



POLİTEKNİK DERGİSİ

*JOURNAL of POLYTECHNIC*

ISSN: 1302-0900 (PRINT), ISSN: 2147-9429 (ONLINE)

URL: <http://dergipark.org.tr/politeknik>



# UGD ve MOX yakıtı kullanılarak VVER-1000 nükleer reaktöründe nötronik ve termal performansın incelenmesi

## *Investigation of neutronic and thermal performance using UGD and MOX fuel in VVER-1000 nuclear power reactor*

*Yazar(lar) (Author(s)):* Sinem UZUN<sup>1</sup>, Yasin GENÇ<sup>2</sup>, Adem ACIR<sup>3</sup>

*ORCID<sup>1</sup>:* 0000-0002-2814-1062

*ORCID<sup>2</sup>:* 0000-0002-2786-4824

*ORCID<sup>3</sup>:* 0000-0002-9856-3623

**Bu makaleye şu şekilde atıfta bulunabilirsiniz (To cite to this article):** Uzun S., Genç Y. ve Acır A., “UGD ve MOX yakıtı kullanılarak VVER-1000 nükleer reaktöründe nötronik ve termal performansın incelenmesi”, *Politeknik Dergisi*, 24(4):1557-1565, (2021).

**Erişim linki (To link to this article):** <http://dergipark.org.tr/politeknik/archive>

**DOI:** 10.2339/politeknik.781689

# UGD ve MOX Yakıtı Kullanılarak VVER-1000 Nükleer Reaktöründe Nötronik ve Termal Performansın İncelenmesi

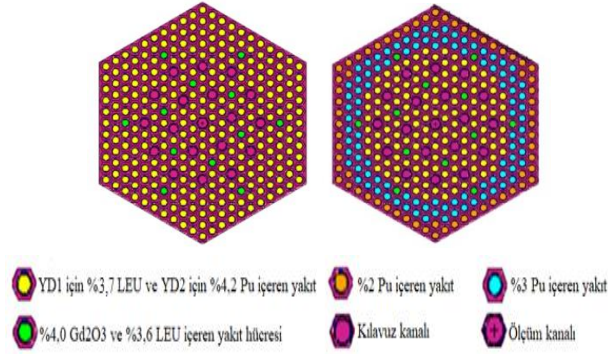
## Investigation of Neutronic and Thermal Performance Using UGD and MOX Fuel in VVER-1000 Nuclear Power Reactor

### Önemli noktalar (Highlights)

- ❖ VVER-1000
- ❖ MCNP
- ❖ Güç yoğunluğu
- ❖ COBRA

### Grafik Özet (Graphical Abstract)

VVER-1000 nükleer güç reaktöründe (YD1) ve (YD2) şeklinde iki farklı yakıt kullanımının reaktörün nötronik ve termal performansı üzerine etkileri incelenmiştir. / The effects of using two different fuels as (YD1) and (YD2) in the VVER-1000 nuclear power reactor on the neutronic and thermal performance of the reactor were investigated.



Şekil. Yakıt demeti düzeni a) YD1 b) YD2 /Figure. Fuel assembly layout a) YD1 b) YD2

### Amaç (Aim)

Nükleer reaktörde farklı yakıt diziliminin nötronik ve termal performans üzerine etkilerini incelemek. / To examine neutronic and thermal effects of using different fuel layouts in nuclear reactors.

### Tasarım ve Yöntem (Design & Methodology)

Nötronik ve termal analizler sırasıyla MCNP5 ve MONTEBURNS2.0 nükleer kodu ve COBRA-IV PC termal kodu aracılığıyla incelenmiştir. / Neutronic and thermal analysis were investigated by means of MCNP5 and MONTEBURNS2.0 nuclear code and the COBRA-IV PC code, respectively.

### Özgünlük (Originality)

Farklı yakıt dizilimlerinin karşılaştırılması. / Comparison of different fuel layouts.

### Bulgular (Findings)

YD1 için keff değeri 1,0014 olduğunda, yanma değeri 28,995 MWgün/kgU, YD2 için ise keff 1,0032 olduğunda yanma değeri 26,334 MWgün/kgU olarak bulunmuştur. / When the keff value for YD1 is 1.0014, the burnup value reach to 28.995 MWday / kgU, and for YD2 the burnup value is found as 26.334 MWday / kgU when the keff value is 1.0032.

### Sonuç (Conclusion)

İki farklı yakıt düzeni için yapılan nötronik ve termal modellemelerden elde edilen sonuçların açık literatürle uyum sağladığı görülmüştür. / It is seen that the results obtained from neutronic and thermal modeling for two different fuel layouts are consistent with the open literature.

### Etik Standartların Beyanı (Declaration of Ethical Standards)

Bu makalenin yazar(lar)ı çalışmalarında kullandıkları materyal ve yöntemlerin etik kurul izni ve/veya yasal-özel bir izin gerektirmediğini beyan ederler. / The author(s) of this article declare that the materials and methods used in this study do not require ethical committee permission and/or legal-special permission.

# UGD ve MOX Yakıtı Kullanılarak VVER-1000 Nükleer Reaktöründe Nötronik ve Termal Performansın İncelenmesi

*Araştırma Makalesi / Research Article*

**Sinem UZUN<sup>1,2\*</sup>, Yasin GENÇ<sup>1</sup>, Adem ACIR<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>Gazi Üniversitesi, Teknoloji Fakültesi, Teknikokullar- Yenimahalle/ANKARA

<sup>2</sup>Erzincan Binali Yıldırım Üniversitesi, Mühendislik Fakültesi, Yalnızbağ Kampüsü/ERZİNCAN

(Geliş/Received : 17.08.2020 ; Kabul/Accepted : 07.10.2020 ; Erken Görünüm/Early View : 12.10.2020)

## ÖZ

Nükleer güç reaktörlerinin güvenlik ve tasarım özellikleri incelenirken nötronik karakteristiklerinin yanı sıra termal performansları da önemlidir. Bu çalışmada, iki farklı yakıt demeti düzenine sahip VVER-1000 reaktörünün nötronik ve termal performansları incelenmiştir. YD1 ve YD2 olarak isimlendirilen bu yakıt demeti düzenleri sırasıyla %3,7 zenginlikli LEU ve %3,6 zenginlikli LEU ile %4 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>Uranyum-Gadolinium (UGD) bileşimi ve %2, %3, %4,2 Pu ve %3,6 zenginlikli LEU ile %4 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> içeren (MOX) yakıt bileşiminden meydana gelmektedir. UGD ve MOXGD yakıt kullanımının kritiklik ve yanma sonunda yakıt bileşimi değişimleri üzerine etkileri MCNP5 ve MONTEBURNS2.0 nükleer kodu yardımıyla incelenirken COBRA-IV PC termal analiz kodu yardımıyla sıcak kanal boyunca soğutucu akışkana ait sıcaklık ve entalpi değişimleri irdelenmiştir. Bu çalışmadan elde edilen sonuçlar literatürde yer alan benzer çalışmalarla karşılaştırılmış ve ulaşılan bulguların literatürle uyum içerisinde olduğu görülmüştür.

**Anahtar Kelimeler:** VVER-1000, MCNP, güç yoğunluğu, COBRA.

## Investigation of Neutronic and Thermal Performance Using UGD and MOX Fuel in VVER-1000 Nuclear Power Reactor

### ABSTRACT

When examining the safety and design features of nuclear power reactors, its thermal performance in addition to neutronic characteristics is important. In this study, the neutronic and thermal performances of VVER-1000 reactor with two different fuel assembly arrangements were examined. Those fuel assemblies named as YD1 and YD2 are composed of 3.7% enriched LEU and 3.6% enriched LEU with 4% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> uranium-gadolinium (UGD) and 2%, 3%, 4.2% Pu and 3.6% enriched LEU with 4% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (MOXGD), respectively. The effects of using UGD and MOXGD fuel assembly arrangements on criticality and isotope transformations according to burnup rate were investigated by means of MCNP5 and MONTEBURNS2.0 nuclear code, correspondingly the temperature and enthalpy changes of the coolant along the hot channel were examined with the help of the COBRA-IV PC thermal analysis code. The results obtained from this study were compared with similar studies in the literature and it was observed that the obtained findings were in accordance with the literature.

**Keywords:** VVER-1000, MCNP, power density, COBRA.

### 1. GİRİŞ (INTRODUCTION)

Teknolojinin günümüz dünyasında hızla gelişimiyle beraber nükleer atıkların azaltılması ve santral ekonomisinin iyileştirilmesi amacıyla, nükleer santrallerde alternatif nükleer yakıtların önemi artmıştır. Günümüzde işletmede olan ticari nükleer reaktörlerin çoğu, farklı yakıt kullanımına uygun reaktörlerdir. Dünya üzerinde bulunan fisyon reaktörleri incelendiğinde Ruslar tarafından tasarlanan ve hafif su reaktörleri (LWR) sınıfında yer alan VVER nükleer güç reaktörleri yaygın olarak kullanılan reaktörlerden birisi olarak karşımıza çıkmaktadır.

VVER nükleer güç reaktörleri, bir tür basınçlı su reaktörü olup dünyada yaygın kullanılan ticari basınçlı su reaktörlerinden (PWR) bazı yönleri ile ayrılmaktadır. En önemli farklılığı altıgen yakıt demeti tasarımından dolayı kor geometrisinin de altıgen şeklinde olması ve yatay buhar üreteçleridir. Diğer reaktör türlerinde de olduğu gibi VVER nükleer güç reaktörlerinin nötronik performansının iyileştirilmesi ve buna bağlı olarak termal hidrolik performansının artırılması için farklı tip nükleer yakıtlar kullanabilmek amacıyla yapılan araştırmalar hızla devam etmektedir. Son yıllarda hafif su reaktörlerinin yoğun kullanılması neticesinde, önemli miktarda plütonyum üretimi gerçekleşmiştir. Kullanılmış yakıtın içerisinde yer alan bu plütonyum ya yeniden

\*Sorumlu Yazar (Corresponding Author)  
e-posta : sinemuzun@erzincan.edu.tr

işlenmeye tabi tutulmak suretiyle geri kazanılmakta ve reaktörlerde karışık oksit (MOX) yakıt olarak kullanılabilen ya da atık olarak nihai depolarda saklanabilmektedir. Güç reaktörlerinde kullanılan geleneksel zenginleştirilmiş uranyum yakıtlarının yanı sıra kullanılan yakıtlardan geri kazanım yoluyla elde edilen izotopları (minör aktinidler, plütonyum vb.) kullanarak hem nükleer atıkların azaltılması hem de reaktörün nötronik ve termal performansının artırılmasına yönelik birçok çalışma bulunmaktadır.

Literatürde yapılan çalışmalarda, farklı metodları kullanan nükleer kod ve kütüphaneler yardımıyla VVER nükleer reaktörlerde uranyum yakıtlarının nötronik performansları incelenmiştir [1-5]. Khan ve ark. VVER-1000 reaktörlerinde düşük zenginlikli uranyum (LEU, low enriched uranium) ve MOX yakıt kullanımının nötronik performansı VISWAM nükleer kod yardımıyla incelemiştir [1]. Lazarenko vd. tarafından yapılan çalışmada ise uranyum ve MOX yakıt kullanılarak farklı nötronik kodlar ve farklı nötron kütüphaneleri kullanılarak reaktör kritiklik ve yanma oranları değerlerini araştırılmıştır [2]. Marcatali vd. [5] tarafından VVER-1000 basınçlı su reaktörünün yakıt demetinin 1/6'sı için SERPENT ve SCALE kodları ile modern nükleer veri kütüphaneleri kullanılarak görece güç dağılımı değerleri hesaplanmış ve elde edilen sonuçların birbirleri arasında kıyaslaması yapılmıştır. Dwidar ve ark. tarafından toryum içerikli farklı nükleer yakıtlar ele alınarak nötronik performansları araştırılmış ve toryumun VVER nükleer reaktöründe kullanımı incelenmiştir [6-8]. Genç ve ark. farklı yakıt bileşimi ve düzeni için VVER 1000 nükleer reaktörünün yakıt demetini MCNP5 kodu yardımıyla modellemiş ve kritiklik ve bağlı güç yoğunluk dağılımları irdelenmiştir [9].

Ayrıca, nötronik performans analizlerinden elde edilen sonuçları kullanarak VVER 1000 nükleer reaktörünü termal hidrolik açıdan inceleyen ve farklı tip çözümleme kodları (COBRA, ZEBRA vs.) kullanan birçok çalışma literatürde yer almaktadır [10-12]. Faghihi ve ark.,

COBRA kodunu kullanarak VVER-1000 reaktörü için termal analizler yapmışlardır. Güç dağılımları ve diğer gerekli faktörleri MCNP5 kodu ile elde etmişlerdir. Maksimum ve ortalama yakıt sıcaklığı, entalpi, soğutucu sıcaklığı ve yoğunluğu gibi termal değerleri elde etmişlerdir [10]. Bir diğer çalışmada, PARCS kodu ve COBRA-EN kodunun, Kutup Ayısı Optimizasyonu (PBO) algoritması ile birleştirilerek kapsamlı bir kod paketi geliştirilmiştir; böylece döngü uzunluğu maksimize edilmiş, kabarcıklı kaynamadan uzaklaşma oranı (DNBR) ve daha düzgün bir güç dağılımı elde edilmesi hedeflenmiştir. Kullanılan kod paketi, Bushehr Nükleer Santrali (BNPP) için uygulanmış ve özellikle yakıt ve zarf bölgesi sıcaklıkları incelenerek, Nihai Güvenlik Analizi Raporu'nda (FSAR) önerilen yükleme modeline kıyasla güvenlik parametrelerinin iyileştirildiği belirlenmiştir [13]. Arshi ve ark. ise yaptıkları çalışmada, sürekli rejim durumunda, tipik bir VVER-1000 çekirdeğinin COBRA-EN kodu kullanılarak termal-

hidrolik analiz sonuçlarını sunmuşlardır. Gerekli güç dağılımı, nötronik hesaplama yazılımlarından WIMS-D4 ve CITATION kodlarından elde edilmiştir. Maksimum ve ortalama yakıt sıcaklığı, entalpi, soğutucu sıcaklığı ve yoğunluğu ve en sıcak kanalın sıcaklık, entalpi, kritik ısı akısı ve minimum DNBR (MDNBR) sonuçları incelenmiştir [14].

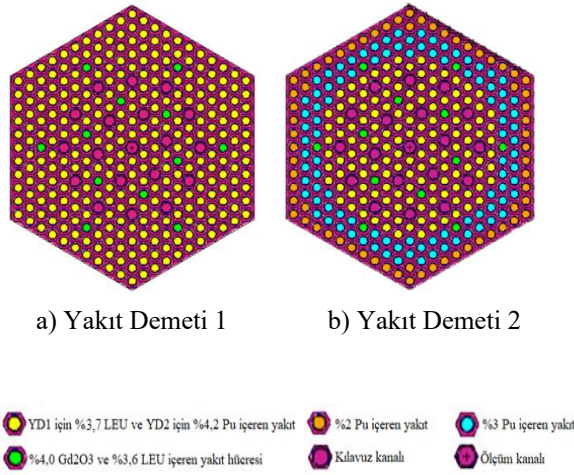
Bu çalışmada, VVER-1000 nükleer güç reaktöründe homojen %3,7 LEU ve %3,6 LEU ile %4 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (YD1) ve %2, %3, %4,2 239Pu ve %3,6 LEU ile %4 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (YD2) yakıtlarının kullanımının reaktörün nötronik ve termal performansını üzerine etkileri incelenmiştir. Nötronik hesaplamalar MONTEBURNS 2.0 kodu [15], MCNP5 [16] ve ORIGIN 2.2 [17] ile yapılırken, termal analizler COBRA-IV PC [18] termal analiz kodu ile gerçekleştirilmiştir. Nötronik hesaplamalar neticesinde her iki yakıt için zamana bağlı kritiklik, yanma oranları, izotop üretim/tüketim oranları ve bağlı güç yoğunluk dağılımları elde edilmiştir. Daha sonra elde edilen bağlı güç yoğunluk dağılımları kullanılarak COBRA-IV PC termal analiz kodu ile reaktörün güvenliği için büyük önem taşıyan sıcaklık ve entalpi gibi termal değerler elde edilmiştir. Elde edilen sonuçlar açık literatürde sunulan sonuçlar ile karşılaştırılarak bu çalışmada yapılan modellemenin doğruluğu tespit edilmiş ve ileride yapılacak çalışmalara zemin oluşturması amaçlanmıştır.

## 2. REAKTÖR GEOMETRİSİ (REACTOR GEOMETRY)

VVER-1000 nükleer reaktörü 3+ nesil basınçlı su reaktörü olup, dünya genelinde yaklaşık 52 adet bulunmaktadır. VVER-1000 reaktörleri PWR'ler ile çeşitli benzerlikler ve farklılıklar gösterir. En önemli farkları ise altıgen kor geometrisi ve yatay buhar üreteçleridir [12]. Bu çalışmada incelenen VVER-1000 reaktörünün genel özellikleri Çizelge 1'de verilmiştir. Reaktör korunda 163 tane yakıt demeti ve her bir yakıt demetinde 312 tane yakıt çubuğu bulunmaktadır.

**Çizelge 1.** VVER-1000 genel karakteristik özellikleri (General characteristics of VVER-1000) [10,19]

Yakıt Demeti	
Örgü türü (lattice type)	Altıgen
Kordaki yakıt demeti sayısı	163
Yakıt demetleri arasındaki mesafe	23,6
Her bir yakıt demetine yüklenen yakıt çubuğu sayısı	312
Yakıt Çubuğu	
Merkezdeki boşluğun çapı (mm)	1,5
Yakıt peletinin dış çapı (mm)	7,57
Zarf malzemesinin iç çapı (mm)	7,73
Zarf malzemesinin dış çapı (mm)	9,1
Yakıt peletinin malzemesi	UGD, MOXGD
Zarf malzemesi	%98,97 Zr, %1 Nb, %0,03 Hf
Yakıt çubukları arasındaki mesafe (mm)	12,75
Kılavuz tüpü	
Her bir yakıt demetinde yer alan kılavuz tüpü sayısı	18
İç çapı / Dış çapı (mm)	10,9 / 12,6 mm



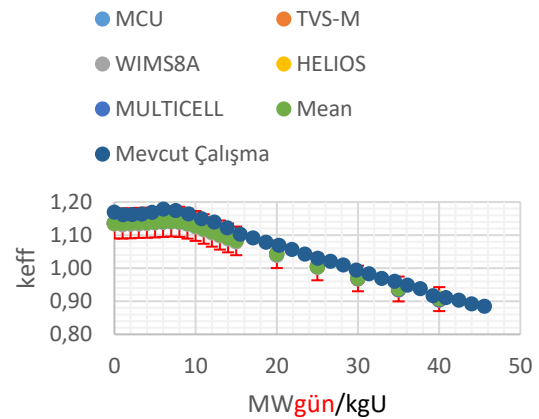
**Şekil 1.** Yakıt demeti düzeni a) YD1, homojen %3,7 LEU ve %3,6 LEU ile %4 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> b) YD2, %2, %3, %4,2 Pu ve %3,6 LEU ile %4 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (Fuel assembly layout a) YD1, homogen 3.7% LEU and 3.6% LEU with 4% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> b) YD2, 2%, 3%, 4.2% Pu and 3.6% LEU with 4% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)

Çizelge 1'de verilen VVER-1000 nükleer reaktörün geometrik özellikleri kullanılarak, Şekil 1'de gösterildiği gibi reaktörün yakıt demeti modellenmiştir. Ayrıca, VVER nükleer güç reaktöründe kullanılan yakıt elemanlarının malzeme bilgisi Çizelge 1'de yer almaktadır. Şekil 1'de gösterildiği gibi Uranyum Gadolinyum (UGD) ve Karışık Oksit Gadolinyum (MOXGD) yakıtları için yakıt demeti düzenleri oluşturulmuş ve sırasıyla YD1 ve YD2 olarak isimlendirilmiştir. Şekil 1a'da %3,7 zenginlikli yakıt çubuklarından oluşan UGD yakıt düzeni şekli gösterilmiştir. Şekilde yeşil renkle gösterilen yerlerde 12 adet U/Gd yakıt çubuğu bulunmaktadır ve burada yer alan yakıt çubukları %3,6 zenginlikli <sup>235</sup>U içeren düşük uranyum dioksit ve %4 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> bileşiminden oluşmuştur. Şekil 1b'de ise üç farklı plütonyum oranına sahip bir yakıt düzeni oluşturulmuştur. Yakıt demetinin merkez bölgesi %4,2 oranında <sup>239</sup>Pu'dan oluşurken, iki sıra %3 oranında ve son sıra ise %2 oranında <sup>239</sup>Pu içeren karışık oksitten oluşmaktadır. 12 adet U/Gd yakıt çubuğu, her iki yakıt demeti düzeninde aynı yerde bulunmaktadır [5]. Nötronik hesaplamalar yakıt demeti düzeninden bağımsız olarak yakıt sıcaklığı 1027 K ve soğutucu sıcaklığı da dâhil olmak üzere yakıt olmayan tüm bileşenlerin sıcaklığı 575 K ve soğutucu sıcaklık katsayısının negatif olmasına teminen soğutucu içerisinde 600 ppm'lik bor konsantrasyonu eklenerek gerçekleştirilmiştir. Ayrıca analizlerde yakıt bünyesinde Ksenon (Xe) ve Samaryum (Sm) konsantrasyonu sırasıyla 9,4581x10<sup>-9</sup> ve 7,3667x10<sup>-8</sup> atoms/(barn-cm) olarak alınmıştır [20].

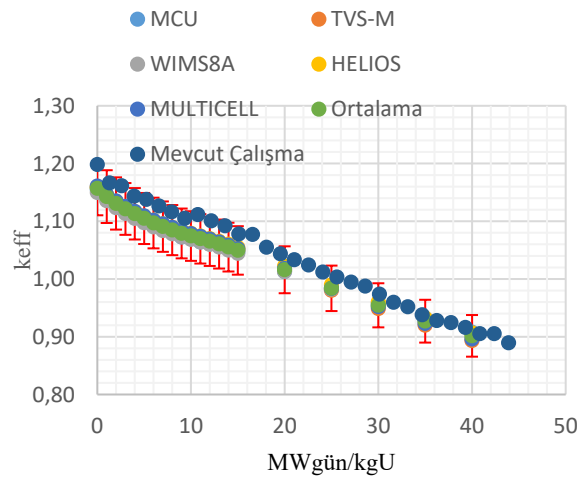
### 3. NÜMERİK SONUÇLAR (NUMERICAL RESULTS)

#### 3.1 Nötronik Analiz Sonuçları

Nükleer güç reaktörlerinde fisyon reaksiyonlarının kendi kendini sürdürebilmesi için etkin çoğaltma faktörünün ( $k_{eff}$ ) "1" değerinin üzerinde olması gerekmektedir. Bu çalışmada Çizelge 1'de geometrik özellikleri ve malzeme bilgisi verilen VVER-1000 nükleer güç reaktörünün yakıt demetinin Şekil 1'de gösterildiği gibi iki farklı yakıt bileşimi ve yakıt dizilimi için nötronik hesaplamaları gerçekleştirilmiştir. Elde edilen bulgular Ref. 19'da 5 farklı nötronik kodun sonucu ve bu sonuçların ortalaması ile karşılaştırılmıştır. UGD ve MOXGD yakıt ile yüklenen YD1 ve YD2 yakıt düzenleri için, yanma oranları ile etkin çoğaltma faktörü ( $k_{eff}$ ) değerleri arasındaki ilişki Şekil 2'de gösterilmiştir. Şekil 2'de kırmızı renkle gösterilen çizgiler %4'lük hata payının alt ve üst sınırlarını ifade etmektedir. Buradan görüleceği üzere her bir yanma oranı değerine karşılık gelen  $k_{eff}$  değeri ile [Ref 21]'da verilen ortalama  $k_{eff}$  değerlerinin uyum içerisinde olduğu ve ortalama değerlerden sapmanın ise %4'ün altında kaldığı söylenebilir.



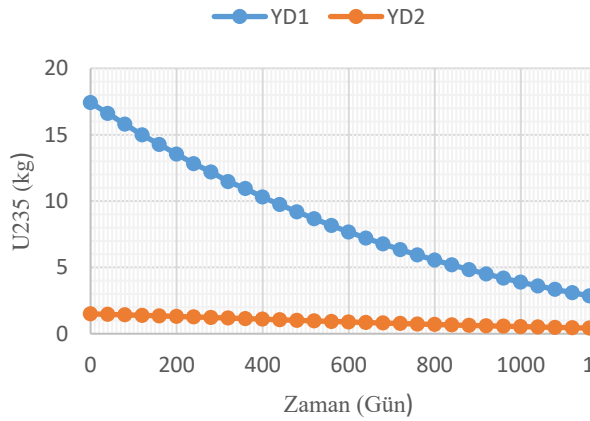
(a) YD1 yakıt düzeni



(b) YD2 yakıt düzeni

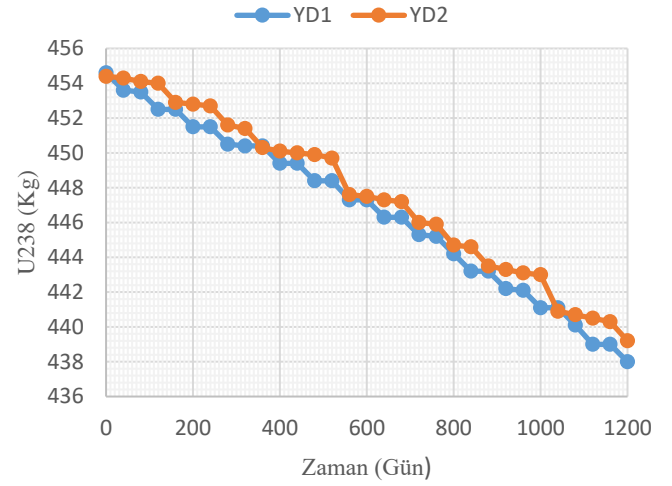
**Şekil 2.** Etkin çoğaltma faktörü – Yanma oranı ilişkisi (a) YD1 yakıt düzeni ve (b) YD2 yakıt düzeni (Effective multiplication factor – Burnup value relation)

Şekil 2-a'da görüldüğü gibi YD1 düzeninde yüksek yutma tesir kesitine sahip Gd izotoplarının etkisiyle yanma oranı artarken etkin çoğaltma faktörü değerlerinde önce bir miktar düşüş olmuştur. Ancak Gd izotoplarının hızlı bir şekilde yanması (burn out) ve sonrasında artan fisil  $^{239}\text{Pu}$  miktarı neticesinde  $k_{\text{eff}}$  değeri artış göstermiş ancak yanma devam ederken tekrar düşüşe geçmiştir. Şekil 2-b'de ise yanma başlangıcından sonuna kadar etkin çoğaltma faktörü değerinde düşüş eğilimi vardır. Bunun temel nedeni yapısı gereği YD2'de yanan fisil  $^{239}\text{Pu}$  tekrardan yeterince üretilmediği için Gd izotoplarının varlığı  $^{239}\text{Pu}$ 'nun yanma hızını yavaşlatır ancak daha sonra gadolinyum izotoplarının tamamen yanmasıyla  $^{239}\text{Pu}$  miktarı hızla azalmasıdır [4]. YD1 için etkin çoğaltma faktörü başlangıçta 1,16 iken, yaklaşık 780 gün sonunda yanma oranı 28,995 MWgün/ kgU değerine ulaştığında  $k_{\text{eff}}$  değeri 1,0014'e düşmüştür. YD2 yakıt düzeni için ise etkin çoğaltma faktörü başlangıçta 1,2 iken, 720 günlük yanma sürecinin sonunda yanma oranı 26,334 MWgün/ kgU değerine ulaşmakta ve  $k_{\text{eff}}$  değeri 1,0032'ye değerine azaldığı görülmüştür.



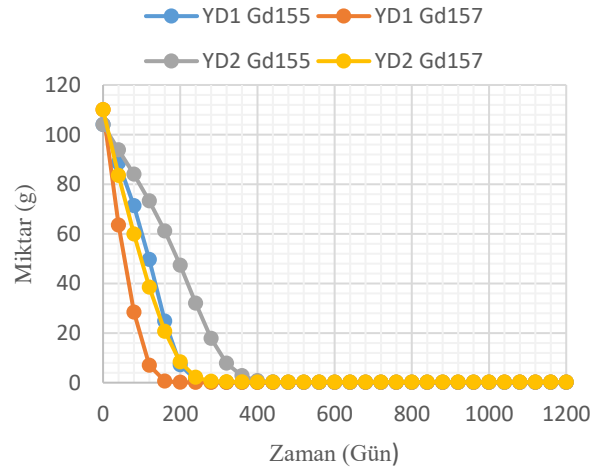
**Şekil 3.**  $^{235}\text{U}$  izotopunun YD1 ve YD2 yakıt düzeni için değişimi (Variation of  $^{235}\text{U}$  isotope for YD1 and YD2)

Şekil 3'te  $^{235}\text{U}$  izotopunun YD1 ve YD2 yakıt düzeni için, 1200 gün boyunca olan değişimi gösterilmiştir. Başlangıçta YD1 ve YD2 yakıt düzeni bünyesinde sırasıyla 17,419 kg ve 1,501 kg olan  $^{235}\text{U}$  miktarı, 1200 günlük yanma sürecinin sonunda 2,632 kg ve 400,50 kg'a düşmüştür.

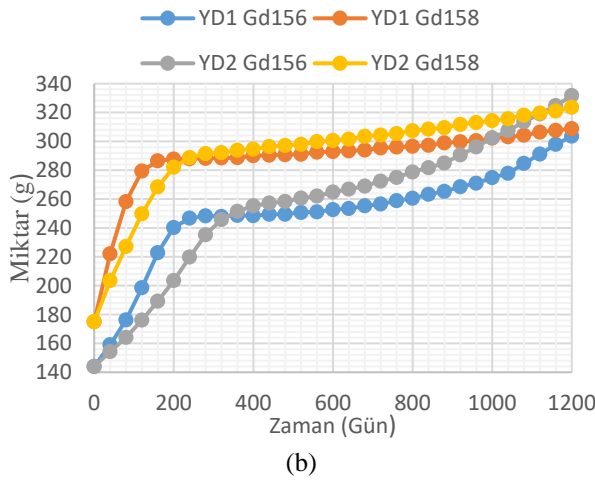


**Şekil 4.**  $^{238}\text{U}$  izotopunun YD1 ve YD2 yakıt düzeni için değişimi (Variation of  $^{238}\text{U}$  isotope for YD1 and YD2)

Şekil 4'te  $^{238}\text{U}$  izotopunun YD1 ve YD2 yakıt düzeni için, 1200 gün boyunca olan değişimi gösterilmiştir. Başlangıçta YD1 yakıt düzeninde 454,6 kg olan  $^{238}\text{U}$  miktarı, 1200 günlük yanma sonucu 438 kg'a düşmüştür. YD2 yakıt düzeninde ise başlangıçta 454,4 kg olan  $^{238}\text{U}$  miktarı yanma süreci içerisinde 15,2 kg'ı yanarak 439,2 kg'a düşmüştür.

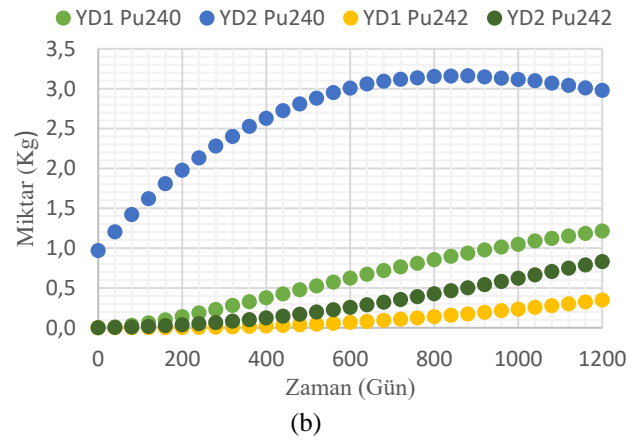
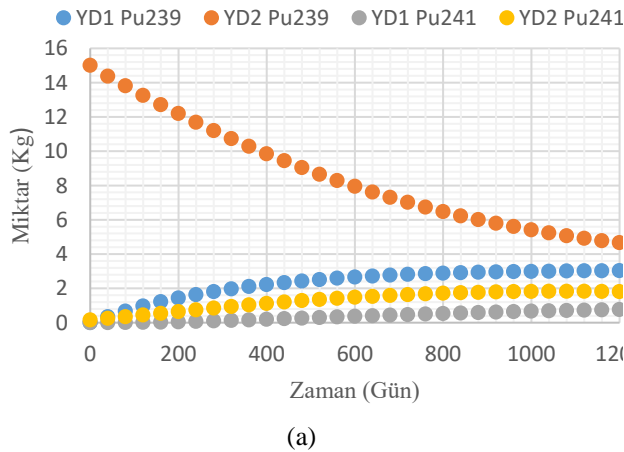


(a)



**Şekil 5.** Gadolinyum (Gd) izotoplarının değişimi (a) YD1 yakıt düzeni (b) YD2 yakıt düzeni (Variations of Gd isotopes (a) YD1 fuel arrangement and YD2 fuel arrangement)

Her iki yakıt düzeni için Şekil 5a'da  $^{155}\text{Gd}$  ve  $^{157}\text{Gd}$  izotoplarının ve Şekil 5b'de ise  $^{156}\text{Gd}$  ve  $^{158}\text{Gd}$  izotoplarının, 1200 gün boyunca olan değişimi gösterilmiştir. Özellikle yüksek yutma tesir kesitine sahip  $^{155}\text{Gd}$  (60.200 barn) ve  $^{157}\text{Gd}$  (226.000 barn) izotopları hızla azalırken,  $^{156}\text{Gd}$  (2.188 barn) ve  $^{158}\text{Gd}$  (2.196 barn) izotopları ise zamanla artış göstermiştir. YD1 yakıt düzeninde 280 günlük yanmanın sonunda  $^{155}\text{Gd}$  ve 200 günlük yanmanın sonunda  $^{157}\text{Gd}$  neredeyse tamamen tükenmiştir. YD2 yakıt düzeninde ise  $^{155}\text{Gd}$  miktarı 480 günlük yanma sürecinin sonunda ve  $^{157}\text{Gd}$  ise 680 günlük yanmanın sonunda tükenme noktasına ulaştığı görülmüştür.  $^{157}\text{Gd}$ 'nin yutma tesir kesitinin  $^{155}\text{Gd}$ 'in yutma tesir kesitinden büyük olması nedeniyle her iki yakıt düzeninde  $^{157}\text{Gd}$  izotopunun tüketimi,  $^{155}\text{Gd}$  izotopundan daha hızlı olduğu gözlenmiştir [4]. Tüketilen  $^{155}\text{Gd}$  ve  $^{157}\text{Gd}$  izotoplarının yerine üretilen  $^{156}\text{Gd}$  ve  $^{158}\text{Gd}$  izotoplarının değişimi ise Şekil 5-b'de gösterilmektedir.

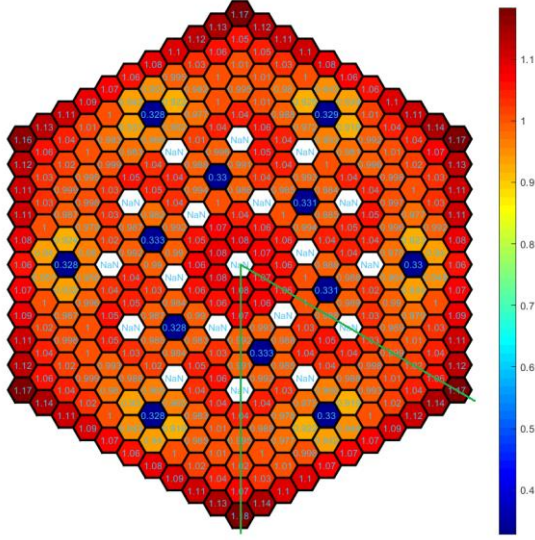


**Şekil 6.** YD1 ve YD2 yakıt düzeni için Plütinyum (Pu) izotoplarının değişimi (a)  $^{239}\text{Pu}$  ve  $^{241}\text{Pu}$  izotopların değişimi (b)  $^{240}\text{Pu}$  ve  $^{242}\text{Pu}$  izotopların değişimi (Variations of Pu isotopes for YD1 and YD2 fuel arrangement (a) Variations of  $^{239}\text{Pu}$  and  $^{241}\text{Pu}$  isotopes (b) Variations of  $^{240}\text{Pu}$  and  $^{242}\text{Pu}$  isotopes)

Şekil 6-a'da fisil  $^{239}\text{Pu}$  ve  $^{241}\text{Pu}$  izotoplarının ve Şekil 6-b'de fertil  $^{240}\text{Pu}$  ve  $^{242}\text{Pu}$  izotoplarının 1200 gün boyunca değişimleri her iki yakıt düzeni için gösterilmiştir. YD1 yakıt düzeni içerisinde başlangıçta herhangi bir Pu izotopu bulunmazken,  $^{238}\text{U}$  izotopunun nötronla etkileşimi neticesinde Pu izotoplarının miktarı artmıştır. 1200 günün sonunda YD1 içerisinde 3.031 g  $^{239}\text{Pu}$ , 1.213,80 g  $^{240}\text{Pu}$ , 767,80 g  $^{241}\text{Pu}$  ve 347 g  $^{242}\text{Pu}$  oluşmuştur. Şekil 6b'de  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  ve  $^{242}\text{Pu}$  izotoplarının değişimi gösterilmiştir. Yanma başlangıcında içerisinde 15.010 g  $^{239}\text{Pu}$ , 968 g  $^{240}\text{Pu}$  ve 161,40 g  $^{241}\text{Pu}$  bulunan YD2 yakıt düzeninde 1200 günlük yanma sürecinin sonunda 10.345 g  $^{239}\text{Pu}$  tüketilirken 2.009,20 g  $^{240}\text{Pu}$ , 1.653,70 g  $^{241}\text{Pu}$  ve 829,94 g  $^{242}\text{Pu}$  üretiminin gerçekleştiği görülmüştür.

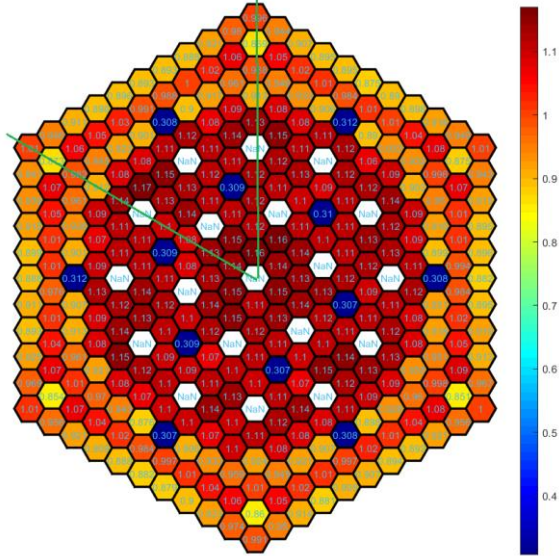
Nükleer güç reaktörlerinde üretilen gücün reaktör içerisinde nasıl dağıldığı termal hidrolik hesaplamalar açısından oldukça önemlidir. Reaktörlerde üretilen güç, fisyon hızıyla doğru orantılıdır ki fisyon hızı da termal nötron akısı ile orantılıdır. Bu nedenle termal hidrolik hesaplamalar için en temel verilerinden olan bağıl güç yoğunluğu değerlerinin nötronik hesaplama araçlarıyla hesaplanması şarttır. Termal hidrolik hesaplamalardan elde edilen verilere göre nükleer güç reaktörlerinin tasarımı ve işletilmesi ile reaktör korunu destekleyen sistemler üzerinde birtakım kısıtlamalar getirilmektedir. Buna ek olarak normal işletme şartlarında ya da olası bir acil durumda yakıt ile birlikte fisyon ürünlerini bir arada tutan yakıt zarf malzemesinin bütünlüğünü sağlamak için sıcak noktaların tespit edilmesi ve en sıcak kanalda görülen en yüksek sıcaklık değerinin reaktörün tasarım ve işletme limitleri dahilinde kalması sağlanmalıdır. Bu çalışma kapsamında incelenen YD1 ve YD2 yakıt düzeni için nötronik analizler MCNP5 nükleer kodunun F7

çetele kartı aracılığıyla gerçekleştirilmiştir. Elde edilen bağıl güç yoğunluk değerleri ve yakıt demeti üzerinde dağılımları YD1 yakıt düzeni için Şekil 7’de ve YD2 yakıt düzeni için Şekil 8’de gösterilmektedir.



Şekil 7. Yakıt demeti 1 için bağıl güç yoğunluk değeri (relative power density value for fuel assembly 1)

Şekil 7 ve Şekil 8’den de görüleceği üzere yeşil çizgilerle kesilen 1/6’lık simetrik kısım termal analizler için seçilmiştir. YD1 ve YD2 yakıt düzenlerinin 1/6’lık bu kısmında görülen en yüksek bağıl güç yoğunluğu değerleri YD1 için 1,18364 iken YD2 için 1,17058 olarak elde edilmiştir. Güç yoğunluğu değerleri, iki farklı yakıt düzeni için tüm kor boyunca neredeyse simetrik bir şekil oluşturmuştur. Bu durum, termal analiz amaçlı COBRA-IV PC analizi yaparken, korun 1/6 ‘ini modellemeyi kabul edilebilir kılmıştır.

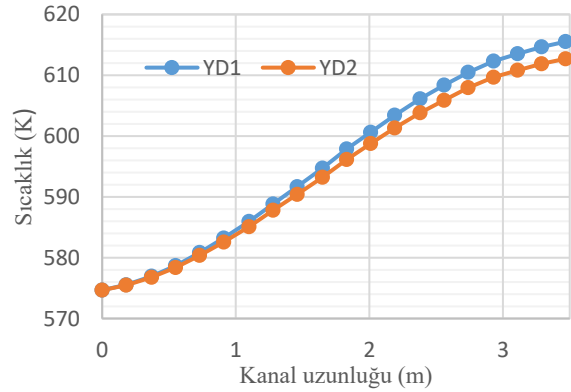


Şekil 8. Yakıt demeti 2 için bağıl güç yoğunluk değeri (relative power density value for fuel assembly 2)

### 3.2 Termal Analiz Sonuçları

COBRA-IV PC [18] nükleer termal analiz kodu, reaktör korunda kanallar arasında gerçekleşen ısı transferini ve buna bağlı olarak soğutucu akışkanın değişen termo-fiziksel özelliklerinin elde edilmesinde kullanılan bir koddur. Bu kod yardımıyla yakıt kanallarında hareket eden soğutucu akışkanın akış alanı üzerinden kanal boyunca kütleli akı değişimi, entalpi değişimi ve yakıt çubuklarında oluşan sıcaklık değerleri hesaplanabilmektedir. Soğutucu akışkanın hareketi boyunca değişkenlik gösteren termo-fiziksel karakteristikler kütleli korunumu, enerjinin korunumu ve momentumun korunumu denklemleri yardımıyla sürekli rejimde veya zamana bağlı olarak elde edilebilmektedir. Ayrıca COBRA-IV PC nükleer termal analiz kodu ‘implicit’ yani örtük metodu kullanarak yakıt çubukları üzerindeki sıcaklık değerlerini hesaplayabilmektedir. Bu çalışma kapsamında yapılan termal hesaplamalar sürekli rejim şartlarında gerçekleştirilmiştir.

MCNP5 nükleer kodu aracılığıyla yanma başlangıcında YD1 ve YD2 için elde edilen bağıl güç yoğunluk değerleri ve diğer reaktör verileri kullanılarak COBRA-IV PC termal analiz kodu için girdi dosyası hazırlanmış ve reaktör için önem arz eden soğutucu akışkan sıcaklığı, zarf sıcaklığı, yakıt merkez sıcaklığı ve benzeri değerler elde edilmiştir. Şekil 9’da iki farklı yakıt düzeni için en sıcak kanalda hareket eden soğutucu akışkanın sıcaklık değişimi görülmektedir.

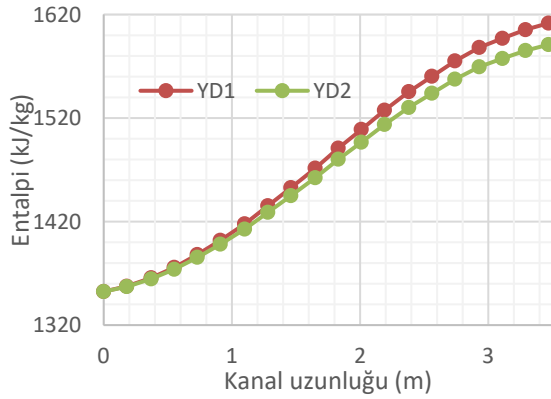


Şekil 9. YD1 ve YD2 için soğutucu sıcaklığının kanal boyu değişimi (Axial coolant temperature distribution for YD1 and YD2)

Şekil 9’dan da görüleceği üzere, soğutucu akışkanın kanal çıkışında ulaştığı maksimum sıcaklık değeri YD1 için 615,6 K ve YD2 için 612,7 K olarak belirlenmiştir. Termal analizler için önemli parametrelerden bir tanesi soğutucu sıcaklığında meydana gelen artış miktarıdır. Bu çalışma kapsamında incelenen YD1 ve YD2 yakıt düzeni için en sıcak kanalda hareket eden soğutucu akışkanın sıcaklığında meydana gelen artış miktarı sırasıyla 40,6 K ve 37,7 K olarak gözlemlenmiştir. Her ne kadar soğutucu

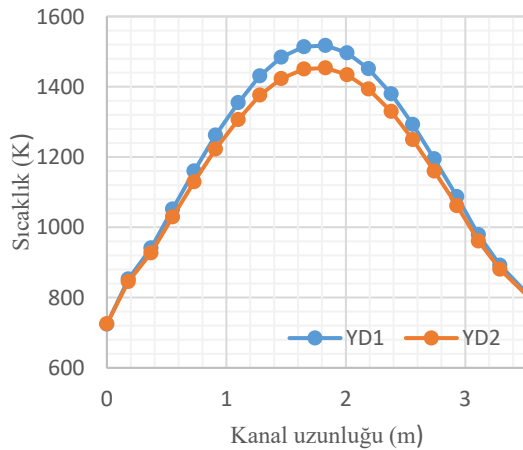


sıcaklığındaki artış miktarı kullanılan yakıt ve kor geometrisine bağlı olarak değişiklik gösterse de açık literatürdeki benzer çalışmalarda [11, 14] görülen sıcaklık artış değerleriyle uyumlu olduğu görülmüştür.

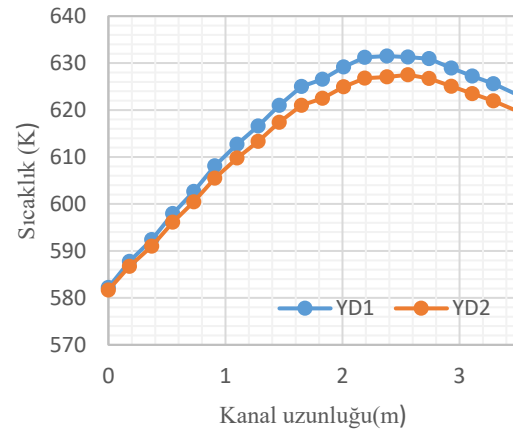


**Şekil 10.** YD1 ve YD2 için kanal boyu soğutucu entalpi değerinin değişimi (Axial coolant enthalpy distribution for YD1 and YD2)

Reaktörün güvenle işletilmesi için önem arz eden DNB (Departure from Nucleate Boiling) değeri yalnızca bağlı güç yoğunluğuna bağlı değildir aynı zamanda soğutucunun yerel entalpisine de bağlıdır. Ayrıca soğutucu akışkana aktarılan ısı enerjisi kJ/kg cinsinden akışkanın entalpisindeki değişim ile ölçülebilmektedir. Şekil 10'da ise en sıcak kanal boyunca soğutucu akışkanın entalpisinin değişimi görülmektedir. Kanal boyunca entalpinin ulaştığı maksimum değer YD1 için 1612 kJ/kg iken YD2 için 1591 kJ/kg olarak belirlenmiştir.



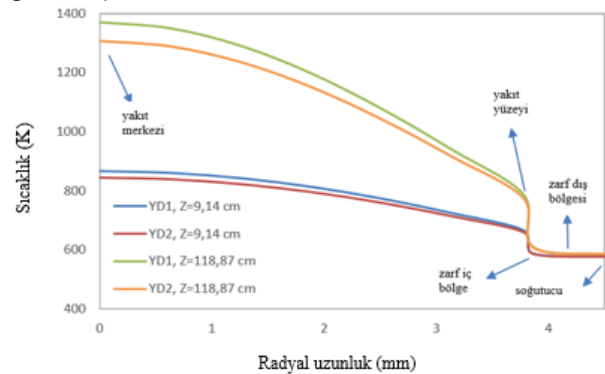
(a)

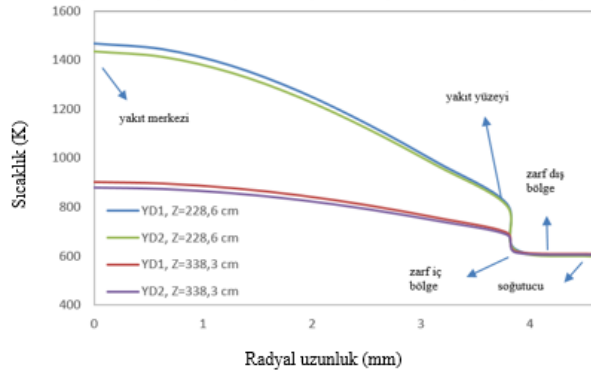


(b)

**Şekil 11.** YD1 ve YD2 için en sıcak kanaldaki yakıt çubuğunda kanal boyunca sıcaklık değişimi a) yakıt iç bölgesi, b) zarf dış bölgesi (Axial temperature distribution in fuel rod at hot channel for YD1 and YD2 (a) Fuel inner surface, (b) Clad outside)

Şekil 11'de yakıt ve zarf bölgeleri için sıcaklık değişimleri verilmiştir. Yakıt merkezindeki maksimum sıcaklık YD1 için 1517 K, YD2 için 1453 K olarak belirlenmiştir. Zarfın dış bölge maksimum sıcaklığı ise YD1 için 621,3 K ve YD2 için ise 618 K olarak elde edilmiştir. Bu çalışma kapsamında incelenen reaktörün nihai güvenlik analizi raporunda (FSAR) [14] yakıt içerisinde görülebilecek sıcaklığın 2156,5 K ve zarfın dış bölgesinin sıcaklığının da 625,15 K değerini geçmemesi gerektiği belirtilmiştir. Bu çalışmada elde edilen değerlerin bu kriteri sağladığı söylenebilmektedir. Ayrıca benzer diğer çalışmalarla karşılaştırıldığında [13, 14], yakıt ve zarf bölgelerindeki sıcaklık değerlerinin kanal boyunca benzer bir değişim eğilimi gösterdikleri görülmüştür.





**Şekil 12.** YD1 ve YD2 için en sıcak kanalda yakıt sıcaklığı değişimi (Radial temperature distribution in fuel rod at hot channel for YD1 and YD2)

En sıcak yakıt çubuğunun dört farklı kanal seviyelerinde gerçekleşen radyal sıcaklık dağılımı COBRA-IV PC kodu ile belirlenmiş ve Şekil 12’de gösterilmiştir. Belirlenen sıcaklık değerleri, her ne kadar kullanılan yakıt türü ve dizilimiyle değişiklik gösterse de sıcaklık değerlerindeki değişimi ve dağılım eğilimi [Ref. 22]’de yapılan çalışma ile uygunluk göstermektedir.

#### 4. SONUÇLAR (CONCLUSIONS)

Yapılan bu çalışmada, altıgen kor yapısına sahip VVER-1000 nükleer güç reaktöründe iki farklı yakıt demeti modellemesinin nötronik performans etkisi MCNP5 programı ve ENDF/B-VI nükleer veri kütüphanesi kullanılarak incelenmiştir. Her bir yakıt düzeninde yer alan farklı yakıtlar için etkin kritiklik değeri ve bağlı güç yoğunluk dağılımları hesaplanmış ve elde edilen sonuçlar literatürde verilen sonuçlar ile karşılaştırılmıştır. YD1 yakıt düzeninde etkin çoğaltma faktörü yaklaşık 780 gün 1’in üzerinde kalabildiği ve buna bağlı olarak yanma değerinin yaklaşık 29 MWd/ kgU’ya ulaştığı gözlenmiştir. YD2 yakıt düzende ise reaktörün 720 gün boyunca kritik olarak kaldığı ve yaklaşık 26,3 MWd/ kgU yanma oranına ulaştığı belirlenmiştir. Bu çalışma ile elde edilen sonuçların, literatürde verilen sonuçlarla benzerlik gösterdiği ve uyum sağladığı görülmüştür.

Bağlı güç yoğunluğu değerleri ile reaktörün diğer termal ve yapısal özellik değerleri ile hazırlanan COBRA-IV PC termal analiz kodu sonucu, reaktöre ait ve reaktörün çalışmasında önem arz eden termal değerler elde edilmiştir. Bu değerlerden en önemlilerinden biri olan yakıt merkezindeki maksimum sıcaklık değeri YD1 için 1517 K, YD2 için 1453 K olarak belirlenmiştir. Ayrıca yakıt bütünlüğünü sağlayan zarf malzemesinin dış bölgesinde gözlemlenen maksimum sıcaklığı ise YD1 için 621,3 K ve YD2 için 618 K olarak elde edilmiştir. Ayrıca soğutucu akışkanının en sıcak kanalın çıkışında ulaştığı maksimum sıcaklık değeri YD1 için 615,6 K iken YD2 için 612,7 K olarak hesaplanmıştır. VVER-1000

yakıt demetinin iki farklı yakıt düzeni için yapılan nötronik ve termal modellemelerden elde edilen sonuçların açık literatürle uyum sağladığı görülmüş ve yapılan modellemelerin gelecek çalışmalarda esas teşkil edebileceği sonucuna varılmıştır.

#### ETİK STANDARTLARIN BEYANI (DECLARATION OF ETHICAL STANDARDS)

Bu makalenin yazar(lar)ı çalışmalarında kullandıkları materyal ve yöntemlerin etik kurul izni ve/veya yasal-özel bir izin gerektirmediğini beyan ederler.

#### YAZARLARIN KATKILARI (AUTHORS’ CONTRIBUTIONS)

**Sinem UZUN:** Analizleri yapmış ve sonuçlarını yorumlamıştır.

**Yasin GENÇ:** Analizleri yapmış ve sonuçlarını yorumlamıştır.

**Adem ACIR:** Makalenin yazım işlemini gerçekleştirmiştir.

#### ÇIKAR ÇATIŞMASI (CONFLICT OF INTEREST)

Bu çalışmada herhangi bir çıkar çatışması yoktur.

#### KAYNAKLAR (REFERENCES)

- [1] Khan, S. A., Jagannathan, V., Kannan, U., Mathur, A.,” Study of VVER-1000 OECD LEU and MOX Computational Benchmark with VISWAM Code System”, *Nuclear Energy and Technology* 2, 312–334, (2016).
- [2] Lazarenko, A., Kalugin, M., Bychkov, S., “Benchmark Calculations for VVER-1000 Fuel Assemblies Using Uranium or MOX Fuel” *Institute of Energy and Nuclear Research*, [www.ipen.br/biblioteca/cd/physor/2000/physor/144.pdf](http://www.ipen.br/biblioteca/cd/physor/2000/physor/144.pdf)
- [3] Thilagam, L., Sunny, S. C., Jagannathan, V., Subbaiah, K. V., “A VVER-1000 LEU and MOX assembly computational benchmark analysis using the lattice burnup code EXCEL”, *Annals of Nuclear Energy*, 36(4): 505–519, (2009).
- [4] Heba K. Louis, Esmat Amin,” The Effect of Burnup on Reactivity for VVER-1000 with MOXGD and UGD Fuel Assemblies Using MCNPX Code”, *Journal of Nuclear and Particle Physics*, 6(3): 61-71, (2016).
- [5] Mercatali, L., Venturini, A., Daeubler, M., Sanchez, V. H., “SCALE and SERPENT solutions of the OECD VVER-1000 LEU and MOX burnup computational benchmark” *Annals of Nuclear Energy*, 83: 328–341, (2015).
- [6] Dwidar, M. S., Badawi, A. A., Abou-Gabal, H. H., El-Osery, I. A.,” Investigation of different scenarios of thorium–uranium fuel distribution in the VVER-1200 first core”, *Annals of Nuclear Energy*, 85: 605–612, (2015).
- [7] Galahom, A. A.,” Reducing the plutonium stockpile around the world using a new design of VVER-1200 assembly”, *Annals of Nuclear Energy*, 119: 279–286, (2018).
- [8] Galahom, A. A.,” Minimization of the fission product waste by using thorium based fuel instead of uranium dioxide”, *Nuclear Engineering and Design*, 314: 165–172, (2017).

- [9] Genç, Y., Uzun, S., Acır, A. "VVER-1000 Nükleer Güç Reaktöründe Kritiklik ve Bağlı Güç Yoğunluk Dağılımının İncelenmesi". *Politeknik Dergisi*, 23(4): 1379-1385, (2020).
- [10] Faghihi, F., Mirvakili, S.M., Safaei, S., Bagheri, S., "Neutronics and sub-channel thermal-hydraulics analysis of the Iranian VVER-1000 fuel bundle", *Progress in Nuclear Energy* 87, 39-46, (2016).
- [11] Saadati, H., Hadad, K., Rabiee, A., "Safety margin and fuel cycle period enhancements of VVER-1000 nuclear reactor using water/silver nanofluid", *Nuclear Engineering and Technology*, 50, 639-647, (2018).
- [12] Nazari, T., Rabiee, A., Kazeminejad H., "Numerical investigation of the modal characteristics for a VVER-1000 fuel assembly", *Nuclear Engineering and Design*, 345, 1-6, (2019).
- [13] Nasr M. A., Zangian, M., Abbasi, M., Zolfaghari, A., "Neutronic and thermal-hydraulic aspects of loading pattern optimization during the first cycle of VVER-1000 reactor using Polar Bear Optimization method", *Annals of Nuclear Energy*, 33, 538-548, (2019).
- [14] Arshi, S. S., Mirvakili S. M., Faghihi, F. "Modified COBRA-EN Code to Investigate Thermal-Hydraulic Analysis of the Iranian VVER-1000 Core." *Progress in Nuclear Energy* 52(6): 589-595, (2010).
- [15] Trellue, H.R., 2003. MonteBurns 2.0, An Automated, Multi-Step Monte Carlo Burnup Code System, User's Manual Version 2.0, *Oak Ridge National Laboratory*, PSR-455, (2003).
- [16] Briesmeister J.F., A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, vol. II: User's Guide, LA-CP-03-0245, *Los Alamos National Laboratory*, (2005).
- [17] Ludwig, S., 2002. Revision to ORIGEN2 – Version 2.2, Computer Code, ORNL/TM-7175.
- [18] COBRA-IV PC: A Personal Computer Version of Cobra-IV-I For Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores, U.S. Department of Energy under Contract DE-AC06-76RLO 1830, B. Webb January 1988.
- [19] Katona, T. J., "Long-Term Operation of VVER Power Plants", *Nuclear Power – Deployment, Operation and Sustainability book, Intech*, (2011).
- [20] Dourougie, C., Emmett, M.B., Gehin, J. C., & Lillie, R. A. (Jul 1999). Analysis of Weapons-Grade MOX VVER-1000 Benchmarks with HELIOS and KENO (ORNL/TM--1999/78). United States
- [21] OECD NEA, A VVER-1000 LEU and MOX Assembly Computational Benchmark: Specification and Results, (2002).
- [22] Tabadar, Z., Aghajanpour, S., Jabbari, M., Khaleghi, M., M. Hashemi-Tilehnoee, "Thermal-hydraulic analysis of VVER-1000 residual heat removal system using RELAP5 code, an evaluation at the boundary of reactor repair mode, *Alexandria Engineering Journal*, 57(3): 1249-1259, (2018).