



Erciyes University Journal of the Institute of Science and Technology
Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Dergisi

ISSN 1012-2354

Cilt (Volume): 28, Sayı (Issue): 4, Temmuz/July-2012

<http://fbe.erciyes.edu.tr/>



Hızlandırıcı güdümlü toryum reaktöründe serpent monte carlo kodu kullanılarak yanma oranı hesaplamaları

Mehmet Emin KORKMAZ^a, Osman AĞAR^a, Mustafa YİĞİT^b

^aKaramanoğlu Mehmetbey Üniversitesi, Kamil Özdağ Fen Fakültesi, Karaman / Türkiye.

^bAksaray Üniversitesi, Fen Edebiyat Fakültesi, Aksaray / Türkiye.

ÖZET

Bu çalışma, Serpent Monte Carlo kodu kullanılarak Hızlandırıcı Güdümlü Toryum Reaktör'ünün (ADTR) yanma oranı (burnup) karakteristiğini elde etmek için yapılmıştır. Serpent Monte Carlo kodu reaktör örgü fizik hesaplamaları için optimize edilmiştir. ADTR modeli, merkezinde doğal kurşun-bizmut bir silindirik hedef, kor bölgesinde hegzagonal yapıda 90 yakıt demeti ve her demette 91 yakıt çubuğundan oluşmuştur. Sistemin merkezinde bulunan hedefin uzunluğu 60 cm ve yarıçapı 15 cm'dir. Yakıt çubuklarının dağılımı ²³²Th ve ²³³U'un bulunduğu iki tip yakıt malzemesinden oluşmaktadır. Hesaplamalarda ENDF/B-6.8, ENDF-7, JEF-2.2, JEFF-3.1 değerlendirilmiş nükleer datası ve yanma oranı hesaplamalarında "Chebyshev Rasyonel Yaklaşım Metodu" kullanılmıştır. Tasarlanan sistemde ortalama güç yoğunluğu ise 38.6E-3 kW/g'dır. Kullanılan farklı nükleer tesir kesiti kütüphaneleri arasındaki değişiklikler incelenmiş ve uyumlu olduğu görülmüştür. Bütün yanma oranı hesaplamaları 40 MW/kgU'a kadar 41 farklı basamakta yapılmıştır.

Anahtar Kelimeler:
Monte Carlo Yöntemi, Toryum, Yanma oranı, Kritikaltı reaktör

Burnup calculations for accelerator driven thorium reactor using serpent monte carlo code

ABSTRACT

In this work, a number of simulations have been performed in order to obtain neutronic and burnup characteristics of Accelerator Driven Thorium Reactor (ADTR) using Serpent Monte Carlo Code. This code is optimized for reactor lattice calculations. Center of ADTR model has a cylindrical natural Pb-Bi target, has 90 hexagonal structure fuel bundle in core and each bundle consist of 91 fuel pin. The length and radius of the target in the center of the system are 60 cm and 15 cm, respectively. The distribution of fuel rods consist of two types of fuel material with ²³²Th and ²³³U. The burnup calculations have been carried out using matrix exponential solution based on the Chebyshev Rational Approximation Method (CRAM) and the evaluated nuclear data used in the calculations was based on ENDF/B-6.8, ENDF-7, JEF-2.2, JEFF-3.1. The average power density is 38.6E-3 kW/g in designed system. Changes between the different nuclear cross section libraries were examined and observed to be compatible. All burnup calculations made up of 41 different steps up to 40 MW / kgU.

Key Words:
Monte Carlo Method, Thorium, Burnup, Subcritical Reactor

1. Giriş

Japonya'da Fukushima Daiichi nükleer reaktöründe 11 Mart 2011'de olan depremden sonra meydana gelen kazadan dolayı nükleer güç karşıtı görüşler artmıştır. Pek çok ülke nükleer enerji ile ilgili çalışmalarını tekrar gözden geçirme kararı almış, ya yeni nükleer reaktör yapımını iptal etmiş ya da bu sistemleri belli bir tarihten itibaren devre dışı bırakmayı tercih etmiştir [1]. Bu nedenlerden dolayı nükleer enerji üretim sistemlerinin güvenlik özelliklerinin daha fazla geliştirilmesi için tasarım aşamasında en uygun güvenlik felsefesinin seçilmesi ve bunun uygulaması gerekmektedir [2].

Güvenlik felsefesine sahip böyle bir sistem ilk olarak Carlo Rubbia ve arkadaşları tarafından "Enerji Yükseltici" olarak adlandırılan, kurşun bir hedefte üretilen hızlı nötronlar ve katı yakıt elemanlarıyla yüklenmiş kritikaltı bir hızlı reaktörün tüm özelliklerinin birleştirilmesi olarak önerilmiştir [3]. Hızlandırıcı Güdümlü Toryum Reaktör (ADTR), toryum tabanlı nükleer yakıt için özellikle en uygun nötron ekonomisi ve çalışma esnasında pasif güvenlik sağlayan dış nötron kaynağına sahip kritikaltı bir reaktördür. Bu tür bir sistemin etkin nötron çoğaltma faktörü (k_{eff}) değeri 0.95 ve 0.98 arasındadır [4]. Reaktör gücü ile hızlandırıcı akımının orantılı olarak değişmesi reaktör kazaları ile ilgili güvenlik sorunlarının üstesinden gelmek için reaktör kontrolünü kolaylaştırmaktır [5]. Bu sistemlerin tasarlanmasında ve nükleer reaktör uygulamaları için Monte Carlo metodu son zamanlarda önemli bir seçenek olmuştur [6]. Bu metod, yüksek enerji fiziğinde, radyasyon zırlaması, tıbbi görüntüleme ve petrol arama gibi uygulamalarda radyasyon transport problemlerini çözmek için kullanılır [7]. Nötron ile madde etkileşmelerinde Monte Carlo metodu kullanılarak dönüşüm çalışmalarında en uygun bilgi elde edilebilir. Monte Carlo metodunda genellikle kabul edilebilir düşük istatistiksel belirsizlikle sonuçları elde etmek için saatlerce ya da günlerce bilgisayar zamanı tüketen ve milyonlarca parçacık izlenmesini simüle etmek gerekir [8].

2. Serpent Kodu

Finlandiya Teknik Araştırma Merkez'inde geliştirilen Serpent Monte Carlo kodu, standart ANSI C dilinde yazıldı ve temel olarak Linux işletim sisteminde geliştirildi. Özellikle reaktör yakıt çubuğu uygulamaları için kullanılmaktadır [9]. Serpent kodu, geleneksel reaktör örgü fiziği uygulamalarında sürekli enerji Monte Carlo metodunun kullanılması için geliştirilmiştir [10]. Kod içerisinde radyoaktif bozunma ve nötronların neden olduğu reaksiyonlar tarafından materyal kompozisyonundaki değişiklikleri açıklayan Bateman denklemlerinin çözümü için bir iç hesaplama rutini bulunmaktadır [11].

3. Üstel Matris Yöntemi ve Yanma Oranı Hesaplanması

Bir reaktörde fisyon yapabilen (fisil) materyallerin izotropik dağılımı sistemin nötronik karakterini belirler ve materyal kompozisyonundaki değişiklikler tüm reaktör fizik hesaplamalarında dikkate alınmalıdır. Reaktörde yakıt içerisindeki fisil malzemenin ne kadarının kullanılabileceğini veya yakıtın ne zaman reaktörden çıkartılması gerektiğini belirleyen karakteristik büyüklüğe "yanma oranı" (burnup) adı verilir. Yanma oranı hesaplamasının temelini fisil çekirdeklerin konsantrasyonundaki değişikliklerin tanımlandığı birinci dereceden diferansiyel denklem

sisteminin çözümü oluşturmaktadır [12]. Yanma oranı hesaplamalarında belli bir bölgede ya da nükleer yakıtın bulunduğu yerdeki mevcut çekirdek dönüşümü $\mathbf{N}(t)$ çekirdek yoğunluk vektörü ve \mathbf{M} dönüşüm matrisi olmak üzere aşağıdaki gibi birinci dereceden bir denklem sistemi tarafından gösterilir.

$$\frac{d}{dt}\mathbf{N}(t) = \mathbf{M}(\phi, \sigma, \lambda)\mathbf{N}(t) \quad (1)$$

\mathbf{M} dönüşüm matrisi ise ; $\mathbf{M}(\phi, \sigma, \lambda) = \langle \phi(r, E, t) T(\sigma) \rangle_E + D(\lambda)$ dir. Sırasıyla $T(\sigma)$ ve $D(\lambda)$ tesir kesitini ve bozunum matrisidir. $\langle \rangle_E$ ifadesi enerji üzerinden integralin alındığını göstermektedir. Yanma oranı hesaplamalarında kullanılan dönüşüm matrisinin üstel ifadesi N_0 başlangıçtaki çekirdek yoğunluk vektörü olmak üzere aşağıdaki denklem (2) gibi elde edilir [13].

$$\mathbf{N}(t) = e^{t\mathbf{M}}\mathbf{N}_0 \quad (2)$$

Bu ifadenin çözümünde üstel matris notasyonunun açılımı önemli rol oynamaktadır. Üstel bir ifadenin Taylor serisine açılımı aşağıdaki denklem (3)'de görülmektedir.

$$e^{t\mathbf{M}} = \sum_{n=0}^{\infty} \frac{1}{n!} (t\mathbf{M})^n \quad (3)$$

Bu çalışmada burnup hesaplamalarında Chebyshev rasyonel yaklaşım metodu (CRAM) kullanılmıştır. Bu metod, \mathbf{M} dönüşüm matrisinin özdeğerlerinin negatif reel eksen etrafında kümelenmiş gibi görüldüğü gözlemine dayalı yeni bir matris üstel yöntemdir. Üstel fonksiyonun $(-\infty, 0]$ aralığı için Chebyshev rasyonel yaklaşım metodu kullanılarak çözümü sağlanabilir. Ortaya çıkan rasyonel fonksiyon, sayısal belirsizliği önlemek için daha sonra bir kutup biçiminde ayrıştırılır. Chebyshev yaklaşımında, pay ve payda dereceleri eşit ve çift seçildiğinde reel değerli değişkenler için kutupların konjuge çiftleri ve imajiner kısımları iptal edilir. Böylece (k, k) dereceli yaklaşım için aşağıdaki denklem (4) ifadesi elde edilir. P_k ve Q_k k 'nci dereceden polinomlardır. Negatif reel eksen üzerinde üstel fonksiyonda mutlak sapmayı minimize etmek için seçilmiş olan katsayılardan a_0 sonsuza yaklaşımda sınır değeri, a_i ve θ_i sırasıyla rezidüler ve kutuplardır.

$$\frac{P_k(z)}{Q_k(z)} = a_0 + \sum_{i=1}^k \frac{a_i}{z + \theta_i} = a_0 + 2\text{Re} \left[\sum_{i=1}^{\frac{k}{2}} \frac{a_i}{z + \theta_i} \right] \quad (4)$$

$$\mathbf{N}(t) \approx a_0 \mathbf{N}_0 + 2\text{Re} \left[\sum_{i=1}^{k/2} a_i (t\mathbf{M} + \theta_i \mathbf{I})^{-1} \right] \mathbf{N}_0 \quad (5)$$

3. ADTR Modeli

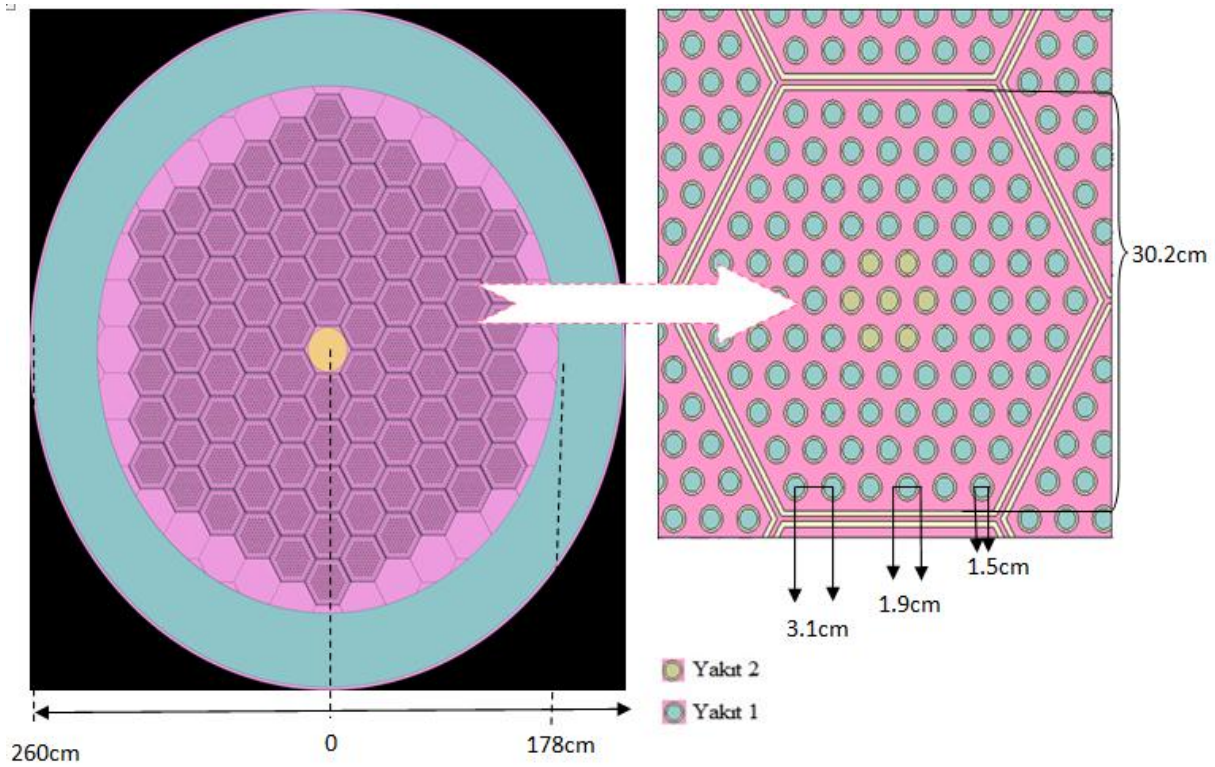
Serpent kodu kullanılarak tasarlanan 3 boyutlu ADTR modelinde hesaplamalar yapılmıştır. Sistemin kritikaltı olması ve yakıt materyal izotop dağılımı için geometrik özellikleri belirlenmiştir. Reaktörün merkezinde bulunan silindirik kurşun-bizmut malzemesinden yapılmış hedef etrafında yakıt demetleri bulunmaktadır.

Altıgen örgü yapısına yerleştirilmiş 260 cm uzunluğundaki yakıt çubuklarının etrafı ve kor bölgesinde soğutucu olarak sodyum soğutucu bulunmaktadır. Yakıt çubuğunun zarf malzemesi çeliktir. Kor bölgesinin dışında ise silindirik çevreleyen bölgede sırasıyla yansıtıcı ve zırh malzemesi yerleştirilmiştir. Tablo 1’de modelin geometrisini genel özellikleri verilmiştir. Yakıt çubuklarının dağılımı ^{232}Th ve ^{233}U ’ün bulunduğu iki tip yakıt malzemesinden oluşmaktadır.

Yakıt dağılımında ^{232}Th ’nin bulunduğu birinci tip (yakıt 1) yakıt çubuğu, yakıt dağılımında ^{233}U ’ün bulunduğu ikinci tip (yakıt 2) yakıt çubuğunun etrafındadır. Her yakıt demetinin merkezinde 7 adet yakıt 2 ve etrafında 84 adet yakıt 1 vardır. Kor bölgesinde 90 yakıt demeti ve her yakıt demetinde toplam 91 adet yakıt çubuğu Şekil 1’deki gibi yerleştirilmiştir. Tablo 2’de ise ADTR’nin izotop dağılımı ve yoğunluğu verilmiştir.

Tablo 1. ADTR modelini genel özellikleri

Her Demetteki Çubuk Sayısı	91 adet
Yakıt Demeti Sayısı	90 adet
Toplam Yakıt Çubuğu Sayısı	8190 adet
Yakıt çubuğu uzunluğu ve yarıçapı	260 cm – 0,75 cm
Hedef uzunluğu ve yarıçapı	60 cm – 15 cm
En dış silindir yüksekliği ve yarıçapı	460 cm – 230 cm



Şekil 1. ADTR sisteminde yerleştirilen yakıt çubuklarının dağılımı ve boyutları.

Tablo 2. ADTR sistemini oluşturan materyallerin özellikleri

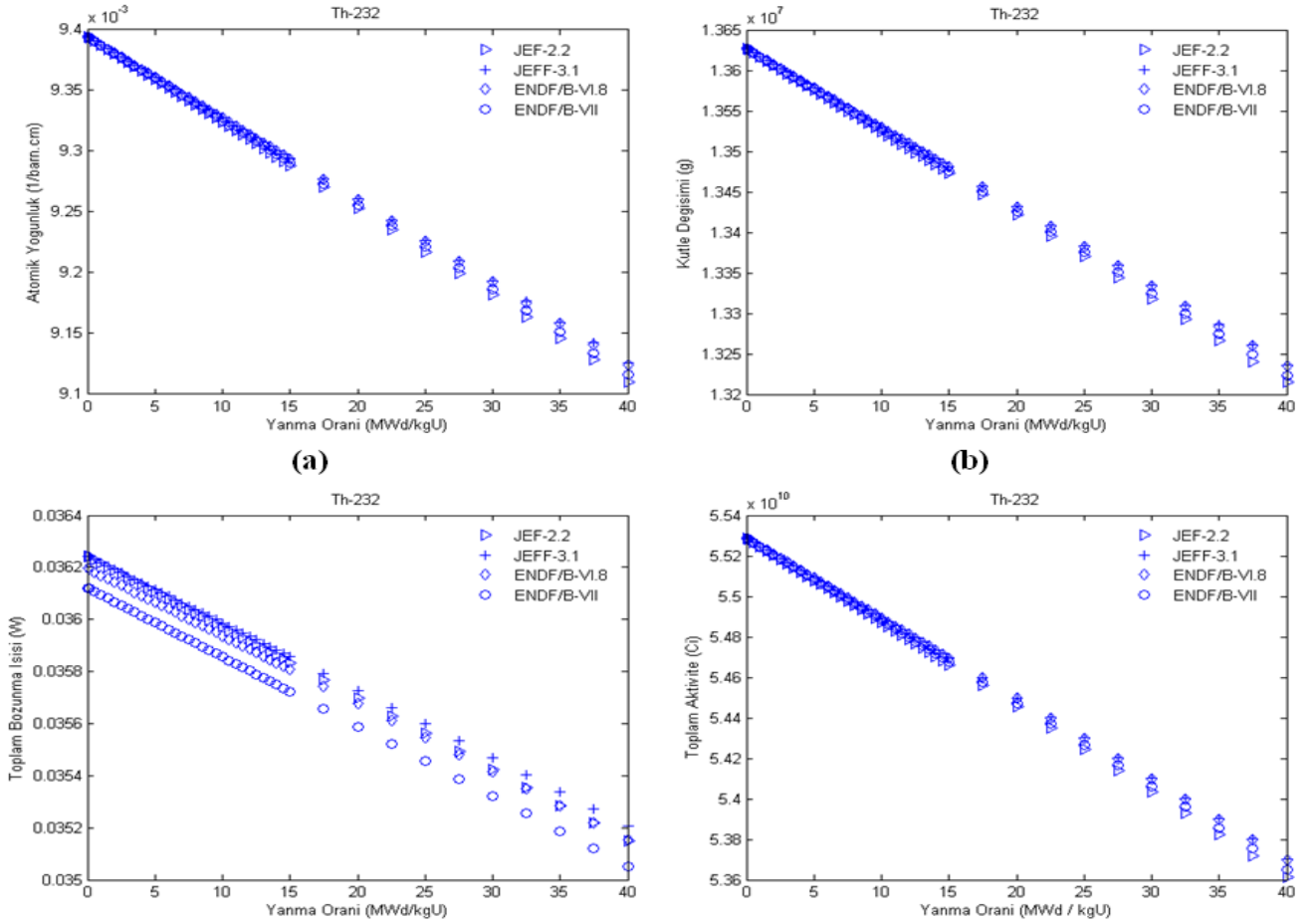
Materyal İzotopları	Yoğunluk (g/cm ³)
Yakıt 1 ^{232}Th ; $^{237,238,239}\text{U}$; $^{235,236,237,238,239}\text{Np}$; $^{239,240,241,242,243,244}\text{Pu}$; $^{241,242,243}\text{Cm}$; ^{135}Xe ; ^{149}Sm ; ^{106}Pd ; ^{92}Zr	10,4
Yakıt 2 ^{233}U ; $^{237,238,239}\text{U}$; $^{235,236,237,238,239}\text{Np}$; $^{239,240,241,242,243,244}\text{Pu}$; $^{241,242,243}\text{Cm}$; ^{135}Xe ; ^{149}Sm ; ^{106}Pd ; ^{92}Zr	10,457
Soğutucu ^{23}Na	0,968
Hedef $^{206,207,208}\text{Pb}$; ^{209}Bi	9,8
Zırh ^{12}C ; $^{10,11}\text{B}$	2,52
Çelik ^{12}C ; ^{27}Al ; $^{28,29,30}\text{Si}$; ^{31}P ; ^{32}S ; ^{51}V ; $^{50,52,53,54}\text{Cr}$; ^{55}Mn ; $^{54,56,57,58}\text{Fe}$; $^{63,65}\text{Cu}$; ^{96}Mo ; $^{182,183,184,186}\text{W}$	6,5

5. Hesaplamalar

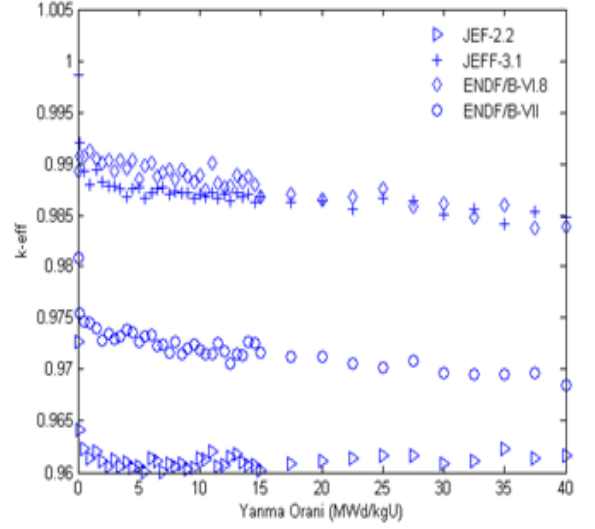
Serpent kodu kullanılarak Hızlandırıcı Gdümlü Toryum Reaktör'ünün üç boyutlu kor tasarımı yapılmıştır. Kod içindeki hesaplamalarda Monte Carlo yöntemi kullanılmaktadır ve bu yöntem işlem ağırlıklı hesaplama tekniğidir. Ham işlem gücü, genel hesaplama süresini doğrudan etkiler. Dolayısıyla bilgisayarın işlem gücünün yüksek olması hesaplama süresini azaltır. Bu çalışmada, 12 GB belleğe sahip bir iş istasyonu kullanılmıştır. Hesaplamalarda ENDF/B-6.8, ENDF-7, JEF-2.2, JEFF-3.1 değerlendirilmiş nükleer datası ve yanma oranı hesaplamalarında "Chebyshev Rasyonel Yaklaşım Metodu" seçilmiştir. Tasarlanan sistemde ortalama güç yoğunluğu ise $38.6E-3$ kW/g'dır. Yapılan hesaplamalarda $25E+05$ kaynak nötronu izlenmiştir. Bütün yanma oranı hesaplamaları 0.1 MW/kgU'dan başlayarak 40 MW/kgU'a kadar 41 farklı basamakta yapılmıştır. Yanma oranına karşılık gelen yakıtın reaktörde kaldığı toplam süre $1.03627E+03$ gündür. ADTR kor sistemine yüklenen yakıt 1 ve yakıt 2'nin altıgen örgüdeki dağılımı kritikliği etkilemektedir. Farklı kütüphanelere göre kritiklik hesabı sonucunda sistemin kritikaltı olduğu ve değerlerin 0.96 ile 1 arasında değiştiği Şekil 2'de görülmektedir. Kritikliğin yanma oranı adımlarına göre ENDF/B-6.8 ve JEFF-3.1 için 0.99, ENDF/B-7 için 0.97 ve JEF-2.2 için 0.96 civarında olduğu hesaplanmıştır.

5.1. Th-232 ve U-233'ün Yanma Oranı Hesaplamaları

Hızlandırıcı Gdümlü Toryum Reaktör'ünde yakıt 1 içine yerleştirilen Th-232 için farklı yanma oranlarına göre hesaplamalar yapılmıştır.



Şekil 3. Tüm sistemde Th-232'nin Yanma oranlarının (a) Atomik yoğunluk değişimine, (b) Kütle Değişimine, (c) Ortaya çıkan Toplam Bozunma Isısına ve (d) Aktivite değişimine göre sonuçları.

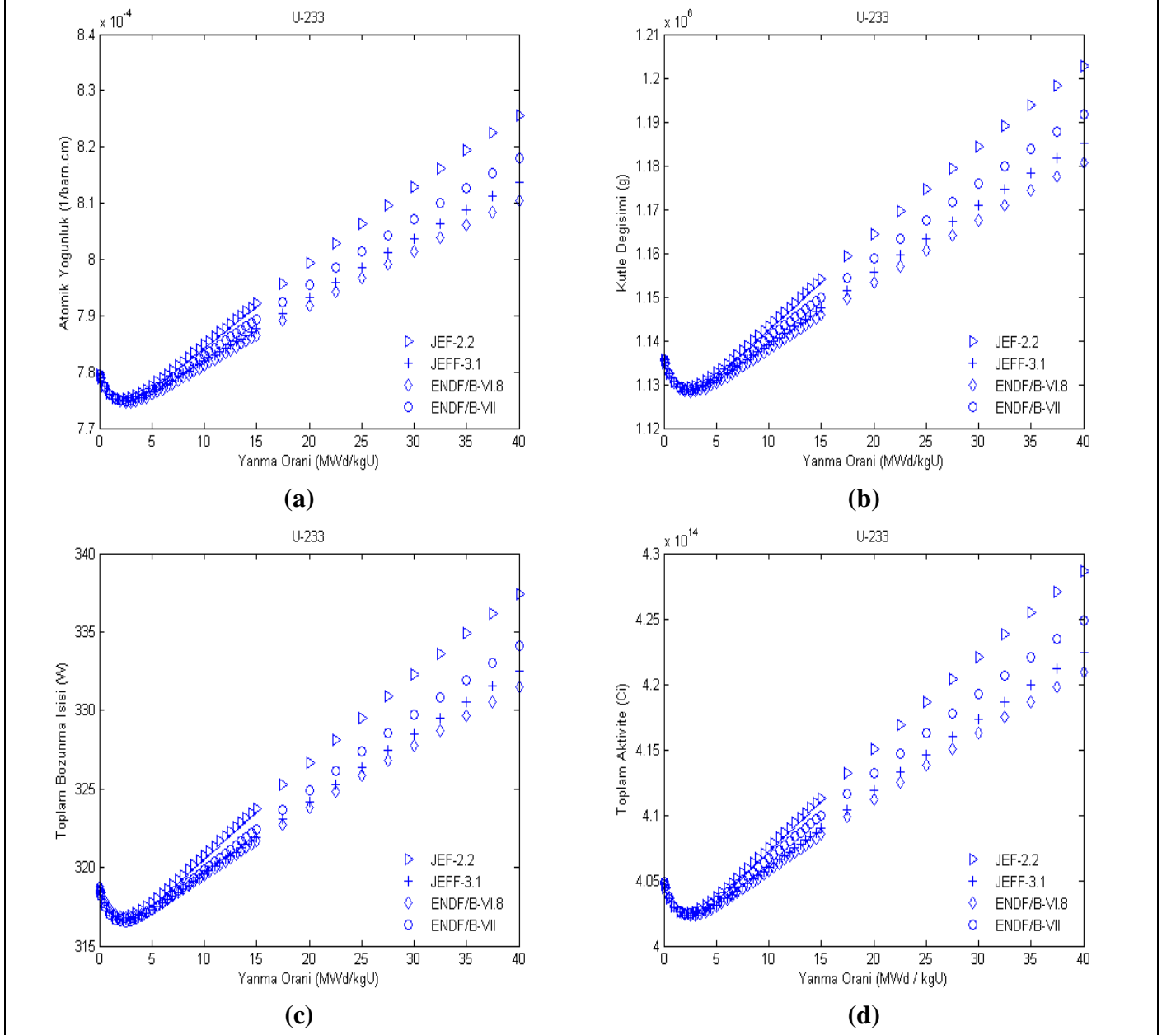


Şekil 2. Yanma oranına göre kritikliğin değişimi.

Bu hesaplamalarda kullanılan değerlendirilmiş nükleer datalara göre Th-232'nin yanma oranlarının değişimi incelenmiştir. Sonuçlar Şekil 3'de görülmektedir. Bu sonuçlar incelendiğinde atomik yoğunluk değişiminin kütle değişimiyle orantılı olarak azaldığını görülmüştür. Bu durumun nedeni ise tüm sistemde Th-232'nin nötronlarla reaksiyonu sonucunda U-233'e dönüşerek azalmasıdır. Th-232'nin ortaya çıkan toplam bozunma ısısı ve aktivitesi de azalmaktadır.

Ayrıca yakıt 2 içine yerleştirilen U-233 için farklı yanma oranlarına göre hesaplamalar yapılmıştır. Çıkan sonuçlar Şekil 4'de görülmektedir. Buna göre yaklaşık 2.5 MWd/kgU yanma oranına kadar U-233'ün fisyon ile tüketimi gerçekleşirken bu dönüm noktasından sonra değerler artmıştır.

Tüm sistemde nötron reaksiyonları ile Th-232'den meydana gelen U-233'ün atomik yoğunluğu ve kütlesi artmıştır. Bu değerlere paralel olarak toplam bozunma ısısı ve aktivitesi de artmıştır.



Şekil 4. Tüm sistemde U-233'ün Yanma oranlarının (a) Atomik yoğunluk değişimine, (b) Kütle Değişimine, (c) Ortaya çıkan Toplam Bozunma Isısına ve (d) Aktivite değişimine göre sonuçları.

6. Sonuç ve Yorum

Bu çalışmanın temel amacı, kritikaltı çalışan Hızlandırıcı Güdümlü Toryum Reaktör'ünde Th-232'nin nükleer yanma oranı hesaplamaları yapmaktır. Çalışmada kullanılan Serpent kodu ile ADTR sisteminin modellenmesi yapılarak bu sistemin verimi incelenmiştir. Hesaplama sonuçlarına göre Th-232'nin başlangıç kütlesine göre yaklaşık 42E+07 g azaldığı bulunmuştur. U-233'ün ise başlangıç kütlesine göre 67E+06 g arttığı görülmüştür. Kullanılan farklı nükleer tesir kesiti kütüphaneleri arasındaki değişiklikler incelenmiş ve uyumlu olduğu görülmüştür.

Açıklama:

Bu çalışma Karamanoğlu Mehmetbey Bilimsel Araştırma Programı 20-M-11 no'lu proje tarafından desteklenmiştir.

Kaynaklar

1. A World Energy Outlook 2011, ISBN: 978 92 64 12413 4, OECD/IEA, International Energy Agency, France, 2011.
2. Maschek, W., et al., Safety and design concepts of the 400 MW_{th}-class EFIT accelerator driven transmuter and considerations for further developments, 14th International Conference on Emerging Nuclear Systems (ICENES 2009), Energy Conversion and Management 51, 1764-1773, 2010.
3. Rubbia, C., et al., Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier, European Organization for Nuclear Research, CERN/AT/95-44, 29 Sep 1995.
4. Salvatores, M., et al., The potential of accelerator-driven systems for transmutation or power production using thorium or uranium fuel cycles, Nuclear Science and Engineering 126 (3), 333-340, 1997.
5. Bowman, C. D., Accelerator-Driven Systems in Nuclear Energy: Role and Technical Approach Report. Accelerator-Driven Neutron Application, ADNA/97-013. Oct.14, 1997.
6. Berglöf, C. et al., System and safety studies of accelerator driven systems and generation IV reactors for transmutation of minor actinides, Annual report 2009, R-10-24, 2010.
7. Landau, D. P., Binder, K., A Guide to Monte Carlo Simulations in Statistical Physics, p 54, Cambridge University Press, 2000.
8. Brown, F.B., Sutton, T. M., Monte Carlo Fundamentals, KAPL-4823, (DOE/TIC-4500-R75), Knolls Atomic Power Laboratory, Schenectady, New York, February 1996.
9. Zhang, Y., et al., Transmutation of americium in a medium size sodium cooled fast reactor design, Annals of Nuclear Energy 37, 629-638, 2010.
10. Owen, H., et al., Steady-state neutronic analysis of converting the UK CONSORT reactor for ADS Experiments, Annals of Nuclear Energy 38, 2653-2660, 2011.
11. Leppänen, J., PSG2 / Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, User's Manual, 104, VTT Technical Research Centre of Finland, June 16, 2011.
12. Pusa, M., Leppanen, J., Computing the Matrix Exponential in Burnup Calculations, Nuclear Science and Engineering, 164, 140-150, 2010.
13. Oh, H., Yang, W.S., Comparison of Matrix Exponential Methods for Fuel Burnup Calculations, Journal of the Korean Nuclear Society, 31, 172-181, 1997.
14. Isotalo, A.E., Aarnio, P.A., Comparison of depletion algorithms for large systems of nuclides, Annals of Nuclear Energy, 38, 261-268, 2011.