

Farklı Uranyum (UO_2, UC, U_3Si_2) Yakıtları Kullanılarak CANDU Reaktör Performansının Araştırılması

Adem ACIR*, Mahmut ALKAN**, Eşref BAYSAL*
*Gazi Üniversitesi, Teknik Eğitim Fakültesi, Makina Eğitimi Bölümü
06500 Teknikokullar, ANKARA
**Niğde Üniversitesi, Mühendislik Fakültesi, Makine Mühendisliği Bölümü
NİĞDE

ÖZET

Kanada Döteryum Uranyum (CANDU) reaktörleri ve Hafif Su Reaktörleri (LWR) dünya enerji ihtiyacının karşılanmasında önemli bir paya sahip olan fisyon reaktörleridir. LWR'lerde yakıt olarak zenginleştirilmiş uranyum yakıtı (~% 3.5 ^{235}U) kullanırken, CANDU reaktörlerinde doğal uranyum (~% 0.71 ^{235}U) kullanılmaktadır. Bu çalışmada, farklı uranyum (UO_2, UC, U_3Si_2) yakıtları kullanılarak CANDU reaktörünün nötronik performansı, fisyon olabilen yakıt üretimi ve nükleer güç üretiminin değişimleri incelenmiştir. Hesaplamalar tek boyutlu SCALE 4.4a bilgisayar sistem kodu yardımıyla yapılmıştır. Yapılan hesaplamalar sonucunda, $k_{\infty} = 1.06$ sınır değerinde bu yakıtlar için yanma dereceleri sırasıyla 7700, 8900 ve 7400 MW.D/MT elde edilmiş ve işletim süreleri 170, 260, 190 gün bulunmuştur. Burada UC yakıtının, doğal UO_2 ve U_3Si_2 yakıtına oranla kritiklik ve yanma derecesi açısından çok iyi nükleer performans gösterdiği tespit edilmiştir.

Anahtar Kelimeler: CANDU Reaktörleri, Uranyum yakıtları, Fisyon, Kritiklik, Yanma

Investigation of the Performance of CANDU Reactor Using Different Uranium (UO_2, UC, U_3Si_2) Fuels

ABSTRACT

Canadian Deuterium-Uranium Reactor (CANDU) and Light Water Reactor (LWR) have significant share on supplying world energy. LWRs use low enriched uranium fuel with ~3.5% ^{235}U whereas CANDU utilizes natural uranium fuel with ~0.71% ^{235}U . In this work, neutronic performance of CANDU reactor, temporal change of fissile fuel breeding and fission power production were investigated in the CANDU reactors with different uranium (UO_2, UC, U_3Si_2) fuels. Calculations were done with the aid of one dimensional computer code of SCALE 4.4a. According to calculational results, by taking $k_{\infty} = 1.06$ as reference limit, burnup grades were found as 7700, 8900 and 7400 MW.D/MT and operation periods were obtained as 170, 260, 190 days for these fuels, respectively. According to these results, UC fuel showed better nuclear performance than natural UO_2 and U_3Si_2 fuel with respect to criticality and burn up grade.

Keywords: CANDU reactors, Uranium fuels, Fission, Criticality, Burn up

1. GİRİŞ

Günümüzde gelişmiş ve gelişmekte olan ülkelerin en önemli gereksinimi enerjidir. Her ülkenin gelişmişlik düzeyi, üretim tükettikleri enerji ile ölçülmektedir. Bazı ülkeler ürettikleri enerjiyi çok verimli bir şekilde kullanırlarken, bazıları bu konuda o denli başarılı olamamaktadırlar. Bazı ülkeler de kendileri kullanmadıkları halde çok miktarda enerji hammaddesi üretmektedirler. Enerji üretim ve tüketiminin çok farklı yöntemleri olsa da, tüm ülkelerin ucuz, bol ve temiz enerji kaynaklarına gereksinimleri vardır. Nükleer enerji bol, ucuz ve ileri teknolojiler kullanıldığında temiz enerji kaynaklarından biridir. Günümüzde dünya enerji ihtiyacının karşılanmasında fisyon reaktörleri diye adlandırılan Hafif su reaktörleri (LWR) ve Kanada döteryum uranyum (CANDU)

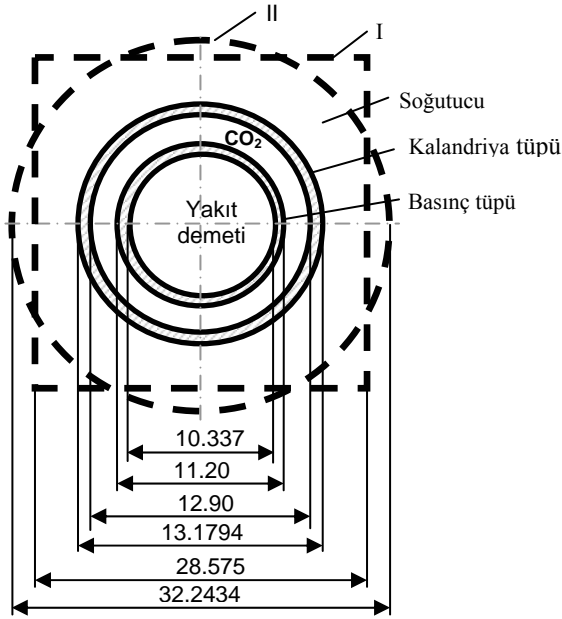
reaktörleri önemli bir paya sahiptir. 2850 GW kadarlık dünya enerji üretiminin 330 GW veya % 11,5'lik kısmı yaklaşık 440 nükleer reaktör aracılığıyla karşılanmaktadır. Yapılan tahminler 20 senelik bir periyot süresince nükleer enerjinin toplam enerji üretimi içerisinde aynı payı koruyacağını göstermektedir. Sözü edilen nükleer enerji üretimi yüzdelik olarak LWR ve CANDU reaktörü tarafından karşılanmakta ve bu reaktörlerde termal nötronlarla bölünebilen nükleer yakıt (fisil yakıt) enerji kaynağı olarak kullanılmaktadır. Enerji kaynağı olarak tabiatta yararlanılabilecek yakıtlar arasında doğal uranyum (% 0,7 ^{235}U + % 99,3 ^{238}U) ve diğer uranyum yakıt tipleri yer almaktadır (1-7).

Bu çalışmada; UO_2, UC, U_3Si_2 yakıtlarını içeren yakıt demetinin birim hücre ve bir boyutlu modelleri analiz edilerek yanma boyunca kritikliği, yanma dere-

celeri ve fisil yakıt üretim miktarı hesaplanmıştır. Elde edilen sonuçlara bağlı olarak kullanılan bu yakıtların reaktör performansına etkisi karşılaştırılmıştır.

2. REAKTÖR YAPISI

CANDU reaktör tasarım geometrisi daha önce üzerinde araştırma yapılan GENTILLY-2 reaktör karakteristiklerine sahiptir (2,4). CANDU reaktör kuru 380 yakıt kanalından oluşmaktadır ve bunlardan sadece biri olan yakıt kanalının genel ve kesit görünüşü Şekil 1'de gösterilmiştir. Yakıt demetini çevreleyen kalandriya tüpü Zirkaloy-2 (Zircalloy-2) alaşımından yapılmakta ve düşük sıcaklıkta (<71 °C) ve ~100 kPa basınçta ağır su (D₂O) soğutucu içerisine kare hücre şeklinde yerleştirilmektedir (8,9).



Şekil 1. Yakıt kanalının kesit görünüşü (cm)
I- Orjinal CANDU karesel hücre yapısı
II- Hesaplamalarda kullanılan eşdeğer çap

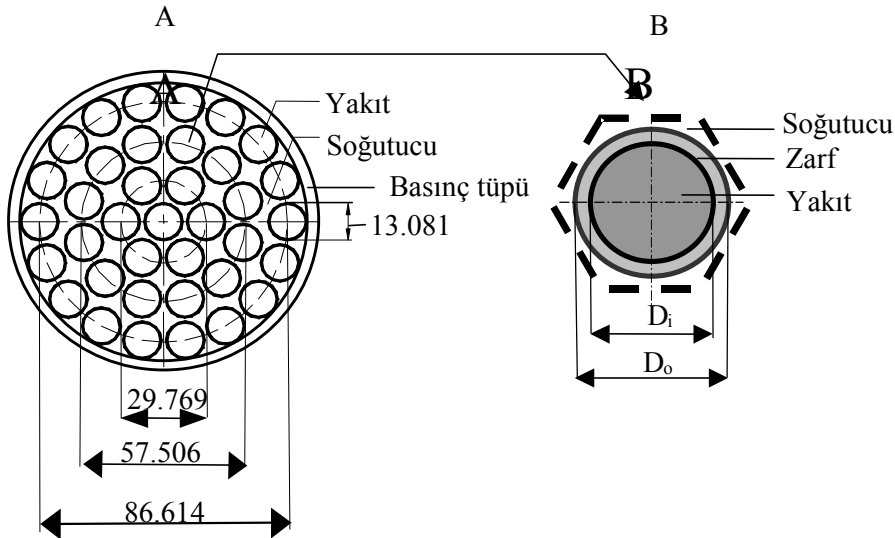
Böylece, basınç tüpü içerisindeki yakıt demeti bölgesinde meydana gelen ve basınç tüpü çevresine etki eden ısı üretimi D₂O soğutucu akışkan tarafından güç dönüşümü için transfer edilmektedir. Kalandriya tüpü, yakıt kanalını çevreleyen moderatör ile CO₂ gazını ayıran silindirik yapıdadır. Basınç tüpü, yakıt demeti ile birlikte soğutucu akışkanı çevrelemekte ve yapı malzemesi olarak Zr-Nb alaşımı kullanılmaktadır (10). D₂O soğutucunun giriş sıcaklığı 266 °C ve çıkış sıcaklığı ~ 10 MPa basınçta 310 °C'dir (11).

Ayrıca, düşük ve yüksek sıcaklıktaki D₂O soğutucu akışkan arasındaki ısı kaybını azaltabilmek amacıyla basınç ve kalandriya tüpleri arasında CO₂ gazı ile doldurulmuş bir boşluk oluşturulmuştur. CANDU reaktörlerinde her bir yakıt kanalına yerleştirilen yakıt demeti 49.5 cm uzunluğunda olup 37 adet yakıt çubuğundan meydana gelmektedir. Şekil 2 A'da yakıt demetinin kesit görünüşü ve Şekil 2 B'de ise yakıt çubuğu boyutları gösterilmiştir. CANDU reaktörlerinde kullanılan yakıt çubuğu, yakıt olarak doğal UO₂ ve zarf olarak zirkonyum alaşımı olan Zirkolay-4 malzemesinden oluşmaktadır.

3. HESAPLAMA SONUÇLARI

3.1. Hesaplama Yöntemi

Nötron transport ve reaksiyon miktarı hesaplamalarında kullanılan tesir-kesiti kütüphanelerindeki nötron enerji aralıklarının sıklığı, doğal UO₂ ve ThO₂ yakıtlı nükleer reaktörler açısından önem taşımaktadır. Nötron enerji grup yapılarındaki enerji aralıkları dağılımının ve rezonans işlemlerinin nötron akı dağılımı, fisil yakıt üretimi ve fisyon reaksiyonları üzerine etkilerinin ihmal edilemeyecek kadar önemli olduğu belirtilmiştir (12-14). Reaktördeki nötron akı dağılımı ve reaksiyon miktarları nötron enerjisine bağlı olduğundan, çalışmada nötron enerji aralığı en sık olan 238 Grup ENDF/B-V (15) tesir-kesit kütüphanesi seçilmiştir. SCALE (16) kodunun fazla enerji aralığına sahip olan



Şekil 2. Yakıt demetinin kesit görünümü (mm)

derecesi, Eş. 1'de görülen analitik bir metot yardımıyla belirlenebilir (22,23).

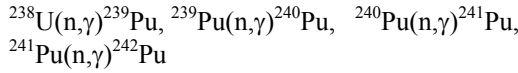
$$\int_0^{W_{dis}} [k(w) - k_0] dw = 0 \quad (1)$$

Hücre hesaplamalarından elde edilen W_{dis} , yakıt değiştirme için elde edilen tahmini yanma derecesi olup, $k(w)$ sonsuz çoğaltım faktörü olarak belirtilmiştir. k_0 reaktör korunda parazitik yutulmalar ve kaçaklar dikkate alındığında 1.05-1.06 arasında değişmektedir (4,22, 23).

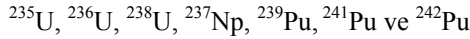
Reaktörün çalışma periyodu boyunca meydana gelen reaksiyonların etkisiyle yakıt demetinde oluşan fisyon olabilen yakıtların atomik yoğunluklarındaki (N) değişim Δt zaman aralığında Eş. 2 ve Eş. 3 yardımlarıyla elde edilebilir. Δt zaman aralığına bağlı olarak değişen çekirdeklerin dönüşüm biçimleri Şekil 4'de verilmiştir.

Çalışma periyodu boyunca bu nötron yükü altında yakıt bileşimindeki geçici değişiklikler aşağıdaki şekilde hesaplanabilir,

1-) Üretim reaksiyonları (σ_b)



2-) Tüketim reaksiyonları (σ_{dep})

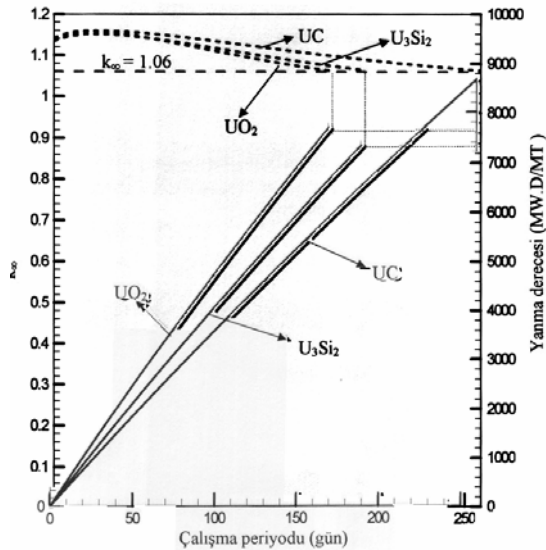


CANDU reaktörü çalışma periyodu boyunca zamana bağlı olarak Δt zaman aralıkları için hesaplanan üretim reaksiyonu,

$$+\Delta N_2 = \Delta t \cdot N_1 \int \sigma_{b,m1}(E) \cdot \Phi(E) \cdot dE + \Delta t \cdot \lambda_{m2} \cdot N_{m2} \quad (2)$$

şekindedir. Burada 1 indisi asıl izotopu, 2 indisi türev izotopları göstermektedir. Tüketim reaksiyonu,

$$-\Delta N = \Delta t \cdot N \cdot \int \sigma_{dep}(E) \cdot \Phi(E) \cdot dE + \Delta t \cdot \lambda \cdot N \quad (3)$$



Şekil 4. Yakıt yanma derecesinin ve k_{∞} 'un çalışma periyoduyla değişimi

şekindedir (4-6). Burada, E: Nötron enerjisi; N: İzotopik atom yoğunluğu; σ : Mikroskopik tesir kesiti; λ : Radyoaktif bozunma sabiti; Φ : Nötron akısını göstermektedir (24).

Eş. 2 ve Eş. 3 yardımıyla radyal koordinatlarda yakıt demetindeki fisyonla uğrayabilen izotopların atomik yoğunluklarındaki değişim $\Delta t = 10$ günlük zaman aralıkları için elde edilmiştir.

Yanma süresine karşılık gelen yakıt yanma dereceleri ve kritiklik (k_{∞}) değerleri Şekil 4'de gösterilmiştir. Burada görüldüğü gibi, UO_2 , UC, U_3Si_2 yakıtları için kritiklik k_{∞} değeri $\sim 30-40$ gün boyunca hafif bir şekilde artış gösterip daha sonra yanma sürecine bağlı olarak azalmaya başlamıştır. Kritiklik (k_{∞}) değerinin $\sim 30-40$ gün boyunca hafif bir şekilde artış göstermesinin başlıca sebebi, yakıt demetindeki ${}^{235}\text{U}$ 'in sürekli olarak fisyonla uğraması ve ${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$ reaksiyonları sonucu daha iyi nükleer özelliklere sahip yeni ${}^{239}\text{Pu}$ üretiminden kaynaklanmaktadır. ${}^{239}\text{Pu}(n, \gamma)$ reaksiyonları ile üretken bir izotop olan ${}^{240}\text{Pu}$ çekirdeği üretilmekte ve ${}^{240}\text{Pu}$ izotopu üretiminden sonra bu izotopların fisyon enerjilerinin birbirlerini dengelemesinden dolayı, bu artış yanma süresi boyunca azalma eğilimi göstermektedir.

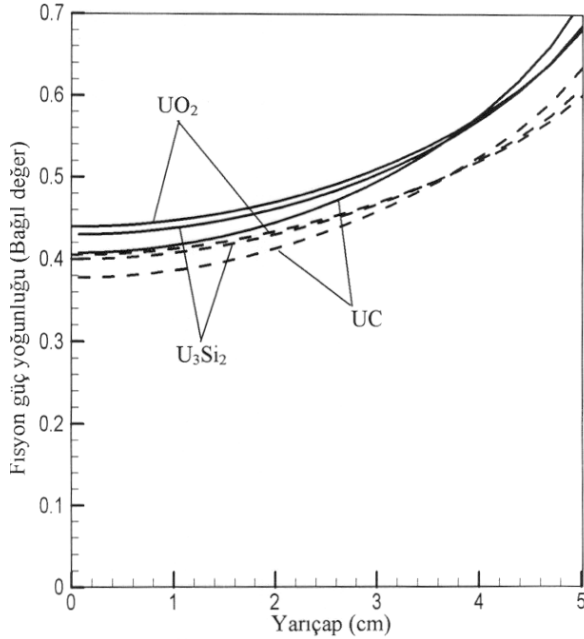
Ayrıca yapılan hesaplamalar sonucunda; kritiklik $k_{\infty} = 1.06$ sınır değerine ulaşmaya kadar UO_2 , UC, U_3Si_2 yakıtları için yakıt yanma dereceleri sırasıyla 7700, 8900 ve 7400 MW.D/MT bulunmuş ve işletim süreleri 170, 260, 190 gün elde edilmiştir. Daha önce yapılan çalışmalarda ise CANDU reaktörlerinin, $k_{\infty} = 1.06$ sınır değerine ulaşmaya kadar olan çalışma periyodu boyunca doğal uranyum için ortalama yanma derecesinin 7500 MW.D/MT olduğu belirtilmiştir (2). Belirtilen bu yanma derecesinin, bu çalışmadaki UO_2 yakıtı için hesaplanan yanma derecesine (~ 7700) hemen eşdeğer olduğu görülmüştür. Elde edilen bu sonuçlar doğrultusunda UC yakıtının, doğal UO_2 ve U_3Si_2 yakıtına nazaran kritiklik ve yanma derecesi açısından daha iyi bir nükleer performans sergilediği tespit edilmiştir.

3.3. Fisyon Güç Yoğunluğu

Reaktör çalışma periyodu başlangıcı ve sonundaki UO_2 , UC, U_3Si_2 yakıtları için fisyon güç yoğunluğu Şekil 5'de görülmektedir. Yapılan hesaplamalar sonucunda, her üç farklı yakıt için reaktör çalışma periyodu boyunca yakıt demetinde düzgün bir güç yoğunluğu dağılımı gözlenmiştir. Geometrik şekil olarak, çalışma periyodu başlangıcı ve bitiş zamanında elde edilen fisyon güç yoğunluğu dağılımı üç farklı yakıt içinde benzer bir yapı sergilemiştir.

Çalışma periyodu boyunca ${}^{235}\text{U}$ izotopu sürekli olarak fisyonla uğramaktadır ($\sigma_{f,th}({}^{235}\text{U})=583.5$ b). ${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$ reaksiyonları sonucu düşük enerjili

nötronlarla çok iyi fisyon yapabilen kaliteli ^{239}Pu izotopu üretilmektedir ($\sigma_{f,th}(^{239}\text{Pu}) = 742.5$ b). Yeni oluşan ^{239}Pu izotopu fisyonla uğrayarak, reaktörün enerji artışına katkı sağlamaktadır. Buna bağlı olarak, $^{239}\text{Pu}(n, \gamma)$ reaksiyonları ile üretken bir izotop olan ^{240}Pu çekirdeği ve $^{240}\text{Pu}(n, \gamma)$ reaksiyonları ile çok kaliteli fisyon yakıtı olan ^{241}Pu izotopu oluşmaktadır ($\sigma_{f,th}(^{241}\text{Pu}) = 1009$ b) (25-26)



Şekil 5. Çalışma periyodu başlangıç ve bitiş zamanlarındaki fisyon güç yoğunluğu (— Başlangıç zamanı, ---- Bitiş zamanı)

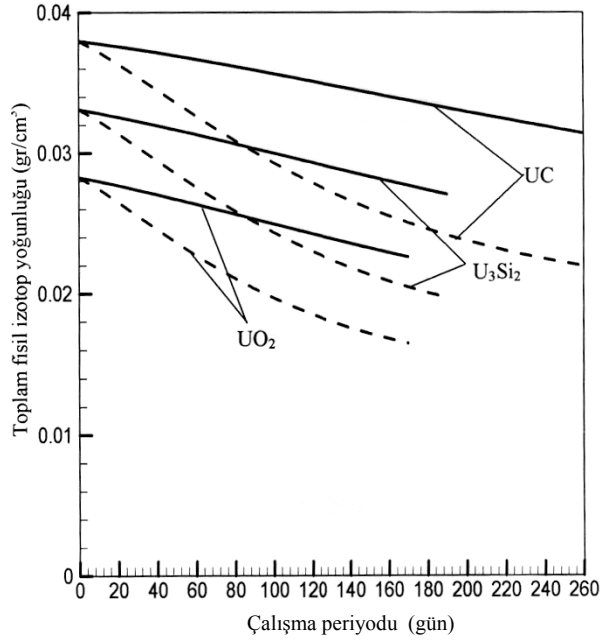
Sonuç olarak; üretken yakıtlardan elde edilen ve fisyon olabilen yeni izotopların miktarı reaktörde arttıkça fisyon enerjisi de artar. Bu durum reaktör çalışma periyodu başlangıç ve bitişinde Şekil 5'te görüldüğü gibi fisyon ısı yoğunluğunun daha düzgün bir yapı göstermesine sebep olur.

3.4. Fisil Yakıt Üretimi

Nükleer yakıtlar, fisil (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu) ve fertil yakıtlar (^{232}Th ve ^{238}U) olmak üzere iki gruptan oluşmaktadır. Düşük enerjili nötronlarla bölünebilen izotoplar genel olarak fisil yakıt olarak isimlendirilirken, yüksek enerjili nötronlarla bölünebilen izotoplar ise fertil yakıtlar olarak isimlendirilmektedir. Fertil yakıtların nükleer reaksiyonu sonucu fisil izotop üretimi sağlanmaktadır. Reaktör çalışma periyodu boyunca üretilen bu fisil izotoplar, kritiklik açısından önem taşımaktadır.

Çünkü, fisyonla uğrayabilen izotopların çalışma periyodu boyunca nötronlarla reaksiyona girmesiyle yeni izotoplar meydana gelecek ve bunun sonucu olarak reaktörün kritik üstü olması sağlanacaktır. Reaktör çalışma periyodu boyunca yakıt demetinde, nükleer reaksiyon ve radyoaktif dönüşümlere bağlı olarak oluşan izotopik dönüşüm formları, Şekil 3'de gösterilmiştir.

Tüm yakıt tipleri için yakıt demeti merkezinde ve çevresinde biriken fisil izotopların ($^{235}\text{U} + ^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$) toplam yoğunluklarının zamana bağlı olarak değişimi



Şekil 6. Farklı yakıt tiplerindeki demet merkezi ve çevresindeki izotopların ($^{235}\text{U} + ^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$) toplamının yoğunluk değişimi (—Yakıt demeti merkezi; ----Yakıt demeti çevresi)

Şekil 6'da gösterilmiştir. Tüm yakıt tiplerinde fisil izotopların yoğunluğunda azalma gözlenmektedir. Yakıt içerisinde bulunan fisil izotopların (^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu) yoğunluğu merkezde daha az ve çevrede daha yüksek bir oranda azaldığı görülmektedir. Şekil 6'danda gözlemlenebileceği gibi en hızlı azalma UC yakıtında olmasına rağmen, en uzun çalışma süresine ve en yüksek yanma değerine bu yakıt tipi sahiptir. Bu yakıt tipleri için yakıt demetinin çevresine yakın bölgedeki fisil izotop yoğunluğunun, yakıt demetinin merkezine oranla daha hızlı azalmasının başlıca sebebi, yakıt demetinin çevresine yakın bölgede merkeze oranla daha fazla fisil izotop ve daha fazla oranda termal nötron akısının bulunmasıdır. Bu sebeplerden dolayı tüm fisil yakıtların (^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu) yoğunluklarındaki değişim demet merkezine oranla daha düşük olmaktadır.

4. SONUÇLAR

Bu çalışmada farklı uranyum yakıtları kullanılarak CANDU reaktörlerinde enerji üretiminden faydalanılmak için, bu yakıt tiplerinin reaktör performansı üzerine etkileri incelenmiştir. Yapılan hesaplamalar sonucunda; $k_{\infty} = 1.06$ oluncaya kadar geçen çalışma periyodu boyunca UO_2 , UC, U_3Si_2 yakıtları için yanma dereceleri sırasıyla 7700, 8900 ve 7400 MW.D/MT bulunmuş ve işletim süreleri 170, 260, 190 gün elde edilmiştir. Elde edilen yanma derecelerine bağlı olarak UC yakıtının, doğal UO_2 ve U_3Si_2 yakıtına nazaran

kritiklik ve yanma derecesi açısından daha iyi bir nükleer performans sergilediği tespit edilmiştir. CANDU reaktörleri için çalışma periyodu boyunca doğal uranyum ortalama yanma derecesi 7500 MW.D/MT olarak belirtilmiştir (2). Belirtilen bu yanma derecesinin, bu çalışmadaki UO₂ yakıtı için hesaplanan yanma derecesine (~7700) hemen hemen eşdeğer olduğu görülmüştür. Elde edilen sonuçlara bağlı olarak, UC ve U₃Si₂ yakıtlarının da orijinal CANDU reaktörlerinde yakıt olarak kullanılan doğal UO₂'ye eşdeğer özellikte kritiklik ve yanma derecesi göstermesinden dolayı, reaktör performansı açısından bu yakıtlarında CANDU reaktörlerinde kullanılabileceği tespit edilmiştir.

5. KAYNAKLAR

- Galperin, A., Todosow, M., "Assessment of Homogeneous Thorium/Uranium Fuel for Pressurized Water Reactors", Nuclear Technology, 138, 111-121, 2002.
- IAEA. "Status and Prospects of Thermal Breeders and their Effect on Fuel Utilization", Technical Report Series No. 195, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1979.
- 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, 136, 261-277, 2001.
- 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, 45, 1067-1085, 2004.
- Şahin, S., Yıldız K., Acir A., "Power Flattening In The Fuel Bundle of a CANDU Reactor", Nuclear Engineering and Design, 232, 7-18, "2004.
- Alkan, M., "Reutilization of Nuclear Fuel Wastes", PhD Thesis in Turkish, Gazi University, Institute of Science and Technology, Ankara, Turkey, 2003.
- Şarer, B., Hançerlioğulları, A., Übeyli, M., "Hibrid (Füzyon-Fisyon) Reaktörleri", VIII. Nükleer Bilimler Kongresi, 15-17 Ekim 2003, Erciyes Üniversitesi, Kayseri.
- Boyer, H. E., Gall, T. L. "Metals Handbook", Desk Edition, American Society for Metals, Metals Park, Ohio 44073, 1975.
- "International Methods Handbook", 10th Edition, American Society for Metals, vol. 3, 1990.
- Ma, B. M. "Nuclear Reactor Materials and Applications", Van Nostrand Reinhold Company Limited, Molly Millars Lane, Wokingham, Berkshire, England, 1983.
- Lamarsh, J. R., Baratta, A. J., Introduction to Nuclear Engineering. Third Edition, Prentice Hall, Upper Saddle River, New Jersey 07458, 2001.
- 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.
- Yıldız, K., "An Investigation of the neutron energy group structures and resonance effects in a Fusion-Fission Hybrid Reactors Fuelling with ThO₂", Annals of Nuclear Energy, 32/1, 101-118, 2005.
- Yıldız, K., "Investigation of the resonance events for fuel breeding in a nuclear reactor with fusion neutron source", Ph.D. Thesis in Turkish, Gazi University, Institute of Science and Technology, Ankara, Turkey, 2003.
- 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.
- Petrie L. M., "SCALE System Driver", NUREG/CR-0200, Revision 6, 3, Section M1, ORNL/NUREG/CSD-2/R6, Oak Ridge National Laboratory, 2000.
- Greene N. M., Petrie, L. M., "XSDRNPM, 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.
- 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.
- 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.
- 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.
- Şahin S., H. Yapıcı, S. Ünalın, "ERDEMLI, A Computer Program to Process ANISN Output Data", Gazi University, Ankara, Turkey, 1991.
- 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, 126, 80, 1997.
- Graves, H. W. Jr., "Nuclear Fuel Management", John Wiley & Sons, New York, 1979.
- Şahin, S., Yapıcı, H., "Investigation of the Neutronic Potential of Moderated and Fast (D-T) Hybrid Blankets for Rejuvenation of Candu Spent Fuel", Fusion Technology, 16, 331-345, 1989.
- Manson, B., Pigford, T. H., Levi, H. W. "Nuclear Chemical Engineering", New York: McGraw-Hill, 1981.
- Seelmann-Eggebert, W., Pfennig, G., Münzel, H., Klewe-Nebenius, H., Chart of the Nuclides. 5th edition, Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Germany, 1981.

