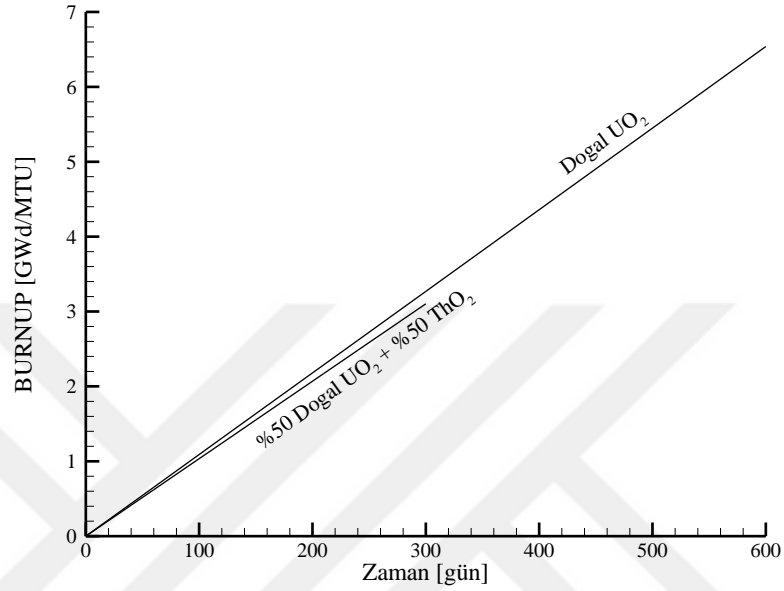
$$YO(t + \Delta t) = YO(t) + \frac{\text{FisyonGücü}}{\text{MTU}} \Delta t$$

(3.1)

YO yanma oranı, t operasyon süresi, MTU uranyum ağır metalinin metrik tonu ve Δt zaman aralığı olarak ifade edilmiştir. Operasyon süresi boyunca CANDU ve PWR 15X15 yakıt çubuklarının tüm yakıt durumları için yanma oranlarındaki artış Şekil 3.9 ve 3.10'da gösterilmektedir. Tüm yanma oranı doğruları, denkleminin zamana bağlı doğrusal bir denklem olması nedeniyle operasyon süresine bağlı olarak yükselir (bkz. Denk. 3.1). Bu doğrulardan da görüldüğü üzere, yakıtın toryum ile karıştırılması yanma oranı doğrularının eğiminde hiçbir etkiye sahip değildir. ThO₂'siz yakıt kullanılan

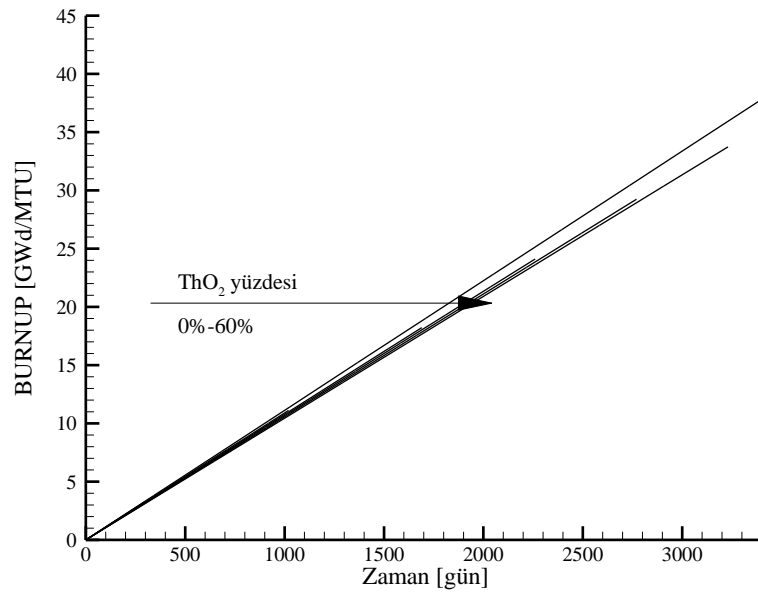
CANDU ve PWR 15X15 yakıt çubuklarında, etkin yanma süreleri sonunda yanma oranları sırasıyla 6.827 ve 38.040 GWd / MTU değerlerine yükselmektedir.

CANDU YAKIT ÇUBUĞU



Şekil 3.9. CANDU yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca yanma oranındaki artış

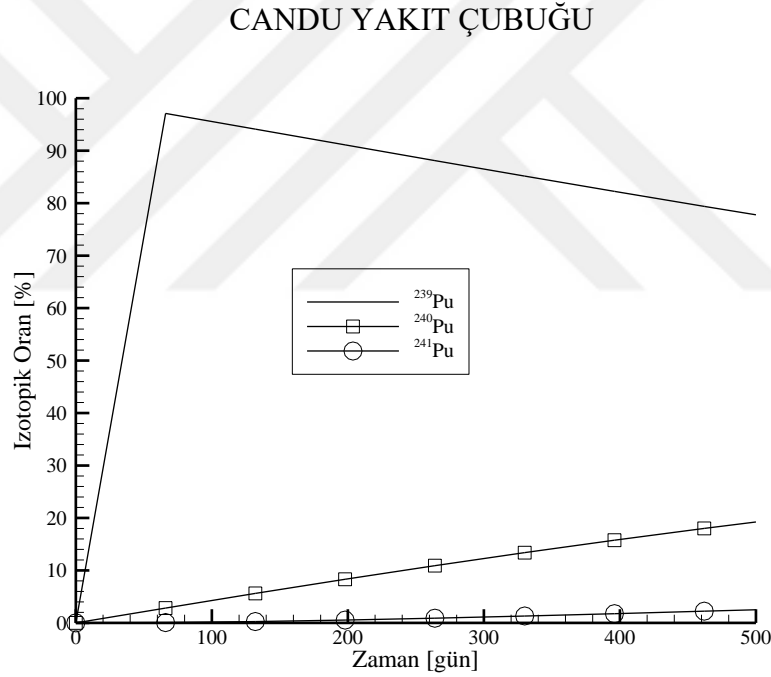
PWR 15X15 YAKIT ÇUBUĞU



Şekil 3.10. PWR 15X15 yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca çeşitli ThO₂ karışım yüzdeleri için yanma oranındaki artış

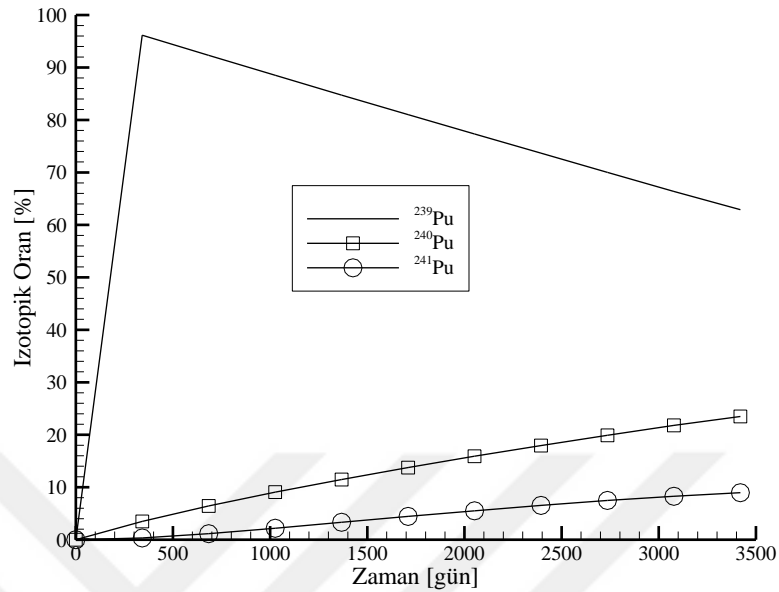
3.3.5. Plütonyum İzotoplarının Değişimi

CANDU ve PWR 15x15 yakıt çubukları için operasyon süresi boyunca plütonyum izotoplarının varyasyonları, sırasıyla Şekil 3.10 ve 3.11'de gösterilmiştir. ^{239}Pu izotopik oranı operasyon süresinin ilk 120 gününde %95'in üzerinde olmasına rağmen, çalışma süresinin sonunda %71'e düşmektedir. Şekil 3.12'den de görüldüğü gibi, PWR15x15 yakıt çubuklarında bu süre 450 güne kadar uzamaktadır. Operasyon süresinin sonunda ^{239}Pu izotopik oranı %63'e düşmektedir. Yakıt çubukları, operasyon sürelerinin başında silah derecesinde ^{239}Pu üretebilmektedir. Dolayısıyla ticari reaktörlerde kullanılmak için bu yakıtların denatüre edilmesi gerekmektedir. Bu nedenle, çalışma sürelerinin sonunda, ^{239}Pu 'nun yüzdeleri silah derecesinin altında kalmaktadır.



Şekil 3.11. CANDU yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca plütonyum izotoplarının değişmesi (Yakıt doğal UO_2 ve soğutucu D_2O 'dur)

PWR 15X15 YAKIT ÇUBUĞU



Şekil 3.12. PWR 15X15 yakıt çubuğu operasyon süresi boyunca plütonyum izotoplarının değişmesi (yakıt %4.66 zenginleştirilmiş UO₂ ve soğutucu H₂O'dur)

3.4. Sonuçlar ve Öneriler

Sonsuz reaktör ortam yaklaşımı ile hem kritik hem de kritik altı nükleer reaktörler için CANDU ve PWR yakıt çubuklarının nötronik analizleri ile ilgili çalışmadan elde edilen sonuçlar aşağıda kısaca sunulmuştur.

- k_{∞} değerleri, CANDU ve PWR 15x15 yakıt çubuklarında sırasıyla yaklaşık 10 cm ve 1,8 cm ara uzunluklarında maksimum değerlere ulaşır. Bu ara uzunlukları etrafında, ızgara diziliminin k_{∞} 'un maksimum değerleri üzerinde neredeyse hiçbir etkisi yoktur.
- CANDU yakıt çubuğunda, yakıtın ThO₂ ile karıştırılmadığı durumda etkin yanma süresi 660 gün ve bu süre içinde CFFE değeri %0.438'e düşerken, yakıtın %50 ThO₂ ile karıştırıldığı durumda etkin yanma süresi 600 gün ve etkin yanma süresinde CFFE değeri %0.868'e düşmektedir.
- PWR 15X15 yakıt çubuğunda, yakıt karışımındaki ThO₂ yüzdesinin %0'dan %60'a yükselmesine bağlı olarak etkin yanma süreleri 3420 günden 300 güne kısalmaktadır. Bu süre içinde CFFE değerleri ThO₂' siz yakıt kullanıldığında

%1.683'e düşerken, %60 ThO₂ ile karıştırılmış yakıt kullanıldığında %1.800'e düşmektedir. Bu kalitedeki yakıtlar, CANDU reaktöründe ThO₂ ile yeniden karıştırılarak tekrar kullanılabilir

- ThO₂ ile karıştırılmayan yakıt kullanıldığında CANDU ve PWR 15X15 yakıt çubuklarında, etkin yanma süreleri sonunda yanma oranları sırasıyla 6.827 ve 38.040 GWd / MTU değerlerine yükselmektedir.

Sonuç olarak, bu çalışmanın sonuçları hem kritik hem de kritik altı nükleer reaktörlerde yakıt çubuğu dizilimindeki ara uzunluğu mesafesinin belirlenmesinin yolunu aydınlatacaktır.



KAYNAKLAR

1. Unesaki, H., Shiroya, S., Kanda, K., et al., 2000. Analysis of Differences in Void Coefficient Predictions for Mixed-Oxide–Fueled Tight-Pitch Light Water Reactor Cells, **Nuclear Science and Engineering** **135**, 1–22.
2. Kotlyar, D., Shwageraus, E., 2012. Comparison of square and hexagonal fuel lattices for high conversion PWRs, **Article in Kerntechnik** **70(04)**, 292-299.
3. Hussain, A., Xinrong, C., 2009. Core Optimization Simulation for a Pressurized Water Reactor, **Information Technology Journal** **8(2)**, 220-225.
4. Mozafari, M.A., Faghihi, F., 2013. Design of annular fuels for a typical VVER-1000 core: Neutronic investigation, pitch optimization and MDNBR calculation, **Annals of Nuclear Energy** **60**, 226–234.
5. Taheranpour, N., Talaei, A., 2013. Development of practical method using a Monte Carlo code for evaluation of optimum fuel pitch in a typical VVER-1000 core, **Annals of Nuclear Energy** **54**, 129–133.
6. Shamsa, A., Roelofs, F., Baglietto, E., et al., 2018. High fidelity numerical simulations of an infinite wire-wrapped fuel assembly, **Nuclear Engineering and Design** **335**, 441–459.
7. Ronizi, F.Z., Fadaei A.H., Setayeshi, S., et al., 2015. Investigation of fuel lattice pitch changes influence on reactor performance through evaluate the neutronic parameters, **Annals of Nuclear Energy** **77**, 343–350.
8. Dai, C., Wei, X., Tai, Y., 2012. The optimum design of tight lattice reactor core with thin rod bundles, **Progress in Nuclear Energy** **59**, 49-58.
9. Kim, T.K., Downar, T.J., 2017. Thorium Fuel Performance in a Tight-Pitch Light Water Reactor Lattice, **Nuclear Technology** **138(1)**, 17-29.
10. Hamada, Y. M., 2017. Modified fractional neutron point kinetics equations for finite and infinite medium of bar reactor core, **Annals of Nuclear Energy** **106**, 118–126.

11. Yapıcı, H., Genç, G., Demir, N., 2007. Neutronic limits in infinite target mediums driven by high energetic protons, **Annals of Nuclear Energy** **34**, 374–384.
12. Dall’Osso, A., Brault, L., 2009. On the neutron spectrum and multiplication factor in the infinite homogeneous reactor, **Annals of Nuclear Energy** **36(8)**, 1287-1293.
13. Keřpisty, G., Cetnar, J., Stanisız, P., 2016. Parametric studies of the PWR fuel assembly modeling with Monte-Carlo method, **Annals of Nuclear Energy** **94**, 189–207.
14. Sousa, R.V., Pereira, C., Silva, C.A.M., et al., 2013. PWR-UO₂ nuclear fuel criticality study: control rod effects on infinite neutron multiplication factor and spent fuel composition, **Nuclear Engineering and Design** **263**, 42– 46.
15. Vanhanen, R., 2015. Uncertainty analysis of infinite homogeneous lead and sodium cooledfast reactors at beginning of life, **Nuclear Engineering and Design**, **283**, 168–174.
16. Bakır, G., 2016. Toryum, uranyum ve kullanılmıř yakıt triso partikülleri ile yüklenmiř hızlandırıcı sürücülü sistemin yakıt dönüşümü ve hidrojen üretim potansiyelinin araştırılması. Erciyes Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Doktora Tezi, 152 pp.
17. <http://www.taek.gov.tr/tr/2016-06-09-00-43-55/163-nukleer-reaktorler/1081-basincli-su-reaktoru-tipi.html>, Eriřim tarihi: Nisan 2019
18. Kessler, G., 2003. Nuclear Fission Reactors, Verlag Wien New York, 251 pp.
19. <http://www.taek.gov.tr/tr/2016-06-09-00-43-55/163-nukleer-reaktorler/1080-basincli-agir-su-reaktoru.html>, Eriřim tarihi: Nisan 2019
20. Bakır, G., 2013. Füzyon-Fisyon Hibrid Reaktöründe Nükleer Hidrojen Üretimi. Erciyes Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, 97 pp.
21. Singh, P., Rao, S.V.L.S., Pande, R., Roy, S., Kumar, R., Jain, P., Nema, P.K., Krishnagopal, S., Choudhury, R.K., Kailas, S., Sahni, V.C., 2009. Developmental Studies of High Current Proton Linac for ADS Program, International Topical Meeting on Nuclear Research Applications and Utilization of Accelerators, May 4-8, 2009, Vienna, Austria, pp. 9.

22. Kadi, Y., Revol, J.P., 3 - 7 September 2001. Design of an Accelerator-Driven System for the Destruction of Nuclear Waste, European Organization for Nuclear Research, CERN, Geneva, Switzerland, Workshop on Hybrid Nuclear Systems for Energy Production, Utilisation of Actinides & Transmutation of Long-Lived Radioactive Waste, Trieste.
23. IAEA., Status and Prospects of Thermal Breeders and Their Effect on Fuel Utilization, Technical Report Series No. 195, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1979.
24. Allen K.S, Advanced Polymeric Burnable Poison Rod Assemblies for Pressurized Water Reactors, A Thesis Presented to the Graduate School of the University of Florida In Partial Fulfillment of the Requirements for the Degree of Master of Science, University of Florida, 2003.
25. Pelowitz, D.B., MCNPX User's Manual, Version 2.7.0, LA-CP-11-00438, Los Alamos Scientific Laboratory, 2011.
26. Yapıcı H., XBURN interface computer code for evaluation of time-dependent MCNPX 2.7 outputs, Erciyes University, Turkey, 2017.

ÖZGEÇMİŞ

KİŞİSEL BİLGİLER

Adı, Soyadı: Dilek SAYGAN

Uyruğu: Türkiye (TC)

Doğum Tarihi ve Yeri: 01.05.1993, ANKARA

Medeni Durumu: Bekâr

Tel: +90 554 682 84 55

email: dileksygn@gmail.com

Yazışma Adresi: Türkevleri mahallesi, Kerestebaşı mevki sokak, No:1, Kemerköy Termik Santrali, GKE Enerji Tesisleri Taahhüt A.Ş. Milas/MUĞLA

EĞİTİM

Derece	Kurum	Mezuniyet Tarihi
Lisans	EÜ Enerji Sistemleri Mühendisliği	2018
Lise	Dikmen Lisesi, Ankara	2011

İŞ DENEYİMLERİ

Yıl	Kurum	Görev
2019- Halen	GKE Enerji Tesisleri Taahhüt A.Ş.	Ar-Ge Mühendisi

YABANCI DİL

İngilizce

YAYINLAR VE MAKALELER

- İlayda YILMAZ, Dilek SAYGAN, Gizem BAKIR, Hüseyin YAPICI, "Homogeneous and Heterogeneous Fuel Core Analyses in Accelerator Driven Systems and Fusion-Fission Hybrid Reactors", 5th International Conference on Theoretical and Experimental Studies in Nuclear, 2019, Amasya.

2. Dilek SAYGAN, İlayda YILMAZ, Alper Buğra ARSLAN, Gizem BAKIR, Hüseyin YAPICI, “Analyses of Effect of Fuel Pitch Length on Neutronic Data with Infinite Reactor Medium Approach”, Nuclear Technology & Radiation Protection, (Submitted).

