

Nükleer Yakıt Üretiminde, Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemler (ADS) ile Konvansiyonel Zenginleştirme Sistemlerinin Karşılaştırılması

Seyit Rıza TOKGÖZ¹, Elif KEMAH¹ ve Recep AKKAYA¹

¹Sakarya Üniversitesi, Fen Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümü, Sakarya, Türkiye

Nükleer yakıt üretiminde geleneksel zenginleştirme ve saflaştırma yöntemleri kullanılmaktadır. Son yıllarda yapılan çalışmalarda Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemler de kullanarak nükleer yakıt üretiminin mümkün olduğu görülmüştür. Bu sistemde, hızlandırıcıdan gelen yüksek enerjili protonlarla, ağır çekirdek hedef bombardıman edilerek yüksek enerjili nötronlar oluşmaktadır. Bu nötronlarla hedefi çevreleyen fertil malzemeler fisil malzemelere dönüşmektedir. Geleneksel yöntemlerle nükleer yakıt üretimi ise kimyasal ayrıştırma, saflaştırma ve zenginleştirme gibi işlemlerden oluşmaktadır. Bu çalışmada iki sistem karşılaştırılarak, bunların avantaj ve dezavantajları tartışılacaktır.

Anahtar kelimeler: Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemler, ayrıştırma, saflaştırma, zenginleştirme

Comparison of Conventional Enrichment Systems with Accelerator Driven systems (ADS) in Nuclear Fuel Production

Seyit Rıza TOKGÖZ¹, Elif KEMAH¹ and Recep AKKAYA¹

¹Sakarya University, Faculty of Science and Arts, Physics Department, Sakarya, Turkey

In the production of nuclear fuel conventional enrichment and purification methods is used. The studies carried out in recent years have shown that it is also possible to produce nuclear fuel using accelerator driven systems. In these systems, heavy nuclei targets bombard with the high energy protons coming from the accelerator and by this way high energy neutrons are generated. Fertile materials surrounding the target are converted to fissile material by these neutrons. The production of nuclear fuel using traditional methods consists of processes such as chemical separation, purification and enrichment. In this study, comparing two systems, their advantages and disadvantages will be discussed.

Key words: Accelerator driven system, separation, purification, enrichment.

1. Giriş

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

Uluslararası Atom Enerji Ajansı (IAEA) tarafından Nisan 2013 tarihli en son verilere göre; Dünyadaki elektrik üretiminin %21'si faal olarak çalışmakta olan 437 adet nükleer santraldan sağlanmaktadır. 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.

Doğal uranyumun belli başlı iki izotopu olan ²³⁵U ve ²³⁸U' in bolluk oranları sırasıyla %0.71 ile %99.2846 dır. Üçüncü izotop ise %0,0056 bolluk oranıyla ²³⁴U'tür. Doğal uranyumdaki ²³⁵U oranını %0.71 den daha yüksek izotop bileşimi değerlerine çıkarmak için zenginleştirme işlemleri kullanılır. Kullanılmakta olan uranyum madenleri U₃O₈ cinsinden %0,1 ile %1 oranında zengindir. Çıkarılan madenin bulunduğu yerde bir ön yoğunlaştırma işlemine tutulur. İşlem sonucu %50 ile %70 U₃O₈'den oluşan uranil nitrat elde edilir. Çeşitli kimyasal işlemlerden sonra saflaştırılır, yoğunlaştırılıp çöktürülerek uranyum oksit elde edilir. UO₃ kullanılacağı amaca göre UO₂ veya UF₆'ya dönüştürülür. UF₆'ya dönüştürmek için hafif sulu reaktörlerde kullanılan zengin uranyum elde etme amacı güdülür. Yani UF₆ uranyum zenginleştirilmesi

aşamasında kullanılan gaz bileşiğidir. Uranyum zenginleştirme işlemlerini göz önüne alındığında en yaygın olarak kullanılan metotlar gaz difüzyon, santrifüj, nozul tekniği ve lazer yöntemi olarak bilinmektedir. Özellikle gaz difüzyon ve santrifüj metotları, uranyum zenginleştirme faaliyetleri konusunda uluslararası standartlara yükseltmek noktasında büyük öneme sahiptir.

Son yıllarda yapılan çalışmalarda ise Hızlandırıcı Kaynaklı Sistemleri de kullanarak nükleer yakıt üretiminin mümkün olduğu görülmüştür.

Nobel Ödülü sahibi Carlo Rubbia'nın önderliğinde 1990'larda Avrupa Nükleer Araştırma Merkezi (CERN) tarafından önerilen, bir hızlandırıcıdan gelen protonları kritikaltı reaktöre yerleştirilen hedefe göndererek nötron üretimiyle hızlandırıcının harcadığı enerjiden daha yüksek enerji üreten Hızlandırıcı Kaynaklı Sistem (Accelerator Driven System-ADS) teknolojisini oluşturdular. Artan enerji ihtiyacını karşılamak için geleneksel nükleer reaktörlere alternatif olarak geliştirilen bu teknoloji, özellikle son yıllarda önemli ölçüde ilerlemeler kaydetti.

ADS teknolojisi yapısal olarak proton hızlandırıcıdan, nötron spallasyon hedefinden ve kritikaltı durumunda çalışacak yeni tip bir nükleer reaktörden oluşmaktadır. Bu sistemde proton hızlandırıcıdan elde edilecek yüksek akımlı ve yüksek enerjili proton demeti, bir nötron kaynağı olarak kullanılacaktır. İstenilen parametrelere sahip proton demetinin bir hedefe çarptırılması sonucu üretilen nötronlar, reaktördeki nükleer yakıtla etkileşip fisyon sürecini başlatacaktır. ADS sisteminin gelişimiyle, GeV (milyar elektron volt) enerjili proton hızlandırıcıya, hedef seçimine ve reaktör tasarımına ihtiyaç duyulmaktadır. Bunlar arasında proton hızlandırıcı önemli rol oynar.

Bu sistemin geleneksel reaktörlerden en önemli farkı, nükleer süreci tetikleyen nötronların reaktörün dışındaki proton hızlandırıcı kullanılarak üretilmesidir.

Bu çalışmada nükleer yakıt üretiminde geleneksel zenginleştirme yöntemleri ile Hızlandırıcı Kaynaklı Sistem teknolojisini karşılaştırılarak, bunların avantaj ve dezavantajları tartışılacaktır.

2. Uranyum Ayrıştırılması ve Yöntemleri

Uranyum zenginleştirme işlemi; doğal uranyumdaki ^{235}U ve ^{238}U izotoplarının birbirlerinden ayrıştırılarak, 'fısil' olarak nitelendirilen ^{235}U çekirdeklerinin oranının daha yüksek olduğu bir izotop bileşiminin elde edilmesine denir [1].

Zenginleştirilmiş Uranyum, içeriğindeki ^{235}U oranı belirli yöntemlerle doğal seviyelerin 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 kullanılan, ^{235}U 'in izotop bolluğundaki oranını arttırmak gerekir. Uranyum zenginleştirme yapan ülke şirketlerin, kapasiteleri ve teknolojileri tablo 1'de gösterilmiş olup bu verilerden gaz difüzyonu ve santrifüj metotlarıyla uranyum zenginleştirilmesi ön plana çıkmaktadır. Kapasiteler incelediğinde santrifüj metodu için yapılan çalışmaların daha yoğun olduğunu ve zenginleştirmenin büyük çoğunluğunun bu metotla yapıldığı gözlenmektedir. Zenginleştirme maliyetleri düşünüldüğünde santrifüj metodunun, gaz difüzyonuna göre, daha fazla kapasitede olduğu görülür.

Tablo1: Zenginleştirme Yapan Şirket, Kapasite ve Teknolojileri [1]

ŞİRKET / ÜLKE	KAPASİTE Milyon kgU (Ekim 2005)	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) Urenco (Hollanda) Urenco (İngiltere)	7.4	Santrifüj
USEC (ABD)	8.0	Gaz Difüzyon
Toplam	47.9	

3. Gaz Difüzyonu Metodu

Gaz difüzyonu yöntemi yüksek zengin uranyum ve düşük zengin uranyum üretimi için geliştirilmiş olup ilk defa 2.dünya savaşında gaz difüzyonu yöntemi kullanılmış ve 2.dünya savaşından sonra yüksek zengin uranyum üretim miktarı artırılmıştır. 1960'lı yıllar itibari ile ticari amaçlı düşük zengin uranyum üretilmeye başlanmıştır. 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 kinetik enerjisi KE, kütlesi m ve hızı v ise:

$$KE = \frac{1}{2}mv^2$$

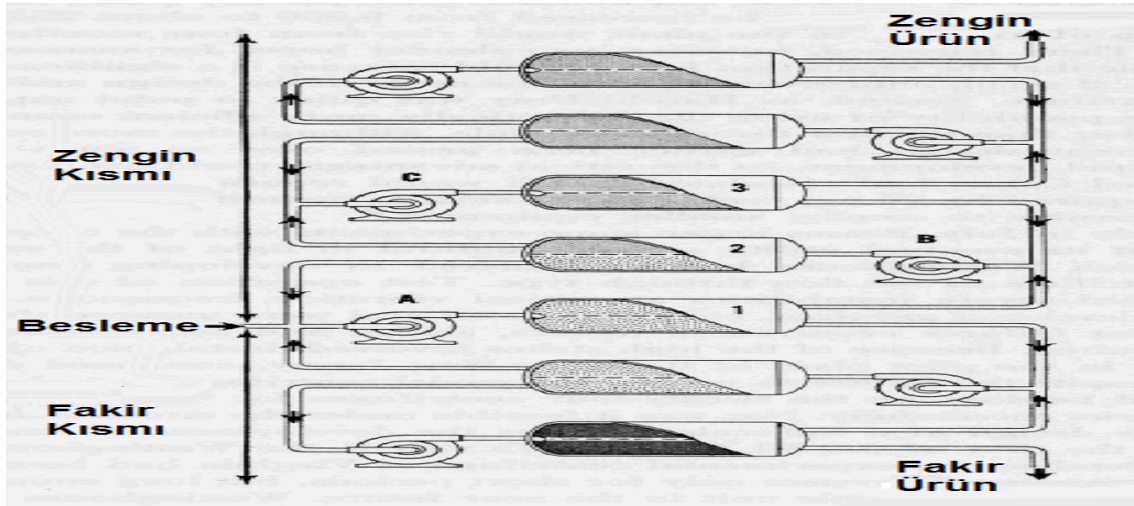
olup moleküller eşit ortalama kinetik enerjilerine sahip olduğundan:

$$KE_1 = KE_2 = \frac{1}{2}m_1v_1^2 = \frac{1}{2}m_2v_2^2$$

şeklinde dir. UF₆ gazı karışımını oluşturan ²³⁸UF₆ ve ²³⁵UF₆ moleküllerinin kütleleri farklı olduğundan,

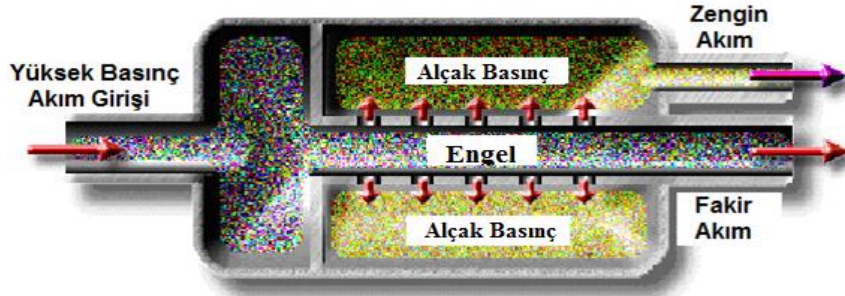
$$\frac{v_1}{v_2} = \sqrt{\frac{m_2}{m_1}} = \alpha = \sqrt{\frac{238 + 19 * 6}{235 + 19 * 6}} = \sqrt{\frac{352}{349}} = 1,00428$$

olur. Yukarıdaki formülden hız oranları kütle oranlarının kökleri ile ters oranlıdır. UF₆ gazı ise kütlesi 349 olan ²³⁵UF₆ ve kütlesi 352 olan ²³⁸UF₆ 'dan oluşmakta, dolayısı ile hız oranları ise 1,00428 olmaktadır. Hafif olan ²³⁵UF₆ molekülü ağır olan ²³⁸UF₆ 'dan daha hızlı hareket eder.



Şekil 1. Gaz Difüzyon Basamağı

Gaz halindeki UF_6 yer yer gözenekli engellerden geçirilerek uzun borularda dolaştırılır. Hafif olan $^{235}UF_6$ molekülün hızı biraz daha büyük olduğundan, $^{235}UF_6$ molekülleri hep üst kısımdadır. Dolayısıyla, boruların bir kısmındaki gaz, $^{235}UF_6$ içeriği açısından az 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. Bir difüzörün basit diyagramı

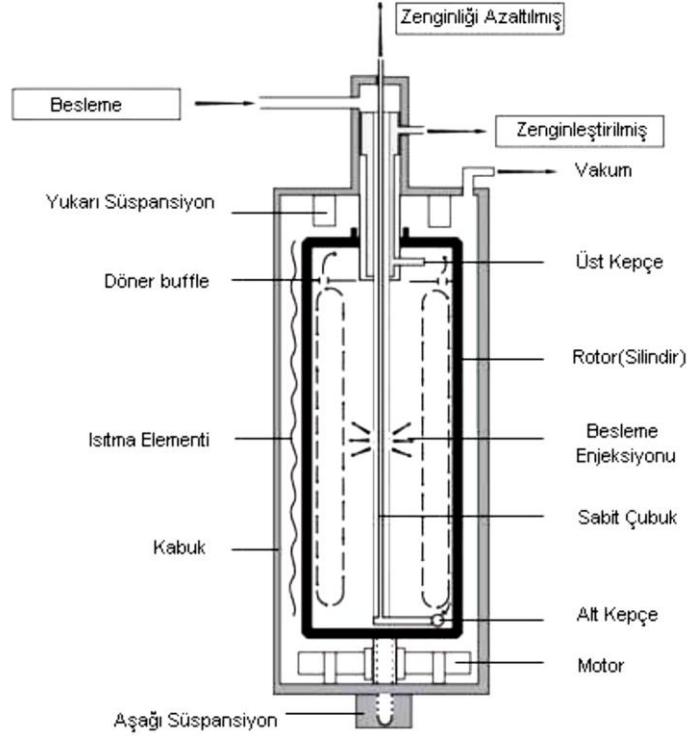
Böyle bir tesis; difüzyon evreleri, büyük bir elektrik santrali ve dağıtım sistemi, soğutma kuleleri, florlama tesisi, buhar üretim santrali, zar imalat ünitesi, kuru hava ve azot üretim ünitesi içermektedir. Bu tesis pahalı, envanter gereksinimi yüksek ve tesisin açılıp kapatılma süreleri uzundur. Kurulması ve işletilmesi kolayca fark edilebildiğinden, gizli olarak nükleer silah yapılmasına uygun değildir [2.3.4].

4. Santrifüj Tekniğiyle Uranyumun Zenginleştirme

4.1. Santrifüj Yapısı

Santrifüj yönteminde saflaştırma işlemi UF_6 gazı bulunan silindirik kâse 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[10].



Şekil 3: Santrifüj yapısı

4.2. Santrifüj Metodu

Santrifüj metodu ile uranyum hexaflorid 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 $^{235}UF_6$ molekül ise merkezkaç kuvveti küçük olduğu için ortada birikmektedir. Ağır ve hafif olan moleküllerin ayrılması için santrifüjün iki ucuna tüpler yerleştirilmiş ve bu tüpler vasıtasıyla ağır ve hafif moleküller santrifüjden ayrılmaktadır.

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} ca zenginleşirken aşağı doğru akım ise fakirleşmiştir.

R izotop oranı olmak üzere;

$$R = \frac{N^{235}}{N^{238}}$$

tesisin ayrıştırma gücü α aşağıdaki gibi ifade edilir:

$$\alpha = \frac{R(h)}{R(0)}$$

R_0 : UF_6 gazının gaz sabitidir (8,314 joule/mol.K°)

ΔM : mol kütlesi (UF_6 için $\Delta M=352-349=3$ gr/mol)

w: açısal hız

r: yarıçap

T: sıcaklık olmak üzere

kütleler ve çizgisel hızları göz önüne alındığında, α ayrıştırma gücü aşağıdaki gibi hesaplanabilir:

$$\alpha = \exp \frac{\Delta M(wr)^2}{2R_0T}$$

Tablo 2. T=310 K için uranyum izotoplarının ayrıştırma faktörleri ve bir santrifüjde çeşitli çizgisel hızlar için UF_6 basınç oranları

Çizgisel Hız (m/sn)	Ayrıştırma faktörü (α)	Eksenle duvar arasındaki basınç oranı
400	1,097765	5.5603×10^4
500	1,156900	2.5954×10^7
600	1,233519	4.7475×10^{10}
700	1,330638	3.4030×10^{14}

Tablo 2’de görüldüğü gibi çizgisel hızın artışı ile elementer ayrıştırma faktörü (α) ve eksen ile duvar arasındaki basınç oranı artmaktadır.

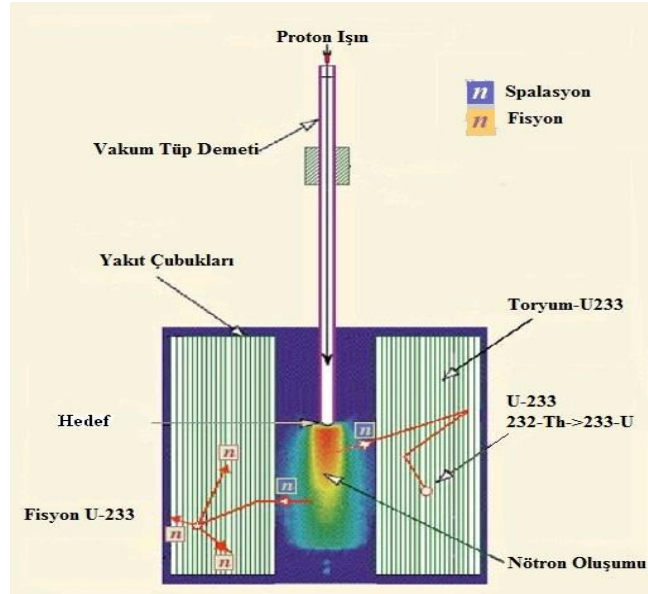
Bu yöntem de verimi arttırmak için santrifüj sayısı artırılmaktadır. Difüzyon yöntemine rakip olarak görülen bu yöntemde, difüzyon tesisine göre yatırım masrafı %25 daha fazla, buna karşılık işletme masrafı 10 kat daha düşüktür.

5. Hızlandırıcı Kaynaklı Sistem (ADS)

Hızlandırıcı kaynaklı sistem geleneksel reaktörlerden farklı olarak kritik altı çalışan ($k_{eff} < 1$) ve pasif güvenliğe sahip olan ($k_{eff} \approx 0,96-0,98$) reaktör ile proton hızlandırıcıların (1–1,5 GeV) birlikte ele alındığı sistemlerdir [8]. ADS’nin kritik altı durumda çalışması ve istenildiği takdirde hedefe gönderilen akımın kesilmesi sistemin güvenli olmasını sağlamaktadır. Bu sistem yakıt üretimine ek olarak nükleer fisyon ürünlerinin ve trans-uranyum elementlerinin yakılması veya

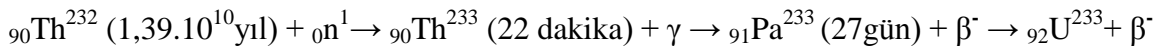
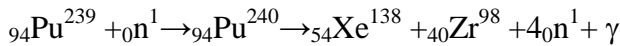
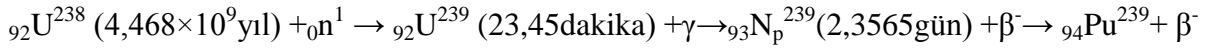
kararlı hale dönüştürülmesinde de kullanılmaktadır[6]. Bunun yanında yakıt üretimi ile aynı anda meydana gelen fisyonun elde edilen enerji, sisteme elektrik enerjisi olarak geri dönmektedir.

Hızlandırıcı kaynaklı sistemin tasarımı hızlandırıcı, hedef, kritikaltı kor ile ısının oluşturulduğu ve transfer edildiği bölüm olmak üzere dört kısımdan oluşur. Sistem’de hızlandırıcı olarak da siklotron veya lineer (linac) hızlandırıcı kullanılabilir.



Şekil 4. Hızlandırıcı Kaynaklı Sistem

Bu sistemde yüksek hızlara ve enerjilere sahip protonlar ile hedef olarak seçilen malzemenin bombardıman edilmesi sonucunda nötronlar oluşmaktadır. Hedefin çevresindeki fertil malzemenin bu nötronları yutması ile fisil yakıt olarak kullanılan malzemelere dönüşmesi gerçekleşir.



Parçalanma reaksiyonları 10^{-6} s sürer ve proton başına 15-20 nötron üretimi gerçekleştirilir. Dolayısıyla ADS sistemleriyle yüksek nötron akılarına (10^{17} - 10^{18} n.cm⁻²s⁻¹) ulaşılabilmektedir[8].

Hedef olarak etkin ve verimli bir şekilde yüksek enerjili parçacıklarla parçalanma reaksiyonu yapabilen Pb, PbBi, W, Ta, Hg, U elementleri önerilir. Nötron verimi kullanılan hedef malzemeye göre değişir. Hedef kritikaltı korun merkezinde olacak, nötron üretimi yüksek olan element seçilecek, yüksek enerjili proton demetine karşı dayanıklı olacak, hedefte radyasyon zararı miktarı çok küçük olacak ve kaynama noktası yüksek olacak şekilde seçilmelidir. Parçalanma reaksiyonları ile serbest kalan ısıyı iyi iletmelidir. Şöyle ki, ADS için yapılan çalışmalarda katı ve sıvı hedef olmak üzere iki çeşit hedef önerilir. Katı hedef olarak kullanılan elementler, disk ya da çubuk şeklindedir. Katı hedefte radyasyon zararının fazlalığı, ısı üretme özelliğinin azlığı ve hızlandırıcı durduktan sonra hedefin geç soğuması gibi bazı sorunlar

görülmektedir. Tüm bu olumsuz durumlar sıvı hedef için problem olmadığından sıvı hedef kullanımını daha avantajlı hale gelir[8].

Hızlandırıcı kaynaklı sistemde çoğaltma faktörünün $k_{eff} < 1$ olması ve hedefe gönderilen akımın sonlandığında reaktörde meydana gelen reaksiyonlarında sonlanması bu sisteminin son derece güvenli bir şekilde çalıştığını göstermektedir. Eğer $k_{eff} = 1$ ise sistem kritiktir ve $k_{eff} > 1$ ise sistem kritik üstü çalışır. Geleneksel reaktör sistemlerinde zincirleme reaksiyonların devamı için çoğaltma faktörü $k_{eff} \geq 1$ olması gerekmektedir.

k: fisyon kaynaklı çoğaltma katsayısı

L: toplam nötron kaybı

n: fisil izotop içinde soğurulan bir nötron ile oluşan fisyon nötronları sayısı olmak üzere;

$$k = n \cdot (1 - L) / 2$$

şeklinde çoğaltma katsayısı hesaplanmaktadır[7].

Hızlandırıcının akımı sonlandığında parçalanma reaksiyonları da duracağından gecikmiş nötron üretimi, reaktör korunu kritik üstü yapmaya yetecek bir nötron çoğaltma katsayısını geçmeyecektir. Güvenlik sınırları göz önüne alındığında bu sınır sayısal olarak $k_{eff} = 0,98$ civarındadır.

Reaktörün net enerji kazancı, nötron çoğaltma katsayısının (k_{eff}) bir fonksiyonudur ve aşağıdaki denklem ile gösterilir.

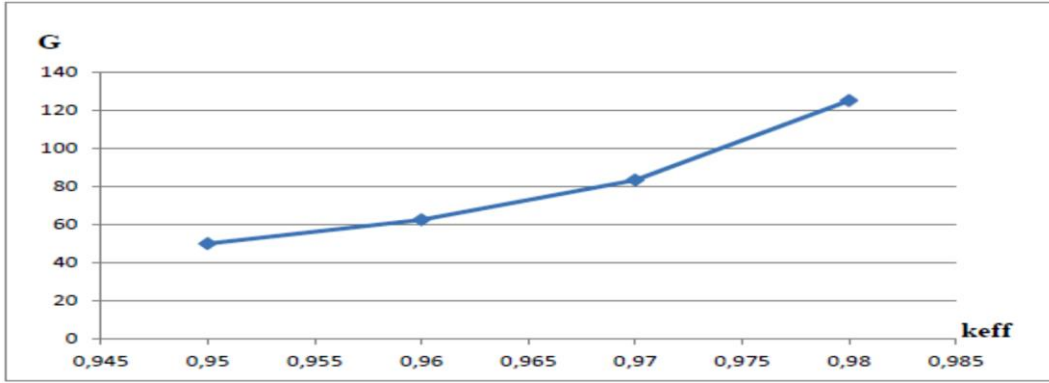
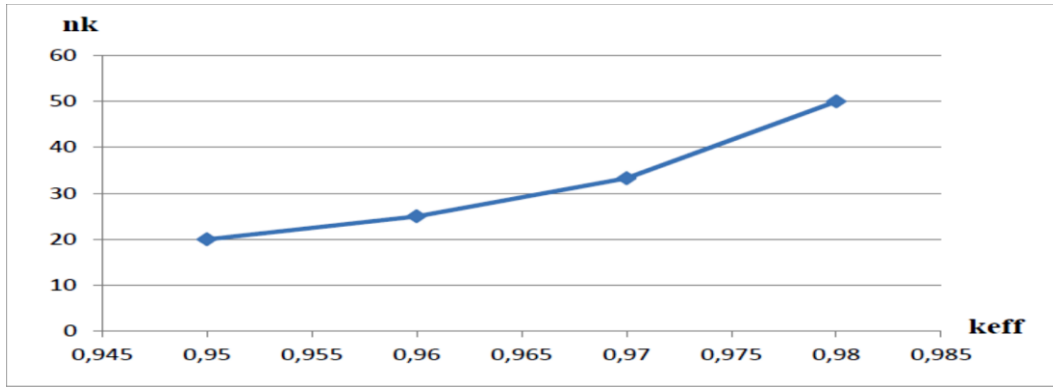
Enerji kazancı G:

$$G = \frac{G_0}{1 - k_{eff}}$$

olup, burada G reaktörün enerji kazancını, G_0 proton hızlandırıcısından hedefe aktarılan enerjiyi ve k_{eff} da çoğaltma katsayısını gösterir. $k_{eff} = 0,95$ ve $G_0 \approx 2,5$ alınarak tam güce karşı gelen kazanç $G = 50$ olarak hesaplanmıştır[7]. Buna ilave olarak $G_0 = 2,5$ alındığında k_{eff} 'in kritik altı dört değerine karşı hesaplanan G reaktör enerji kazançları ve nötron kazançları tablo3'te verilerek şekil 5 ve 6 'da değişimleri gösterilmiştir.

Tablo 3. k_{eff} değerlerine göre enerji ve nötron kazancı değişimi

G_0	k_{eff}	G	Nötron kazancı
2,5	0,95	50	20
2,5	0,96	62,5	25
2,5	0,97	83,3	33,3
2,5	0,98	125	50

Şekil.5 G'nin k_{eff} göre değişimiŞekil.6 Nötron kazancının k_{eff} 'e göre değişimi

Sistemin net elektrik üretimi k_{eff} değerinin düşmesiyle olumsuz yönde etkilenir. Yapılan analizlerde, çoğaltma katsayısının 0,96 civarındaki değerlerin altına düşmesi durumunda, ADS'nin işletilmesinin ekonomik olmayacağını göstermektedir.

Sistemde bulunan kritik altı kor; soğutucu ve yakıt elemanlarından oluşur. Soğutucular reaktör korunun erimesini engelleyen ve ısı akışını sağlayan malzemelerdir. Soğutucu malzemelerin ısı sığası ve kaynama noktası yüksek olacak, nötron yavaşlatma ve soğurma tesiri etkisi düşük olacak şekilde seçilmelidir. Filyon sonucu oluşan ısının transferinin iyi olması da sistem için avantaj sağlamaktadır. Soğutucu olarak kullanılan malzemeler; Na, He, PbBi, Hg, W, Pb'dir[8].

Yakıt malzeme olarak fertil U^{238} ve Th^{232} kullanılmaktadır. Bu malzemeler kritik bölgede nötron soğurarak sırası ile fisil malzemeler olan Pu^{239} ve U^{233} 'e dönüşürler. Bu dönüşüm esnasında açığa çıkan enerji buhar türbinüne ve akabinde de alternatöre gönderilerek elektrik enerjisi üretilir ve dağıtım sistemine girer.

ADS kullanımının avantajları;

Düşük maliyette üretim olması,

Hızlı bir şekilde inşa edilebilir olması,

Kritik güç artışının neden olabileceği kaza riskinin az olması (pasif güvenliğe sahip),

Nükleer atıkların yanmasında veya kararlı hale dönüştürülmesinde kullanılması ve jeolojik depolamanın azaltılması,

Toryum kullanımına imkân sağlaması yani plütonyum'suz nükleer enerjiye imkân sağlaması,

Kritik altı reaktör bölgesinde meydana gelen filyon olayı sonucu açığa çıkan enerjinin de kullanılabilir olması,

Uranyum ötesi aktinit atıkların daha az oluşmaları,

Nükleer silahların yayılma riskinin az olması şeklinde sıralanabilir[7].

6. Sistemlerin Mukayasesi ve Sonuçlar

ADS teknolojisinin geleneksel reaktörlere göre pek çok avantajı vardır. Yakıt birleşimi konusunda daha fazla esneklik sağlamaktadır. Reaktörlerde kullanılan ^{235}U ve ^{239}Pu elementlerine ek olarak fertil ^{232}Th ve ^{238}U elementlerinin kullanılması da mümkündür. ^{232}Th , uranyuma göre yaklaşık dört kat daha fazla bulunur. Toryum elementinin nükleer yakıt olarak kullanılabilmesi, başta Türkiye olmak üzere, toryum rezervi yüksek olan ülkeleri doğrudan ilgilendirmektedir. ^{232}Th , ADS'de yakıt olarak kullanılacağı zaman ^{235}U 'de olduğu gibi bir zenginleştirme gerektirmez. ADS 'de üretilen hızlı nötron, ^{232}Th , tarafından yakalanarak ^{233}Th elementine dönüşür. Bu ^{233}Th elementi ise arka arkaya iki beta bozunumu gerçekleştirerek ^{233}U 'e dönüşür. ^{233}U elementi fisildir ve bir ılık nötronu yakalayarak bölünme gerçekleşir. ADS teknolojisinin bir başka önemli avantajı nükleer tepkime sürecinin tamamen kontrol altında olmasıdır. Geleneksel nükleer reaktörlerde, tepkime zincirleme olarak gelişir ve güvenlik kontrol çubuklarıyla sağlanır. ADS teknolojisinde ise tepkime sürecinin ilerlemesi, proton hızlandırıcı yardımıyla sistemin nötronlarla beslenmesine bağlıdır.

ADS teknolojisinde reaktör kritik altı durumda çalışır ve sistemin işleyişi için dışarıdan nötron desteği gereklidir. Bu yüzden ADS teknolojisinde, proton hızlandırıcı kapatıldığında proton demet akışının kesilmesi ile nötron üretimi sonlanacak ve nükleer reaksiyon çok kısa bir zamanda duracaktır. Bu özellik, ADS teknolojisini geleneksel nükleer reaktörlere göre daha güvenli bir sistem kılmaktadır ve ADS teknolojiyle çalışacak reaktörlerde Çernobil türü kazaların olma ihtimaliyeti de kalmayacaktır.

ADS teknolojisinde, açığa çıkan nükleer atık miktarı da çok azdır. Elektrik enerjisinin büyük bir bölümünü nükleer santrallerden sağlayan ülkelerin geleneksel reaktörlerdeki nükleer atık problemleri ve bu atıklardan kurtulma gayretleri güvenliği artırılmış büyük depoların kullanımını gerekli kılmıştır. ADS teknolojisinde ise, atıklar dönüştürülerek zararsız hale getirilecek ve yakıt olarak da toryum kullanılabilceğinden daha avantajlı bir çözüm olarak gündemde tutulmalıdır[6,9].

Kaynaklar

- [1] Zararsız, S. Türkiye Atom Enerji Kurumu, Uranyum, Ekim; 2005.
- [2] Krass AS, Boskma P, Elzen B, and Smit WA. Uranium Enrichment and Nuclear Weapon Proliferation. Stockholm International Peace Research Institute: Taylor & Francis Ltd. London and New York; 1983.
- [3] Altın V. Nükleer, Mart 2006. TÜBİTAK Bilim ve Teknik Dergisi. 27.09.2009, <http://www.biltek.tubitak.gov.tr/pdf/nukleer.pdf>
- [4] Uranium Enrichment, 10.02.2009, U.S.Nuclear Regulatory Association, <http://www.nrc.gov/materials/fuel-cycle-fac/ur-enrichment.html>
- [5] Uranyum Zenginleştirme, <http://www.tr2.org/atom/cycle/enrichissement.htm>, (01.05.2008)
- [6] Günay M, Korkmaz ME, Şarer B. Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerde Bazı Uzun Ömürlü Nükleer Atıkların Dönüşümünün İncelenmesi, SDÜ Fen Edebiyat Fakültesi Fen Dergisi (E-DERGİ). 2008, 3(2) 183–190.
- [7] Demirkol I. Hızlandırıcıya Dayalı Yeni Nesil Reaktörler, KSÜ Fen ve Mühendislik Dergisi 8(1), 2005.
- [8] Günay M, Korkmaz ME, Şarer B. Hızlandırıcı Güdümlü Sistemlerde Nötronik Hesaplamalar, Süleyman Demirel Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü Dergisi 2008;12-2:91–101.
- [9] Arık M, Sultansoy S, Çetiner MA, Çalışkan A, Bilgin PS. Bilim ve Teknik Dergisi Ağustos 2012, Sayı 537.

[10] Kessler G. Çeviren: Süleyman Sırrı ÖZTEK, Nükleer Fisyon Reaktörleri, Elektrik Üretim Anonim Şirketi (EUAS): Translation from the English language edition:2003.