

CANDU REAKTÖRLERİNDE ThO_2 ve $^{233}\text{UO}_2$ YAKIT KARIŞIMI KULLANIMININ İNCELENMESİ

Necmettin ŞAHİN

Makine Müh. Bölümü, Müh.Fak., Aksaray Üni., 68100, Aksaray
nsahin@aksaray.edu.tr

(Geliş/Received: 08.11.2006; Kabul/Accepted: 18.07.2007)

ÖZET

Bu çalışmada; $(\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ yakıt karışımının CANDU reaktörlerinde kullanılabilirliği ve reaktör başarımına etkisi araştırılmıştır. Bunun için yakıt olarak %98 ThO_2 + %2 $^{233}\text{UO}_2$ yakıt karışımı kullanılmıştır. Nötronik veriler, tek boyutlu SCALE 4.4a nükleer hesaplama kodu yardımıyla elde edilmiştir. Reaktör kritiklik ve yanma derecesi değerleri tam güçte 20 yıl için hesaplanmıştır. Yapılan hesaplamalar sonucunda, reaktör kritikliğinin $k_{\infty} \sim 1,3$ le başladığı ve 2. yıl sonundan itibaren 20 yıl boyunca $k_{\infty} = 1,06$ sınır değerinin üzerinde olduğu görülmüştür. Yanma derecesi 2. yıl sonunda 45.216 MW.D/MT ve 20. yılın sonunda 558.061 MW.D/MT gibi çok yüksek bir değer elde edilmiştir. Bu çalışma, toryumun çok düşük oranda (%2) fisil izotop karışımlarıyla CANDU reaktörlerinde yakıt olarak kullanılabileceğini göstermektedir.

Anahtar kelimeler: Candu reaktörü, toryum, uranyum.

INVESTIGATION ON UTILIZATION OF ThO_2 AND $^{233}\text{UO}_2$ FUEL MIXTURE IN CANDU REACTORS

ABSTRACT

In this study, applicability of mixed $(\text{Th} + ^{233}\text{U})\text{O}_2$ fuel in the CANDU reactors and influence on the reactor performance was investigated. In order to achieve this purpose, mixed 98 % ThO_2 + 2 % $^{233}\text{UO}_2$ fuel was used. Neutronic data were calculated by using the aid of one dimensional computer system code of SCALE 4.4a. The criticality and the burn-up values of the reactor were been calculated by full power operation for a period of 20 years. The results showed that the during criticality started by $k_{\infty} \sim 1,3$ and after the second year it remained above $k_{\infty} = 1,06$ for 20 years. Burn-up grades were calculated as 45.216 MW.D/MT after the second year and as 558.061 MW.D/MT after the twentieth year. This study showed that a few percent (2%) fissile isotopes mixed with thorium would make it possible to run the CANDU reactor.

Keywords: Candu reactor, thorium, uranium.

1. GİRİŞ (INTRODUCTION)

Kanada Döteryum Uranyum (CANDU) reaktörleri ve Hafif Su Reaktörleri (LWR) dünya enerji ihtiyacının karşılanmasında büyük bir paya sahip fisyon reaktörleridir. LWR'ler de yakıt olarak zenginleştirilmiş (~% 3.5 ^{235}U) fisil yakıt kullanılırken, CANDU reaktörlerinde doğal (~% 0.71 ^{235}U) UO_2 kullanılmaktadır. Hafif su reaktörlerinde yanma derecesi ~35.000 MW.D/MT seviyesine ulaştığında yakıt demetleri reaktörden çıkarılmaktadır. Çıkarılan yakıt demetindeki mevcut yakıt atığında ise doğal UO_2 'den daha fazla (~% 1.5-2 ^{235}U) fisil izotop

bulunmaktadır [1-4]. CANDU reaktörlerinde ise yanma derecesi yaklaşık ~7.000-8.000 MW.D/MT seviyesine ulaştığında yakıt demetleri reaktörden çıkarılmaktadır. Yapılan araştırmalarda, yüksek oranda fisil izotop içeren LWR yakıt atığının enerji üretimi açısından tekrar değerlendirilmesinin mümkün olabildiği belirlenmiştir [1-12]. Ayrıca füzyon teknolojisinin gelişmesiyle kullanılabilecek olan hibrid (füzyon-fisyon) reaktörlerde mevcut nükleer atıkların ve toryum gibi yavaş nötronlarla fisyon yapamayan üretken izotopların yakıt olarak kullanılabileceği gösterilmiştir [13-26]. Bu çalışmalar hibrid reaktörlerde nükleer atıkların ve toryumun

değerlendirilmesiyle çok yüksek oranlarda ^{233}U ve ^{239}Pu gibi değerli nükleer izotopların elde edilebileceğini göstermiştir.

Bu çalışmada hibrid reaktörlerden elde edilecek olan fisil izotopların çok az bir kısmı (% 2 ^{233}U) toryum gibi üretken yakıtla karıştırılarak mevcut nükleer santrallerde yakıt olarak kullanılabilirliği incelenmiştir.

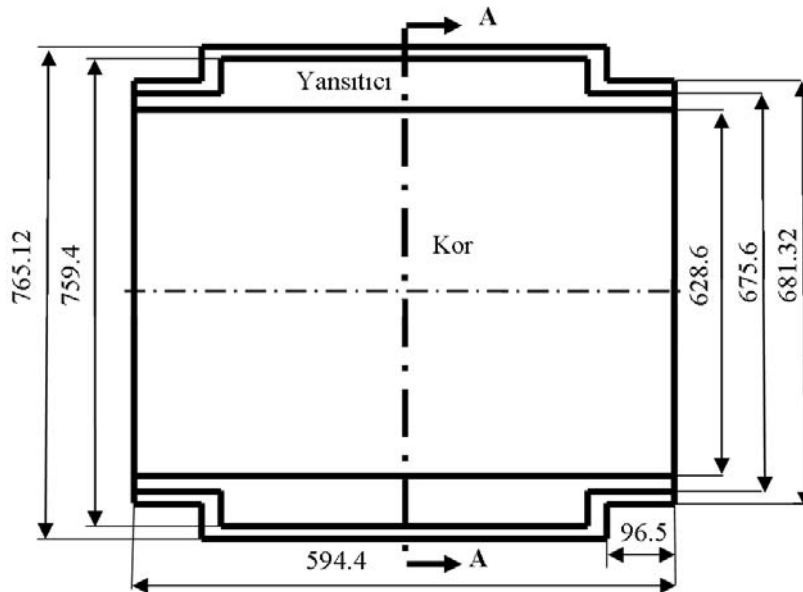
Dünyadaki uranyum kaynaklarının sınırlı olması ve zenginleştirme işleminin yüksek maliyet getirmesinden dolayı yeni tip nükleer yakıtlar araştırılmaya başlanmıştır. Bu çalışmalarda, doğal uranyum kaynaklarından yaklaşık üç kat daha fazla kaynağa sahip olan toryum yakıtından faydalanılması amaçlanmaktadır [27-38]. ^{232}Th izotopu yüksek enerjili (MeV seviyesinde) nötronlarla fisyon reaksiyonları yapmasının yanı sıra, düşük ve orta enerjili nötronları yutarak çok kaliteli fisyon yapabilen bir izotop olan ^{233}U izotopu üretmektedir. Üretilen ^{233}U izotopu çok iyi fisyon yapma özelliği nedeniyle klasik nükleer reaktörlerde yakıt olarak kullanılabilir [39]. Toryum ile LWR yakıt atığının belirli oranlarda karıştırılarak CANDU reaktörlerinde kullanılması durumunda reaktör başarımı açısından daha iyi sonuçlar elde edileceği önceki çalışmalarda gösterilmiştir [5,6,34,35,39,40]. Bu çalışmalarda elde edilen sonuçlar ileri ki bölümlerde bu incelemede elde edilen sonuçlarla karşılaştırılmıştır.

Bu makalede ise diğerlerinden farklı olarak, CANDU reaktörlerinde ThO_2 yakıtının $^{233}\text{UO}_2$ yakıtı ile karıştırılarak kullanılabilirliği incelenmiş ve CANDU reaktör başarımına etkisi araştırılmıştır.

2. REAKTÖR GEOMETRİSİ (GEOMETRY OF REACTOR)

Bu çalışmada incelenen CANDU-toryum reaktör tasarım geometrisi daha önce üzerinde araştırma yapılan GENTILLY-2 reaktör özelliklerine sahiptir. Şekil 1’de görüldüğü gibi reaktör koru ve yansıtıcı malzemesi, ASTM 304L alaşımından yapılmış bir kap ile çevrelenmiştir [5,32]. CANDU reaktör koru 380 yakıt kanalından oluşmaktadır ve Şekil 2’de tek bir yakıt kanalının kesit görünüşü gösterilmiştir. Zirkaloy-2 (Zircalloy-2) alaşımından yapılan ve yakıt demetini çevreleyen kalandriya tüpü, düşük sıcaklıkta ($<71^\circ\text{C}$) ve ~ 100 kPa basınçta D_2O (ağır su) soğutucu içerisine kare hücre şeklinde yerleştirilmektedir. Böylece, basınç tüpü içerisindeki yakıt demeti bölgesinde meydana gelen ve basınç tüpü çevresine etki eden ısı üretimi D_2O soğutucu akışkan tarafından güç dönüşümü için aktarılmaktadır [5,41].

Kalandriya tüpü, yakıt demetini çevreleyen yavaşlatıcı ile CO_2 gazını ayıran silindir yapıdadır. Zr-Nb alaşımından [42] yapılmış olan basınç tüpü, yakıt demeti ile birlikte soğutucu akışkanı çevrelemektedir. D_2O soğutucunun giriş sıcaklığı 266°C ve çıkış sıcaklığı 310°C ’dir (~ 10 MPa basınçta) [43]. Ayrıca, düşük ve yüksek sıcaklıktaki D_2O soğutucu akışkan arasındaki ısı kaybını azaltabilmek amacıyla basınç ve kalandriya tüpleri arasında CO_2 gazı ile doldurulmuş bir bölge oluşturulmuştur. CANDU reaktörlerinde kullanılan bir yakıt demeti 49.5 cm uzunluğunda olup 37 adet yakıt çubuğundan meydana gelmektedir. Şekil 3 A’da yakıt demetinin kesit görünüşü ve Şekil 3 B’de ise yakıt çubuğu boyutları gösterilmiştir [5,39].



Şekil 1. CANDU reaktör koru ve yansıtıcı yapısının kesit görünüşü (cm)(CANDU reactor core and view of reflector structure)

CANDU reaktörlerinde kullanılan yakıt çubuğu, yakıt olarak doğal UO_2 yakıtı ve zırh olarak zirkonyum alaşımı olan Zirkolay-4 malzemesinden oluşmaktadır.

Yapılan bu çalışmada; ThO_2 yakıtı ile $^{233}\text{UO}_2$ yakıt karışımının CANDU reaktör başarımına etkisi araştırılmıştır.

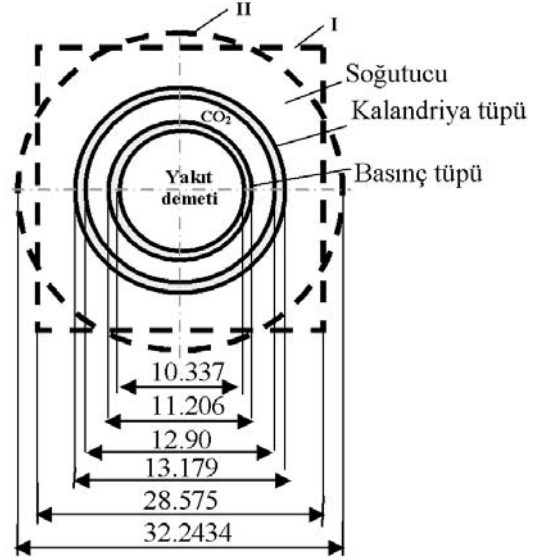
3. NÜMERİK SONUÇLAR (NUMERICAL CALCULATIONS)

3.1. Hesaplama Yöntemi (Calculation Method)

Nötron taşınım ve reaksiyon miktarı hesaplamalarında kullanılan tesir-kesit kütüphanelerindeki nötron enerji aralıklarının sıklığı çok önemli bir rol oynamaktadır.

Doğal UO_2 ve ThO_2 yakıtlı nükleer reaktörlerde nötron enerji grup yapılarındaki enerji aralıkları dağılımının ve rezonans işlemlerinin nötron akı dağılımındaki, fisil yakıt üretimi ve fisyon reaksiyonları üzerine etkileri yapılan çalışmalarda ihmal edilemeyecek kadar önemli olduğu görülmüştür [44,45]. Reaktördeki nötron akı dağılımı ve reaksiyon miktarları nötron enerjilerine ve rezonans bölgesi enerji aralık yapılarına bağlı olduğundan, bu çalışmada en sık nötron enerji aralık yapısına ve rezonans yapılarına sahip olan 238 Grup ENDF/B-V [46] tesir-kesit kütüphanesi seçilmiştir. SCALE [47] sisteminin en geniş kütüphanesi olan bu kütüphane genel amaçlı kritiklik çözümlemeleri kütüphanesidir ve içerisinde 300'den fazla çekirdek için veriler bulundurulur. 45 hızlı nötron grubu, 145 rezonans nötron grubu ve 48 yavaş nötron grubuna sahiptir. Bir çok rezonans çekirdekler kararlı (resolved) rezonans bölgesinde NITAWL-II [48] tarafından oluşturulmuş rezonans datalara ve kararsız rezonans (unresolved) bölgesinde BONAMI [49] tarafından oluşturulmuş Bondarenko faktörlerine sahiptir. Sayısal

hesaplamalar için yakıt bölgesinde hücre ağırlıklı ve rezonans işlemleri tesir kesitleri kullanılmıştır. Yakıt bölgesi için önce 238 Grup ENDF/B-V kütüphanesi kullanılarak CSAS [50] kontrol modülü ile hücre ağırlıklı ve rezonans işlemleri tesir kesitleri elde edilmiştir.

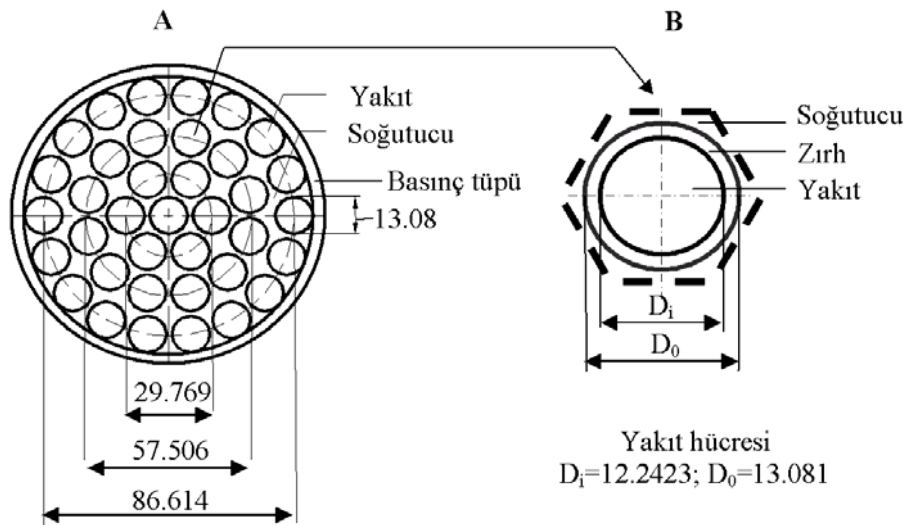


Şekil 2. Yakıt kanalı kesit görünüşü (cm) (Cross-sectional view of the fuel channel (cm))

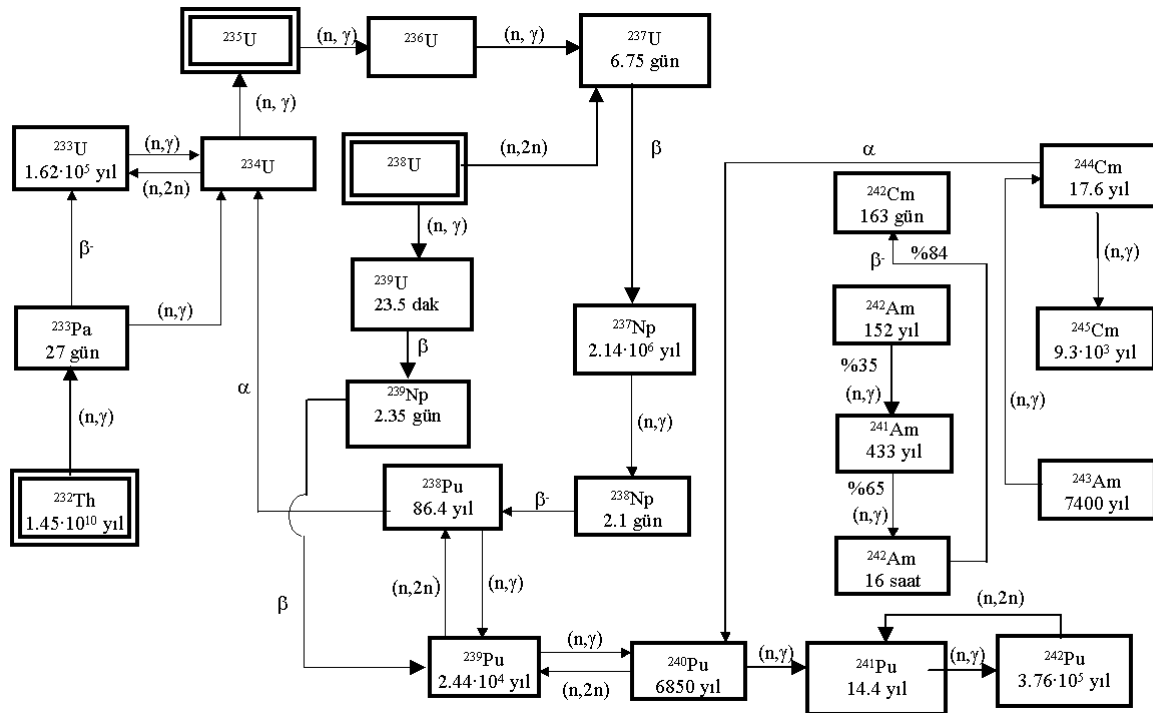
I- Orjinal CANDU karesel hücre yapısı (Original CANDU cell structure)

II- Hesaplamalarda kullanılan eşdeğer çap (Equivalent diameter in calculations)

Bu modül hücre geometrisi için rezonans işlemcisi olarak ilk önce BONAMI kodunu kullanır ve buradan aldığı verileri NITAWL-II kodu kullanarak hücre ağırlıklı ve rezonans işlemleri tesir kesitlerini elde eder.



Şekil 3. Yakıt demetinin kesit görünüşü (mm) (Cross-sectional view of the fuel bundle (mm))



Şekil 5'te bu çalışmada kullanılan yakıt bileşenlerinin yanma dereceleri ve kritikliğin (k_{∞}) değişimi reaktör çalışma süresine bağlı olarak gösterilmiştir. Yakıt çubuklarında $k_{\infty}=1,06$ değerine düşüldüğünde yakıtın fisil kalitesi de oldukça azaldığından, çubuklara yeni yakıt yüklemesi yapılması gerekmektedir [53]. Bu çalışmada 20 yıl süresince k_{∞} değerinin 1,06'nın altına düşmediği görülmektedir. Reaktör 20 yıl boyunca kritikliğini korumakta ve 20. yılın sonunda 1,06373 değerine düşmektedir. Bu sonuç, yakıt zırhının yüksek yanma derecelerine dayanabileceği varsayılırsa reaktörün çok uzun bir süre yakıt yüklemenden çalışabileceğini ve enerji üretmeye devam edeceğini göstermektedir.

Yapılan hesaplamalar sonucunda; reaktör kritikliğinin 2. yılın sonunda $k_{\infty}=1,09935$ değerinden 20. yılın sonunda $k_{\infty}=1,06373$ değerine çok düzgün bir şekilde düştüğü görülmüştür. Yanma derecesi ise 2. yıl sonunda 45.216 MW.D/MT ve 20. yıl sonunda ise 558.061 MW.D/MT gibi çok yüksek değerlerde gerçekleşmiştir. CANDU reaktörlerinde doğal uranyum için ortalama yanma derecesi ~7.500 MW.D/T olarak belirtilmiştir [32]. Aynı yanma derecesine bu çalışmada 117 gün sonunda ulaşılmaktadır (7.840 MW.D/MT).

%100, %60 ve %50 LWR atıklarıyla toryum yakıt karışımının CANDU reaktörlerinde kullanılmasının araştırıldığı bir çalışmada [5] bu karışımlar için reaktörün sırasıyla 690 (~28.000 MW.D/MT), 340 (~14.000 MW.D/MT) ve 200 (~8.000 MW.D/MT) gün kritik olduğu görülmüştür. Bu çalışmada ise 14.771 MW.D/MT değerine 250 gün sonunda ulaşılmış ve bu sürede $k_{\infty}=1,17343$ şeklinde gerçekleşmiştir. $k_{\infty}=1,06$ değerinin altına ise 20 yıllık çalışma süresi sonunda bile düşülmemiştir. Bu çalışmada reaktör 20 yıl boyunca kritik kalmaktadır.

Bir diğer çalışmada ise yakıt demetinde homojen yakıt dağılımına sahip olmayan (LWR+ThO₂) yakıt çubukları ile bir hesaplama yapılmış [40], bu çalışmada 240 gün işletim zamanı sonunda $k_{\infty}=1,06$ değerinin altına düşmüş ve ~10.000 MW.D/MT yanma derecesine ulaşılmıştır.

Toryum ve plutonyum yakıt karışımlarının (%97 ThO₂+%3 PuO₂) CANDU reaktörlerinde kullanımının incelendiği bir çalışmada [34], reaktörün 20 yıl boyunca kritikliğini korumuş ve 2 yıl sonunda 42.000 MW.D/MT ve 5 yıl sonunda 107.000 MW.D/MT yanma dereceleri elde edilmiştir.

Yine Toryum ve plutonyum yakıt karışımlarının (%96 ThO₂+%4 PuO₂) CANDU reaktörlerinde kullanımının incelendiği bir çalışmada [35], reaktörün 8 yıl boyunca kritik olduğu görülmüş ve 8 yıl sonunda yaklaşık 160.000 MW.D/MT yanma derecesine ulaşılabilmektedir.

Elde edilen verilerden de görüleceği üzere, bu çalışmada kritiklik ve yanma derecesi açısından sonuçlar oldukça iyidir.

Şekil 5'te görüldüğü gibi, reaktör kritiklik değeri ~2 yıl boyunca hızlı bir şekilde düşerken 2. yıldan sonra yaklaşık 20 yıl boyunca 1,06 değerinin altına düşmemektedir. Bu hızlı düşüşün başlıca sebebi, başlangıçta yakıt demetindeki fisil yakıt olan ²³³U'nin yoğun bir şekilde fisyonu uğramasıdır. Aynı zamanda ²³²Th(n,γ) reaksiyonları ile daha iyi nükleer özelliklere sahip yeni ²³³U izotopları da üretilmektedir. Zamanla reaktör içerisinde ²³³U izotopunun miktarının artmasıyla üretim-tüketim dengesi oluşmakta, bu hızlı düşüş yavaşlamakta ve yaklaşık 1. yılın sonunda k_{∞} değeri çalışma süresi boyunca sabit bir azalma eğilimi göstermektedir.

Yapılan bu çalışmada; toryum yakıtının CANDU reaktörlerinde kullanılabilirliği görülmekte ve reaktör kritiklik ve yanma derecesi açısından oldukça iyi bir başarımla sergilenmektedir.

3.3. Fisyon Güç Yoğunluğu (Fission Power Density)

Şekil 6'da reaktör çalışma süresi başlangıcı ① ve sonundaki ② yakıt bileşenleri için yakıt demetinde oluşan fisyon güç yoğunluk dağılımı gösterilmiştir. Reaktör çalışma süresi başlangıcında fisyon güç yoğunluğu yakıt demeti merkezinden uzaklaştıkça artmaktadır. Bunun sebebi yakıt demeti etrafındaki ağır sudur (D₂O). Ağır suyun hızlı nötronları çok iyi yavaşlatması, yakıt demeti çevresindeki fisyon reaksiyonlarının dolayısıyla da fisyon güç yoğunluğunun artmasına sebep olmaktadır. Yakıt demetindeki bu istenmeyen dengesiz güç yoğunluğu dağılımının reaktör çalışma süresi boyunca dengelenmekte olduğu şekilden görülmektedir. Reaktör çalışma süresi sonunda yakıt demetindeki fisyon güç yoğunluğu dağılımı dengelenmektedir. Bu durum reaktör fiziki açısından oldukça önemlidir. Çalışma süresi sonuna doğru merkezdeki fisyon güç yoğunluğunun artarak düzgün bir dağılım göstermesinin sebebinin merkezdeki fisil izotop miktarlarının zamanla artmasından olduğu anlaşılmaktadır. Fisyon güç yoğunluğu dağılımının incelenbilmesi açısından bağlı değerler kullanılmıştır.

Reaktör çalışma süresi başlangıcında ²³³U fisil izotop yoğunluğu (0,139 gr/cm³) yakıt demeti merkezinde ve çevresinde eşit olmasına rağmen, yakıt demeti etrafındaki fisyon güç yoğunluğu, fazla nötron sebebiyle artmaktadır. Reaktör çalışma süresi sonundaki ²³³U fisil izotop yoğunluğu ise yakıt demeti merkezinden (0,059 gr/cm³) çevresine (0,044 gr/cm³) doğru azalmaktadır.

Kullanılan yakıt içeriği fisyon güç yoğunluğu açısından oldukça iyi bir başarımlı göstermektedir.

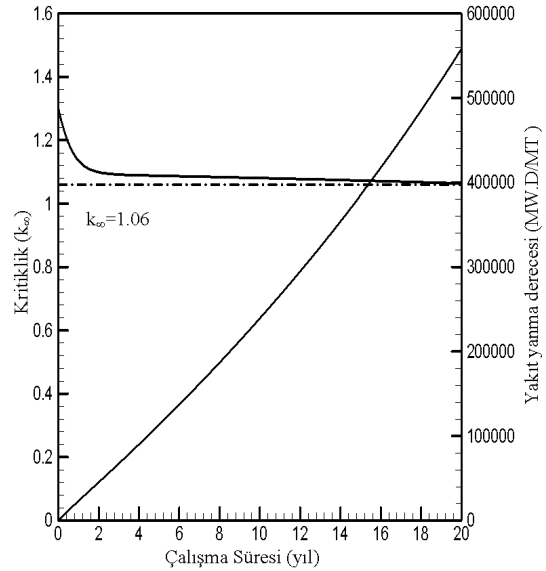
3.4. Fisil Yakıt Yoğunluğu (Fissile Fuel Density)

Reaktör çalışma süresi boyunca yakıt demetinde nükleer reaksiyon ve radyoaktif dönüşümlere bağlı olarak oluşan, fisil çekirdeklerin izotopik dönüşüm biçimleri Şekil 4’de gösterilmiştir. Reaktör çalışma süresi boyunca kritiklik açısından, fisil izotoplar oldukça önem taşımaktadır.

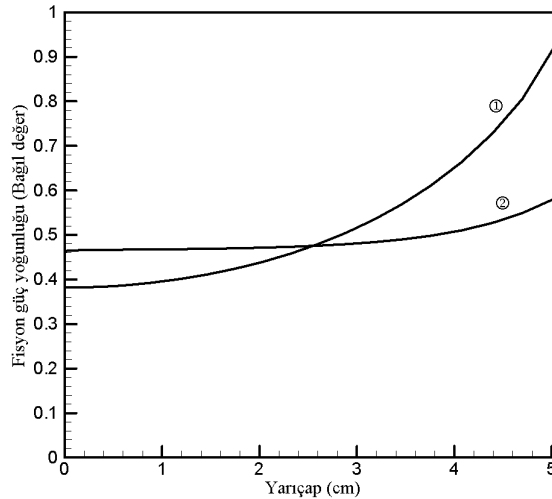
Şekil 7’de yakıt demeti merkezindeki fisil izotop yoğunluklarının çalışma süresi boyunca değişimi görülmektedir. Çalışma süresi başlangıcında 0,139 gr/cm³ olan ²³³U yoğunluğu 20 yıllık çalışma süresi boyunca sürekli fisyon yaparak 0,059 gr/cm³ değerine düşmektedir. Çalışma süresi başlangıcında 6,791 gr/cm³ olan ²³²Th yoğunluğu ise 20 yıllık çalışma süresi sonunda 4,277 gr/cm³ değerine düşmektedir. Bu durum ²³²Th izotopunun önemli bir miktarının (n,γ) reaksiyonları neticesinde ²³³U izotopuna dönüştüğünü göstermektedir. Ama ²³³U izotopu yüksek fisyon kabiliyeti sebebiyle sürekli fisyonu uğradığı için zamanla tüketilmektedir. Yakıt demeti merkezinde 20 yıllık çalışma süresi sonunda ²³⁵U yoğunluğu 0,00539 gr/cm³, ²³⁹Pu yoğunluğu 0,00024 gr/cm³ ve ²⁴¹Pu yoğunluğu ise 0,000065 gr/cm³ olarak gerçekleşmektedir. Reaktör çalışma süresi boyunca (n,γ) reaksiyonları ile çok düşük miktarlarda ²³⁵U, ²³⁹Pu ve ²⁴¹Pu gibi fisil izotoplarda üretilmektedir. Ancak bu izotopların üretim miktarları, reaktör başarımına etki edecek düzeylerde değildir. Bu fisil izotopların yoğunluklarının hızlı artışı çalışma süresi boyunca devam etmektedir. Fisil izotopların yoğunluklarının değişimi bu fisil izotopların yaptıkları reaksiyon sonucu reaktör enerjisine ve yeni yakıt eldesine sağladıkları katkıyı göstermektedir.

Şekil 8’de ise yakıt demetinin kenar kısmındaki fisil yakıt miktarlarının çalışma süresi boyunca değişimi görülmektedir. Çalışma süresi başlangıcında 0,139 gr/cm³ olan ²³³U yoğunluğu 20 yıllık çalışma süresi sonunda sürekli fisyon yaparak 0,044 gr/cm³ değerine düşmüştür. Çalışma süresi başlangıcında 6,791 gr/cm³ olan ²³²Th yoğunluğu ise 20 yıllık çalışma süresi sonunda 3,249 gr/cm³ değerine düşmektedir. Bu durum ²³²Th izotopunun (n,γ) reaksiyonları neticesinde ²³³U izotopuna dönüştüğünü göstermektedir. Yakıt demeti kenarında ise 20 yıllık çalışma süresi sonunda ²³³U yoğunluğu 0,044 gr/cm³, ²³⁵U yoğunluğu 0,00384 gr/cm³, ²³⁹Pu yoğunluğu 0,00025 gr/cm³ ve ²⁴¹Pu yoğunluğu ise 0,000065 gr/cm³ olarak gerçekleşmektedir. Yakıt içerisinde bulunan fisil izotopların (²³³U, ²³⁵U, ²³⁹Pu, ²⁴¹Pu) yoğunluğunun merkezde daha az ve çevrede daha yüksek bir oranda azaldığı görülmektedir. Bu azalma yakıt bölgesinin kenarında yüksek oranda yavaş nötron akısı olmasından kaynaklanmaktadır. Yeni

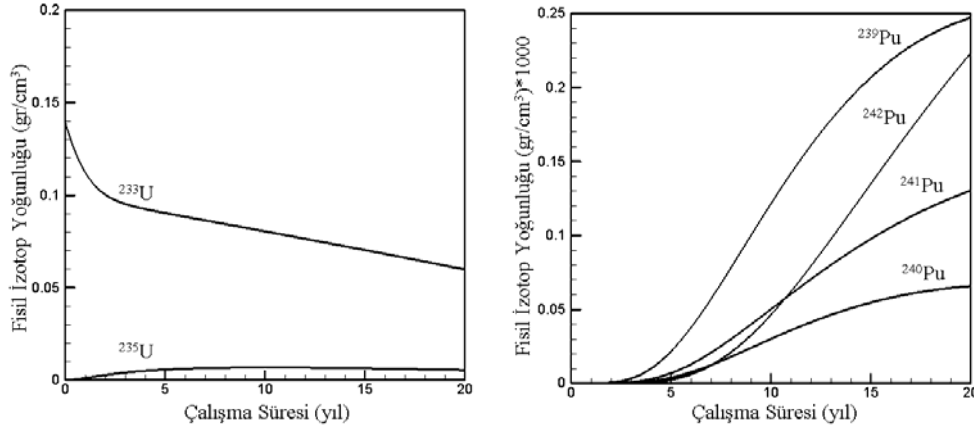
üretilen ²³³U fisil izotopu çalışma süresi sonunda yakıt demeti merkezinde daha fazla birikirken çevrede daha az biriktiği görülmektedir. Yakıt demeti merkezinde çalışma süresi sonunda ²⁴⁰Pu izotopu birikimi 0,00013 gr/cm³, ²⁴²Pu izotopu birikimi 0,000223 gr/cm³ olmaktadır. Yakıt demeti kenarında ise ²⁴⁰Pu izotopu 0,00015 gr/cm³, ²⁴²Pu izotopu 0,000318 gr/cm³ olarak birikmektedir. Bu izotop miktarlarının da demet merkezinde daha düşük ve demet çevresinde daha fazla bir artış gösterdiği görülmüştür.



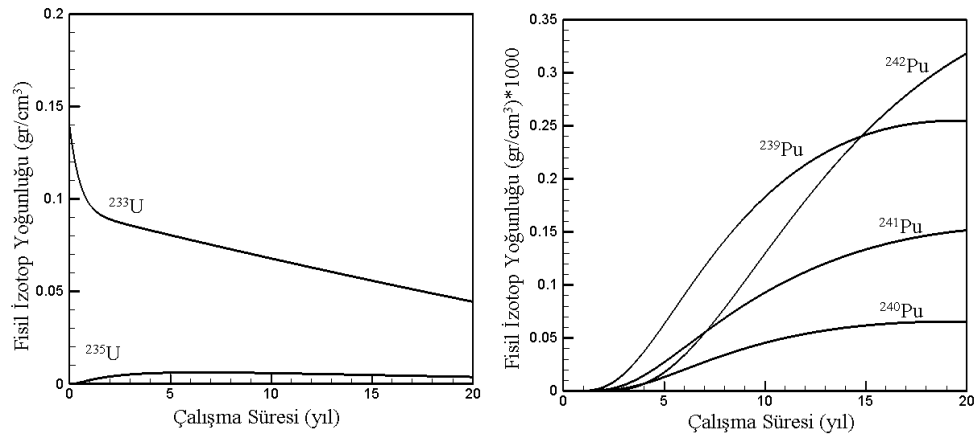
Şekil 5. Yanma derecesinin ve k_{∞} 'un reaktör çalışma süresi boyunca değişimi (Temporal variation of the fuel burn-up grade and lattice criticality k_{∞})



Şekil 6. Yakıt bölgesinde başlangıç ve bitiş zamanlarındaki fisyon güç yoğunluğu dağılımı (Fission power density distribution in the fuel zone at start and last points) (① Başlangıç zamanı (start point), ② Bitiş zamanı (last point))



Şekil 7. Reaktör çalışma süresi boyunca yakıt demeti merkezindeki izotopik yoğunluk değişimi (Temporal variation of the accumulated densities of fissile isotopes in the central fuel row)



Şekil 8. Reaktör çalışma süresi boyunca yakıt demeti etrafındaki izotopik yoğunluk değişimi (Temporal variation of the accumulated densities of fissile isotopes in the peripheral fuel row)

Şekil 9'da yakıt demeti ve çevresindeki fisil izotopların toplam yoğunluklarının (²³³U + ²³⁵U + ²³⁹Pu + ²⁴¹Pu) çalışma süresine bağlı olarak değişimi görülmektedir. Şekilden, yakıt demeti merkezi ve çevresindeki fisil izotop yoğunluklarının çalışma süresi sonuna kadar azaldığı anlaşılmaktadır. Bunun nedeni, fisil izotopların sürekli olarak fisyona uğramasıdır. Yakıt demeti çevresindeki azalmanın yakıt demeti merkezine oranla daha fazla olmasının sebebi ise yakıt demeti çevresindeki yavaş nötron sayısının daha fazla olmasıdır. Bu azalmaya rağmen reaktörde çalışma süresi sonunda önemli miktarda fisil yakıt birikimi meydana gelmektedir.

Çalışma süresi sonunda, toplam fisil izotop yoğunluğu yakıt demeti merkezinde 0,06556 gr/cm³, yakıt demeti çevresinde ise 0,04869 gr/cm³ olarak gerçekleşmektedir. Çalışma süresi başlangıcında, yakıt demeti merkezinde ve çevresinde 0,139 gr/cm³ olan toplam fisil izotop yoğunluğunun fisil izotopların fisyona uğraması sonucu azaldığı görülmektedir.

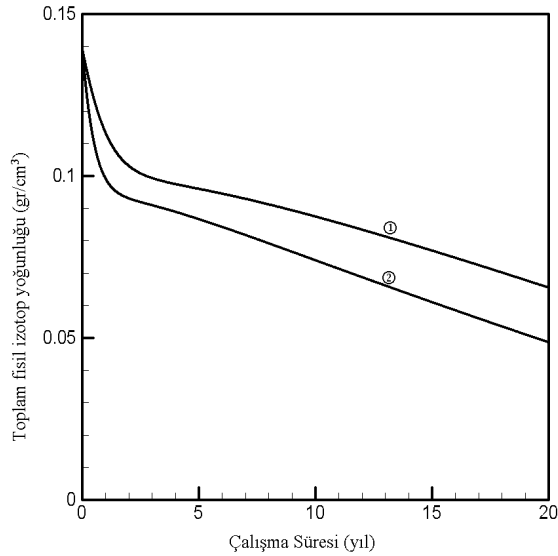
4. SONUÇLAR (CONCLUSIONS)

Bu çalışmada ThO₂ yakıtı ile ²³³UO₂ yakıt karışımının CANDU reaktörlerinde kullanılmasının reaktör

başarımına etkisi incelenmiştir. ²³³UO₂ yakıt karışımındaki uranyum bileşeninin %100 ²³³U izotopundan oluştuğu ve toplam yakıt karışımındaki ²³³UO₂ oranının %2 olduğu kabul edilmektedir. Çalışma sonucunda çok düşük bir oranda (%2) zengin uranyum ile toryum yakıtının karıştırılarak CANDU reaktörlerinde kullanılmasının reaktör başarımı açısından oldukça iyi sonuçlar verdiği görülmektedir. Bu sonuçlar uranyumdan daha fazla rezerve sahip olan toryumun klasik nükleer reaktörlerde yakıt olarak kullanılabileceğini göstermektedir.

Bu çalışmada kritiklik 20 yıllık çalışma süresince 1,06 değerinin altına düşmemiş ve reaktörde 20 yıllık çalışma süresi sonunda 558.061 MW.D/MT gibi yüksek bir yanma derecesi elde edilmiştir. Doğal uranyum kullanılan standart CANDU reaktörlerinde yakıt kalitesinin azalması veya kritikliğin düşmesi sebebiyle yaklaşık 7.000 MW.D/MT yanma derecesine ulaşılabilir. Bundan sonra yakıt demeti değişimi yapılması gerekmektedir [32]. Buda yaklaşık 200 güne karşılık gelmektedir [5]. Bu çalışmada elde edilen böyle yüksek yanma derecelerinin günümüz CANDU reaktörlerinde uygulanabilir olmamasına rağmen, bazı çalışmalarda yakıt elemanı gelişimine bağlı olarak yaklaşık

200.000 MW.D/MT yanma derecelerinde çalışabileceği belirtilmektedir [34,55,56]. Bu çalışmada 558.061 MW.D/MT gibi yüksek bir yanma derecesine kuramsal olarak ulaşılabilmesi, yani bu dereceye kadar kritikliğin korunduğu görülmektedir. Yine bir başka çalışmada 50.000 MW.D/MT ve 100.000 MW.D/MT yanma derecelerine ulaşıldığında yakıt zırhının değiştirilebileceği belirtilmektedir [34]. Bu çalışmada 7.500 MW.D/MT yanma derecesine 117 gün sonunda, 50.000 MW.D/MT, 100.000 MW.D/MT ve 200.000 MW.D/MT yanma derecelerine ise sırasıyla 2 yıl, 4 yıl ve 8 yıl sonunda ulaşılmaktadır.



Şekil 9. Yakıt demeti merkezi ve çevresindeki fisil izotop (²³³U+²³⁵U+²³⁹Pu+²⁴¹Pu) yoğunluklarının değişimi (Temporal variation of the accumulated densities of fissile isotopes (²³³U+²³⁵U+²³⁹Pu+²⁴¹Pu) in the fuel bundle) (①Yakıt demeti merkezi (central fuel row); ② Yakıt demeti çevresi (peripheral fuel row))

Bu çalışmada kullanılan nükleer hesap kodu fisyon ürünleri hesabı yapmadığından ve ayrıca fisyon ürünlerinin kritiklik üzerinde çok fazla etkisi olmayacağı düşünüldüğünden fisyon ürünleri dikkate alınmamıştır.

Reaktör fiziği açısından önemli olan fisyon güç yoğunluk dağılımı eğrisinin çalışma süresi başlangıcında düzgün olmamasına rağmen, yakıt demeti merkezinde fisil izotop oranlarının artmasıyla çalışma süresi sonuna doğru düzgünleştiği görülmektedir. Reaktör çalışma süresi sonundaki ²³³U fisil izotop yoğunluğu yakıt demeti merkezinden (0,0598 gr/cm³) çevresine (0,0445 gr/cm³) doğru azalmaktadır. Bu durum fisyon güç yoğunluk dağılımı eğrisinin düzgünleşmesini sağlamaktadır. Reaktörün çalışma süresi boyunca ²³³U üretim-tüketim dengesi kendiliğinden oluşmaktadır. Reaktörün enerji üretimine en önemli katkıyı ²³³U izotopunun yaptığı görülmektedir. Diğer fisil izotopların üretiminin çok

küçük değerlerde olmasından dolayı enerji üretimine katkıları da çok az olmaktadır.

Çalışma süresi sonunda yakıt demeti merkezindeki fisil izotop yoğunluklarının yakıt demeti çevresine göre daha fazla olduğu görülmektedir. Bunun sebebinin yakıt demeti çevresindeki yavaş nötron miktarının fazlalığı olduğu anlaşılmaktadır. Bu durum reaktördeki fisyon güç yoğunluğu dağılımının düzgünleşmesine katkıda bulunmaktadır.

Bu sonuçlar toryumun çok düşük bir oranda uranyum izotopuyla karışımının CANDU reaktörlerinde yakıt olarak kullanılabileceğini ve reaktör başarımı açısından çok iyi sonuçlar vereceğini göstermektedir.

SİMGELER (NOMENCLATURE)

k_{∞}	: kritiklik
m	: çekirdek izotopu
E	: nötron enerjisi
N	: atom yoğunluğu
σ	: mikroskopik tesir kesiti
ϕ	: nötron akısı
λ	: bozunma sabiti

KAYNAKLAR (REFERENCES)

1. Choi, H. B., Rhee, B. W., Park, H. S., “Physics Study on Direct Use of Spent Pressurized Water Reactor Fuel in CANDU (DUPIC)”, **Nuclear Science and Engineering**, Cilt 126, 80, 1997.
2. Choi, H., Ko, W. I., Yang, M. S., “Economic Analysis on Direct Use of Spent Pressurized Water Reactor Fuel in CANDU Reactors-I: DUPIC Fuel Fabrication Cost”, **Nuclear Technology**, Cilt 134, 110-129, 2001.
3. Choi, H., Ko, W. I., Yang, M. S., Namgung, I., Na, B.G., “Economic Analysis on Direct Use of Spent Pressurized Water Reactor Fuel in CANDU Reactors-II: DUPIC Fuel-Handling Cost”, **Nuclear Technology**, Cilt 134, 130-148, 2001.
4. Kim, D.H., Choi, H., Yang W.S., Kim, J.K., “Composition Heterogenetiy Analysis for Direct Use of Spent Pressurized Water Reactor Fuel in CANDU Reactors (DUPIC)-I: Deterministic Analysis” **Nuclear Science and Engineering**, Cilt 137, 23-27, 2001.
5. Şahin, S., Şahin, H.M., Alkan, M., Yıldız, K., “An Assessment of Thorium and Spent LWR-Fuel Utilization Potential in CANDU Reactors”, **Energy Conversion and Management**, Cilt 45, 1067-1085, 2004.
6. Alkan, M., “Reutilization of Nuclear Fuel Wastes”, PhD Thesis in Turkish, **Gazi University, Institute of Science and Technology**, Ankara, Turkey, 2003.

7. Şahin, S., Yapıcı, H., "Rejuvenation of LWR Spent Fuel in Fusion Blankets" **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 25, No 16, 1317-1339, 1998.
8. Şahin, S., Übeyli, M., "LWR spent fuel transmutation in a high power density fusion reactor" **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 31, No 8, 871-890, 2004.
9. Übeyli, M., "Transmutation of Minor Actinides Discharged from LMFBF Spent Fuel in a High Power Density Fusion Reactor", **Energy Conversion and Management**, Cilt 45, 3219-3238, 2004.
10. Ünalın, S., Ayata, T., Akansu, S. O., Erişen, A., Bölükbaşı, A., "Light and heavy water cooled hybrid reactors for rejuvenation of LWR spent fuels", **Energy Conversion & Management**, Cilt 44, 2567-2587, 2003.
11. Şahin, S., Yapıcı, H., "Rejuvenation Of Light Water Reactor Spent Fuel In Fusion Blankets", **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 25, 1317-1339, 1998.
12. Ünalın, S., "Rejuvenation of the LWR spent fuel in (D-T) driven hybrid reactors", **Fusion Engineering and Design**, Cilt 38, 393-416, 1998.
13. Şahin, S., Yapıcı, H., "Neutronic analysis of a thorium fusion breeder with enhanced protection against nuclear weapon proliferation", **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 26, 13-27, 1999.
14. Yapıcı, H., Şahin, N., Bayrak, M., "Investigation of neutronic potential of a moderated (D-T) fusion driven hybrid reactor fueled with thorium to breed fissile fuel for LWRs", **Energy Conversion & Management**, Cilt 41, 435-447, 2000.
15. Şahin, S., Özceyhan, V., Yapıcı, H., "Proliferation hardening and power flattening of a thorium fusion breeder with triple mixed oxide fuel.", **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 28, 203, 2001.
16. Yapıcı H., Übeyli M., Yalçın Ş., "Neutronic analysis of PROMETHEUS reactor fueled with various compounds of thorium and uranium", **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 29, 1871-1889, 2002.
17. İpek O., "Analysis of the neutronic data in infinite medium using fusion neutron source for various material compositions", **Energy Conversion & Management**, Cilt 44, 439-458, 2003.
18. Akansu S. O., Ünalın S., "Investigation of the flattened fissile fuel enrichment possibility with a (D,T) driven hybrid blanket cooled by flibe (Li₂BeF₄)", **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 29, 287-302, 2002.
19. İpek O., "Investigation of the infinite medium integral neutronic data for incident fusion source neutrons", **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 29, 1505-1523, 2002.
20. Yapıcı H., İpek O., Übeyli M., "Investigation of the performance parameters and temperature distribution in fuel rod dependent on operation periods and first wall loads in fusion-fission reactor system fueled with ThO₂", **Energy Conversion & Management**, Cilt 44, 573-595, 2003.
21. Yapıcı H., Bayrak M., "Neutronic analysis of denaturing plutonium in a thorium fusion breeder and power flattening", **Energy Conversion & Management**, Cilt 46, 1209-1228, 2005.
22. Yapıcı H., İpek O., "Neutronic performance of coupled hybrid blanket fueled with ThO₂ and UO₂", **Energy Conversion & Management**, Cilt 44, 1853-1873, 2003.
23. Şahin S., Yapıcı H., Şahin N., "Neutronic performance of proliferation hardened thorium fusion breeders", **Fusion Engineering and Design**, Cilt 54, 63-77, 2001.
24. Şahin, S., Şahin, H.M., Sözen A., Bayrak M., "Power flattening and minor actinide burning in a thorium fusion breeder", **Energy Conversion & Management**, Cilt 43, 799-815, 2002.
25. Yapıcı H., "Power flattening of an inertial fusion energy breeder with mixed ThO₂- UO₂ fuel", **Fusion Engineering and Design**, Cilt 65, 89-108, 2003.
26. Şahin S., Yapıcı H., Bayrak M., "Spent mixed oxide fuel rejuvenation in fusion breeders", **Fusion Engineering and Design**, Cilt 47, 9-23, 1999.
27. Boczar, P. G., Chan, P. S. W., Dyck, G. R., Ellis, R. J., Jones, R. T., Sullivan, J. D., Taylor, P., "Thorium Fuel-Cycle Studies for CANDU Reactors, Thorium Fuel Utilization: Options and Trends", Proceedings of three IEAE meetings held in Vienna in 1997, 1998 and 1999, **IEAE-TECDOC-1319**, 25-41, 2002.
28. Boczar, P. G., Dyck, G. R., Chan, P. S. W., Buss, D. B., "Recent Advances in Thorium Fuel Cycles for CANDU Reactors, Thorium Fuel Utilization: Options and Trends", Proceedings of three IEAE meetings held in Vienna in 1997, 1998 and 1999, **IEAE-TECDOC-1319**, 104-120, 2002.
29. Critoph, E., "Prospects for Self-sufficient Equilibrium Thorium Cycles in CANDU Reactors", Atomic Energy of Canada Ltd., **Report AECL-5501**, 1976.
30. Galperin, A., Todosow, M., "Assessment of Homogeneous Thorium/Uranium Fuel for Pressurized Water Reactors", **Nuclear Technology**, Cilt 138, 111-121, 2002.
31. Hatcher, S. R., "Thorium Cycle in Heavy Water Moderated Pressure Tube (CANDU) Reactors", Atomic Energy of Canada Ltd., **Report AECL-5398**, 1976.
32. IAEA. "Status and Prospects of Thermal Breeders and their Effect on Fuel Utilization", **Technical Report Series No. 195**, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1979.
33. Loewen, E. P., Wilson, R. D., Hohorst, J.K., Kumar, A.S., "Preliminary Frapcon-3th Steady-State Fuel Analysis of ThO₂ and UO₂ Fuel

- Mixtures”, **Nuclear Technology**, Cilt 136, 261-277, 2001.
34. Şahin, S., Yıldız, K., Şahin, H. M., Şahin N., Acır, A., “Increased fuel burn up in a CANDU thorium reactor using weapon grade plutonium”, **Nuclear Engineering and Design**, Cilt 236, 1778-1788, 2006.
 35. Şahin, S., Yıldız, K., Şahin, H. M., Acır, A., “Investigation of CANDU reactors as a thorium burner”, **Energy Conversion & Management**, Cilt 47, 1661-1675, 2006.
 36. J. Stephen Herring, Philip E. MacDonald, Kevan D. Weaver, Craig Kullberg “Low cost, proliferation resistant, uranium–thorium dioxide fuels for light water reactors”, **Nuclear Engineering and Design**, Cilt 203, 65-85, 2001.
 37. Yapıcı H., “Temperature distribution in mixed ThO_2 - UO_2 fuel rods located in blanket of an inertial fusion energy breeder”, **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 29, 2187-2209, 2002.
 38. L. Mathieu, D. Heuer, R. Brissot, C. Garzenne, C. Le Brun, D. Lecarpentier, E. Liatard, J.-M. Loiseaux, O. Meplan, E. Merle-Lucotte, A. Nuttin, E. Walle, J. Wilson, “The thorium molten salt reactor: Moving on from the MSBR”, **Progress in Nuclear Energy**, Cilt 48, 664-679, 2006.
 39. Acır, A., “CANDU Reaktörlerinde ThC ve LWR Yakıt Atığı Karışımı Kullanımının İncelenmesi”, **Gazi Üniversitesi Mühendislik-Mimarlık Fakültesi Dergisi**, Cilt 20, 43-51, 2005.
 40. Şahin, S., Yıldız K., Acır A., “Power Flattening In The Fuel Bundle of a CANDU Reactor”, **Nuclear Engineering and Design**, Cilt 232, 7-18, 2004.
 41. “**International Metals Handbook**”, 10th Edition, American Society for Metals, Cilt 3, 1990.
 42. Ma, B. M. “**Nuclear Reactor Materials and Applications**”, Van Nostrand Reinhold Company Limited, Molly Millars Lane, Wokingham, Berkshire, England, 1983.
 43. Lamarsh, J. R., Baratta, A. J., “**Introduction to Nuclear Engineering**”, Third Edition, Prentice Hall, Upper Saddle River, New Jersey 07458, 2001.
 44. Şahin, S., Şahin, H.M., Yıldız, K., “Investigation of The Effects of The Resonance Absorption in a Fusion Breeder Blanket”, **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 29, 1641, 2002.
 45. Yıldız, K., “An Investigation of the neutron energy group structures and resonance effects in a Fusion-Fission Hybrid Reactors Fuelling with ThO_2 ”, **Annals of Nuclear Energy**, Cilt 32, 101-118, 2004.
 46. Jordan W. C., Bowman, S. M., “**Scale Cross-Section Libraries**”, NUREG/CR-0200, Revision 6, 3, section M4, ORNL/NUREG/CSD-2/V3/R6, Oak Ridge National Laboratory, 2000.
 47. Petrie L. M., “**SCALE System Driver**”, NUREG/CR-0200, Revision 6, 3, Section M1, ORNL/NUREG/CSD-2/R6, Oak Ridge National Laboratory, 2000.
 48. Greene N. M., Petrie, L. M., Westfall, R. M., “**NITAWL-II, Scale System Module For Performing Resonance Shielding and Working Library Production**”, NUREG/CR-0200, Revision 6, 2, Section F2, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6, Oak Ridge National Laboratory, 2000.
 49. Greene N. M., “**BONAMI, Resonance Self-Shielding by the Bondarenko Method**”, NUREG/CR-0200, Revision 6, 2, section F1, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6, Oak Ridge National Laboratory, 2000. Bondarenko I. I. (Ed.), “Group Constants For Nuclear Reactor Calculations”, Consultants Bureau, New York, 1964.
 50. Landers N. F., Petrie, L. M., “**CSAS, Control Module For Enhanced Criticality Safety Analysis Sequences**”, NUREG/CR-0200, Revision 6, 1, Section C4, ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R6, Oak Ridge National Laboratory, 2000.
 51. Greene N. M., Petrie, L. M., “**XSDRNP, A One-Dimensional Discrete-Ordinates Code For Transport Analysis**”, NUREG/CR-0200, Revision 6, 2, Section F3, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6, Oak Ridge National Laboratory, 2000.
 52. Şahin S., H. Yapıcı, S. Ünalın, “**ERDEMLI, A Computer Program to Process ANISN Output Data**”, **Gazi University**, Ankara, Turkey, 1991.
 53. Graves, H. W. Jr., “**Nuclear Fuel Management**”, John Wiley & Sons, New York, 1979.
 54. Seelmann-Eggebert, W., Pfennig, G., Münzel, H., Klewe-Nebenius, H., “**Chart of the Nuclides**”, 5th edition, Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Germany, 1981.
 55. Leggett, R. D., Omberg, R. P., “Mixed oxide fuel development”, **Proceedings of the International Conference on Fast Breeder Systems: Experience Gained and Path to Economical Power Generation**, American Nuclear Society, Richland, W.A, 13-17, September 1987.
 56. Waltar, A. E., Deitrich, L. W., “Status of research on key LMR safety issues“, **Nucl. Saf.**, Cilt:29 (2), 125, 1988.