

**T.C.
SAKARYA ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**ARAŞTIRMA VE GÜÇ REAKTÖRLERİNDE
KONTROL VE YAKIT MALZEMELERİNİN
İNCELENMESİ**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Seyit Rıza TOKGÖZ

Enstitü Anabilim Dalı : FİZİK

Tez Danışmanı : Prof. Dr. Recep AKKAYA

Ocak 2017

T.C.
SAKARYA ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

**ARAŞTIRMA VE GÜÇ REAKTÖRLERİNDE
KONTROL VE YAKIT MALZEMELERİNİN
İNCELENMESİ**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Seyit Rıza TOKGÖZ

Enstitü Anabilim Dalı : FİZİK

Bu tez 11 / 01 /2017 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından Oybirliği ile kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Recep AKKAYA

Jüri Başkanı

**Doç. Dr. Hakan
YAKUT**

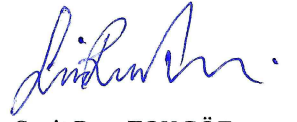
Üye

**Yrd. Doç. Dr. Hüseyin
KOCAMAN**

Üye

BEYAN

Tez içindeki tüm verilerin akademik kurallar çerçevesinde tarafımdan elde edildiğini, görsel ve yazılı tüm bilgi ve sonuçların akademik ve etik kurallara uygun şekilde sunulduğunu, kullanılan verilerde herhangi bir tahrifat yapılmadığını, başkalarının eserlerinden yararlanılması durumunda bilimsel normlara uygun olarak atıfta bulunulduğunu, tezde yer alan verilerin bu üniversite veya başka bir üniversitede herhangi bir tez çalışmasında kullanılmadığını beyan ederim.



Seyit Rıza TOKGÖZ

16.12.2016

ÖNSÖZ

Ülkemiz gelecekte daha ekonomik, güvenilir ve güvenlik yönünden daha geliştirilmiş teknolojileri elde etmek amacı ile dünyada yaygın olarak kullanılan yeni nesil nükleer enerji teknolojilerini yakından takip etmelidir. Bu gelişmelerden uzak kalmak enerji ve teknoloji bazında dışa bağılı kalınması anlamına gelmektedir. 21. Yüzyılda ülkemiz enerji kaynaklarını verimli bir şekilde kullanarak kendi enerjisini üretmeli ve nükleer enerji teknolojisine sahip olmalıdır.

Nükleer teknolojinin kullanımı sadece enerji amacı yanı sıra, ileri düzeyde güvenlik, bilgisayar ve elektronik teknolojileri, radyoizotopların üretimi, hidrojen üretimi gibi avantajları da birlikte getirmektedir. Ayrıca eko sisteme karbon salmaması sebebi ile de çevreci teknoloji olarak bilinmektedir. Gelişmiş ülkelere baktığımızda ileri düzeyde nükleer teknolojiyi kullandıklarını görürüz. Gelişmekte olan ülkelere ise nükleer teknolojiyi de içine alan ileriye dönük planları olduğu görünmektedir. Yani bu ülkelere bakıldığında nükleer teknolojiye vazgeçmek yerine daha güvenilir ve daha verimli hale getirmek üzerine çalışmalar yaptıkları görülür.

Türkiye'nin nükleer teknolojiyi kullandığı takdirde dış ülkelere olan bağılılığının azalması diğer ülkeler tarafından bilinmektedir. İyi derecede toryum yataklarına sahip olması ve nükleer teknolojiyi kullanabilecek seviyeye gelmesi, geleceği açısından çok büyük önem taşımaktadır. Çünkü bu durum ülkemizin hem enerji hem de teknik anlamda dünyada söz sahibi olması anlamını taşımaktadır. Özellikle toryum tabanlı yakıt çevrimi ve yakıt üretimi alanında araştırma ve geliştirme çalışmalarına devam edilmelidir. Ayrıca toryum kullanımına uygun, ürettiği atıkları çevrim yaparak zararsız hale dönüştürebilen, daha az atık bırakan, daha güvenli reaktör sistemi olan hızlandırıcı kaynaklı sistemi (ADS) yakından takip etmek suretiyle bilimsel katkı sağlayacak düzeyde bilgi ve deneyim seviyesinin yakalanması gerekir.

İÇİNDEKİLER

ÖNSÖZ.....	i
İÇİNDEKİLER.....	ii
SİMGELER VE KISALTMALAR LİSTESİ.....	v
ŞEKİLLER LİSTESİ	vi
TABLolar LİSTESİ	vii
ÖZET.....	viii
SUMMARY.....	ix
BÖLÜM 1.	
GİRİŞ	1
1.1. Nükleer Reaktörler.....	3
1.1.1. Nükleer santrallerin genel yapısı.....	6
1.1.2. Nükleer reaktörlerin temel elemanları.....	7
1.1.3. Nükleer reaktörlerin sınıflandırılması	9
1.1.3.1. Nükleer güç reaktörleri.....	10
1.1.3.2. Nükleer araştırma reaktörleri.....	10
1.1.3.3. Nükleer üretken (breeder) reaktörler.....	11
BÖLÜM 2.	
NÜKLEER YAKIT MALZEMELER.....	12
2.1. Genel Durum.....	12
2.2. Nükleer Yakıt Malzemelerin Genel Özellikleri.....	14
2.3. Metalik Yakıtlar.....	16
2.3.1. Uranyum.....	16
2.3.2. Plütonyum.....	19
2.3.3. Toryum.....	24

2.4. Oksit Yakıtlar.....	30
2.4.1. Uranyumdioksit.....	30
2.4.2. Plütonyumdioksit.....	34
2.4.3. Toryumdioksit.....	37
2.5. Karbit Yakıtlar.....	39
2.6. Nitrit Yakıtlar.....	42
2.7. MOX Yakıt.....	45
2.8. Nükleer Yakıt Çevrimi.....	47
2.9. Nükleer Yakıt Çevrimi Türleri.....	49
2.10. Nükleer Yakıtın Saflaştırılması.....	51
2.11. Nükleer Yakıt Zenginleştirilmesi.....	52
2.11.1. Gaz difüzyon yöntemi.....	53
2.11.2. Gaz ultrasantrifüj (merkezkaç) yöntemi.....	55
2.11.3. Aerodinamik yöntem.....	56
2.11.4. Lazer izotop ayırıştırma yöntemi.....	57
2.11.5. Elektromanyetik izotop ayırma yöntemi.....	58

BÖLÜM 3.

NÜKLEER KONTROL MALZEMELER.....	60
3.1. Genel Durum.....	60
3.2. Nükleer Kontrol Malzemelerin Genel Özellikleri.....	60
3.3. Reaktörlerde Kullanılan Kontrol Malzemeler.....	61
3.3.1. Boron karbit.....	61
3.3.2. Gümüş baz alaşımları.....	62
3.3.3. Hafniyum.....	62
3.3.4. Kadmiyum.....	63
3.3.5. Europyumheksaborid.....	63
3.3.6. Europyumoksit.....	63
3.3.7. Yanabilen zehirler.....	63

BÖLÜM 4.

SONUÇLAR VE ÖNERİLER.....	64
---------------------------	----

KAYNAKLAR.....	66
ÖZGEÇMİŞ.....	69



SİMGELER VE KISALTMALAR LİSTESİ

ABLİA	: Atomik buhar lazer izotop ayrıştırma
ADS	: Accelerator driven systems
BWR	: Kaynar su reaktörü
CANDU	: Kanada döteryum uranyum reaktör
FBR	: Hızlı üretken reaktör
GWD/t	: Gigawatt-gün/metrik ton
H	: Entalpi
HTGR	: Yüksek sıcaklıklı gaz soğutmalı reactor
HTR	: Yüksek sıcaklıklı reaktör
HWR	: Ağır su reaktörü
IAEA	: Uluslararası atom enerji ajansı
k_{eff}	: Etkin nötron çarpım faktörü
LHGR	: Lineer ısı üretim oranı
LWR	: Hafif su soğutmalı ve hafif su moderatörlü reaktör
MLİA	: Moleküler lazer izotop ayrıştırma
PHWR	: Basınçlı ağır su reaktörü
PUREX	: Ekstraksiyon ile plütonyum ve uranyum geri kazanma yöntemi
PWR	: Basınçlı su reaktörü
SWU	: Ayrıştırma iş birimi
TBP	: tri-bütil-fosfat
λ	: Isı iletkenlik
C_p	: Isı kapasitesi
ρ	: Yoğunluk
a	: Termal difüzyon
σ	: Nötron yutma tesir kesiti
α	: Lineer genleşme katsayısı

ŞEKİLLER LİSTESİ

Şekil 1.1. Zincirleme reaksiyon mekanizması	3
Şekil 1.2. Nükleer santralin şematik gösterimi	6
Şekil 2.1. Nükleer yakıt alt grupları	13
Şekil 2.2. Uranyumun üç farklı fazı için yoğunluk - sıcaklık grafiği.	18
Şekil 2.3. Plütonyumun sıcaklığa bağlı buhar basıncı değişimi	24
Şekil 2.4. Toryumun buhar basıncı	30
Şekil 2.5. PWR yakıt elemanı.	31
Şekil 2.6. BWR yakıt düzeneği	32
Şekil 2.7. Uranyumdioksitin sıcaklığa bağlı ısı iletkenlik grafiği.....	34
Şekil 2.8. Toryumdioksitin sıcaklığa bağlı ısı kapasitesi değişim grafiği.....	39
Şekil 2.9. Nükleer yakıt çevrimi	48
Şekil 2.10. Açık ve kapalı yakıt çevrimi	49
Şekil 2.11. Gaz difüzyon basamağı.....	54
Şekil 2.12. Bir difüzörün (gaz difüzyon kademesi) basit diyagramı.....	54
Şekil 2.13. Santrifüj yapısı	55
Şekil 2.14. Aerodinamik ayrıştırma yöntemi	57
Şekil 2.15. Atomik buhar lazer izotop ayrıştırma	58
Şekil 2.16. Elektromanyetik saptırma işleminin basit görünümü	59

TABLolar LİSTESİ

Tablo 1.1. Dünyada bulunan nükleer santraller	5
Tablo 2.1. Dünyadaki uranyum rezervleri	17
Tablo 2.2. Uranyumun sıcaklığa bağlı yoğunluk, ısı kapasitesi, ısı iletkenliği ve termal difüzyon değişimi.....	19
Tablo 2.3. Plütonyumun izotopları ve özellikleri.....	20
Tablo 2.4. Plütonyumun yoğunluk değişimi	22
Tablo 2.5. Plütonyumun yüzey gerilimi değişimi	23
Tablo 2.6. Plütonyumun buhar basıncı değişimi.....	24
Tablo 2.7. Dünyadaki toryum rezervleri	25
Tablo 2.8. Yapısında toryum bulunan mineraller	26
Tablo 2.9. Toryumun yoğunluk ve ısı iletkenliği değişimi	28
Tablo 2.10. Toryumun yüzey gerilimi	28
Tablo 2.11. Toryumun sıcaklığa bağlı buhar basıncı	29
Tablo 2.12. Uranyumdioksitin yoğunluk, ısı iletkenliği, ısı kapasitesi ve termal difüzyon değişimi.....	33
Tablo 2.13. Plütonyumdioksitin sıcaklığa bağlı lineer genleşme katsayısı, ısı kapasitesi ve entalpi değişimi.....	36
Tablo 2.14. Toryumdioksitin ısı kapasitesi değişimi	38
Tablo 2.15. Uranyumkarbitin lineer genleşme katsayısı ve ısı iletkenliği değişimi.	41
Tablo 2.16. Uranyumkarbitin sıcaklığa bağlı yoğunluk ve buhar basıncı değişimi.	42
Tablo 2.17. Uranyummononitritin lineer genleşme katsayısı, ısı kapasitesi ve yoğunluk değişimi.	44
Tablo.2.18. MOX yakıtının yoğunluk, ısı kapasitesi ve lineer genleşme katsayısı değişimi.	46
Tablo 2.19. Zenginleştirme yapan şirket, kapasite ve teknolojileri	53
Tablo 3.1. Kontrol malzemesi olarak kullanılan malzemeler ve bunların nötron yutma etkin kesitleri.....	61

ÖZET

Anahtar kelimeler: Nükleer Yakıt Malzemeler, Kontrol Çubukları, Nükleer Yakıt Zenginleştirme, Yakıt Çevrimi.

Nükleer yakıt malzemeler ve kontrol çubukları reaktörlerin temel elemanlardan olup reaktörün kor bölgesinde bulunmaktadır. Reaktörlerde kullanılacak olan malzemelerin sadece fiziksel ve mekanik özelliklerini bilmek yeterli değil reaktör malzemesinin son kullanım aşamasına kadarki uygulamalarının da bilinmesi gerekir.

Nükleer yakıt zenginleştirme işleminde gaz difüzyonu, santrifüj metodu ve lazer metodu yaygın olarak kullanılmaktadır. Bunların içinde santrifüj metodu ön plana çıkmakta ve zenginleştirme işlemlerinin büyük çoğunluğu bu yöntem ile yapılmaktadır. Lazer yöntemi ise henüz araştırma ve geliştirme aşamasındadır.

Yakıt çevrim işlemleri açık ve kapalı çevrim olmak üzere iki çeşittir. Açık çevrimlerde reaktörde kullanılmış yakıt elemanı atık olarak kabul edilir ve jeolojik depolama merkezlerine gönderilir. Kapalı yakıt çevriminde ise reaktörlerde kullanılmış yakıt elemanları yeniden işlem görerek tekrar kullanılır. Kapalı çevrim açık çevrime göre pahalıdır. FBR ve diğer üretken reaktörlerde kapalı çevrim kullanılmaktadır.

INVESTIGATION OF CONTROL AND FUEL MATERIALS IN RESEARCH AND POWER REACTORS

SUMMARY

Keywords: Nuclear Fuel Material, Control Rods, Nuclear Fuel Enrichment, Fuel Cycle.

Nuclear fuel materials and control rods are the basic elements of reactor and they are located in the core region of the reactor. It is not only enough to know the physical and mechanical properties of materials that are used in the reactor but also must be known all steps and usages up to the end-use stage of reactor materials.

Gaseous diffusion, centrifuge and laser method are widely used in the nuclear fuel enrichment processes. The majority of the enrichment process is carried out by centrifugation method. The laser method is still in the research and development phase.

There are two kinds of fuel cycle operations such as open and closed-loop. In the open loop used fuel element is considered as waste and are sent to the geological storage center. In closed fuel cycle, used fuel components are recycled and used again. Closed loop is more expensive than open loop. Closed loop are used in FBR and other breeder reactors.

BÖLÜM 1. GİRİŞ

Teknolojinin gelişmesi ve nüfus oranının hızla artması ile enerji tüketimi sürekli artmakta, enerji talebi de buna paralel olarak her geçen gün artış göstermektedir. Konvansiyonel enerji kaynaklar bir kenara bırakılırsa, yeni kaynaklar arasında en çok üzerinde durulan enerji kaynağı nükleer enerjidir.

Uluslararası Atom Enerji Ajansı (IAEA) tarafından Nisan 2013 tarihli son verilere göre; Dünyadaki elektrik üretiminin %22'si faal olarak çalışmakta olan 439 adet nükleer santraldan sağlanmaktadır. Bu santrallerin toplam kapasitesi 374,259 MWe' dir. En çok üniteye sahip ülke 104 reaktör ile ABD'dir. Fransa ise elektrik enerjisinin %75'ini nükleer santrallerden sağlamaktadır. Dünya nükleer santrallardan vazgeçmemiş olup, 14 ülkede, 68 adet nükleer santral da inşa halinde ve 2030 yılına kadar 164 nükleer reaktör yapılması planlanmakta olup 317 nükleer reaktör ise ülkelerin nükleer programlarında yer almaktadır.

Gelişmiş hiçbir ülke kendisini dünya enerji gidişatından soyutlamamaktadır. Kalıcı ve sürdürülebilir kalkınma, enerjiden bağımsız düşünülemez. Bu yüzden bağımsız enerji kaynaklarının oluşturulması enerji politikalarının meydana gelmesinin önemli nedenlerinden biridir. Ayrıca yerli kaynakların kullanılması teknolojik açıdan önem taşımaktadır.

Gelişmekte olan ülkelerde hızla artan enerji talebini karşılamak ve iktisadi kalkınmayı desteklemek için nükleer enerji bir zorunluluk olarak görülmektedir. Türkiye'de uzun vadede yılda ortalama %7 ile 8 oranında artan enerji talebi nedeniyle elektrik sektöründe yeni yatırımlara ve kapasiteye ihtiyaç duyulmaktadır. Enerji verimliliği ve tasarruf uygulamaları yaygınlaşsa ve kayıp-kaçaklar aşağı çekilse de gelişen bir Türkiye'de elektrik enerjisindeki talep ve ilave kapasite ihtiyacı her geçen gün artmaktadır.

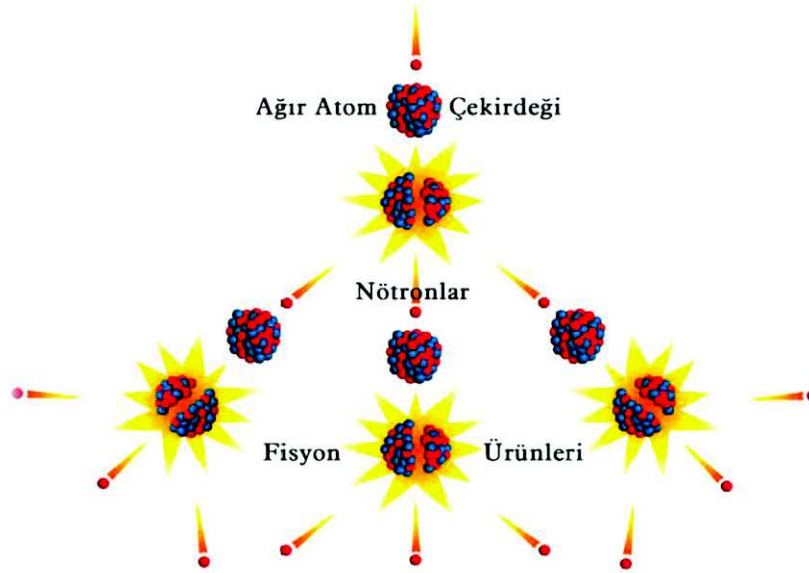
Nükleer Santraller kullanıldığı ülkelere bir takım avantaj sağlamaktadır. Bu avantajlar şu şekilde sıralanabilir (Fosil kaynaklarla mukayese edildiğinde);

1. Karbon dioksit salmazlar (yani sera etkisine katkıları yoktur).
2. Azot oksitleri ve sülfür oksitleri salmadıkları için asit yağmurlarına sebep olmazlar.
3. Yeni bir teknolojiye sahip olmak teknolojik ve ekonomik olarak zenginleşmeye sebep olur.
4. Ülkenin nitelikli personel potansiyelini arttırmaktadır.
5. Eğer bir ülke kendi doğal uranyum ve toryum yataklarını nükleer yakıt kaynağı olarak kullanabiliyorsa, kaynak bakımından dış ülkelere bağımlı olmaz. Bu da ekonomiyi güçlendirir.
6. Nükleer santraller olmasaydı bunun yerini alması gereken termik üretim santralleri üst solunum yolları hastalıklarına sebep olabilirdi.
7. Nükleer santraller kullanıldığı ülkelere risk yönünden en düşük tehlike riskine sahip bir teknoloji sağlar.
8. Üretim birim fiyatı termik santrallerininkinden daha ucuza mal olan güçlü bir ekonomik olanak sağlar (uzun vadede).

Fransa ve Almanya gibi birçok ülkede nükleer santrallerin hemen yanında sebze ve meyve bahçeleri bulunmaktadır. Ayrıca o bölgelerde tarım eskiden olduğu gibi şimdi de devam etmektedir. Yetişen ürünlerden hiç biri sağlık açısından sakıncalı bulunmamıştır. Fransa'da bazı nükleer santrallerin soğutma suyunun sıcaklığı civardaki seraların ısıtılmasında kullanılmaktadır. İspanya'nın akdeniz kıyısındaki Vandellos nükleer santralinin hemen yanında halka açık bir plâj bulunmaktadır.

1.1. Nükleer Reaktörler

Tabiatta bulunan tüm maddeler atomlardan ve her bir atom da etrafında bir elektron bulutunun çevrelediği bir çekirdekten oluşmaktadır. Bu çekirdek içerisinde (+) yüklü protonlar ile yüksüz nötronlar bulunur. Örneğin, nükleer reaktörün yakıtını oluşturan uranyum-235 (U-235) atomlarının çekirdeğinde 92 adet proton ve 143 adet de nötron vardır. Nükleer enerji, çekirdekteki bu 235 taneciği bir arada tutan bağ enerjisinin bir bölümünün açığa çıkmasıyla oluşmaktadır. U-235 çekirdeği üzerine çarpan yavaşlatılmış bir nötron bu çekirdekteki bağ kuvvetlerinin dengesini bozarak çekirdeği birkaç parçaya böler (filyon olayı) ve 2 veya 3 nötron açığa çıkar. Bu nötronlar diğcr U-235 çekirdeklerini filyona uğratar. Bunlardan çıkan yeni nötronlar da başka U-235 çekirdeklerini parçalar ve bu süreç bir zincirleme reaksiyon mekanizması oluşturur.



Şekil 1.1. Zincirleme reaksiyon mekanizması

Zincirleme reaksiyon sonucu açığa çıkan bağ enerjisi, filyon ürünlerinde ve nötronlarda kinetik enerji olarak ortaya çıkar. Bu enerjiyle hareket eden filyon ürünleri, reaktör ortamındaki soğutucu akışkanın atomlarıyla çarpışarak, kinetik enerjiyi soğutucu akışkana ısı enerjisi olarak iletirler. Isı enerjisi yardımıyla sıcaklığı artan soğutucu akışkanın büyük bir bölümü su buharına dönüşür. Su buharından turbo jeneratörler aracılığıyla elektrik enerjisi üretilir.

Nükleer reaktörlerde zincirleme reaksiyon mekanizması tümüyle kontrol altındadır. Reaktörü işleten mühendisler ve operatörler bir zincirleme reaksiyonu başlatabilir, istedikleri sürede ve mertebede enerji çıkışını sağlayarak istenilen anda sistemi durdurabilirler [1].

Fisyon reaksiyonun minimum hızda devam ettirilebilmesi için her bir çekirdeğin bir nötronla fisyonu uğraması gerekir. Bu durum, çoğaltma faktörü (k_{eff}) olarak isimlendirilen bir faktör ile belirlenir. Çoğaltma faktörü, bir jenerasyonda meydana gelen nötronların sayısının, bir önceki jenerasyondaki yutulan nötronlara oranı olarak tanımlanır. Çoğaltma faktörü $k_{eff} \geq 1$ ise zincir reaksiyonu devam eder. Eğer $k_{eff} < 1$ ise zincir reaksiyon devam etmez.

Bir reaktörde zincir reaksiyonun başlatılabilmesi için çoğaltma faktörünün 1'in biraz üzerinde bir değere ulaşılması gerekmektedir. İstenen reaksiyon şiddetine ulaştıktan sonra reaktör kritikliğinin devamı için çoğaltma faktörünün 1'e eşit olması sağlanır. Çoğaltma faktörü 1'in altına düşürüldüğünde reaktör durdurulur.

Nükleer reaktörlerin çalışma prensibi, termik santrallerin çalışma prensiplerine çok benzemektedir. Aralarındaki fark ısıının üretildiği kaynakların farklı olmasıdır. Termik santrallerde ısı, kömürün yanmasıyla elde edilirken, nükleer santrallerde uranyum-235 ya da plütonyum-239 atom çekirdeklerinin fisyonu ile elde edilir. Nükleer reaktörlerde, ^{235}U 'in fisyonu ile oluşan enerji, ısı olarak açığa çıkar. Nükleer reaksiyonun daha kolay olabilmesi ve üretilen ısıının reaktörden alınarak kullanılabilmesi için reaktör havuzu su ile doldurulur. Üretilen enerji miktarı, reaktör kalbindeki kontrol çubuklarıyla ayarlanır. Santral çalışmaya başladıktan sonra, nükleer yakıt çubukları etrafında bulunan suyu ısıtır. Isınan su, pompalar vasıtasıyla buhar üretecine gönderilir. Su, burada başka bir suyu kaynatırken kendisi de soğur ve tekrar yakıt çubuklarının bulunduğu kora geri döner. Döngü bu şekilde devam edip gider. Üretilen buhar, türbine gönderilir. Türbinde buhar enerjisi, hareket enerjisine dönüştürülür. Daha sonra jeneratörlerde elektrik enerjisi elde edilir.

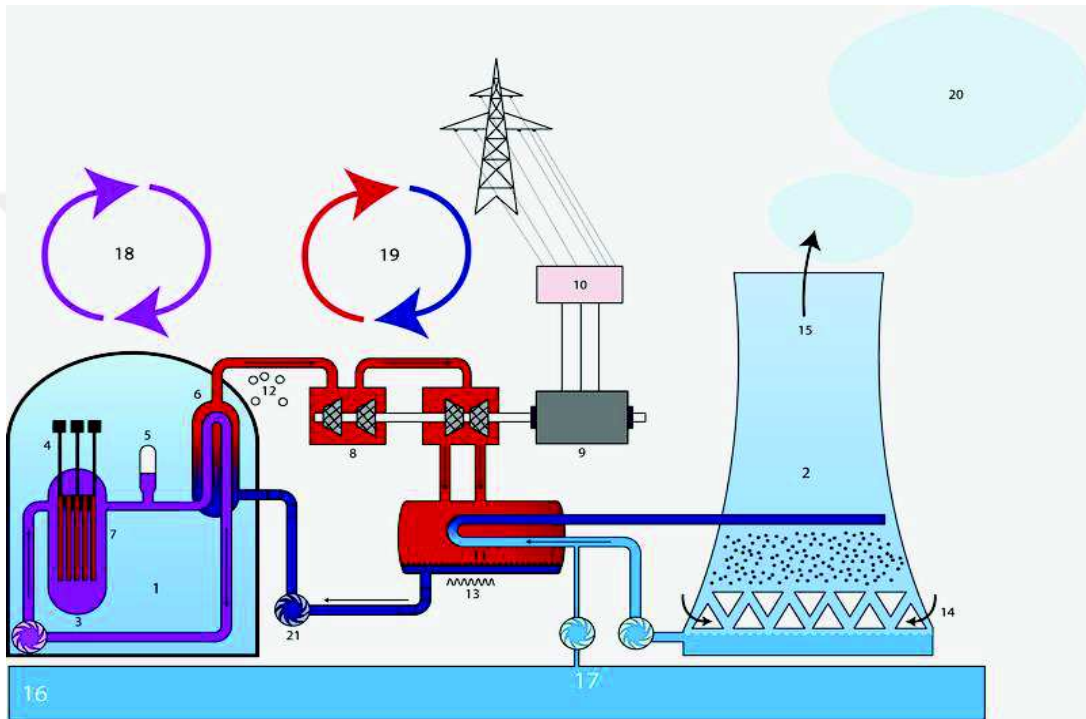
Yakıt çubuğundaki aşırı ısınmanın önlenmesi ve reaktör kalbinde oluşacak erimenin önüne geçilmesi için nükleer reaktörlerde fisyon sonucunda açığa çıkan enerji, birinci çevrim soğutucusu ile reaktörden alınarak, eşanjörler vasıtası ile türbine iletilir. Buradan da alternatöre iletilerek alternatif akım üretilip, şebekeye kullanılmak için yüklenir.

Tablo 1.1. Dünyada bulunan nükleer santraller [2].

Ülkeler	İşletilen Reaktörler			İnşaat Halindeki Reaktörler	
	Reaktör sayısı	Toplam Güç (MWe Net)	Elektrik Üretimdeki Payı	Reaktör sayısı	Toplam Güç (MWe Net)
Ermenistan	1	376	% 39,4		
Arjantin	2	937	% 5,9	1	745
Belçika	7	5943	% 51,7		
Bulgaristan	2	1906	% 33,1		
Brezilya	2	1901	% 3,1	1	1405
Kanada	17	12044	% 15,1	3	2190
İsviçre	5	3252	% 38		
Çin	14	11271	% 1,8	26	28710
Çek cum.	6	3722	% 33,2		
Almanya	17	20339	% 28,4		
İspanya	8	7448	% 20,1		
Finlandiya	4	2741	% 28,4	1	1700
Fransa	58	63130	% 74,1	1	1720
Birleşik krallık	18	10745	% 15,7		
Macaristan	4	1880	% 42,1		
Hindistan	20	4385	% 2,9	6	4600
İran	1	915			
Japonya	51	44642	% 29,2	2	2750
G. Kore	21	18785	% 32,2	5	5800
Meksika	2	1600	% 3,6		
Hollanda	1	485	% 3,4		
Pakistan	3	725	% 2,6		
Romanya	2	1310	% 19,5		
Rusya Fed.	32	23084	% 17,1	10	8960
İsveç	10	9399	% 38,1		
Slovenya	1	696	% 37,3		
Slovakya	4	1816	% 51,8	2	880
Ukrayna	15	13168	% 48,1		
ABD	104	101421	% 19,6	1	1218
G. Afrika	2	1800	% 5,2		
Tayvan	6	4927	% 19,3	2	2700
TOPLAM	439	375876	% 13,5	61	63384

1.1.1. Nükleer santrallerin genel yapısı

Nükleer santraller, reaktör kor bölgesinde verimli ve kusursuz bir çalışma göstermesi ve reaktör dışına radyoaktif sızıntı salmaması için ileri güvenlik teknolojisi ve önemli yapı malzemelerini de içine alan bir tasarıma sahiptir. Bu tasarım bir takım önemli birimlerden oluşmaktadır. Bu birimlerin tamamı santrallerin yapısını oluşturmaktadır [3].



Şekil 1.2. Nükleer santralin şematik gösterimi

Standart bir nükleer santralin birimleri aşağıdaki gibidir:

1. Reaktör Binası,
2. Soğutma Kulesi,
3. Reaktör Kuru (reactorcore),
4. Kontrol Çubukları (controlrod),
5. Basınçlandırıcı (pressurizer),
6. Buhar Üretici (steamgenerator),
7. Yakıt Demetleri,
8. Türbin (turbine),
9. Elektrik Üretici,

10. Dönüştürücü,
11. Yoğunlaştırıcı (condenser),
12. Buhar Fazındaki Su,
13. Sıvı Fazdaki Su,
14. Soğuk Hava,
15. Isınmış Hava,
16. Su Kaynağı (Nehir ya da Deniz)
17. Soğutma Suyu Çevrimi,
18. Birincil Çevrim,
19. İkincil Çevrim,
20. Su Buharı,
21. Pompa

1.1.2. Nükleer reaktörlerin temel elemanları

Nükleer santraller, reaktör kor bölgesinden dış koruyucu kabuğuna kadar son derece dikkatli ve titizlikle tasarımlanır. Reaktör çok iyi yalıtılmak suretiyle dışarıya radyasyon sızması önlenir. Nükleer güç reaktörlerinin en önemli ana unsurları şunlardır;

Yakıt malzemeleri:

Doğal olarak bulunan ve yapay olarak elde edilenler olmak üzere iki kısımda incelenir. Doğal olarak bulunan ^{235}U izotopu doğada bulunan uranyumun % 0,712' si kadardır. Nükleer santrallerde kullanılması için uranyum-235 izotop oranının % 3-5 aralığına yükseltilmesi gerekir. Bunun için saflaştırma ve zenginleştirme işlemleri uygulanır. Diğer yandan yapay olarak elde edilen Pu-239 izotopu, U-238 izotopunun bir nötron ile bombardıman edilmesi sonucunda U-238'in arka arkaya iki beta salması ile oluşur. Ayrıca yapay olarak elde edilen U-233 izotopu da yakıt malzemesi olarak kullanılabilir. U-233'te Th-232 elementinin bir nötron yutması ve art arda iki beta salması sonucu oluşur.

Yavaşlatıcı (Moderatör):

Moderatör vasıtasıyla fisyon sonucu açığa çıkan nötronların yavaşlatılarak zincirleme reaksiyonun devamı sağlanır. Çoğunlukla su, ağır su ve grafit yavaşlatıcı olarak kullanılır.

Soğutucu:

Soğutucular, nükleer fisyonunda oluşan ısıyı alarak fisyonun olduğu ortamdan eşanjörlerle türbine, buradan da buhar üretecine aktarılmasında kullanılan maddelerdir.

Kontrol çubukları:

Fisyon olayının hızını ayarlamak, reaktörün emniyetini sağlamak ve sistemin açılıp kapanmasını sağlamak için kullanılan malzemelerdir. Genel olarak bor, lityum, kadmiyum ve hafniyum gibi yutma tesir kesiti yüksek olan malzemeler kullanılmaktadır [4].

Reaktörler, fisyon sonucunda açığa çıkan radyoaktif ürünlerinin çevreye ulaşmasını engellemek için bazı özelliklere sahiptirler. Bu özellikleri şu şekilde sıralayabiliriz:

1. Nükleer yakıt malzemeleri radyoaktif izotopların dışarı sızmasını engellemek için seramik şeklinde kullanılır. Bu seramik yapı radyoaktif maddelerin yaklaşık %1'ni yakıttan dışarı çıkartmaktadır.
2. Yakıt zarfları, silindirik bir boru şeklinde olup, zirkonyum alaşımından yapılmıştır. Yakıt malzemeler bu boru içerisine konulur. Yakıt zarfı radyoaktif fisyon ürünlerinin soğutucuya geçmesini önlemektedir.
3. Reaktör kuru paslanmaz çelikten yapılmıştır. Basınç, sıcaklık ve radyasyon hasarına karşı dayanıklı olacak şekilde tasarlanır.
4. Beton zırh (Biyolojik Zırh), santral çevresine radyasyon çıkmasını önleyen yapıdır. Bu zırh 120 cm kalınlıkta betondan yapılmıştır.

5. Birinci koruma kabuğu çelikten yapılmış olup, reaktörün tüm malzemeleri bu koruma kabuğunun içerisinde bulunmaktadır. İkinci koruma kabuğu ise son koruyucu bariyer olup 1,5-2 metre kalınlığında betonarme bir yapıdan oluşmaktadır [5].

1.1.3. Nükleer reaktörlerin sınıflandırılması

Günümüzde, nükleer reaktörler birçok alanda kullanılmaktadır. Nükleer reaktörleri kuruluş amaçlarına göre aşağıdaki gibi sıralayabiliriz:

1. Elektrik enerjisi dönüşümüne yönelik olanlar (güç reaktörleri),
2. Araştırmaya ve uygulamaya yönelik olanlar,
3. Yakıt üretmeye yönelik olanlardır (breeder reaktörler).

Yakıtlarına göre reaktörlerin sınıflandırılması,

1. Doğal uranyum yakıtlı,
2. Zenginleştirilmiş uranyum yakıtlı,
3. Plütonyum yakıtlı reaktörler,
4. Toryum yakıtlı yüksek sıcaklıklı reaktörler,

Soğutucularına göre reaktörlerin sınıflandırılması,

1. Hafif su soğutmalı,
2. Ağır su soğutmalı,
3. Gaz soğutmalı,
4. Sıvı metal soğutmalı reaktörler,

Nötron yavaşlatıcılarına göre reaktörlerin sınıflandırılması,

1. Hafif sulu,
2. Ağır sulu,
3. Grafitli,

Nötron enerjilerine göre reaktörlerin sınıflandırılması,

1. Termal,
2. Hızlı reaktörlerdir [5,6].

1.1.3.1. Nükleer güç reaktörleri

Bugüne kadar inşa edilip işletilen nükleer reaktörlerin çoğu elektrik üretimi için güç santrali olarak kullanılmaktadır. Elektrik endüstrisi ve ulaştırma ihtiyaçları için güç temini oldukça yaygın hale gelmiştir. Elektrik enerji tüketimi gelecekte de artması muhtemeldir.

Nükleer gücün gelecekte elektrik üretimi dışında ısıyı daha geniş çaplı uygulamalarda kullanması mümkün görülmektedir. Nükleer güç santrallerinin atık ısısı şehirlere ve endüstriyel bölgelere ısı sağlamada kullanılabilir. Nükleer ısının değerlendirilebilmesi üretilen buharın elektrik üretimi için kullanıldıktan sonra bir kısmının veya tamamının son türbin kademesinden çıkartıldığı çift amaçlı nükleer santrallerde gerçekleşebilir. Çift amaçlı nükleer güç santralleri güç ve ısının (ısı verimi % 75–85) üretimi için avantaj sağladığı gibi aynı zamanda ekonomik olarak da avantajlıdır. Endüstride kullanılan ısının büyük bir bölümü 200–400 °C arasındaki sıcaklıklarda üretilmektedir. Bu ısının üretimi için çift amaçlı güç santralleri bir çözüm olabilmektedir [7].

Ayrıca günümüzde uzay araçlarının hareketi için gereken enerjiyi sağlamada yine nükleer güç reaktörleri kullanılmaktadır.

1.1.3.2. Nükleer araştırma reaktörleri

Araştırma reaktörleri, radyoizotop üretimi, nötron ışıyım uygulamaları, silikon katkılama ve malzeme ışınlama işlemlerinde kullanıldığı gibi nükleer bilimlerde çalışan kişilerin eğitim ve öğretiminde de kullanılmaktadır. Araştırma reaktörleri elektrik üretimi için kullanılmaz. Araştırma reaktörlerinin öncelikli amacı araştırma, nötron kaynağı ve radyoizotop sağlamaktır. Dünyadaki nükleer reaktörlerin çoğu araştırma ve eğitim

reaktörleridir. Bu reaktörler güç reaktörlerine göre çok küçüktür ve birçoğu üniversitelerin içerisinde bulunmaktadır. Araştırma reaktörleri yakıt tipi olarak % 20'den daha yüksek oranda zenginleştirilmiş U-235 kullanır. Bazıları %93'e kadar zenginlikte U-235 kullanmaktadır. Nötronları yavaşlatmak ve fizyonu artırmak için moderatör kullanırlar. Nötron üretimi kendi ana görevi olduğu için çoğu araştırma reaktörleri çekirdekten nötron kaybını azaltmak için bir yansıtıcı kullanır. Araştırma reaktörleri güç reaktörlerinden daha basittir ve daha düşük sıcaklıklarda çalışırlar.

1.1.3.3. Nükleer üretken (breeder) reaktörler

Nükleer üretken reaktörler, tükettiği fertil malzemeden fazla fisil malzeme üretebilen reaktörlerdir. Üretken reaktörlerin yakıtı U-235 ile U-238 karışımıdır. U-235 fisil malzemedir ve bir nötron yuttuğu zaman parçalanıp enerji açığa çıkarır. U-238 çekirdeği ise fertil malzemedir ve parçalanamaz. U-238 bir nötron yuttuğu zaman art arda iki beta salarak Pu-239 çekirdeğine dönüşür. Bu dönüşüm esnasında oluşan Pu-239 çekirdeği parçalanarak U-235 çekirdeğinden fazla ise sistem üretkendir. Yani üretilen birim fisil malzeme miktarı parçalanarak fisil malzeme miktarından fazla olduğu zaman yakıt artmaktadır. Bu durumu sağlayan reaktörler üretken (breeder) reaktörlerdir. Aynı şekilde Th-232'de U-235 ile birlikte kullanıldığı zaman Th-232'nin bir nötron yutması sonucu iki beta salarak U-233 izotopu elde edilebilmektedir. Burada açığa çıkan U-233 miktarının harcanan U-235 miktarından fazla olması sistemin üretken olduğunu göstermektedir. Bu tür reaktörlere örnek olarak SUPERPHENIX Fransız yapımı hızlı üretken reaktörlü güç santrali gösterilebilir. Üretken reaktörler iki kısımda incelenebilir:

- a. Hızlı üretken reaktörler (FBR),
- b. Termal üretken reaktörlerdir.

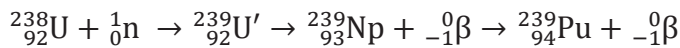
BÖLÜM 2. NÜKLEER YAKIT MALZEMELER

2.1. Genel Durum

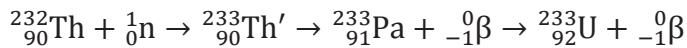
Nükleer yakıt malzemeler, enerji üretmek amacıyla reaktöre konulan ve fisyonla uğratılan malzemelerdir. Fisyonla uğratılan kararsız ağır çekirdek parçalandıktan sonra hafif çekirdekler ile birlikte ortalama 2–3 nötron oluşmaktadır. Oluşan bu nötronlar zincirleme reaksiyonunu devam ettirirler.

Reaktör kalbinde nükleer fisyonla uğratılmak üzere ^{233}U , ^{235}U veya ^{239}Pu gibi fisyon ürünlerinden en az birinin bulunması gereklidir. ^{235}U doğal uranyum bileşiklerinde içerisinde %0,72 oranında bulunduğu için dolayı saflaştırma ve zenginleştirme işlemlerine uğradıktan sonra reaktör yakıtı olarak kullanılır. ^{233}U izotopu Th-232 elementinin nötron soğurması ve iki kez beta salması sonucunda oluşur. ^{239}Pu ise ^{238}U elementinin nötron yutması ve iki kez beta salması sonrasında ortaya çıkar.

Pu-239'un oluşum denklemi;



U-233'ün oluşum denklemi ise;

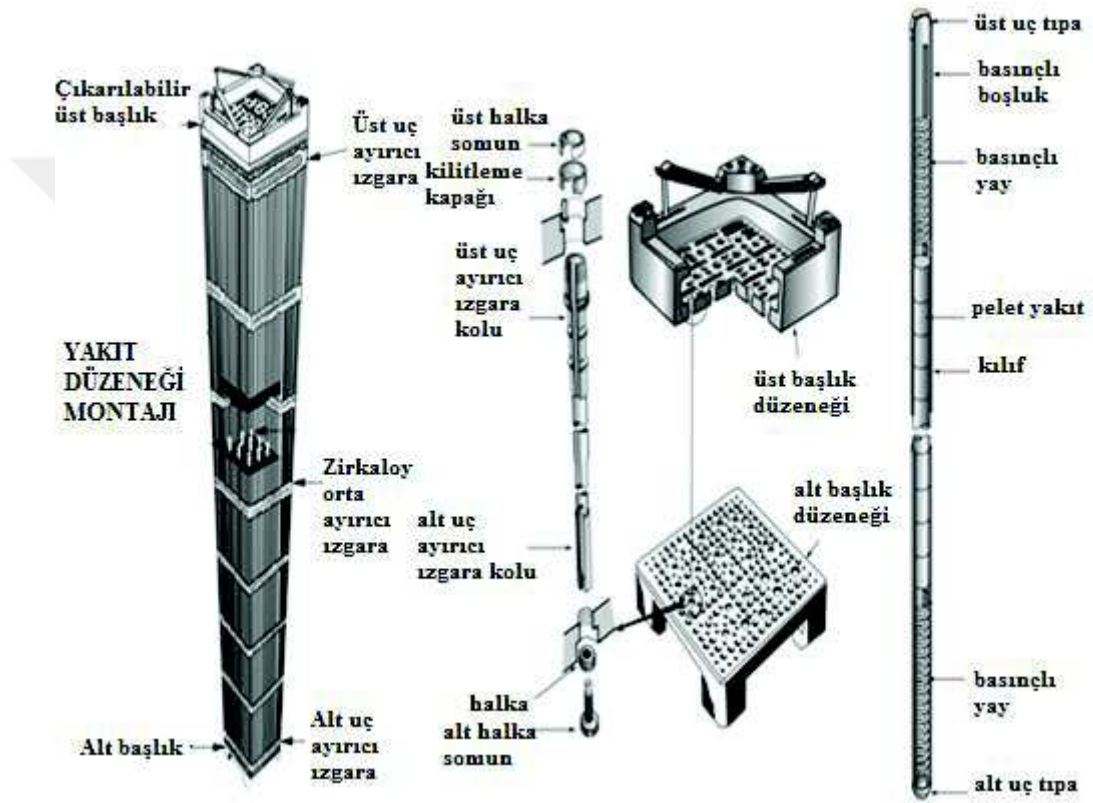


Bir nükleer yakıt elemanı;

1. İyi bir ısı iletkenliği (fisyon esnasında üretilen ısı transferi için),
2. İdeal yüksek ergime sıcaklığı (yakıt elemanı erimeden maksimum çalışma sıcaklığı elde edebilmek için),
3. Mekanik sağlamlık gibi temel gereksinimleri sağlamalıdır.

Bir reaktörün çalışması esnasında zincir reaksiyonunun kendi kendini devam ettirebilmesi için, yeterli miktarda yakıt olmalıdır [8].

Yakıtın erimesini önleyerek kontrollü bir şekilde ısı elde edebilmek maksadıyla, yakıtlar alt elemanlara ayrılır. Yakıt elemanları tabaka ya da silindirik biçimde olup, kaplama malzemeleriyle izole edilirler.



Şekil 2.1. Nükleer yakıt alt grupları

Lineer ısı üretim oranı (LHGR), yakıt çubuğunun birim uzunluk başına ısı üretim oranı olup (genellikle kW/m olarak ifade edilir), yakıtın ısı iletkenliği ile sınırlıdır ve merkezdeki erimeyi engeller. Tipik değerler 15-70 kW/m civarındadır.

Reaktörde daha fazla yanma oranına ulaşmak için (yakıtı daha verimli kullanımını sağlamak amacıyla) yakıt çubuklarının uzun süre takılı olması gerekir (böylece daha az değiştirilmesi sağlanır). Yanma oranı, primer nükleer yakıt kaynağından ne kadar

enerji tüketildiğinin bir ölçüsüdür ve uranyumun (veya eşdeğeri) ton başına GW-gün olarak fiyatıdır. Örneğin ikinci nesil reaktörler ~ 40 GWD/t güç elde etmek için tasarlanmış olup, yeni yakıt teknolojisi ve özellikle de nükleer zehirlerin kullanımı ile bu reaktörler artık ~ 60 GWD/ton yeteneğine sahiptirler.

Nükleer zehirler, taze yakıtı yüksek reaktife dönüştürmek için reaktör içine konulan nötron soğuruculardır. Bu nötron emiciler, reaksiyonu kontrol etmek maksadıyla da ilave edilebilir. Nükleer yakıt malzemelerini iki şekilde sınıflandırabiliriz.

Yakıt ve kaplama geometri yapısına göre:

1. Yakıt çubukları,
2. Yakıt plakaları,
3. TRIS peletleri,

Yakıt kullanımına göre,

1. Seramik bileşikler,
2. Metalik alaşımlar olarak sınıflandırılır.

2.2. Nükleer Yakıt Malzemelerin Genel Özellikleri

Yakıt malzemelerin seçiminde bazı kriterler vardır. Öncelikle fisyon olabilme yeteğinin iyi olması gereklidir. Ayrıca radyasyon hasarına karşı dayanıklı olması ve yüksek sıcaklıklarda erimemesi istenmektedir. Yakıt malzemelerin aranan özellikleri şu şekilde sıralanabilir:

1. Yakıt elemanı, mümkün olan maksimum uranyum miktarına ve minimum nötron yutma özelliğine sahip olmalıdır.
2. Yüksek yanma (burn-up) seviyelerinde bile radyasyona karşı kararlı olmalıdır. Boyut ve hacimde değişme olmamalıdır. Çünkü kırılmalar olabilir ve fisyon ürünleri ortama yayılabilir.
3. Yüksek sıcaklıktaki suya karşı korozyon mukavemeti iyi olmalıdır.

4. Yakıt malzemesi ucuza imal edilmeli ve araştırma ve geliştirmelere (AR-GE) müsait olmalıdır.
5. Erime noktası yüksek olmalıdır.
6. Soğutucu ve yakıt kaplama malzemesi ile kimyasal veya metalürjik etkileşmelere girmemelidir.
7. Isı iletim katsayısı yüksek olmalıdır. Bu sayede yakıt elemanından çekilen ısı akışı artar ve yakıtın erimesi önlenmiş olur.

Eğer reaktör doğal uranyum ile çalışıyorsa yakıt koruyucu malzemesi, nötron soğurma kabiliyeti az olan alüminyum, magnezyum, berilyum veya zirkonyum gibi malzemelerden yapılmalıdır.

Uranyum 450 ° C üzerinde nötron bombardımanına maruz kaldığında hacminde değişme meydana gelir. Bu değişimin sebebi fisyon sonucu açığa çıkan ksenon ve kripton gazlarının genişlemeleridir. 600 ° C civarında mevcut atomların %1'lik kısmı yanmaya uğradığı zaman uranyum metalindeki hacim artışı %50 civarına çıkabilir. Bu durumu önlemek amacıyla aşağıdaki önlemler alınmalıdır:

1. Uranyum alaşımı, fisyon gazlarının kabarmasını önleyerek malzeme mukavemetini arttıran zirkonyum, molibden veya neobiyum gibi maddelerle alaşım halinde kullanılmalı,
2. Yakıt elemanı kalın muhafaza malzemesi ile kaplanmalı,
3. Seramik yapı yüksek sıcaklıklarda iyi korozyon mukavemetine sahip ve radyasyon hasarına karşı kararlı yapıda olduğundan kullanılacak yakıt malzemesi de seramik yapıda olmalıdır [8].

Yakıt elemanlarının ve diğer elemanların her birinde yanma oranlarının mümkün olduğu kadar eşit olması istenmektedir. Özellikle bilhassa yakıtta ve kaplamadaki malzemelerin sorunları, yanma oranlarının güvenli bir şekilde elde edilmesini sınırlar.

2.3. Metalik Yakıtlar

Nükleer yakıtlar metalik ve seramik yapılar olarak sınıflandırılır. Metalik yakıtlar, genellikle ısınlama ve bunların korozyona karşı direncini arttırmak için alaşımlı olarak kullanılır [9]. Isınlama stabilitesi ve korozyon direnci ancak alaşımlama ile geliştirilebilir.

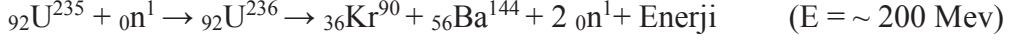
2.3.1. Uranyum

Uranyum nükleer yakıt malzemesidir ve yakıt ürünlerinin temel bileşenini oluşturur. İlk reaktörlerde (örneğin Calder Hall Magnox reaktörlerinde gibi) saf uranyum kullanılmıştır. Metalik uranyum ve alaşımları hala düşük sıcaklıktaki çalışmalar için eğitim ve araştırma reaktörlerinde kullanılır ve reaktörlerin bazı gelecek tasarımları için ilgi odağını oluşturur.

Doğal uranyum % 0.72 U^{235} , % 99,3 U^{238} ve % 0.006 U^{234} olarak bulunur. Dünyada yaklaşık 5 milyon ton uranyum olduğu tahmin edilmektedir. Uranyum daha çok uranyum cevheri (U_3O_8) ve uranit (UO_2) gibi minerallerde bulunur. Uranyumun oldukça büyük bir bölümü, harcanan yakıt çubuklarını yeniden işlenmesi yoluyla üretilmesine rağmen, uranyumun ana üreticileri, Kazakistan (% 27), Kanada (% 20) ve Avustralya'da (% 20) bulunmaktadır [10].

Doğal uranyum yakıt, ağır su (döteryum izotopu) ile soğutulan reaktörlerde (FBR) kullanılmaktadır. Doğadaki uranyumun binde yedisine (% 0.71) sahip olan Uranyum-235 izotopu ise bölünebilme yeteneğine (fisil) sahip olduğundan ılık nötronlarla teması halinde fisyonu uğrayabilir. Hafif su ile soğutulan reaktörlerde zenginleştirilmiş U-235 yakıtı kullanılır. Zenginleştirme işlemleri ile doğal uranyum

içindeki U-235 oranının arttırılması gerekmektedir. U-235'in fisyon denklemi aşağıdaki gibidir:



Dünyada bulunan uranyum kaynakları Tablo 2.1.'de gösterilmiştir. Avustralya'nın, dünyaki uranyumun önemli bir bölümüne sahip olduğu görülüyor. Türkiye Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı verilerine göre Türkiye'de 5 yatakta toplam 9.129 ton uranyum olduğu düşünülüyor.

Tablo 2.1. Dünyadaki uranyum rezervleri [11]

Ülke	Ton	Yüzdesi
Avustralya	1.706.100	% 29
Kazakistan	679.300	% 12
Rusya Fed.	505.900	% 9
Kanada	493.900	% 8
Nijer	404.900	% 7
Namibya	382.800	% 6
Güney Afrika	338.100	% 6
Brezilya	276.100	% 5
Amerika Birleşik Devletleri	207.400	% 4
Çin	199.100	% 4
Moğolistan	141.500	% 2
Ukrayna	117.700	% 2
Özbekistan	91.300	% 2
Botsvana	68.800	% 1
Tanzanya	58.500	% 1
Ürdün	33.800	% 1
Diğer	191.500	% 3
Dünya toplam	5.902.500	

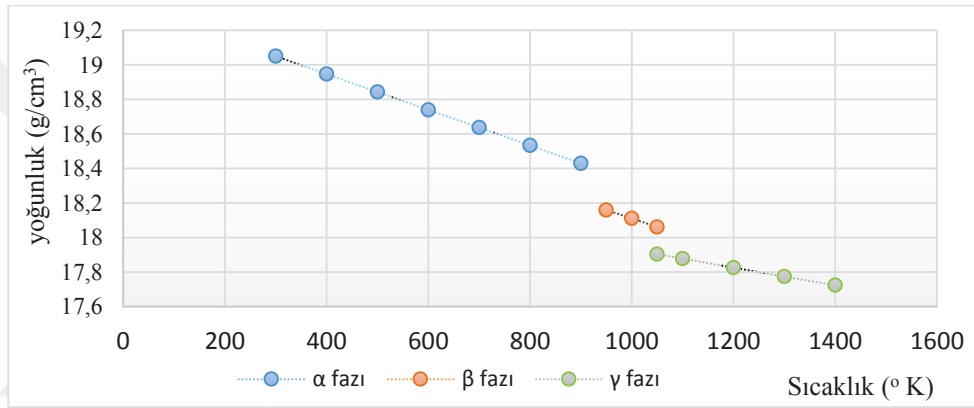
Uranyumun fiziksel özellikleri:

Uranyum üç farklı kristal yapıya sahip nükleer yakıt malzemesidir. Bu kristal yapılar α -U, β -U, γ -U dur.

1. α -U, 942 ° K'den küçük sıcaklıklarda kararlı yapıya sahiptir. Kristal yapısı ortorombiktir. Hücre boyutları $a=2.853$, $b=5.865$, $c=4.955$ Å'dur. Yoğunluğu 19,05 g/cm³'tür.

2. β -U, 942–1049 ° K aralığında kararlı yapıya sahiptir. Kristal yapısı tetragonaldır. Hücre boyutları $a=10.795$, $b=5.865$, $c=4.955$ Å'dur. Yoğunluğu $18,11$ g/cm³'tür.
3. γ -U, 1049–1408 ° K aralığında kararlı yapıya sahiptir. Kristal yapısı yüzey merkezli kübiktir. Hücre boyutları $a=3.525$ Å'dur. Yoğunluğu $18,06$ g/cm³'tür [12].

Uranyumun üç farklı faz durumu için yoğunluk - sıcaklık grafiği Şekil 2.2.'de gösterilmiştir.



Şekil 2.2. Uranyumun üç farklı fazı için yoğunluk - sıcaklık grafiği.

Uranyumun yoğunluğu, ısı kapasitesi, ısı iletkenliği ve termal difüzyonunu aşağıdaki formüller yardımıyla hesaplayabiliriz;

Yoğunluk;

$$\rho = 19,36 \times 10^3 - 1,03347 \times T \quad (2.1)$$

Isı kapasitesi;

$$C_p = 104,82 + 5,3686 \times 10^{-3} \times T + 10,1823 \times 10^{-5} \times T^2 \quad (2.2)$$

Isı iletkenlik;

$$\lambda = 22 + 0,023 \times (T - 273) \quad (2.3)$$

Termal difüzyon;

$$a = \frac{\lambda}{C_p \times \rho} \quad (2.4)$$

şeklindedir. Burada ρ yoğunluğu, T sıcaklığı, C_p ısı kapasitesini, λ ısı iletkenliğini ve a termal difüzyonu göstermektedir [12]. Katı uranyumun sıcaklığa bağlı fiziksel özellikleri Tablo 2.2.'de gösterilmiştir.

Tablo 2.2. Uranyumun sıcaklığa bağlı yoğunluk, ısı kapasitesi, ısı iletkenliği ve termal difüzyon değişimi.

Sıcaklık (° K)	Yoğunluk (kg/m ³)	Isı kapasitesi [J/(kg.K)]	Isı iletkenliği [W/(m.K)]	Termal difüzyon (m ² /s) $\times 10^{-5}$
300	19049,959	115,59465	22,621	1,02726
400	18946,612	123,25912	24,921	1,06712
500	18843,265	132,96005	27,221	1,08649
600	18739,918	144,69744	29,521	1,08869
700	18636,571	158,47129	31,821	1,07745
800	18533,224	174,28160	34,121	1,05638
900	18429,877	192,12837	36,421	1,02858

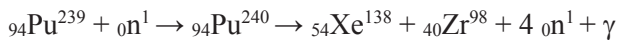
Uranyumun sıcaklığının artması ile yoğunluğu azalmış, ısı kapasitesi ve ısı iletkenliği artmıştır.

2.3.2. Plütonyum

Plütonyum, doğal uranyum içerisinde % 99,29 oranında bulunan U^{238} izotopunun bir nötron yutması sonucu art arda $2\beta^-$ salması ile oluşan yapay radyoaktif elementtir. Plütonyum elementinin oluşum denklemi aşağıdaki gibidir:



Plütonyum-239 izotopunun fisyon denklemi ise şu şekildedir:



Plütonyum üretiminde kimyasal ayırıştırma ve zenginleştirme işlemleri kullanılmaz. Üretilen plütonyum; Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242 izotopları halinde ortaya çıkar. Bu izotoplar ve özellikler Tablo 2.3.'te gösterilmiştir.

Tablo 2.3. Plütonyumun izotopları ve özellikleri

Pu izotopları	Yarı ömür (yıl)	Fisyon tesir kesiti (Barn)	Dönüşüm tesir kesiti (Barn)	izotopik oran (%)
^{238}Pu	88	16,5	547	2,5
^{239}Pu	24.10^3	742	269	55
^{240}Pu	6537	0,030	290	24
^{241}Pu	15	1009	368	14
^{242}Pu	387.10^3	<0,2	18,5	4,5

Tablodaki izotopik oran sütunu, hafif su reaktörünün normal çalışması esnasında yakıtın reaktör içerisinde kaldığı üç yıllık süre sonundaki izotop oranları göstermektedir.

Tablodaki tek sayılı izotoplar (Pu-239 ve Pu-241 izotopları) fisyonla yatkın izotoplardır. Çift sayılı izotoplar (Pu-238, Pu-240 ve Pu-242 izotopları) ise fisyonla uğramayan radyoaktif izotoplardır. Nükleer reaktörlerde fisyonla uğrayabilen ve uğrayamayan izotoplar birlikte bulunduğu için yakıt kirlidir ve plütonyumu fisyon olayında kullanabilmek için fisyonla uğrayamayan izotopların ayıklanması gerekmektedir.

Tablo 2.3.'te fisyon yapabilen yakıt oranı % 69 görülürken, reaktörden çıkartılan yakıtın uzun süre bekletildikten sonra yakıt olarak kullanılacağından bu oran daha da azalır. Çünkü yakıt olan Pu-241 izotopunun ömrü kısa olduğundan fisyon yapabilecek yakıt miktarında azalma olur. Kullanılmış yakıt bekletildikçe radyoaktivite değeri ve özgül ısı değeri zamanla azalır.

Plütonyum üretilen reaktörlerde karışımın ve kullanılmış yakıtların işlenmesinde kullanılan en yaygın yöntem Purex yöntemidir. Bu yöntemde kullanılmış yakıtlar önce nitrik asit (HNO_3) ile çözülür, sonra organik tri-bütil-fosfat çözeltisi ile temasa

geçirilerek nitrik asit fazındaki uranyum ve plütonyum organik faza çekilir. Bu şekildeki hafif elementlerden arınan uranyum-plütonyum karışımına bir indirgeyici madde eklenerek uranyum ve plütonyum birbirinden ayrılır. Elde edilen uranyum ve plütonyum çözeltileri kimyasal dönüştürme ve fabrikasyon işlemleri sonucunda tekrar kullanılmak üzere nükleer santrallere gönderilir [5].

Plütonyumun fiziksel özellikleri:

Plütonyum altı farklı kristal yapıya sahiptir (α , β , γ , δ , δ' , ϵ):

1. α -Pu, 395 ° K'den küçük sıcaklıklarda kararlı yapıya sahiptir. Kristal yapısı monoklinik ve 294 ° K'de hücre boyutları: $a=6,1835$, $b=4,8244$, $c=10.973$ Å'dur.
2. β -Pu, 395-479 ° K aralığında kararlı yapıya sahiptir, kristal yapısı hacim merkezli monoklinik yapı ve 463 ° K'de hücre boyutları: $a=9.284$, $b=10.463$, $c=7.859$ Å'dur.
3. γ -Pu, 479-592 ° K aralığında kararlı yapıya sahiptir, kristal yapısı yüzey merkezli rombik yapı ve 506 ° K'de hücre boyutları: $a=3,1587$, $b=5,7862$, $c=10.162$ Å'dur.
4. δ -Pu, 592-724 ° K aralığında kararlı yapıya sahiptir, kristal yapısı yüzey merkezli kübik yapı ve 593 ° K'de hücre boyutları $a=4,6371$ Å'dur.
5. δ' -Pu, 724-749 ° K aralığında kararlı yapıya sahiptir, kristal yapısı yüzey merkezli tetragonal yapı ve 738 ° K'de hücre boyutları $a=4.701$, $b=4.489$, $c/a=0.955$.
6. ϵ -Pu, 749-913 ° K aralığında kararlı yapıya sahiptir, kristal yapısı hacim merkezli kübik yapı ve 763 K'de hücre boyutları $a=3,6361$ Å'dur [12].

Plütonyumun sıcaklığa bağlı yoğunluk değişimini Denklem (2.5)'i kullanarak hesaplayabiliriz.

Yoğunluk (ρ);

$$\rho \text{ (kg/m}^3\text{)} = 17567 - 1,451 \times t \quad (2.5)$$

Burada t °C cinsinden sıcaklık değeridir.

Tablo 2.4. Plütonyumun yoğunluk değişimi

Sıcaklık (°C)	Yoğunluk (g/cm ³)
650	16,62385
700	16,55130
750	16,47875
800	16,40620
850	16,33365
900	16,26110
950	16,18855

Plütonyumun yoğunluğu sıcaklığın artması ile azalmıştır. Plütonyumun sıcaklığa bağlı yüzey gerilimini Denklem (2.6)'yı kullanarak hesaplayabiliriz [12].

Yüzey gerilimi (σ);

$$\sigma \text{ (mN/m)} = 550 - 0,5333 \times (T - T_{\text{erime}}) \quad (2.6)$$

Plütonyumun sıcaklığa bağlı yüzey gerilimi değişimi Tablo 2.5'te gösterilmiştir.

Tablo 2.5. Plütonyumun yüzey gerilimi değişimi

Sıcaklık (° K)	Yüzey gerilimi (mN/m)
920	546,26669
930	540,93339
940	535,60009
950	530,26679
960	524,93349
970	519,60019
980	514,26689
990	508,93359
1000	503,60029
1010	498,26699
1020	492,93369
1030	487,60039
1040	482,26709
1050	476,93379
1060	471,60049
1070	466,26719
1080	460,93389
1090	455,60059
1100	450,26729

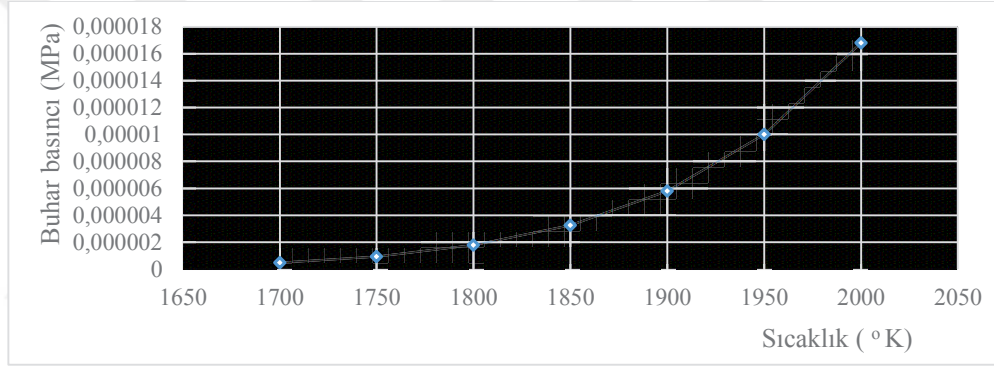
Plütonyumun sıcaklığının artması ile yüzey gerilimi azalmıştır. Plütonyumun sıcaklığa bağlı buhar basıncı değişimini Denklem (2.7)'yi kullanarak hesaplayabiliriz.

$$\log P = 4,019 - \frac{17587}{T} \quad (2.7)$$

Tablo 2.6. Plütonyumun buhar basıncı değişimi

Sıcaklık (° K)	Buhar basıncı (MPa) $\times 10^{-6}$
1700	0,47174
1750	0,93172
1800	1,77190
1850	3,25470
1900	5,79010
1950	10,0010
2000	16,8070

Sıvı plütonyumun sıcaklığının artması buhar basıncını arttırmıştır. Buhar basıncı değişim grafiği Şekil 2.3.'te gösterilmiştir.



Şekil 2.3. Plütonyumun sıcaklığa bağlı buhar basıncı değişimi

Farklı sıcaklıklarda plütonyumun yoğunluk ve termal genleşme sayılarında farklılıklar olduğu görülür. Bu nedenle plütonyum üzerindeki radyasyon hasarı büyüktür.

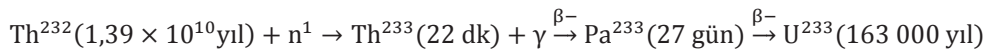
2.3.3. Toryum

Yeryüzünde nadir bulunan aktinitler grubunda yer alan radyoaktif bir elementtir. Toryum maden yataklarından uranyuma göre daha kolay elde edilir. Tablo 2.7.'de dünyada bulunan toryum rezervleri verilmiştir.

Tablo 2.7. Dünyadaki toryum rezervleri [13].

Ülkeler	Ton
Hindistan	846.000
Brezilya	632.000
Avustralya	595.000
Amerika Birleşik Devletleri	595.000
Mısır	380.000
Türkiye	374.000
Venezuela	300.000
Kanada	172.000
Rusya	155.000
Güney Afrika	148.000
Çin	100.000
Norveç	87.000
Grönland	86.000
Finlandiya	60.000
İsveç	50.000
Diğer ülkeler	1.725.000
Dünya toplam	6.355.000

Toryum fisil malzeme değildir ve tek başına nükleer santrallerde yakıt olarak kullanılamaz. Yakıt olarak kullanılabilmesi için fertil Th-232 izotopunun fisyon yapabilen U-233 izotopuna dönüşmesi gerekmektedir. U-233 fisil malzemedir. Th-232'nin U-233'e dönüşüm denklemi aşağıdaki gibidir:



Toryuma ve uranyuma dayalı reaktörler karşılaştırıldığında, toryumun yakıt olarak kullanıldığı reaktörlerde geride kalan atık miktarı, uranyuma dayalı reaktörlere göre daha azdır [14].

Doğada serbest halde bulunmayan toryum, yaklaşık 60 civarında mineralin yapısı içerisinde bulunmaktadır. Monazit ((Ce, La, Nd, Th, Y)PO₄), torit((Th, U) SiO₄) ve torianit (ThO₂) toryum taşıyıcı ana minerallerdir. Monazitin toryum içeriği % 4 ile % 12 arasında değişmektedir. Bu mineraller genellikle nadir toprak elementleri ile

birlikte bulunmaktadır. Toryum, titanyum, kurşun ve zirkonyum madenciliği sırasında bir yan ürün olarak elde edilebilir [15]. Aşağıdaki tabloda yapısında toryum bulunduran bazı bileşikler verilmiştir.

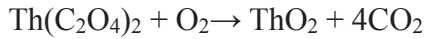
Tablo 2.8. Yapısında toryum bulunan mineraller [16].

Cevher	Yapısı
Torit	(Th,U)SiO ₄
Toriyanit	(ThO ₂ + UO ₂)
Torogummit	Th(SiO ₄) _{1-x} (OH) _{4x}
Monazit	(Ce,La,Y,Th)PO ₄
Brocktite	(Ca,Th,Ce)(PO ₄)H ₂ O
Ksenotim	(Y,Th)PO ₄
Öksenit	(Y,Ca,Ce,U,Th)(Nb,Ta,Ti) ₂ O ₆
Demir Cevheri	Fe + Nadir toprak Elementleri + Th apatit

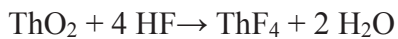
Monazit: Nadir toprak elementleri, barit, florit minerallerini içeren kompleks cevher yataklarında bulunur, titanyum ve zirkonyum mineralleri içeren kum yataklarındaki cevherin işlenmesinde yan ürün olarak elde edilir. Ayrıca Monazit, iri kristalli granitlerde de (pegmatit) bulunan bir mineraldir [17].

Torit: (Th, U)SiO₄ sarı-kahverengi, kırmızı-kahverengi, yeşil ve turuncu renkli bir toryum-uranyum silikattır. Yapısında % 22 Th ve % 22 U içerir.

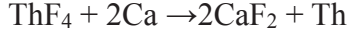
Toryumun ayrıştırılması sırası ile şu şekildedir. Monazit kumlardan alkali veya asit prosesle Th(C₂O₄)₂ oksalat pasta elde edilir. U ve nadir topraklar nitrik asit eriyiği ile ayrılır ve oksalat 650 °C sıcaklıkta O₂'li ortamda ısıtılır.



550 ° C sıcaklığında ThO₂ üzerinden HF gazı geçirilerek toryumun halojenlerinden oluşan halayd elde edilir.



ThF₄ ve diğer halojenler Na, Mg ve Ca ile indirgemeye tâbi tutularak Th metali elde edilir [5].



Toryumun fiziksel özellikleri:

Toryum iki farklı kristal yapıya sahiptir. Bunlar α -Th, β -Th'dur.

1. α -Th, 1623 °K'den küçük sıcaklıklarda kararlı olup yüzey merkezli kübik yapıya sahiptir. Hücre boyutları $a=5.086 \text{ Å}$ 'dur.
2. β -Th, 1623-2023 °K aralığında kararlı olup hacim merkezli kübik yapıya sahiptir. Hücre boyutları $a=4.11 \text{ Å}$ 'dur [12].

Toryumun sıcaklığa bağlı yoğunluk ve ısı iletkenliğini aşağıdaki denklemleri kullanarak bulabiliriz.

$$\rho = 11836 - 0,4219 \times T \quad (2.8)$$

$$\lambda = 34 + 0,0133 \times T \quad (2.9)$$

Toryumun sıcaklığa bağlı yoğunluk ve ısı iletkenliği Tablo 2.9.'da gösterilmiştir. Tablo 2.9'da görüldüğü gibi sıcaklığın artması yoğunluğu azaltmış, ısı iletkenliğini arttırmıştır.

Tablo 2.9. Toryumun yoğunluk ve ısı iletkenliği değişimi

Sıcaklık (° K)	Yoğunluk (kg/m ³)	Isı iletkenlik [W/(m.K)]
300	11709,43	37,99
400	11667,24	39,32
500	11625,05	40,65
600	11582,86	41,98
700	11540,67	43,31
800	11498,48	44,64
900	11456,29	45,97
1000	11414,10	47,30
1100	11371,91	48,63
1200	11329,72	49,96
1300	11287,53	51,29
1400	11245,34	52,62
1500	11203,15	53,95

Sıvı toryumun sıcaklığa bağlı yüzey gerilimini Denklem (2.10)'u kullanarak hesaplayabiliriz.

$$\sigma = 978 - 0.14 \times (T - T_{\text{erime}}) \quad (2.10)$$

Tablo 2.10'da görüldüğü gibi sıcaklık artışı sıvı toryumun yüzey gerilimini azaltmıştır.

Tablo 2.10. Toryumun yüzey gerilimi

Sıcaklık (° K)	Yüzey gerilimi (mN/m)
2100	967,22
2500	911,22
3000	841,22
3500	771,22
4000	701,22
4500	631,22
5000	561,22

2030 ° K – 2229 ° K aralığında toryumun buhar basıncı değişimi Denklem (2.11) kullanılarak hesaplanmıştır.

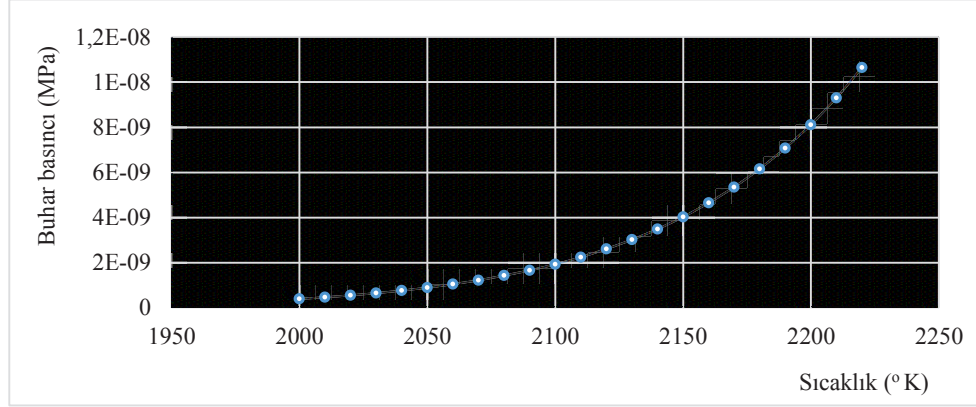
$$\log P = 4,991 - \frac{28780}{T} \quad (2.11)$$

Tablo 2.11’de sıcaklığa bağlı buhar basıncı değişimi gösterilmiştir.

Tablo 2.11. Toryumun sıcaklığa bağlı buhar basıncı

Sıcaklık (° K)	Buhar basıncı (×10 ⁻⁹ MPa)
2000	0,399025
2010	0,470535
2020	0,553956
2030	0,651119
2040	0,764112
2050	0,895314
2060	1,047430
2070	1,223540
2080	1,427120
2090	1,662130
2100	1,933030
2110	2,244860
2120	2,603320
2130	3,014830
2140	3,486600
2150	4,026740
2160	4,644360
2170	5,349670
2180	6,154110
2190	7,070460
2200	8,113010
2210	9,297700
2220	10,642300

Toryumun sıcaklığa bağlı buhar basıncı değişim grafiği Şekil 2.4’te gösterilmiştir.



Şekil 2.4. Toryumun buhar basıncı

Tablo 2.11 ve Şekil 2.4'te görüldüğü gibi sıcaklık artışı toryumun buhar basıncını arttırmıştır.

2.4. Oksit Yakıtlar

2.4.1. Uranyumdioksit

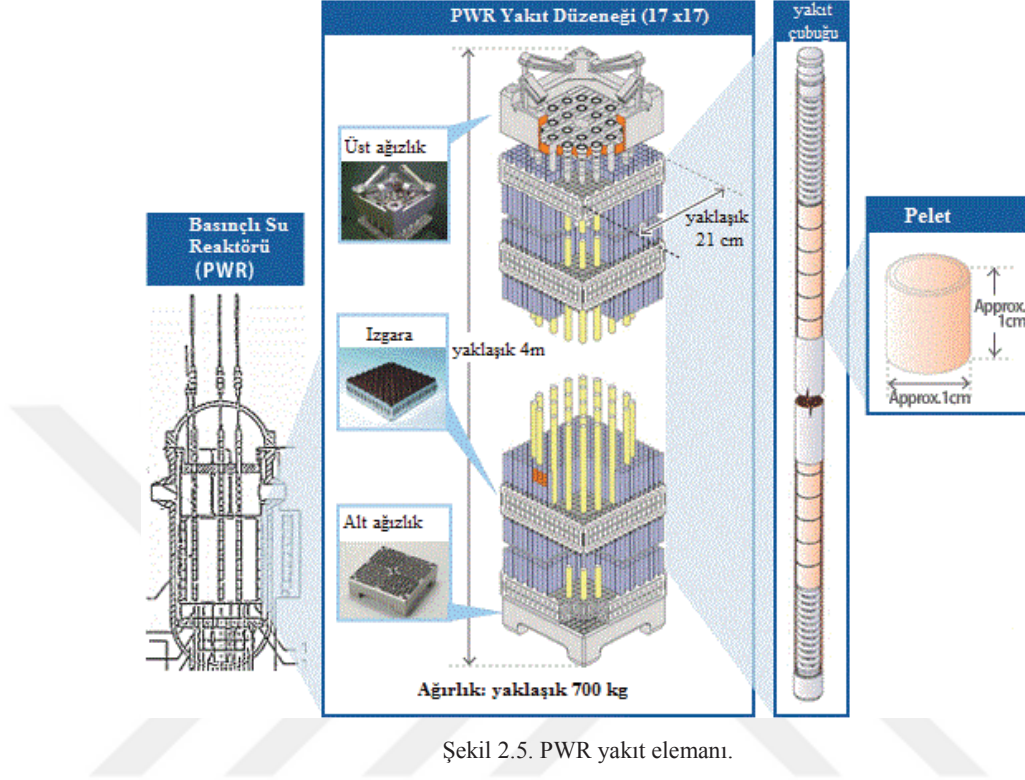
Uranyumdioksit nükleer güç reaktörlerinde en çok kullanılan yakıt malzemedir. Siyahımsı kahverengi bir oksittir. Erime sıcaklığı 2800 ° C'dir. Seramik bir malzemedir ve ısı geçirgenliği iyi değildir.

Genellikle silindirik formda, soğuk preslenmiş ve sinterlenmiş peletler şeklinde kullanılır. UO₂'i eşsiz bir yakıt maddesi haline getiren özellikleri şunlardır;

1. Yüksek erime noktasına sahip olması (2800 ° C),
2. Su soğutmalı reaktörler içinde kimyasal kararlılığı,
3. Kaplama malzeme (zirkaloy ve paslanmaz çelik) ile uyumluluğu,
4. Mükemmel ısınlama kararlılığı,
5. Nötron yutma etkin kesitinin küçük olması,
6. İmalat kolaylığıdır [18].

Doğal UO₂ kullanan reaktörlere örnek olarak CANDU-PHWR ve PWR tipi nükleer reaktörler verilebilir. Bu tür reaktörlerde kullanılacak olan UO₂, yakıt lokumları

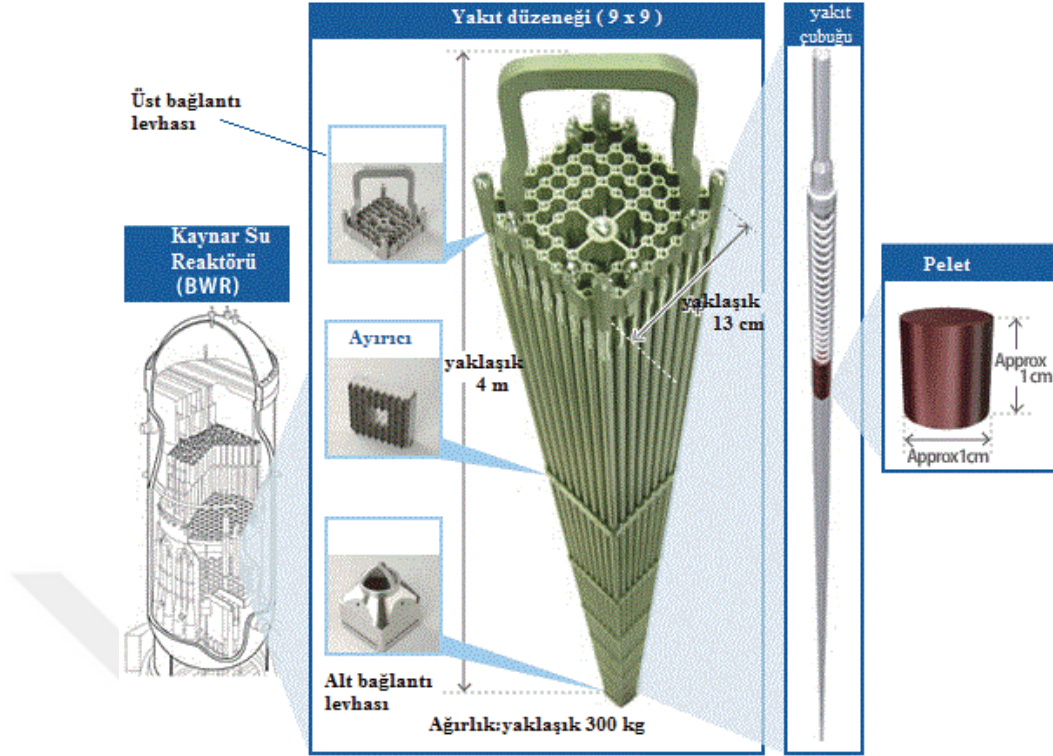
şeklinde zirkalay tüpler içine dizilerek kullanılır. 28 adet yakıt çubuğu bir araya getirilmesiyle 1 CANDU yakıt elemanı oluşur [7]. PWR yakıt düzeneği Şekil 2.5.'te gösterilmiştir.



Şekil 2.5. PWR yakıt elemanı.

PWR tipi nükleer santrallerde 17 x 17, 24 yakıt elemanı bir grup halinde toplanır. 24 boş yer salkım halinde kullanılan kontrol çubukları içindir. 1000 MWe gücündeki bir santralle 175 adet yakıt elemanı yüklenmektedir.

BWR yakıt elemanlarında benzer şekilde yapılmıştır bir yakıt elemanı 9 x 9 çubuktan oluşur ve kontrol çubukları 4 yakıt elemanının ortasındaki boşluğa girer. BWR yakıt düzeneği Şekil 2.6.'da gösterilmiştir.



Şekil 2.6. BWR yakıt düzeneği

Uranyumdioksitin fiziksel özellikleri:

Uranyumdioksit, uranyumun ısıya dayanıklı bir bileşiğidir. Yüksek erime ve kaynama sıcaklığına sahiptir. Uranyumdioksitin sıcaklığa bağlı değişen fiziksel özellikleri Tablo 2.12.'de gösterilmiştir.

923 ° K - 3120 ° K aralığında uranyumdioksitin yoğunluğunu Denklem 2.12'yi kullanarak bulabiliriz.

Yoğunluk;

$$\rho = 10960 \times (0,99672 + 1,179 \times 10^{-5} \times T - 2,429 \times 10^{-9} \times T^2 + 1,219 \times 10^{-12} \times T^3)^{-3} \quad (2.12)$$

UO₂'in ısı kapasitesinin ve ısı iletkenliğinin yaklaşık değerlerini aşağıdaki eşitlikleri kullanarak (Denklem 2.13 ve 2.14) hesaplayabiliriz [12].

Isı kapasitesi;

$$C_p = 52,1743 + 87,951 \times \tau - 84,2411 \times \tau^2 + 31,542 \times \tau^3 - 2,6334 \times \tau^4 + 0,71391 \times \tau^{-2} \quad (2.13)$$

Burada $\tau = T/1000$ alınır.

Isı iletkenliđi;

$$\lambda = \frac{100}{7,5408+17,692 \times \tau+3,6142 \times \tau^2} + \frac{6400}{\tau^{5/2}} \times \exp\left(\frac{-16,35}{\tau}\right) \quad (2.14)$$

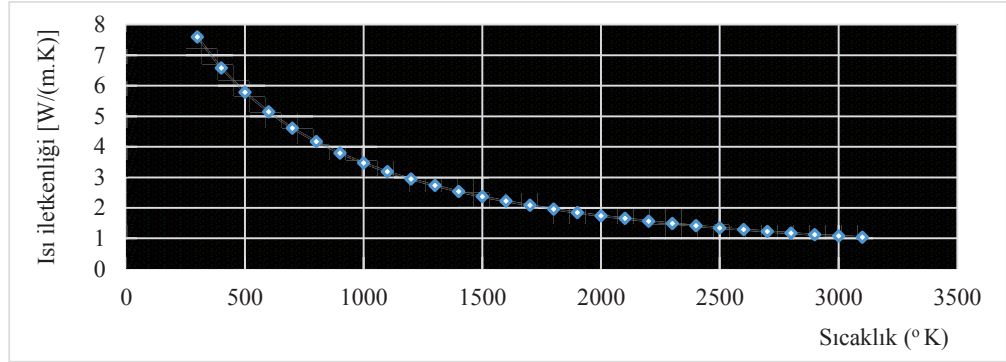
Uranyumdioksit yakıtının termal difüzyonunu ise Denklem (2.4)'ü kullanarak hesaplayabiliriz.

Tablo 2.12. Uranyumdioksitin yoğunluk, ısı iletkenliđi, ısı kapasitesi ve termal difüzyon değışimi

Sıcaklık (° K)	Termal difüzyon (m ² /s) ×10 ⁻⁶	Yoğunluk (kg /m ³)	Isı iletkenliđi [W/(m.K)]	Isı kapasitesi [kJ/(mol ·K)]
1000	3,78064	10723,44	3,466564981	85,50671000
1100	3,47902	10689,26	3,187232508	85,70551832
1200	3,21421	10654,22	2,943284555	85,94804459
1300	2,97629	10618,10	2,728632232	86,34209321
1400	2,75793	10580,68	2,53849424	86,99216236
1500	2,55382	10541,76	2,369064782	87,99828083
1600	2,36036	10501,12	2,217277714	89,45533685
1700	2,17534	10458,59	2,080635939	91,45267454
1800	1,99768	10413,95	1,957085948	94,07384275
1900	1,82718	10367,03	1,844924222	97,39643386
2000	1,66424	10317,65	1,742726482	101,4919775
2100	1,50961	10265,64	1,649293586	106,4258688
2200	1,36412	10210,84	1,563609702	112,2573190
2300	1,22852	10153,09	1,484809641	119,0393207
2400	1,10334	10092,25	1,412153069	126,8186229
2500	0,988843	10028,18	1,345003955	135,6357131
2600	0,884981	9960,771	1,282813996	145,5248041
2700	0,791462	9889,902	1,225109109	156,5138241
2800	0,707787	9815,476	1,171478303	168,6244089
2900	0,633308	9737,408	1,121564406	181,8718967
3000	0,567293	9655,622	1,075056266	196,2653233

Tablo 2.12’de görüldüğü gibi sıcaklık artışı ısı kapasitesini arttırırken yoğunluğu, ısı iletkenliđi ve termal difüzyonu azaltmıştır.

Uranyumdioksitin sıcaklığa bağlı ısı iletkenliği değişimi Şekil 2.7.'de gösterilmiştir.



Şekil 2.7. Uranyumdioksitin sıcaklığa bağlı ısı iletkenlik grafiği

2.4.2. Plütonyumdioksit

Plütonyumdioksit, molar kütlesi $276,063 \text{ gr.mol}^{-1}$ olan ve $11,5 \text{ gr/cm}^3$ yoğunluğa sahip nükleer yakıt malzemedir. Erime noktası $2400 \text{ }^{\circ}\text{C}$ ve kaynama noktası ise $2800 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 'dir. Plütonyum, U-238'in nötron yakalaması ile oluşmaktadır. Plütonyum oksit hem hızlı hem de termal reaktörlerde fisil yakıt olarak kullanılır. Pu-239 ve Pu-241, termal reaktörlerde U-235 yakıtının yerine kullanılan yakıt türüdür. Ancak Pu-239 ve Pu-241'in en verimli ve ekonomik kullanımı hızlı üretken reaktörlerde ki kullanımıdır, çünkü üretilen Pu-239 ve Pu-241 yakıt miktarı fisyonu uğrayan Pu-239 ve Pu-241 yakıt miktarından fazladır. Plütonyum ışınlanmış U-238 yakıttan kimyasal yeniden işleme yoluyla üretilir. Yakıt nitrik asit içinde eritilir ve plütonyum, çözelti içinde nitrat olarak elde edilir. Plütonyum çözeltisi, amonyak eklenerek hidroksit olarak, hidrojen peroksit eklenerek peroksit olarak (Pu_2O_7) ya da oksalik asit ile oksalat olarak elde edilir. PuO_2 ; hidroksit, peroksit ya da oksaltın $500\text{-}800 \text{ }^{\circ}\text{C}$ derecede ısıtılmasıyla elde edilir. PuO_2 hızlı veya termal reaktörlerde kullanımı için UO_2 ile karıştırılır (hızlı reaktörlerde PuO_2 % 15–20, termal reaktörlerde ise % 3–5 oranındadır)[7,9].

Plütonyumdioksitin fiziksel özellikleri:

PuO₂ yüzey merkezli kübik yapıya sahiptir. Hücre boyutları $a = 0,5396 \pm 0.005$ nm [12]. PuO₂'in sıcaklığa bağlı lineer ısı genleşme katsayısı ve ısı kapasitesini aşağıdaki eşitlikleri (Denklem 2.15 ve 2.16) kullanarak hesaplayabiliriz.

Isıl genleşme katsayısı;

$$\alpha \times 10^{-6} = 5,74 + 7,04 \times 10^{-3} \times T \quad (2.15)$$

Isı kapasitesi;

$$C_p = \frac{347,4 \times 571^2 \times \exp\left(\frac{571}{T}\right)}{T^2 \times \left[\exp\left(\frac{571}{T}\right) - 1\right]^2} + 3,98 \times 10^{-4} \times T + \frac{3,860 \times 10^7 \times 1,967 \times 10^5}{R \times T^2} \times \exp\left(-\frac{1,965 \times 10^5}{R \times T}\right) \quad (2.16)$$

Burada R gaz sabitidir. (R= 8,3141 J/(mol·K)).

PuO₂'in entalpisini ise Denklem (2.17) ve (2.18)'i kullanarak hesaplayabiliriz.

$\tau = T/3023$ alınırsa;

$\tau \leq 0,856$ için entalpi;

$$H = -32481 + 228656 \times \tau + 43346 \times \tau^2 - 11270 \times \tau^3 + 987,72 \times \tau^4 + 1970,7 \times \tau^5 + 744,2 \times \tau^{-1} \quad (2.17)$$

$\tau > 0,856$ için entalpi:

$$H = 352544 \times \tau - 109876 \quad (2.18)$$

Olur.

Tablo 2.13. Plütonyumdioksitin sıcaklığa bağlı lineer genleşme katsayısı, ısı kapasitesi ve entalpi değişimi.

Sıcaklık (° K)	Lineer ısı genleşme katsayısı (K ⁻¹)	Isı kapasitesi (J/K.mol)	Entalpi (J/mol)
300	7,8520	66,63490856	42206,13933
400	8,5560	75,98443975	67101,47060
500	9,2600	82,75220300	92886,48688
600	9,9640	87,70628789	119404,4401
700	10,668	91,25300353	146583,6543
800	11,372	93,68885394	174395,5916
900	12,076	95,26920384	207413,6000
1000	12,780	96,23160700	242668,0000
1100	13,484	96,80504206	277922,4000
1200	14,188	97,21400797	313176,8000
1300	14,892	97,68050667	348431,2000
1400	15,596	98,42507263	383685,6000
1500	16,300	99,66733922	418940,000
1600	17,004	101,6263655	454194,400
1700	17,708	104,5208326	489448,800
1800	18,412	108,5691662	524703,200
1900	19,116	113,9896149	559957,600
2000	19,820	121,0003018	595212,000
2100	20,524	129,8192597	630466,400
2200	21,228	140,6644553	665720,800
2300	21,932	153,7538054	700975,200
2400	22,636	169,3051900	736229,600
2500	23,340	187,5364601	771484,000

Plütonyumdioksitin sıcaklığının artması ile lineer ısı genleşme katsayısı, ısı kapasitesi ve entalpisi artmıştır. Plütonyumdioksitin aynı sıcaklıklarda uranyumdioksitten daha fazla ısı kapasitesine sahip olduğu görülür.

2.4.3. Toryumdioksit

Toryumdioksit, molar kütlesi 264,028 gr/mol olan ve 10 gr/cm³ yoğunluğa sahip nükleer yakıt malzemedir. ThO₂ hafif su, ağır su ve sıvı-metal hızlı-üretken reaktörlerde yakıt olarak kullanımını amaçlamaktadır. Erime noktası 3390 °C ve kaynama noktası ise 4400 °C'dir. Toryumun kararlı oksiti toryum dioksit'tir (ThO₂) ve düşük termal iletkenliğe sahiptir. ThO₂ yakıt peletleri UO₂ için tarif edilen yöntemlere benzer şekilde imal edilir. Daha düşük sıcaklıklarda daha yüksek yoğunluklar, karbonatın ayrışmasından elde edilen oksit tozu ile elde edilebilir. ThO₂-UO₂ karışımları bunların tuzlarının birlikte çökeltme ya da mekanik olarak karıştırılması ile meydana getirilir. Sinterlenmiş toryum yüksek sıcaklıkta su ve sodyumda iyi korozyon direnci sergiler [9].

Bir toryum reaktöründe aşağıdaki dört yaklaşım göz önünde tutulmalıdır:

1. Bir sıvı erimiş Th-florür tuzunun kullanımı,
2. Bir çakıl yataklı grafit moderatör ve He gaz soğutmalı reaktör kullanımı,
3. Termal hafif su reaktörü (LWR) döngüsü ile bir katı yakıt örtüsü ve çekirdeği kullanımı,
4. Füzyon ya da hızlandırıcı nötron oluşturan bir sistem (ADS) kullanımıdır [16].

Toryumdioksitin sıcaklığa bağlı ısı kapasitesini aşağıdaki ifadeyi kullanarak hesaplayabiliriz.

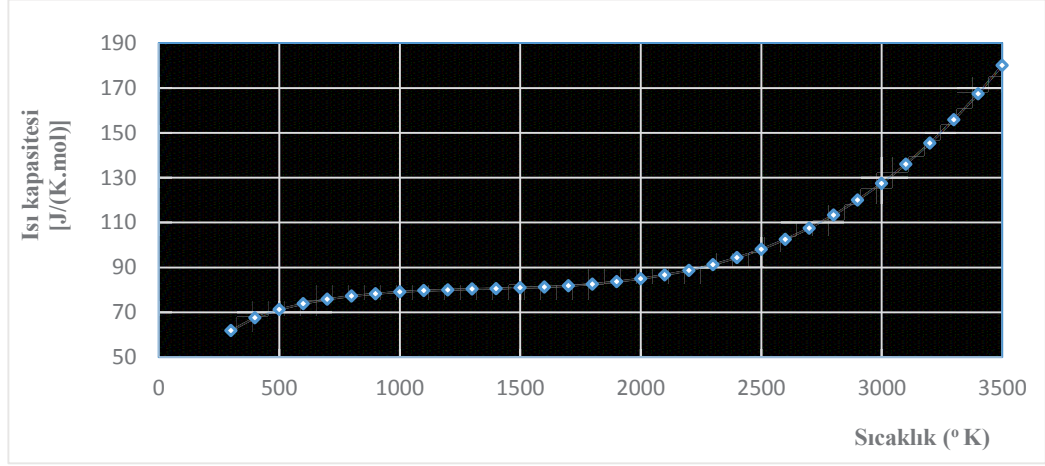
$$C_p = 55,9620 + 51,2579 \times 10^{-3} \times T - 36,8022 \times 10^{-6} \times T^2 + 9,2245 \times 10^{-9} \times T^3 - 5,74031 \times 10^5 \times T^{-2} \quad (2.19)$$

Toryumdioksitin sıcaklığa bağlı ısı kapasitesi değişimi Tablo 2.14'te verilmiştir.

Tablo 2.14. Toryumdioksitin ısı kapasitesi değişimi

Sıcaklık (° K)	Isı kapasitesi [J/(K.mol)]
300	61,89811128
400	67,57948225
500	71,24733850
600	73,86590944
700	75,80196366
800	77,24093256
900	78,30030825
1000	79,06816900
1100	79,61843171
1200	80,01761536
1300	80,32811519
1400	80,60990304
1500	80,92146261
1600	81,32032914
1700	81,86341386
1800	82,60720594
1900	83,60790214
2000	84,92149225
2100	86,60381674
2200	88,71060655
2300	91,29751102
2400	94,42011784
2500	98,13396754
2600	102,49456420
2700	107,55738330
2800	113,37787780
2900	120,01148270
3000	127,51361880
3100	135,93969480
3200	145,34511030
3300	155,78525670
3400	167,31551930
3500	179,99127780

Toryumdioksitin sıcaklığa bağlı ısı kapasitesi değişim grafiği Şekil 2.8’de gösterilmiştir.



Şekil 2.8. Toryumdioksitin sıcaklığa bağlı ısı kapasitesi değişim grafiği

Toryumdioksitin sıcaklığının artmasıyla ısı kapasitesinde arttığı görülür. Ancak toryumdioksitin ısı kapasitesinin uranyumdioksit ve plütonyumdiksiste göre daha az olduğu görülmektedir.

2.5. Karbit Yakıtlar

Uranyum-karbon sisteminde üç önemli bileşik vardır: UC, U_2C_3 ve UC_2 'dir. UC yüksek uranyum yoğunluğa sahip olan yüzey merkezli kübik (FCC) bir yapıya sahiptir. ThC ve UC erime noktalarına kadar kararlıdır. UO_2 ile karşılaştırıldığında, UC daha yüksek bir uranyum yoğunluğuna sahip olup en az beş kat daha büyük bir termal iletkenliğe sahiptir. 800 ° C altında paslanmaz çelik kaplama ile önemli bir etkileşimi yoktur. Karbonsuzlaşmış yakıt çatlak eğilimindedir. ZrC ile UC alaşımı en umut verici kombinasyonu sağlar çünkü ZrC eklemek UC'in erime noktası artırır ve buhar basıncını düşürür. UC'e krom ve vanadyumun eklenmesi paslanmaz çelik kaplama ile karbür yakıtın uyumluluğunu iyileştirmek içindir.

Yüksek üretme oranı, oksit yakıtlardan daha büyük bir termal iletkenliğe sahip olması ve yüksek ağır metal yoğunluğu hızlı reaktörlerinde kullanım için bunları cazip hale getirir. Örnekleri uranyum monokarbür, karışık uranyum-plütonyum karbür ve transuranik elementlerin karbitlerini içerir.

Uranyumkarbürler, yüksek sıcaklıklarda vakum içinde karbon ile uranyum reaksiyonu, karbon-uranyum dioksit reaksiyonu ya da metan gibi bir hidrokarbon ile uranyum toz reaksiyonu dahil olmak üzere bir dizi yöntem ile hazırlanabilir.

Karışık-oksit yakıtlar ile karşılaştırıldığında, karışık karbür yakıtlar yüksek ağır metal yoğunluğu, iyi nötron ekonomisi, daha fazla ısı iletkenliği (10 kat daha büyük), yüksek lineer ısı oranı kapasitesine ve düşük yakıt döngüsü maliyetine sahiptir.

Karbür ve nitrür yakıtların sodyum ile iyi bir uyumluluğa sahip olmasına rağmen nispeten zayıf oksidasyon direnci vardır [9].

Uranyumkarbitin fiziksel özellikleri

Uranyumkarbit, FBR için üretilen gelişmiş yakıt türüdür. Yüksek ısı iletkenliği ve yüksek yoğunluğa sahiptir. Kristal yapısı yüzey merkezli kübik (FCC) yapıdır. Uranyumkarbitin lineer genleşme katsayısını (α) ve ısı iletkenliğini (λ) aşağıdaki Denklem (2.20), Denklem (2.21) ve Denklem (2.22)'yi kullanarak hesaplayabiliriz.

Lineer genleşme katsayısı;

$$\alpha = 1,007 \times 10^{-5} + 1,17 \times 10^{-9} \times t \quad (2.20)$$

50 – 700 °C aralığında ısı iletkenliği;

$$\lambda = 21,7 - 3,04 \times 10^{-3} \times t + 3,61 \times 10^{-6} \times t^2 \quad (2.21)$$

ve 700 – 2300 °C aralığında ısı iletkenliği;

$$\lambda = 20,2 + 1,48 \times 10^{-3} \times t \quad (2.22)$$

olur. Burada t °C cinsinden sıcaklık değeridir.

Tablo 2.15. Uranyumkarbitin lineer genleşme katsayısı ve ısı iletkenliği değişimi.

Sıcaklık (° C)	Lineer genleşme katsayısı (1/ ° C) $\times 10^{-5}$	Isı iletkenlik (W/m.C)
50	1,01285	21,557025
100	1,01870	21,432100
150	1,02455	21,325225
200	1,03040	21,236400
250	1,03625	21,165625
300	1,04210	21,112900
350	1,04795	21,078225
400	1,05380	21,061600
450	1,05965	21,063025
500	1,06550	21,082500
550	1,07135	21,120025
600	1,07720	21,175600
650	1,08305	21,249225
700	1,08890	21,340900
750	1,09475	21,450625
800	1,10060	21,578400
850	1,10645	21,724225
900	1,11230	21,888100

Uranyumkarbitin sıcaklığının artmasıyla lineer genleşme katsayısı ve ısı iletkenliği artmıştır. Uranyumkarbitin 2800 ° K – 4500 ° K aralığında yoğunluğunu ve buhar basıncını aşağıdaki denklemleri kullanarak hesaplayabiliriz [12].

Yoğunluk;

$$\rho = (12000 - 6,25 \times 10^{-4}.T) \pm 200 \quad (2.23)$$

Buhar basıncı;

$$\log P = 8,622 - \frac{32860}{T} - 0,715 \times \log T \quad (2.24)$$

Uranyumkarbitin sıcaklığa bağlı yoğunluk ve buhar basıncı değişimi Tablo 2.16’da verilmiştir.

Tablo 2.16. Uranyumkarbitin sıcaklığa bağlı yoğunluk ve buhar basıncı değişimi.

Sıcaklık (° K)	Yoğunluk (kg/m ³)	Buhar basıncı (MPa) ×10 ⁻⁶
2800	11998,25	2,63978
2900	11998,19	6,53659
3000	11998,13	15,2239
3100	11998,06	33,5488
3200	11998,00	70,3182
3300	11997,94	140,827
3400	11997,88	270,574
3500	11997,81	500,518
3600	11997,75	894,264
3700	11997,69	1547,5860
3800	11997,63	2600,6760
3900	11997,56	4253,5130
4000	11997,50	6784,6450
4100	11997,44	10573,66100
4200	11997,38	16127,50700
4300	11997,31	24110,68700
4400	11997,25	35379,32300
4500	11997,19	51018,86900

Sıcaklığın artması ile yoğunluk azalmış, buhar basıncı ise artmıştır.

2.6. Nitrit Yakıtlar

Uranyummononitrit (UN) reaktör yakıtı olarak henüz herhangi bir reaktörde kullanılmamıştır. Tercih edilen özellikleri; yüksek erime sıcaklığı, iyi ısı iletkenliği, yüksek uranyum yoğunluğu, birçok kaplama malzemeler ile uyumluluğu, iyi radyasyon kararlılığı ve fisyon ürünlerini tutma yeteneğidir. Dezavantajı, (n, α) ve (n, p) reaksiyonları tarafından nitrojen atomlarının dönüşümü sırasında nötron yakalama parazitliği ve nitrit yakıtın yanması esnasında azot salınımıdır. Havada UN'in kararlılığı UC'den çok daha yüksektir. Karbür yakıtlarda olduğu gibi nitrür yakıtlar da (örneğin uranyum mononitrit) yüksek ısı iletkenliği, yüksek üretme oranı ve yüksek ağır metal yoğunluğuna sahiptir.

UN numuneler üç metotla hazırlanmaktadır:

1. Sıcak izostatik presleme,
2. Soğuk presleme ve sinterleme,
3. Eritme ve döküm yöntemleri ile nitrojen ile uranyumun doğrudan reaksiyonu olarak hazırlanmaktadır.

İlk iki teknikte, dinamik bir vakum içinde yaklaşık 1300 °C’de UN’in ayrışması sonrasında 850 °C’de nitrojen ile uranyum reaksiyonu oluşturulan U₂N₃ tozu kullanır [9].

UN, FBR reaktörün güvenliği ve verimliliği için geliştirilmiş nükleer yakıttır. UN yüksek erime ve kaynama noktalarına sahip, radyasyona karşı direnci yüksek ve yapı malzemesi ile iyi uyumludur [12]. UN’in sıcaklığa bağlı yoğunluğunu, ısı kapasitesini ve lineer genleşme katsayısını Denklem (2.25), (2.26) ve (2.27)’yi kullanarak hesaplayabiliriz.

Yoğunluk;

$$\rho = 14420 - 0,2779 \times T - 4,897 \times 10^{-5} \times T^2 \quad (2.25)$$

Isı kapasitesi;

$$C_p = 0,2029 \times \left(\frac{\theta}{T}\right)^2 \times \frac{\exp\left(\frac{\theta}{T}\right)}{\left[\exp\left(\frac{\theta}{T}\right) - 1\right]^2} + 3,766 \times 10^{-5} \times T + \frac{1,048.10^9}{T} \times \exp\left(\frac{-18081}{T}\right) \quad (2.26)$$

Burada θ Einstein sıcaklığıdır ve 365,7 °K’e eşittir.

Lineer genleşme katsayısı;

$$\alpha = 7,096 \times 10^{-6} + 1,409 \times 10^{-9} \times T \quad (2.27)$$

olur. UN’in sıcaklığa bağlı yoğunluk, ısı kapasitesi ve lineer genleşme katsayısı değişimi Tablo 2.17’de gösterilmiştir.

Tablo 2.17. Uranyummononitritin lineer genleşme katsayısı, ısı kapasitesi ve yoğunluk değişimi.

Sıcaklık (° K)	Lineer genleşme katsayısı (K ⁻¹) ×10 ⁻⁶	Isı kapasitesi [J/(mol. K)] ×10 ⁻²	Yoğunluk (kg/m ³)
300	7,5187	3,1923225	14332,2227
400	7,6596	4,1855906	14301,0048
500	7,8005	4,9205712	14268,8075
600	7,9414	5,5157398	14235,6308
700	8,0823	6,0332144	14201,4747
800	8,2232	6,5051533	14166,3392
900	8,3641	6,9489704	14130,2243
1000	8,5050	7,3746019	14093,1300
1100	8,6459	7,7880011	14055,0563
1200	8,7868	8,1928913	14016,0032
1300	8,9277	8,5916907	13975,9707
1400	9,0686	8,9860272	13934,9588
1500	9,2095	9,3770565	13892,9675
1600	9,3504	9,7657386	13849,9968
1700	9,4913	10,1532633	13806,0467
1800	9,6322	10,5419456	13761,1172
1900	9,7731	10,9371022	13715,2083
2000	9,9140	11,3506317	13668,3200
2100	10,0549	11,8071668	13620,4523
2200	10,1958	12,3536915	13571,6052
2300	10,3367	13,0733592	13521,7787
2400	10,4776	14,1039289	13470,9728
2500	10,6185	15,6607846	13419,1875

UN'in sıcaklığının artması ile lineer genleşme katsayısı ve ısı kapasitesinin arttığı yoğunluğun ise azaldığı görülür.

2.7. MOX Yakıt

MOX, uranyum oksit ve plütonyum oksitten üretilen nükleer yakıtı verilen isimdir. MOX yakıtındaki PuO_2 konsantrasyonu % 3-10 arasındadır. MOX yakıtta UO_2 ve PuO_2 'in molar kesri 0,8 ve 0,2 olarak alınır. $(\text{U}_{0,8} + \text{Pu}_{0,2})\text{O}_2$ yakıt yüksek erime ve kaynama noktasına sahiptir [12].

MOX yakıtın yoğunluğunu Denklem(2.28)'i kullanarak hesaplayabiliriz.

$$\rho = 11080 \times [1 + 2,04 \times 10^{-5} \times (T - 273) + 8,7.10^{-9} \times (T - 273)^2]^{-1} \quad (2.28)$$

MOX yakıtın ısı kapasitesini Denklem (2.29)'u kullanarak hesaplayabiliriz.

$$(C_p)_{\text{mox}} = (C_p)_{\text{UO}_2} \times 0,8 + (C_p)_{\text{PuO}_2} \times 0,2 \quad (2.29)$$

Burada MOX yakıtın ısı kapasitesi UO_2 ve PuO_2 'in ısı kapasitelerinin molar kesir ile çarpımlarının toplamıdır. Aynı şekilde diğer özellikleri de UO_2 ve PuO_2 'in molar kesirleri ile çarpımlarının toplamı şeklinde hesaplanır.

MOX yakıtın entalpisini Denklem (2.30)'u kullanarak bulabiliriz.

$$(H)_{\text{mox}} = (H)_{\text{UO}_2} \times 0,8 + (H)_{\text{PuO}_2} \times 0,2 \quad (2.30)$$

MOX yakıtın lineer genleşme katsayısını Denklem (2.31) yardımıyla bulabiliriz:

$$(\alpha)_{\text{mox}} = (\alpha)_{\text{UO}_2} \times 0,8 + (\alpha)_{\text{PuO}_2} \times 0,2 \quad (2.31)$$

Olur.

Tablo.2.18.MOX yakıtının yoğunluk, ısı kapasitesi ve lineer genleşme katsayısı değişimi.

Sıcaklık (° K)	Yoğunluk (kg/m ³)	Isı kapasitesi [J/(mol. K)]	Lineer ısı genleşme katsayısı (K ⁻¹)
300	11073,83030	77,119411950	9,378420488
400	11049,82159	79,428355520	9,544860416
500	11024,00794	81,92910260	9,733043000
600	10996,41534	83,99963413	9,942883904
700	10967,07138	85,53495818	10,17429879
800	10936,00516	86,58348578	10,42720333
900	10903,24722	87,24793967	10,70151318
1000	10868,82949	87,65168940	10,96780000
1100	10832,78520	87,92542307	11,32234900
1200	10795,14882	88,20123727	11,73376000
1300	10755,95594	88,60977590	12,20173900
1400	10715,24324	89,27874441	12,72599200
1500	10673,04838	90,33209251	13,30622500
1600	10629,40993	91,88954258	13,94214400
1700	10584,36729	94,06630615	14,63345500
1800	10537,96058	96,97290744	15,37986400
1900	10490,23061	100,7150701	16,18107700
2000	10441,21874	105,3936424	17,03680000
2100	10390,96686	111,1045470	17,94673900
2200	10339,51725	117,9387463	18,91060000
2300	10286,91255	125,9822176	19,92808900
2400	10233,19567	135,3159363	20,99891200
2500	10178,40968	146,0158625	22,12277500
2600	10122,59779	158,1529323	23,29938400

MOX (karışık oksit) yakıtta sıcaklık artışı ile yoğunluk azalmış, ısı kapasitesi ve lineer ısı genleşme katsayısı artmıştır.

(U, Pu)O₂ karışık oksit; ilave, çökeltme ya da mekanik karıştırma ile hazırlanabilir. LWR'lerde karışık oksit yakıt ile çalışma deneyimi mükemmel olmuştur [7,9].

2.8. Nükleer Yakıt Çevrimi

Nükleer yakıt çevrimi, reaktörlerde kullanılacak olan yakıt malzemelerin topraktan çıkarılması, arıtılması, zenginleştirilmesi, uygun şekillere dönüştürülmesi, reaktör yakıtı haline getirilmesi, kullanılmış yakıtların depolanması, bu atıkların yeniden işlenmesi ve nükleer endüstride oluşan radyoaktif atıkların idare edilmesi gibi işlemleri kapsayan çalışmalardır [7].

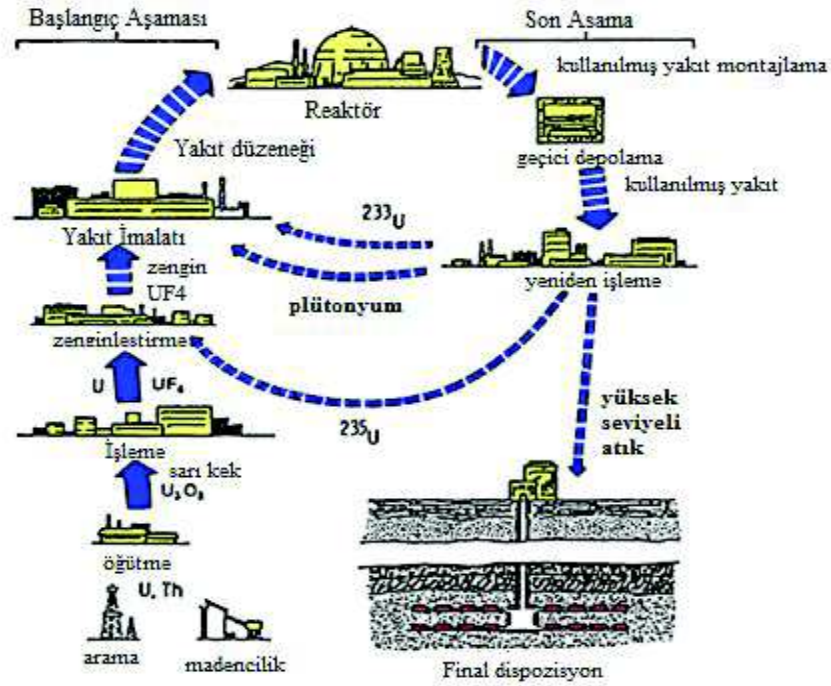
Nükleer yakıt çevrimi, iki aşamada incelenebilir. Birinci aşama, yakıtın reaktöre gelmeden önce yapılan işlemler, ikinci aşama ise yakıtı kullanıldıktan sonra yapılan işlemlerdir. Bu aşamalardan birincisine yakıt çevriminin ön cephesi, ikincisine ise yakıt çevriminin arka cephesi denir.

Uranyum için yakıt çevrimini öncephesi şu işlemlerden oluşmaktadır:

1. Uranyum cevherinin çıkartılması ve arıtılması,
2. Uygun şekillere dönüştürülmesi,
3. Zenginleştirme işlemi,
4. Yakıt malzeme haline dönüştürmedir.

Yakıt çevriminin arka cephesi ise şu şekilde sıralanır:

1. Kullanılmış yakıtların kısa süreliğine depolanması,
2. Yeniden işlenmesidir [7].



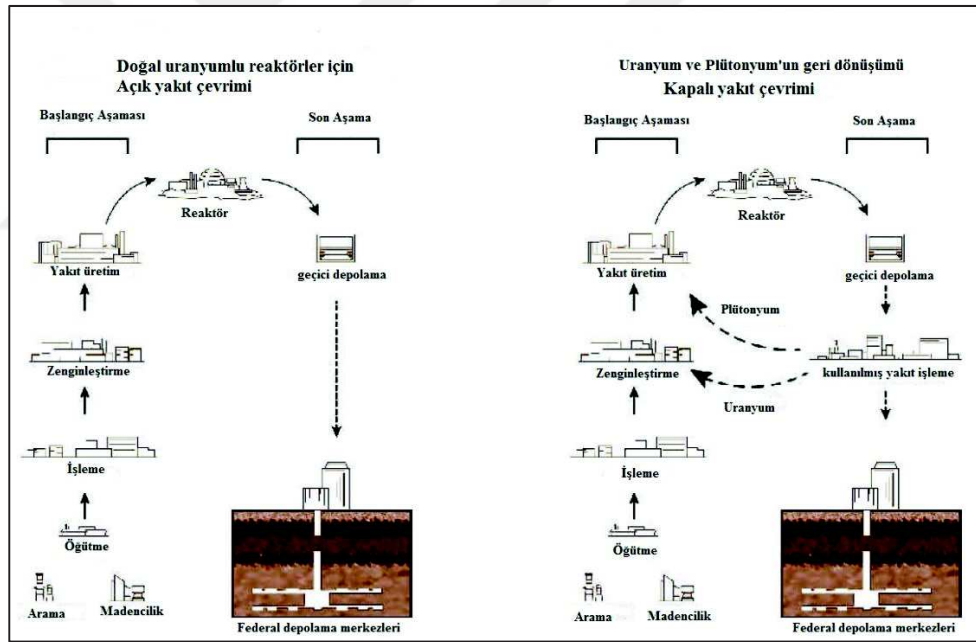
Şekil 2.9. Nükleer yakıt çevrimi [19]

Yakıt malzemeler kullanıldıktan sonra reaktör kalbinden boşaltılarak kullanılmış yakıt malzemelerinin depolandığı depolama tesislerine gönderilir. Bu kullanılmış yakıt elemanlar depolama tesislerinde birkaç yıl bekletildikten sonra iki seçenek söz konusu olur:

1. Eğer tekrar çevrime uygun ise yeniden işleme tesisine gönderilir. Burada yakıt içinden uranyum, plütonyum ve varsa uranyum-233 ayrıştırılır. Bu ayrıştırma sonucunda kullanılabilir olan uranyum ve plütonyum tekrar işlenir ve enerji üretmek üzere nükleer reaktörlere gönderilir.
2. Kullanılan yakıt malzeme tekrar çevrime uygun değil ise jeolojik oluşum için derin bir boşlukta uzun süreliğine depolanır [7].

2.9. Nükleer Yakıt Çevrimi Türleri

Uranyum yakıt çevrimi, açık ve kapalı çevrim olarak isimlendirilen iki tür çevrimden oluşmaktadır. Açık çevrimde, madenden çıkartılıp yakıt malzeme haline getirilen uranyum, reaktörde kullanıldıktan sonra doğrudan yer altında depolanmaktadır. Kapalı çevrimde ise reaktörden çıkan kullanılmış yakıt yeniden işlenerek, içerisinde bulunan uranyum, plütonyum gibi maddeler ayrıştırılmakta ve bunlar yeniden enerji üretiminde yakıt olarak kullanılmaktadır. Kaynakların verimli kullanılabilmesi için kapalı çevrim daha uygundur. Fakat kullanılmış yakıt içerisindeki uranyum ve plütonyumun tekrar kazanılması sürecinde kullanılan kimyasalların radyoaktif hale gelmeleri ve radyoaktif madde miktarında artışa sebep olmaları problem oluşturmaktadır [10].



Şekil 2.10. Açık ve kapalı yakıt çevrimi [19].

Dünyada kullanılmakta olan uranyum madenleri, U_3O_8 açısından % 0,1 ile % 1 oranında zengindirler. Bu sebeple, çıkarılan uranyum madeni bir ön yoğunlaştırma işlemine tabi tutulur. Ön yoğunlaştırma sonucu % 50 ile % 70 U_3O_8 'den oluşan uranilnitrat elde edilir. Uranilnitrat, çeşitli kimyasal işlemlerden sonra saflaştırılır, yoğunlaştırılıp çöktürülerek uranyumoksit elde edilir [10].

Açık çevrim, kapalı çevrimden farklı olarak reaktörden çıkan yakıt elemanları doğrudan atık kabul edilirler. Açık çevrimin tercih edilme sebebi; yeniden işlem tesislerinin (kapalı çevrim işlemlerinin) pahalı olması, elde edilen plütonyumun uzun ömürlü olması ve Pu'un nükleer silahlarda kullanılmasının önlenmesi gibi sebeplerden dolayıdır. Uranyum açık çevriminde % 50 ile % 65 eşdeğerinde U_3O_8 bir ön arıtmaya uğrar ve magnezyum üranat (MgX)(sarı pasta) şeklinde dönüştürme tesislerine gönderilir. Bu dönüştürme tesislerinde uranyum UF_6 şekline dönüştürülür ve zenginleştirme tesislerinde zengin UO_2 elde edilir. Elde edilen zengin UO_2 , yakıt elemanı üretim fabrikasına gönderilir. Daha sonra UO_2 , yakıt elemanı olarak reaktörlerde kullanılır. Kullanılan yakıt elemanları depolama havuzlarında belli bir süre bekletildikten sonra reaktör dışındaki merkezi depolama tesislerine gönderilir [20].

U-Pu Kapalı çevrimi:

Kapalı çevrimde, reaktörden çıkan yakıt yeniden işlenerek, tekrar reaktör yakıtı olarak kullanılmaktadır. Reaktörlerde kullanılan yakıt malzeme kapalı yakıt çevrime uğratarak değerlendirilebilir. Bu olgu LWR, HWR ve HTR/HTGR'lerde kullanılan yakıtı uygulanabilir. FBR'lerde ve üretken reaktörlerde ise kapalı çevrim zorunludur. Kullanılmış yakıt elemanları yeniden işleme merkezlerine gönderilir ve kimyasal işlemlerden önce orada bekletilir. Yakıt elemanlarının çözülmesi ve kimyasal ayrıştırma adımları tüm reaktörlerde kullanılan yakıtlar için aynıdır. Kullanılmış yakıt elemanı yeniden işlem tesisindeki depolama havuzunda bekletildikten sonra demet çözme hücresine aktarılır. Burada demet kesme makasları ile kesilerek, çözücü hücre altında yer alan çözücü pota içerisine düşer. Yakıt çubuklarının özütlenmesi için pota kaynayan nitrik asit ile doldurulur. Özütleme işleminden sonra geriye kalan kabuk ve yakıt elemanı parçaları kabuk depolama tesisine gönderilir. Yakıt çözeltisi fisyon ürünlerinden kurtulmuş değildir. Çözünmemiş olan parçacıklar kaba filtrelerle yada santrifüj yoluyla çözeltiden ayrılır. Yakıtın parçalanması ve çözünmesi esnasında fisyon gaz ürünleri ortaya çıkar. Bu gaz ürünleri su buharı, azotoksitleri ve azot kullanılarak ortamdan uzaklaştırılır. Daha sonra bu fisyon gaz ürünleri ve buharlar atık temizleme biriminde işlem görür [7].

Th-U²³³ Yakıt çevrimi (THOREX Yöntemi):

Toryum, fertil malzemedir ve fisil malzeme olan U-233 üretiminde kullanılır. Toryum'dan fisil malzeme üretmek için üretken ya da dönüştürücü reaktörler gereklidir. Nükleer reaksiyonlar sonucunda kullanılmış Th yakıtında oluşan U-233 izotopu kimyasal yollar ile geri kazanılır. Th/U-233 yakıtlı kullanılmış yakıt önce depolama tesisinde bekletilir. Sonra yeniden işlem tesisine gönderilir. Burada fisil malzemenin kullanılmış yakıttan sökülmesi gerçekleşir. Kullanılmış yakıt nitrik asit, hidroflorik asit ve kaynama noktasında tutulan alüminyum nitrat içinde çözülür. Arta kalan katılar santrifüj yoluyla ortamdan uzaklaştırılır. Daha sonra Th(NO₃)₄ ve UO₂(NO₃)₂ çözeltisi TBP'a (tribütil fosfat) karşı ters yönlü bir akışla hareket ettirilir. Bu esnada toryum nitrat ve uranil nitrat çözündürülür. Fisyon ürünleri alüminyum nitrat ve eklenen yıkama çözeltisi ile sistemi terkeder. Bu şekilde Pa-233 ve U-233 çekirdeği geri kazanılmış olur [7].

2.10. Nükleer Yakıtın Saflaştırılması

Urayumu yakıt haline getirmeden önce cevher içerisindeki yan ürünleri ayırmak gerekmektedir. Bu ayırma işlemlerini şu şekilde sıralayabiliriz;

1. Özütleme,
2. Parçalama,
3. Şekillendirme,
4. Manyetik ve elektrostatik işlem,
5. Yüzdürme,
6. Fırınlamadır.

Uranyum taşıyıcı minerale bağlı olarak özütleme işlemi yapılır. Minerale bağlı olarak sülfirik, nitrik veya hidroflorik asitlerden biri kullanılır.

Madenden gelen cevher önce kırılır ve ince kum haline öğütülür. Uranyumu kolay çözebilmek için altı değerlikli duruma dönüştürülür. Bunun için ise oksitleyici eklenir. Uranyum, özütleme çözeltisinden çözücü ayrıştırma veya iyon değiştirme

yoluyla çıkartılır. Sonra uranyum bir inorganik tuz çözeltisi ile temas ettirilmek suretiyle tekrar organik bileşikten çıkartılır. Daha sonra bu çözeltinin çökeltilmesi ile meydana gelen yoğunlaştırılmış uranyum çözeltisi kurutulur ve saflaştırma işlemine geçilir. Saflaştırma işlemi, uranyum konsantreleri nitrik asit içerisinde çözülerek yapılır. Oluşan uranilnitrat, tribütil fosfatın karosen içerisindeki çözeltisine katılır. Böylece nötron soğuran elementlerin oranı azaltılmış olur. Saflaştırma işleminin ürünü ise uranyum oksitlerden biri, yani UO_2 , UO_3 veya U_3O_8 'dır.

2.11. Nükleer Yakıt Zenginleştirilmesi

Uranyum zenginleştirme işlemi; doğal uranyum cevheri içerisinde bulunan ^{235}U ve ^{238}U izotoplarının birbirlerinden ayrıştırılarak, 'fısil' olarak nitelendirilen ^{235}U çekirdeklerinin daha yüksek oranlara çıkartılmasına denir.

Zenginleştirilmiş uranyum, ^{235}U oranının belirli yöntemlerle doğal seviyenin üzerine çıkartılmış bir karışımdır. Zincir reaksiyonu gerçekleştirme özelliği olan, tek doğal uranyum izotopu; ^{235}U 'in, uranyum rezervleri içerisindeki oranı düşük olduğundan, nükleer yakıt amaçlı olarak kullanımı için ^{235}U 'in izotop bolluğundaki oranını artırılması gerekmektedir. Bu maksatla ayırma ünitelerinde meydana gelen uranyum oksitler izotop zenginleştirme işlemleri için uranyumun en uçucu bileşiği olan gaz halindeki uranyumhekzaflorit (UF_6) dönüştürülürler. Sonra UF_6 çeşitli zenginleştirme işlemlerinden biri kullanılarak karışım içerisindeki $^{235}UF_6$ yoğunluğu artırılır. Bu zenginleştirme yöntemleri şu şekilde sıralanabilir: [21]

1. Gaz difüzyon yöntemi,
2. Ultrasantrifüj (merkezkaç) yöntemi,
3. Aerodinamik (nozül) yöntemi,
4. Kimyasal ayırma yöntemi,
5. Lazer yöntemi,
6. Elektromanyetik saptırma yöntemi.

Günümüzde zenginleştirme işlemi için kullanılan en yaygın yöntemler ise difüzyon ve santrifüj yöntemidir.

Tablo 2.19. Zenginleştirme yapan şirket, kapasite ve teknolojileri [18].

ŞİRKET / ÜLKE	KAPASİTE (Milyon kgU)	TEKNOLOJİ
CNNC (Çin)	0.8	Gaz Difüzyon & Santrifüj
Eurodif (Fransa)	10.8	Gaz Difüzyon
JNC (Japonya)	0.9	Santrifüj
Minatom (Rusya)	20.0	Santrifüj
Urenco (Almanya)	7.4	Santrifüj
Urenco (Hollanda)		
Urenco (İngiltere)		
USEC (ABD)	8.0	Gaz Difüzyon
Toplam	47.9	

2.11.1. Gaz difüzyon yöntemi

Gaz difüzyonu yönteminin fizik temeli, istatistik mekaniğinin Eş Dağılım Prensibi'ne dayanır. Şöyle ki bir gazdaki değişik moleküller ortalama olarak aynı kinetik enerjiye sahiptirler.

Molekülün kütlesi m ve hızı v ise kinetik enerjisi KE :

$$KE = \frac{1}{2}mv^2 \quad (2.32)$$

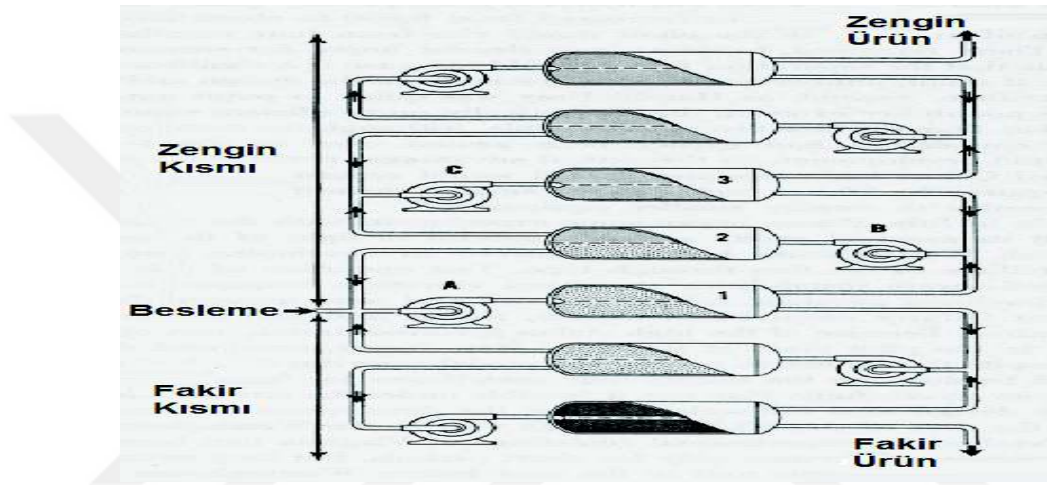
olup moleküller eşit ortalama kinetik enerjilerine sahip olduğundan:

$$KE_1 = KE_2 \Rightarrow \frac{1}{2}m_1v_1^2 = \frac{1}{2}m_2v_2^2 \quad (2.33)$$

şeklinde. UF_6 gazı karışımını oluşturan $^{238}UF_6$ ve $^{235}UF_6$ moleküllerinin kütleleri farklı olduğundan,

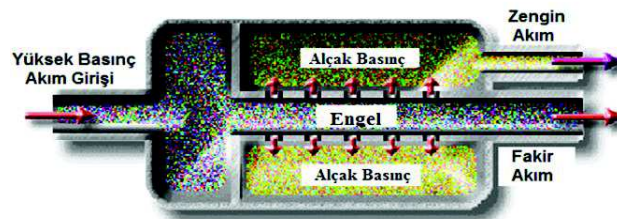
$$\frac{v_1}{v_2} = \sqrt{\frac{m_2}{m_1}} = \alpha = \sqrt{\frac{238+19 \cdot 6}{235+19 \cdot 6}} = \sqrt{\frac{352}{349}} = 1,00428 \quad (2.34)$$

olur. Yukarıdaki formülde de görüldüğü gibi hız oranları kütle oranlarının kökleri ile ters oranlıdır. UF_6 gazı kütlesi 349 olan $^{235}\text{UF}_6$ ve kütlesi 352 olan $^{238}\text{UF}_6$ 'ten oluşmakta, dolayısı ile hız oranları ise 1,00428 olmaktadır. Hafif olan $^{235}\text{UF}_6$ molekülü ağır olan $^{238}\text{UF}_6$ 'ten daha hızlı hareket eder [21]. Şekil 2.11'de gaz difüzyon basamağı görülmektedir.



Şekil 2.11. Gaz difüzyon basamağı [22].

Gaz halindeki UF_6 yer yer gözenekli engellerden geçirilerek uzun borularda dolaştırılır. Hafif olan $^{235}\text{UF}_6$ molekülleri hep üst kısımdadır (Şekil 2.12). Dolayısıyla, boruların bir kısmındaki gaz, $^{235}\text{UF}_6$ içeriği açısından zenginleşirken, diğer kısmı fakirleşir. Bu süreç, tekrar tekrar devam ettirilerek her hangi bir evredeki zenginleşmiş gaz, bir sonraki evreye sokulup daha da zenginleştirilmek suretiyle, geride kalan fakirleşmiş gaz da bir önceki evreye geri gönderilip, bunun zenginlik oranı eski düzeyine yükseltmek mümkündür. Yol yeterli derecede uzun olduğunda, % 93 zenginliğinde uranyum elde edilebilir.

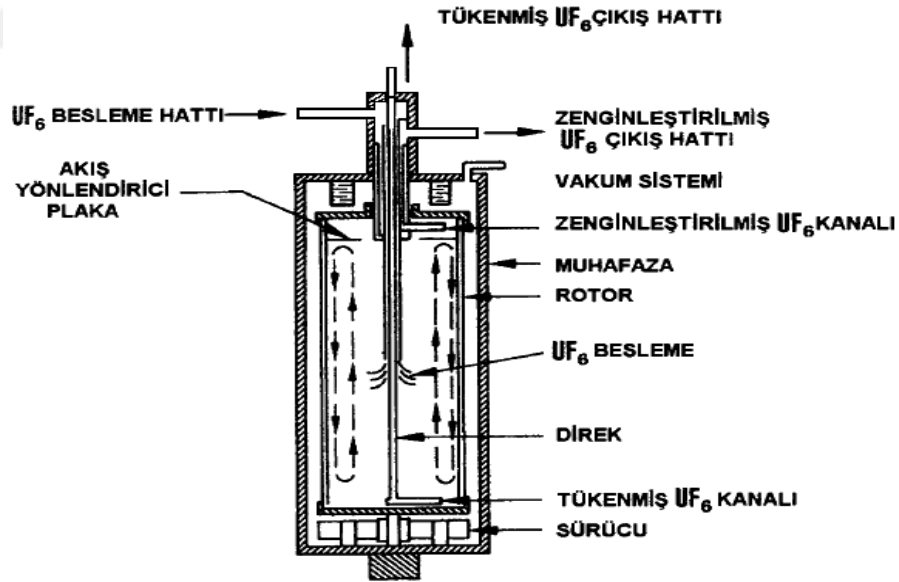


Şekil 2.12. Bir difüzörün (gaz difüzyon kademesi) basit diyagramı [23].

Böyle bir tesis; difüzyon evreleri, büyük bir elektrik santrali ve dağıtım sistemi, soğutma kuleleri, florlama tesisi, buhar üretim santrali, zar imalat ünitesi, kuru hava ve azot üretim ünitesi içermektedir. Bu tesis pahalı, envanter gereksinimi yüksek ve tesisin açılıp kapatılma süreleri uzundur. Kurulması ve işletilmesi kolayca fark edilebildiğinden, gizli olarak nükleer silah yapılmasına uygun değildir [21].

2.11.2. Gaz ultrasantrifüj (merkezkaç) yöntemi

Santrifüj yönteminde saflaştırma işlemi UF_6 gazı bulunan silindirik biçiminde bir ünitenin yüksek hızda döndürülmesi ile oluşmaktadır. Santrifüjün dış kısmı, ağır olan molekülün merkezkaç kuvvetine karşı dayanıklı olan malzemelerden yapılmıştır. Ayrıca santrifüj yüksek hızlarda döndürüldüğü için yapı malzemeleri bu yüksek hızlara karşı dayanıklı malzemelerden yapılır. Santrifüj 75 mm ile 400 mm arasında çapa sahip ve 400 m/s ve daha yüksek (700 m/s) çizgisel hızlarda dönen içi vakumlanmış silindir kaptan oluşmaktadır.



Şekil 2.13. Santrifüj yapısı [7].

Santrifüj metodu ile UF_6 içerisinde bulunan $^{238}UF_6$ ve $^{235}UF_6$ molekülleri birbirinden ayrılabilir. Bu silindir içinde bulunan UF_6 gazı yüksek hızda döndürülmesi sonucunda ağır olan $^{238}UF_6$ molekülü merkezkaç kuvvetinin büyük olması sebebiyle

kenarlarda, daha hafif olan $^{235}\text{UF}_6$ molekül ise merkezkaç kuvveti küçük olduğu için ortada birirmektedir. Ağır ve hafif olan moleküllerin ayrılması için santrifüjün iki ucuna tüpler yerleştirilmiş ve bu tüpler vasıtasıyla ağır ve hafif moleküller santrifüjden ayrılmaktadır [21].

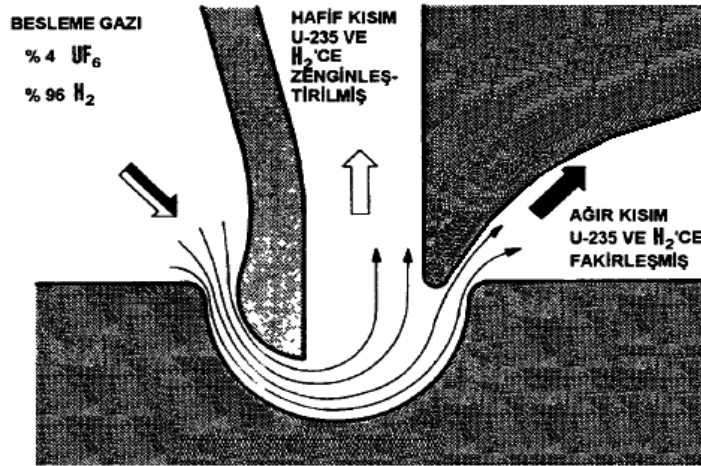
Gazların ayrılması dikey dönme akışı yönünde olur ve silindirin orta kısmı daha sıcak olacak şekilde bir sıcaklık gradyenti oluşturulur. Bunun sonucunda hafif uranyum yukarı doğru hareket ederken, ağır olan uranyum aşağıda kalır.

Yukarı çıkan akım gittikçe artan U^{235} 'ce zenginleşirken aşağı doğru akım ise fakirleşmiştir. Bu yöntem de verimi arttırmak için santrifüj sayısı artırılır.

Santrifüj yönteminin difüzyon yöntemine karşı önemli bir avantajı aynı ayırma işi kapasitesi için %96 daha az elektrik kullanmasıdır. Örneğin 10 milyon kg-SWU/yıl kapasiteli bir difüzyon tesisi 2700 MW elektrik güç gerektirirken, aynı kapasitede bir santrifüj tesisi 109 MW elektrik kurulu güç gerektirir [24].

2.11.3. Aerodinamik yöntem

Aerodinamik metotta, UF_6 gazı, hidrojen veya helyum gibi gazlar ile karıştırılmış buhar kullanılır. Gaz karışımı önce basınçlandırılır ve kavisli bir tüpün içine yüksek hızla salınır. Burada hidrojen veya helyum gazlarının görevi ağır UF_6 moleküllerini mümkün olandan çok daha yüksek hızlara taşımaktır. Gaz molekülleri tüpün kavisli iç yüzeyinden geçerken yüzeyin eğrilik yarıçapıyla ters orantılı olacak şekilde merkezi ivmelenirler. Bu sebeple, ağır olan $^{238}\text{UF}_6$ molekülleri dışarıya doğru savrulurken, daha hafif olan $^{235}\text{UF}_6$ molekülleri eğrilik merkezine doğru ilerler (Şekil 2.14) [25].



Şekil 2.14. Aerodinamik ayırıştırma yöntemi [24].

Aerodinamik yöntem santrifüj tekniğine benzer biçimdedir fakat mekanik enerji yerine, basınç farklarına dayanan bir yöntem izlenir. Elektrik enerjisi gereksinimi yüksek olduğundan dolayı fazla tercih edilmemektedir.

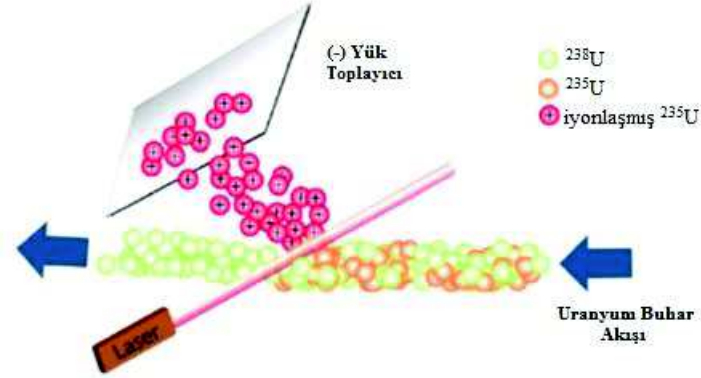
2.11.4. Lazer izotop ayırıştırma yöntemi

Lazer yöntemi, ^{235}U ve ^{238}U çekirdeklerinin farklı uyarılma enerjilerinden yararlanarak, yeteri kadar uyarılmış ^{235}U izotopunun tek başına bir potansiyel çukurundan çıkartılması prensibine dayanmaktadır. Böylece az enerji kullanılarak ufak debilerde çok zengin uranyum izotopu elde edilebilir.

Lazer kullanarak izotop ayırma işlemi; atomik buhar lazer izotop ayırıştırma (ABLİA) yöntemi ve Moleküler lazer izotop ayırıştırma (MLİA) yöntemi olmak üzere iki kısımda incelenir [25].

Atomik buhar lazer izotop ayırıştırma yöntemi, lazer sistemi ve ayırma sistemi içerir. Ayırma sistemi, buharlaştırıcı ve toplayıcıdan oluşur. Buharlaştırıcıda metal halindeki uranyum eritilir ($1000\text{ }^{\circ}\text{C}$ - $2000\text{ }^{\circ}\text{C}$) ve buhar halinde atomik buhar akışı halini alır. Bu buharlaştırılmış ortama, uygun dalga boylarında lazer demeti gönderilerek ortam iyonize edilir ve ayrılan izotop elektromagnetik saptırıcılar yardımıyla birbirlerinden ayrılmaktadır. ^{235}U Atomu lazer ışığıyla ısımlandığında, elektronlar yüksek enerjili aşamaya geçer. ^{235}U atomu bir elektron kaybeder ve artı

yüklü iyonla dönüşür. ^{238}U iyonları ise doğal halinde kalır ve atık toplanma kısmında depolanır.



Şekil 2.15. Atomik buhar lazer izotop ayırıştırma [26].

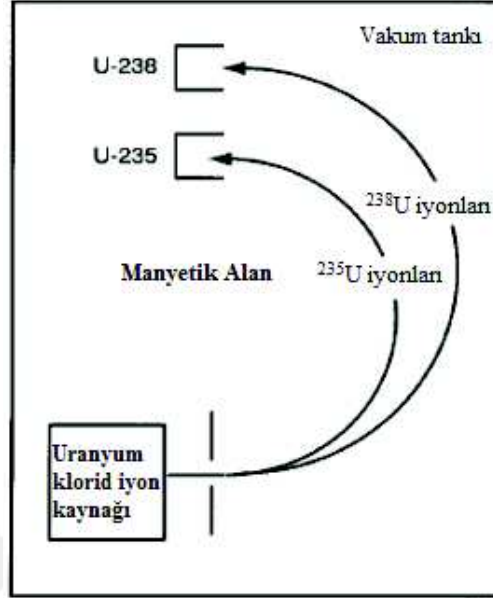
Moleküler lazer izotop ayırma (MLİA) süreci iki aşamada incelenir. İlk aşamada, UF_6 gazı kızılötesi ışıkla ısıtılıp, $^{235}\text{UF}_6$ izotopu uyarılır ve uyarılmayan $^{238}\text{UF}_6$ izotopundan ayrılır. Bu aşamada $^{235}\text{UF}_6$ moleküllerini uyarlamak için CO_2 lazerleri kullanılır. İkinci aşamada ise ikinci lazer sisteminden uyarılmış $^{235}\text{UF}_6$ izotopu, $^{238}\text{UF}_6$ gazından ve serbest flor atomundan ayrılır [25].

2.11.5. Elektromanyetik izotop ayırma yöntemi

Düzgün bir manyetik alandan geçen yüklü parçacıklar dairesel bir yörünge takip eder. Aynı kinetik enerjiye ve yüke sahip iyonlar ($^{235}\text{U}^+$ ve $^{238}\text{U}^+$) farklı kütlelere sahip olduğunda farklı yörüngelerde hareket ederler. Bu yöntemde iki uranyum iyonu için farklı çaplarda ve yörüngelerde toplayıcılar bulunur. Başlangıç malzemesi olarak UCl_4 kullanılan bu yöntem vakumlanmış bir tankın içinde gerçekleşir.

Isıtılarak buhar haline getirilen UCl_4 molekülleri, elektron bombardımanına tabi tutularak artı yüklü iyonlar haline getirilir. Daha sonra bu iyonlar, bir elektrik alan boyunca ivmelendirilerek yüksek hızlara ulaştırılır. Kinetik enerjileri ve yükleri eşit olan $^{235}\text{UCl}_4$ ve $^{238}\text{UCl}_4$ iyonları manyetik alandan geçerken merkezkaç kuvvetleri farklı olduğundan farklı yörüngelerde hareket ederler. Ağır olan $^{238}\text{UCl}_4$ molekülü

hafif olan $^{235}\text{UCl}_4$ molekülünden daha büyük yarıçapa sahip olur. Yarıçapları farklı olduğundan farklı konumlarda bulunan kaplarda toplanır.



Şekil 2.16. Elektromanyetik saptırma işleminin basit görünümü [27].

Bu yöntem, kullanım açısından basit bir yöntem olmasına rağmen fazla enerji ve yoğun emek gerektirdiğinden diğer yöntemler ile rekabete girememiştir [28].

BÖLÜM 3. NÜKLEER KONTROL MALZEMELER

3.1. Genel Durum

Reaktör güç kontrolü, kontrol çubukları ve nötron emici malzemeler içeren zehirler vasıtasıyla gerçekleştirilir. Kontrol çubukları, operasyonun sabit durumunu korumak için nötron yutarak, kararlı zincir reaksiyonunu devam ettiren malzemelerdir. Kontrol çubukları reaktörün kor bölgesinde bulunur ve nötron dengesini sağlamakla görevlidir. Kontrol çubuğu tipik olarak yakıt çubuğu ile aynı çapta ve yakıt ile dengeli bir şekilde imal edilir. Bir nükleer reaktör içerisinde:

1. Oluşan ısı miktarını artırmak veya azaltmak için rutin kullanılan çubuklar,
2. Acil bir durumda reaktörü kapatmaya yarayan emniyet çubukları olmak üzere iki tip kontrol çubuğu vardır.

3.2. Nükleer Kontrol Malzemelerin Genel Özellikleri

Reaktörlerde nötron enerjisine göre malzeme seçimi yapılır. Kontrol malzemesini seçimi için bazı önemli kriterlere bakılır. Çünkü kontrol malzemesinin şişmesi çubuğun deformasyonuna neden olur (yakıt ve kaplama arasındaki etkileşime benzer şekilde) ve çubuğun erken değiştirilmesine yol açar. Kontrol malzemelerde aranan özellikleri şu şekilde sıralayabiliriz:

1. Isı ve radyasyon altında kararlı,
2. Aşınmaya karşı dirençli,
3. Nötron yutma etkin kesidi büyük,
4. Mekanik özellikleri iyi,
5. Korozyona karşı dayanıklı,
6. Tüm koşullar altında reaktörü kapatmaya muktedir olmalıdır.

Kontrol çubuğu olarak kullanılan malzemelerin, etkin kesitlerinin büyüklüğü nötron yutulmasını artırır. Kontrol malzemesi olarak kullanılabilen malzemeler ve bunların nötron yutma etkin kesitleri aşağıdaki Tablo 3.1.'de gösterilmiştir.

Tablo 3.1. Kontrol malzemesi olarak kullanılan malzemeler ve bunların nötron yutma etkin kesitleri.

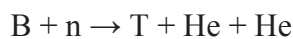
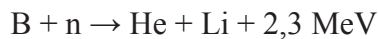
Eleman	Sembol	σ (termal) barn
Bor	B	755
Kadmiyum	Cd	2550
Lityum	Li	71
Hafniyum	Hf	105

Termal nötron yutma etkin kesiti en büyük olan malzeme kadmiyumdur. Kadmiyum fisyon sonucu açığa çıkan nötronları en iyi yutan malzemedir. Ancak korozyona karşı dayanıksız olması sebebi ile kullanışlı değildir. Eğer kullanılacaksa çelik ile birlikte alaşımlı halde kullanılır [5].

3.3. Reaktörlerde Kullanılan Kontrol Malzemeler

3.3.1. Boron karbit

Bor karbürler (Boron karbit) en yaygın kullanılan kontrol malzemedir. Yoğunluğu $2,51\text{g/cm}^3$ ve ergime noktası 2450°C 'tir. Bu malzemenin en önemli özelliği çok sert olması ve nötron absorpsiyon kabiliyetinin iyi olmasıdır. Termal ve hızlı üreten reaktörlerde kullanılır. PWR'de bir kimyasal çözünür olarak borik asit, primer soğutucu da güç kontrolü sağlar. Aşağıda ^{10}B 'un nötron soğurması sonucu oluşan ^7Li , helyum ve trityum oluşum reaksiyonları görünmektedir:



^{10}B izotopun hızlı nötron yakalama tesir kesiti, diğer bilinen izotoplardan daha büyüktür. Boronkarbitler %85 bor konsantrasyonuna sahiptir. ^{10}B termal nötron

soğurma kesiti 4000 barn iken ve doğal B₄C'in termal nötron soğurma kesiti yaklaşık 600 barn'dır [9].

Türkiye'nin ilk araştırma reaktörü TR-I'de kontrol çubuğu olarak kadmiyum zarf içinde B₄C kullanılmıştır. HTGR içinde boronated grafit kullanıldığı bilinmektedir. Bor karbürün (B₄C) alüminyum matris içinde serpmeye yolu ile hazırlanmış kompozitine boral denir. Boral levhalarının kopma gerilmesi 385 kg/cm², erime sıcaklığı 2350 - 2500 °C ve yoğunluğu ise 2,5 g/cm³'tir.

Bor karbürün (B₄C) yerine B₂O₃ kullanılarak aynı şekilde yapılan Al kompozitine boraksal adı verilir. Bu malzemenin yoğunluğu ise 1,85 gr/cm³, erime noktası 580 °C'dır [5].

3.3.2. Gümüş baz alaşımları

Paslanmaz çelik kaplı bu alaşım PWR'lerde kontrol çubuğu malzemesi olarak kullanılmıştır. Basıncılı hafif su reaktörlerde bulunan nötron enerjileri, ağırlıkça %15 kadmiyum ve %5 indiyum ile gümüş kombinasyonundan oluşmuş nötron yutma özelliğine sahip bir kontrol çubuğu alaşımı ile soğurulur. Ancak gümüş fiyatındaki artış ile birlikte alternatif malzemeler söz konusu olmaktadır.

3.3.3. Hafniyum

Hafniyum, yoğunluğu 13,31 gr/cm³, termal genleşme katsayısı $5,9 \cdot 10^{-6} \text{ K}^{-1}$, ısı iletkenliği 23 W/(m.K) olan nükleer kontrol malzemedir. Erime noktası 2233 °C ve kaynama noktası 4603 °C'dir. Hafniyumun PWR ve denizaltı reaktörlerde kontrol çubuğu malzemesi olarak başarıyla kullanımı diğer LWR reaktörlerde de uygulanmasına yol açmıştır. Hafniyum, daha geniş ömürlü santraller için (~ 40 yıl) ışınlama boyunca aşırı reaktivite kaybı veya hasar olmadan kullanılabilir [29].

3.3.4. Kadmiyum

Kadmiyum, yoğunluğu $8,65 \text{ gr/cm}^3$, termal genleşme katsıyısı $30,8 \cdot 10^{-6} \text{ K}^{-1}$, ısı iletkenliği 97 W/(m.K) olan ve reaktörlerde kontrol malzemesi olarak kullanılan elementtir. Kadmiyumun ergime noktası $321,07^\circ \text{C}$ ve kaynama noktası ise 767°C 'dir. Kaynama noktasının düşük olması ile birlikte mukavemetinin de iyi olmamasından dolayı çelik boru içinde kullanılır. Bazı 1.nesil reaktörlerde ise Al zarf içinde kontrol malzemesi olarak kullanılmıştır [30].

3.3.5. Europyumheksaborid

Hızlı üretken reaktörlerde B_4C için alternatif bir kontrol malzemesi olarak europium heksaboritin alaşımı kullanılmaktadır.

3.3.6. Europyumoksit

Europium oksit geliştirme aşamasında olan ve Amerika Birleşik Devletleri, İngiltere, Almanya ve Rusya'da hızlı üretken reaktörler için kontrol çubukları olarak kullanılan bir nötron yutucu malzeme olarak kabul edilir. Eu_2O_3 hızlı nötronlar ile kullanıldığı zaman en az iki yıl ömürleri olduğu tahmin edilir [9].

3.3.7. Yanabilen zehirler

Nötron yutucu malzemeler fisyon sürecinin ilk aşamalarında güç pikini önlemek ve çekirdekte optimum yakıt yanması ve enerji oluşmasını sağlamak için kullanılır. PWR'de güç kontrolü sağlamak için yanabilir zehir olarak birincil soğutmada borik asit çözeltisi kullanılır. Yanıcı zehirler içeren seramik peletler birçok güç reaktörlerinin yakıt çubukları arasında yer almaktadır. Bu malzemelerin örnekleri, alüminadaki bor karbür dağılımları, borosilikat camı ve uranyumdioksit yakıt içinde dağılmış gadolinyum oksittir [9].

BÖLÜM 4. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Nükleer yakıt malzemeler ve kontrol çubukları reaktörlerin temel elemanlardan olup reaktörün kor bölgesinde bulunmaktadır. Bu malzemelerin seçiminde malzemelerin temel özellikleri başta olmak üzere maliyetine, radyasyona karşı davranışlarına, korozyona karşı dayanıklılığına ve fisyon sonucu açığa çıkan nötronları yutma yeteneklerine dikkat edilir. Reaktörlerde kullanılacak olan malzemelerin sadece fiziksel ve mekanik özelliklerini bilmek yeterli olmayıp, reaktör malzemesi olana kadarki aşamaların da iyi derecede uygulanması gerekir.

Nükleer yakıt malzemesi olarak uranyumoksit, toryumoksit, plütonyumoksit, karbit ve nitrit yakıtlar kullanılmaktadır. Bu yakıtların seçimi reaktörün cinsine ve özelliklerine göre tercih edilir. Örneğin FBR’de U-238’in ya da Th-232’nin bulunduğu oksit veya alaşımlar tercih edilirken, LWR’de U-235, Pu-239 ya da U-233’ün bulunduğu oksit veya alaşımlar tercih edilir. Ayrıca fisil malzemelerde yakıtın ısı iletkenliğini ve erime sıcaklığını arttırmak için alaşımlar halinde (karbür ve nitrit yakıtlarda olduğu gibi) kullanılır. Yakıt malzemelerden istenen özellikler; fisyon olabilme yeteneğinin iyi olması, radyasyon hasarına karşı dayanıklı olması ve yüksek erime sıcaklığına sahip olması şeklinde sıralanabilir.

Nükleer yakıt zenginleştirme işleminde daha çok gaz difüzyonu, santrifüj metodu ve lazer metodu kullanılmaktadır. Bunların içinde santrifüj metodu yaygındır ve zenginleştirme işlemlerinin büyük çoğunluğu bu yöntem ile yapılmaktadır. Lazer yöntemi ise henüz araştırma ve geliştirme (AR&GE) aşamasındadır.

Yakıt çevrim işlemleri açık ve kapalı çevrim olmak üzere iki çeşittir. Açık çevrimlerde reaktörde kullanılmış yakıt elemanı atık olarak kabul edilir ve jeolojik depolama merkezlerine gönderilir. Kapalı yakıt çevrimi ise reaktörlerde kullanılmış yakıt

elemanları yeniden işlem görerek tekrar kullanılır. Kapalı çevrim açık çevrime göre pahalıdır. FBR ve diğer üretken reaktörlerde kapalı çevrim kullanılmaktadır. Th-U²³³ çevrimi, Th²³² fertil malzemeden U²³³ fisil yakıtına dönüştürme işleminden ibarettir. Bu çevrim seçeneğinde kullanılmış yakıt sökölüp tekrar işlenerek yeniden yakıt olarak kullanılmaktadır.

Nükleer kontrol malzemeler reaktörlerde hem reaktör dengesini sağlamak hem de reaktörü durdurmak için kullanılır. Reaktör kontrol malzemesi olarak boron karbit, gümüşbaz alaşımları, hafniyum, kadmiyum, europyumhegzaborit, europyum oksit ve yanabilen zehirler kullanılır. Bu malzemelerin nötron yutma tesir kesidinin büyük olması, radyasyon hasarına karşı dayanıklı olması ve istenildiği takdirde reaktörü kapatma kabiliyetine sahip olması önemlidir. En yaygın kullanılan kontrol malzemesi boron karbittir.

Bu çalışma, araştırma ve güç reaktörlerinde kullanılan nükleer yakıt malzemelerin genel özelliklerini, sıcaklığa bağlı davranışlarını ve kontrol çubuğu olarak kullanılan malzemelerin incelenmesini içermektedir.

KAYNAKLAR

- [1] Özemre AY, Bayülgen A, Gencay Ş, 50 Soruda Türkiye'nin Nükleer Enerji Sorunu, ISBN:975-6963-88-3, 1. Baskı, 2000.
- [2] Nükleer Santraller ve Ülkemizde Kurulacak Nükleer Santrale İlişkin Bilgiler, T.C. Enerji ve Tabii Kaynaklar Bakanlığı, Nükleer Enerji Proje Uygulama Dairesi Başkanlığı, yayın no:1
- [3] Nükleer Enerji Raporu 2011, TMMOB Fizik Mühendisleri Odası, Ankara, Aralık 2011.
- [4] Şirin SM, Nükleer Güç Santralının Ekonomisini Etkileyen Riskler ve Düzenleyici Kurumun İzleyeceği Politikalar, Uzmanlık Tezi, T.C. Enerji Piyasası Düzenleme Kurumu, Ankara, Ekim 2008.
- [5] Tüysüz H, Nükleer Reaktör Malzemelerin Araştırılması, Yüksek Lisans Tezi, Sakarya Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Sakarya, 2006.
- [6] Akyüzlü ÖF, Nükleer Reaktör Yakıt İmalatı Öncesi Uranyum'un Saflaştırılması ve Zenginleştirme Prosesleri, Yüksek Lisans Tezi, Marmara Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, İstanbul, 2008.
- [7] Kessler G, Çeviren: Süleyman Sırrı ÖZTEK, Nükleer Filyon Reaktörleri, Elektrik Üretim Anonim Şirketi (EUAŞ): Translation from the English language edition:2003.
- [8] Kakaç S, Uranium Dioksidin (UO_2) Nükleer Reaktörlerde Bir Yakıt Elemanı Olarak Etüdü, Madencilik Dergisi Cilt 1 Sayı 3, syf 145-155, Mayıs 1961.
- [9] Simnad MT, Nuclear Reactor Materials and Fuels, Encyclopedia of Physical Science and Technology (Third Edition), Academic Press, ISBN: 978-0-12-227410-7, syf 775-815, 2003.
- [10] İskender S, Türkiye'de ve Dünyada Enerji ve Nükleer Enerji Gerçeği, Türkiye Teknik Elemanlar Vakfı Yayınları: 1, ISBN: 975-00524-0-4, 1.Baskı, Ankara, Ekim 2005.

- [11] <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/supply-of-uranium.aspx>, Eriřim Tarihi: 10.08.2016.
- [12] Thermophysical Properties Of Materials For Nuclear Engineering: A Tutorial And Collection Of Data, IAEA-THPH, ISBN 978-92-0-106508-7, Vienna, November 2008. Syf-14-49.
- [13] <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/thorium.aspx>, Eriřim Tarihi: 18.09.2016.
- [14] Arık M, Sultansoy S, etiner MA, alıřkan A, Bilgin PS, Yeřil Nkleer Enerji: Proton Hızlandırıcıya Dayalı Toryum Yakıtlı Enerji Sistemi, TBİTAK Bilim ve Teknik Dergisi, Aęustos 2012, 537. Sayı, syf 46-50.
- [15] <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/172-nukleer-yakit-cevrimi/471-toryum.html>, Eriřim Tarihi: 10.10.2016
- [16] Tsvetkov P, (Edited), Ragheb M, Thorium Fission and Fission-Fusion Fuel Cycle, Nuclear Power - Deployment, Operation and Sustainability, ISBN: 978-953-307-474-0, InTech, (2011).
<http://www.intechopen.com/books/nuclear-power-deployment-operation-and-sustainability/thorium-fission-and-fission-fusion-fuel-cycle>, Eriřim Tarihi: 17.10.2016.
- [17] Trkiye Kimya Sanayicileri Derneęi, Kimyasal Forum E-Blten, Mayıs 2014, Syf 16-21.
- [18] Zararsız, S. Trkiye Atom Enerji Kurumu, Uranyum, Ekim; 2005.
- [19] <http://isis-online.org/section-3>, Eriřim Tarihi: 12.10.2016.
- [20] Aybers N, Baylken A, Nkleer Reaktr Mhendislięi- I: Temel Bilgiler, İT yayınları 1990.
- [21] Tokgz SR, Akkaya R, Kemah E, Nkleer Yakıt retiminde, Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemler (ADS) ile Konvansiyonel Zenginleřtirme Sistemlerinin Karřılařtırılması, 2nd International Symposium On Innovative Technologies In Engineering And Science, ISSN:2148-7464, syf 211-221, Karabk, 18-20 Haziran 2014.
- [22] https://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history/Events/1942-1944_ur/k-25_working.htm, Eriřim Tarihi: 10.10.2016.
- [23] <http://www.portsvirtualmuseum.org/history-process.htm>, Eriřim Tarihi: 22.10.2016.

- [24] Lamarsh JR, Baratta AJ. Çeviren: Okan Zabunoğlu, Nükleer Mühendisliğe Giriş (3rd edition), Palme yayınları: Translation from the English language edition:2015. ISBN: 978-605-355-309-0.
- [25] Karahan A, İzotop Ayırmada Dizi Kuramı Hesaplamaları, Yüksek Lisans Tezi, İstanbul Teknik Üniversitesi Enerji Enstitüsü, İstanbul, Eylül 2009.
- [26] <https://str.llnl.gov/str/Hargrove.html>, Erişim Tarihi: 14.10.2016.
- [27] https://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history/images/electromagnetic_diagram_image.htm, Erişim Tarihi: 14.10.2016.
- [28] http://fas.org/programs/ssp/nukes/fuelcycle/centrifuges/U_production.html, Erişim Tarihi: 18.10.2016.
- [29] <http://www.periodictable.com/Elements/072/data.html>, Erişim Tarihi: 18.10.2016.
- [30] <http://www.periodictable.com/Elements/048/data.html>, Erişim Tarihi: 19.10.2016.

ÖZGEÇMİŞ

Seyit Rıza Tokgöz, 10.11.1988 tarihinde Erzurum’da doğdu. İlk öğretimini Erzurum’da, ortaöğretimini Bursa’da tamamladı. 2008 yılında girdiği Sakarya Üniversitesi Fizik Bölümünü 2012 yılında tamamladı. Yüksek lisans eğitimine Sakarya Üniversitesi Fizik Bölümü’nde devam etti. Halen Sakarya Ünivesitesi Fizik Bölümü’nde yüksek lisans eğitimine devam etmektedir.