



Bor karbür-silisyum karbür kompozit malzemelerin nötron zayıflatma özelliklerinin MCNP6 simülasyonu ile incelenmesi

Bülent Büyük^{1,2}, Mehmet Murat Yaşar³, Nuri Yorulmaz⁴, Miraç Kamışlıoğlu^{1,2,5,*}

¹Bandırma Onyedli Eylül Üniversitesi, Mühendislik ve Doğa Bilimleri Fakültesi, Mühendislik Temel Bilimleri Bölümü, Balıkesir, 10200, Türkiye

²Bor Teknolojileri Araştırma ve Uygulama Merkezi, Bandırma Onyedli Eylül Üniversitesi, Balıkesir, 10200, Türkiye

³Harran Üniversitesi, Sağlık Hizmetleri Meslek Yüksekokulu, Tıbbi Hizmetler ve Teknikler Bölümü, Şanlıurfa, 63000, Türkiye

⁴Harran Üniversitesi, Fen Fakültesi, Fizik Bölümü, Şanlıurfa, 63000, Türkiye

⁵Bandırma Onyedli Eylül Üniversitesi, Sağlık Hizmetleri Meslek Yüksekokulu, Tıbbi Hizmetler ve Teknikler Bölümü, Balıkesir, 10200, Türkiye

MAKALE BİLGİSİ

Makale Geçmişi:

İlk gönderi 18 Mart 2023

Kabul 16 Temmuz 2023

Online 30 Eylül 2023

Araştırma Makalesi

DOI: 10.30728/boron.1267320

Anahtar kelimeler:

B₄C kompozitleri

MCNP6

Nötron radyasyonu

TRIGA Mark-II araştırma reaktörü

ÖZET

Nükleer teknoloji, nanoteknoloji ve uzay teknolojisi gibi kritik alanlarda kullanılan bor karbür-silisyum karbür kompozit malzemelerinin makroskobik nötron tesir kesitleri, MCNP6 programı kullanılarak hesaplanmıştır. Nötronların madde ile etkileşimi, özellikle nötron enerjisine ve koruyucu malzemenin yoğunluğuna bağlıdır. Bu çalışmada, farklı oranlarda B₄C ve SiC bileşenleri kullanılarak oluşturulan 100B₄C, 80B₄C20SiC, 70B₄C30SiC ve 60B₄C40SiC kodlu 4 farklı B₄C-SiC içerikli kompozit kullanılmıştır. İTÜ TRIGA Mark-II nükleer reaktöründe Nötron Howitzer (Pu-Be) sayım sistemi kullanılarak elde edilmiş olan deneysel nötron sonuçları Monte Carlo simülasyonları ile karşılaştırılmıştır. Bu karşılaştırma, kompozit malzemelerin nötron zayıflatma özelliklerini deneysel ve teorik sonuçların birlikte değerlendirilmesini sağlamıştır. En yüksek nötron radyasyon zayıflatma özelliğine sahip olan kompozitlerin sırasıyla 100B₄C>80B₄C20SiC>70B₄C30SiC>60B₄C40SiC olacak şekilde belirlenmiştir. Ayrıca, nötronların toplam makroskobik tesir kesitleri \sum_{tot} (cm⁻¹), elementlerin kütleli ayırma tesir kesiti değerleri ($\sum_{tot/p}$) (cm²g⁻¹), teorik olarak da hesaplanmış ve aradaki fark belirlenmiştir.

Investigation of neutron attenuation properties of boron carbide-silicon carbide composite materials by MCNP6 simulation

ARTICLE INFO

Article history:

Received March 18, 2023

Accepted July 16, 2023

Available online September 30, 2023

Research Article

DOI: 10.30728/boron.1267320

Keywords:

B₄C composites

MCNP6

Neutron radiation

TRIGA Mark-II react

ABSTRACT

The macroscopic neutron cross-sections of boron carbide-silicon carbide composite materials used in critical fields such as nuclear technology, nanotechnology and space technology were calculated using the MCNP6 program. The interaction of neutrons with matter depends especially on the neutron energy and the density of the shielding material. In this study, neutron intensities of 4 different B₄C-SiC composites which were coded as 100B₄C, 80B₄C20SiC, 70B₄C30SiC and 60B₄C40SiC. Experimental neutron results obtained using Neutron Howitzer (Pu-Be) counting system in ITU TRIGA Mark-II nuclear reactor were compared with Monte Carlo simulations. Neutron attenuation properties of the samples were evaluated by using theoretical obtained results and compared with the experimental results in the literature. Composites with the highest neutron radiation shielding were found to be 100B₄C>80B₄C20SiC>70B₄C30SiC>60B₄C40SiC, respectively. In addition, the total macroscopic cross-sections of neutrons \sum_{tot} (cm⁻¹), were calculated theoretically using the mass separation cross-section values of the elements ($\sum_{tot/p}$) (cm²g⁻¹), and the difference was determined.

1. Giriş (Introduction)

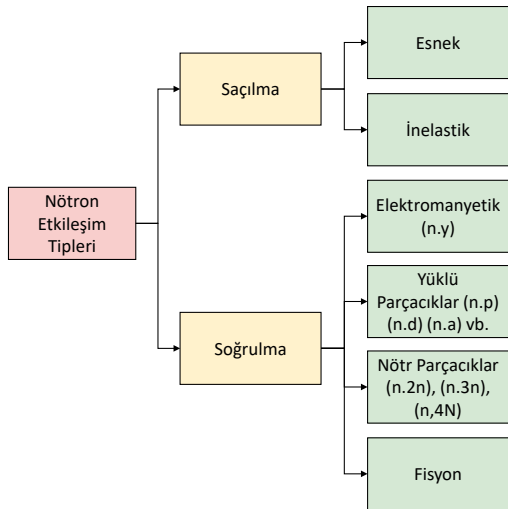
Nötronlar nötr yüke sahip oldukları için madde ile etkileşime girmesi açısından gama ve x-ışınlarından ayrılırlar. Başta nükleer reaktörlerin kontrol çubukları

olmak üzere, nükleer malzemelerin taşınması ve saklanması, nötron dedektörleri, nötrografi ve termal nötron zırh malzemeleri gibi birçok nükleer uygulamada nötron absorpsiyonu amacıyla bor, kadmiyum ve selenyum vb. içeren malzemeler kullanılmaktadır [1].

*Corresponding author: mkamislioglu@bandirma.edu.tr

Nötronlar, özellikle nötron yakalama tedavisi (BNCT), nötron görüntüleme, elemental analiz ve nükleer teknoloji gibi birçok ileri uygulamada kullanılmaktadırlar. Nötron radyasyonunun vücut dokuları da dâhil olmak üzere karşılaştığı çoğu maddede radyoaktiviteyi indüklemeye yeteneğidir (nötron aktivasyonudur) bir diğer önemli özelliğidir. Nötronlar ya hücrelerin işlevlerinin değişmesine ya da çoğalmasının tamamen durmasına neden olarak zamanla vücutta hasara neden olabilirler. Gözün korneası gibi yumuşak dokulara daha fazla zarar verirler. Özellikle, olası DNA zararları da göz önünde bulundurulduğunda nötron radyasyonunun etkilerinden kurtulmak için zırhlama yapılması gerekliliği kaçınılmazdır [2].

Radyasyonun zararlı etkilerinden korunmanın en temel unsurlarından bir tanesi zırhlamadır. Zırhlama radyasyonun türüne ve enerjisine göre farklılıklar göstermektedir. Gama ışınları, alfa ve betalara göre daha girici özelliklere sahip olan nötronlar, yüksek yoğunluklu malzemeler kullanılarak zayıflatılmaktadırlar. Nötronun madde ile etkileşim türleri Şekil 1'de verilmiştir [3]. Nötronların ağırlık faktörünün oldukça yüksek olmasından dolayı, moderatör veya zırhlama görevi gören yapılar için nötron radyasyon zırhlaması oldukça önemlidir. Ayrıca nötron zırhlamasında, zırhlayıcı malzemenin radyasyon tutuculuğu yüksek ve etkileşim sonucu meydana gelen ikincil parçacık enerjisinin ise düşük olması oldukça önemlidir [4].



Şekil 1. Nötron radyasyonunun madde ile etkileşimleri (The interactions of neutron radiation with matter).

Nötron radyasyonu dolaylı iyonlaştırıcı radyasyon olarak adlandırılır. Nötronların yükü olmadığı için atomları, protonlar ve elektronlar gibi yüklü parçacıkların yaptığı şekilde (bir elektronu uyararak) iyonize etmezler. Nötronların doğası gereği yük açısından nötr oluşları, gerçekleştirecekleri bir sonraki etkileşimin konum, enerji ve doğrultusu açısından tahmin edilebilirliğini oldukça karmaşık ve zor bir hale getirmektedir. Bu nedenle nötron etkileşimlerinde Monte Carlo yöntemi baz alınarak tahminler üretmek

oldukça güvenilir sonuçlar doğurmaktadır [5].

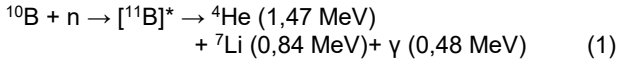
Doğada kendiliğinden nötron yayan az sayıdaki izotoptan en bilineni Cf-252'dir [6-8]. Diğer taraftan uygulamalarda nötronlar, genellikle yüksek enerjili parçacıkların madde ile etkileşimleri sonucunda elde edilirler. Bazı ikili malzeme sistemleri (Am-Be, Pu-Be vb.) kullanılarak (α, n) reaksiyonları neticesinde nötron üretilmektedir. Bu çalışmada kullanılan Pu-Be ikili malzeme sistemi nötron kaynağı Şekil 2'de verilmiştir.



Şekil 2. Pu-Be Howitzer nötron kaynağı (Pu-Be Howitzer neutron source).

Nötron zırhlamasında, yüksek enerjili (hızlı) nötronların öncelikle enerjisinin düşürülmesi (yavaşlatılması) ve yeterince yavaşladığında (termal) nötronun madde atomları tarafından soğurulması temel unsurdur [9]. Hızlı nötronlar genelde kütlece kendilerine yakın olan hafif çekirdekler tarafından elastik saçılmalar gerçekleştirerek yavaşlatılmaktadır. Bu nedenle çoğu zaman hidrojen bakımından zengin malzemeler nötron zırhlamasında genellikle yüksek atom numaralı elementlere göre daha etkili olabilmektedir. Yavaşlayan nötronlar (termal nötronlar) termal nötron tesir kesiti yüksek olan atomlar tarafından absorbe edilmektedir. Elementlerin farklı izotopları termal nötronlar karşısında farklı davranabilmektedir. Örneğin ^{10}B izotopunun termal nötron tesir kesiti 3835 barn iken ^{11}B izotopunun termal nötron tesir kesiti sadece 0.0055 barn'dır [10,11]. Bununla birlikte, bu tür nötron absorpsiyon reaksiyonlarında genellikle gama radyasyonu üretilir, bu nedenle zırhlama yapmak için nötronla birlikte çoğu zaman gama zırhlaması da değerlendirilmektedir. Nötron zırhlamasında, çekirdeği fisyonla uğrayan veya çekirdeği nötron yakalayarak gama ışınları üreten malzemelerin kullanılmasından kaçınılmalıdır. En etkili koruma malzemeleri arasında su veya polietilen veya parafin mumu gibi hidrokarbonlar yer almaktadır [12]. Bu malzemeler esnek çarpışmalar neticesinde nötron enerjilerini azaltmaktadır. Enerjisi azalarak termal bölgeye düşen nötronlar için ^{10}B

izotopu etkin bir nötron soğurucudur [6]. Termal nötronların ($E_n \sim 0,025$ eV) ^{10}B izotopu ile reaksiyona girmesi neticesinde ^4He ve ^7Li çekirdeklerinin ve 2,4 MeV X-ışını fotonlarının oluşumlarına dayanan bir nötron zayıflatma mekanizması gerçekleşir. Termal nötronların ^{10}B izotopu ile etkileşim mekanizması Eş. 1'de verilmiştir [7].



Doğal bor içerisinde yaklaşık %19,9 ^{10}B izotopu bulunmaktadır [10]. Bu nedenle bor ve bor bileşikleri nötron zırhlamada yaygın olarak kullanılan malzemeler arasında yer almaktadır. Dünya bor rezervlerinin yaklaşık %72'sine sahip olan ülkemizde bor ayrıca en önemli yer altı kaynaklarından biridir. Endüstrinin çeşitli alanlarında kullanılan bor ve bor bileşikleri aynı zamanda nükleer reaktörlerde nötron emici olarak kullanılır. Çoğu reaktörün kontrol çubuklarında Bor karbür peletleri kullanılmakta olup reaktörün güç kontrolü bu çubuklar sayesinde sağlanmaktadır. Bor karbür; yüksek nötron yutma tesir kesitinin yanında, yüksek ergime sıcaklığı, yüksek sertliği, düşük yoğunluğu, kimyasal kararlılığı ve düşük ağırlığa sahip olması gibi çeşitli avantajları mevcuttur. Bor karbürün içerik bakımından yaklaşık %80 oranında bor ihtiva etmesi ise nötronların absorbe edilmesini sağlayarak nükleer ve balistik uygulamalarda kullanım imkânı sağlamaktadır. Bu çalışmada kullanılan, B_4C katkılı B_4C -SiC kompozitlerinin genel görüntüsü Şekil 3'te verilmiştir.



Şekil 3. B_4C katkılı B_4C -SiC kompozitlerinin genel görünümü (B_4C doped B_4C -SiC composites).

Şekil 3'te verilen B_4C katkılı B_4C -SiC kompozitlerinin kırılma mukavemeti 122-218 MPa aralığında ve sertlikleri 1636-1930 aralığında değişmektedir. B_4C katkılı B_4C -SiC kompozitlerinin ortalama 2,5 cm uzunluk, 1 cm genişlik ve 0,5 cm kalınlığa sahip numuneler kullanılmıştır. Kullanılan bu malzemelerin belirtilen üstün özelliklerinin yanında üretimde çeşitli sorunlar kendini gösterebilmektedir. Özellikle bor karbürün yüksek yoğunluklarda sinterlenmesi oldukça zor olmaktadır. Bu nedenle yüksek yoğunluklara ulaşabilmek için SiC, TiB_2 gibi katkı malzemeleri

kullanılmaktadır. Bu çalışmada Farklı oranlarda SiC içeren Bor karbür ve Bor karbür-silyum karbür kompozit malzemelerin nötron zayıflatma özellikleri incelenmiştir.

2. Malzemeler ve Yöntemler (Materials and Methods)

2.1. MCNP6 (Monte Carlo N-Parçacık Taşınım) Kodu (MCNP6 (Monte Carlo N-Particle Transport) Codes)

Bu çalışmada; foton, nötron, proton ve elektron gibi özellikle iyonize edici enerjiye sahip parçacıkların transportunu simüle eden, Monte Carlo yöntemi tabanlı MCNP6 programı kullanılmıştır. Bu paket kod sistemi Los Alamos Laboratuvarlarında geliştirilmiş olup, etkileşim geometrisini 3-boyutlu olarak modellemeye olanak sağlamaktadır [13]. Radyasyondan Korunma Ulusal Konseyi tarafından hazırlanan raporda (NCRP Report) belirtildiği üzere standart malzemenin, geometrinin ya da uygulamaların dışına çıktığında, Monte Carlo yöntemleri kullanarak güvenli istatistiksel hesaplamaların deneylerle birlikte yapılması gerektiği belirtilmektedir [14]. Bu açıdan, kaynaktan çıkan parçacıklar takip edebildiği gibi ikincil parçacıkların katkısının da ele alınabildiği literatürdeki en geniş tesir kesiti kütüphanesine sahip olması, MCNP6 programını diğer programların bir adım ilerisinde konumlandırmaktadır.

MCNP6 programı, bütün parçacıkları kullanarak (foton, nötron, proton, elektron gibi) bütün enerjilerde genelleştirilmiş-geometri kullanarak zamana bağlı etkileşimleri sanal ortamda oluşturan genel amaçlı bir koddur. Bu yüzden, Monte Carlo yöntemi ile radyasyon etkileşimlerinin gerçeğe uygun bir biçimde hesaplanması, tesir kesiti değerlerini (hedef çekirdeğe ve gelen radyasyonun enerjisine bağlı olarak) doğru şekilde modelleyebilecek geometrilerin kurulmasına bağlıdır [15]. Nötron dedeksiyon sistemi için öncelikle uygun zırh malzemesi ve daha sonra da bu zırh malzemesi için uygun zırhlama kalınlığının araştırılması gerekmektedir. Oldukça maliyetli ve riskli olan bu prosedür için bu parçacık davranışlarının en iyi izleneceği simülasyon geometrilerini deneysel olarak oluşturmaktan oldukça pratik ve ekonomiktir [16].

Bu çalışmada; Şekil 2'de verilen Pu-Be Howitzer kaynağı gerçek boyutlarında bir nötron dedektörü sisteme eklenerek, 3-boyutlu olarak MCNP6 programı kullanarak Şekil 4'te verildiği gibi modellenmiştir. Radyasyon kaynağı olarak ortalama 4 MeV enerjili nötronlar kullanılmış olup, F4 tally kartı kullanılarak nötron akısı hesaplanmıştır [17]. Simülasyonların genel bir özetini yapacak olursak; malzeme konulmadan yapılan simülasyon ile I_0 kaynak akısı bulunmuş ve daha sonra malzeme yerleştirilerek I akısı hesaplanmıştır. I/I_0 oranı deneysel verilerle kıyaslama adına bağlı sonuçları vermiştir. MCNP6 programı Monte Carlo yöntemini kullanan bir istatistik programı olduğu için istatistiksel hatayı en aza indirmek için her bir simülasyon 10^8 sayıda parçacık öyküsü için incelenmiştir.

2.2. Toplam Makroskobik Tesir Kesiti (Σ_{tot}) (Total Macroscopic Cross-Section(Σ_{tot}))

Nötronlar doğası gereği nötr yüke sahip olmaları ve kütlelerinden dolayı, foton radyasyonuna göre etkileşimleri de farklıdır (Şekil 1). Ancak genel itibariyle madde içerisinde geçen nötronların olası etkileşim sayısı arttıkça giriciliği de giderek azalmaktadır. Buradan hareketle nötronlar için, etkileşim olasılıklarının bir ölçüsü olarak verilen Toplam makroskobik tesir kesiti (Σ_{tot}) tanımlanmaktadır [18]. Tesir kesiti arttıkça etkileşme olasılığı da artmakta ve bu sayede nötronların madde içerisindeki geçişinin bir ölçüsü olarak değerlendirilmektedir. Farklı kalınlıklarda bir maddeden geçen nötronların Toplam makroskobik tesir kesiti değerleri bileşik ve homojen karışımlar için Eş. 2 kullanılarak hesaplanabilmektedir. Eşitlikte, w_i (g/cm^3) bileşiği veya homojen karışımı oluşturan her bir atomun ağırlık yüzdeleridir ve Σ/ρ (cm^2/g) i'inci atomun kütsel ayırma tesir kesiti değerleri (Σ_{tot}/ρ) (cm^2g^{-1}), kesitini göstermektedir.

$$\Sigma_{tot} = \sum w_i (\Sigma/\rho)_i \quad (2)$$

3. Sonuçlar ve Tartışma (Results and Discussion)

Elde edilen simülasyon sonuçlarının değerlendirilmesinde; deneyde kullanılan $100B_4C$, $80B_4C20SiC$, $70B_4C30SiC$ ve $60B_4C40SiC$ materyallerin, simülasyon geometrisinde homojen ve kusursuz kabul edilmesi oldukça önemlidir. Kullanılan malzemenin içerikleri Tablo 1'de verilmiştir.

Tablo 1. B_4C ve B_4C-SiC kompozit malzemelerin kütle fraksiyonları (%). (B_4C and B_4C-SiC mass fractions of composite materials).

Yo- ğun- luk	$100B_4C$ (g/cm^3)	$80B_4C20SiC$ (g/cm^3)	$70B_4C30SiC$ (g/cm^3)	$60B_4C40SiC$ (g/cm^3)
B	0,78263	0,6621	0,59714	0,52749
C	0,21737	0,23003	0,23685	0,24416
SI	0	0,10787	0,16601	0,22835

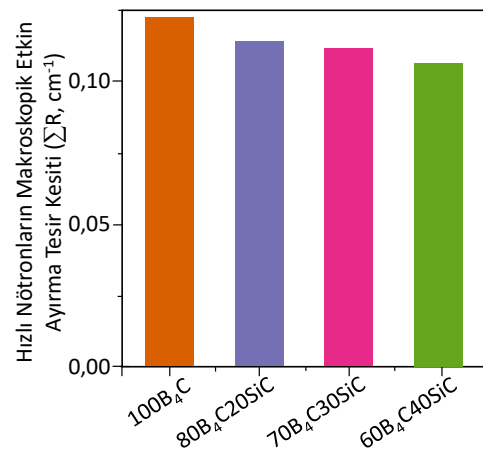
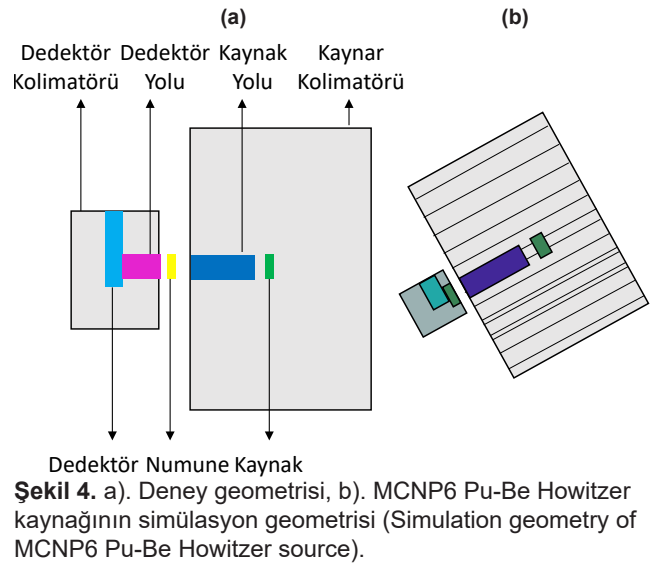
Bu çalışmada kullanılan kompozit malzemeler Büyük ve arkadaşları [17,19] tarafından deneysel olarak elde edilen sonuçların MCNP6 simülasyon karşılaştırmaları Tablo 2'de verilmiştir. Kullanılan deney geometrisi ve MCNP6 simülasyon geometrisi Şekil 4'de gösterilmiştir.

Nötron etkin uzaklaştırma kesiti ΣR , nötron parçacığının maddeden etkileşime girmeden geçme olasılığını ifade eder. Bu çalışmada, seçilen malzemelerin nötronlara karşı radyasyon zayıflatma özellikleri Şekil 5'te karşılaştırılmıştır. Şekilden görülebileceği gibi $100B_4C$ en yüksek ΣR değerine $60B_4C40SiC$ kodlu kompozit malzeme en düşük ΣR değerine sahiptir. Kompozit malzemeler için hesaplanan tüm ΣR değerleri Tablo 3'de verilmiştir. Ayrıca Şekil 5'te ΣR değerlerinin kompozit malzemelerin fiziksel ve kimyasal

bileşenlerine bağlı olarak değiştiği görülmüştür.

Tablo 2. B_4C ve B_4C-SiC kompozit malzemelerin Pu-Be Nötron Howitzer kaynağı için kalınlık-bağılı sayım değerlerinin MCNP6 ile karşılaştırılması. (Comparison of thickness-relative count values for Pu-Be Neutron Howitzer sources of B_4C and B_4C-SiC composite materials with MCNP6).

	Kalınlık	Bağılı Sayım	MCNP
$100B_4C$	0,5968	0,7335	0,9012
	1,1858	0,5849	0,8072
	1,7819	0,4845	0,7250
$80B_4C20SiC$	0,5968	0,7509	0,9002
	1,1858	0,6173	0,8180
	1,7819	0,5234	0,7390
$70B_4C30SiC$	0,611	0,7529	0,8986
	1,2117	0,6597	0,8078
	1,813	0,557	0,7264
$60B_4C40SiC$	0,5776	0,803	0,9020
	1,1284	0,6796	0,8131
	1,6775	0,6051	0,6589



Şekil 5. B_4C ve B_4C-SiC kompozit malzemelerin Σ_{tot} makroskobik etkin ayırma tesir kesitleri (Σ_{tot} macroscopic cross sections of B_4C and B_4C-SiC composite materials).

Tablo 3. B₄C ve B₄C-SiC kompozit malzemelerin Σ_{tot} makroskobik tesir kesiti değerleri. (The macroscopic cross section Σ_{tot} values of B₄C and B₄C-SiC composite materials).

	Element	Ağırlıkça Element (%)	Yoğunluk (g/cm ³)	Σ_{tot} (cm ⁻¹)
100B ₄ C	B	0,0575	0,78263	1,703786
	C	0,0502	0,21737	0,473214
	Si	0,0285	0	0
	Toplam			0,121723
80B ₄ C20SiC	B	0,6621	1,441392	0,08288
	C	0,23003	0,500775	0,025139
	Si	0,10787	0,234833	0,006693
	Toplam			0,114712
70B ₄ C30SiC	B	0,59714	1,299974	0,074748
	C	0,23685	0,515622	0,025884
	Si	0,16601	0,361404	0,0103
	Toplam			0,110933
60B ₄ C40SiC	B	0,52749	1,148346	0,066030
	C	0,24416	0,531536	0,026683
	Si	0,22835	0,497118	0,014168
	Toplam			0,106881

Literatürde, TRIGA Mark-II nükleer reaktörü Nötron Howitzer (Pu-Be) sayım sistemi için farklı yöntemler önerilmektedir. Örneğin Topuz ve arkadaşlarının yaptığı çalışmada nükleer cihazların güvenli çalışması için radyasyon dozunun izlenmesi için yalnızca ana radyoaktif kaynaktan gelen nötron emisyonları değil, aynı zamanda nötron yakalama gama- ışınları ve elastik olmayan nötron saçılımından gelen gama ışınlarını da tesis personeli tarafından alınan toplam doza katkıda bulunduğu için MCNP5 simülasyon kodu kullanarak eşdeğer doz oranlarını takip etmişlerdir [20]. Topuz ve Reyhancan tarafından yapılan bir diğer çalışmada ise 5-Ci ²³⁹Pu-Be nötron kaynağına sahip bir Nuclear-Chicago NH₃ Howitzer kaynağının nötronik analizini gerçekleştirmek için MCNP5 simülasyon kodunu kullanmışlar ve böylece nötron aktivasyon analizi için geniş bir enerji spektrumu kullanmışlardır [21]. Bir diğer çalışmada Tekin ve arkadaşları, SiO₂-PbO-CdO-Ga₂O₃ camlarının alfa, proton, nötron ve gama radyasyonu karşı davranışını inceleyerek nükleer performanslarını incelemişlerdir [22]. Elde edilen simülasyon sonuçların deneysel çalışmalarla desteklenmesi ile literatüre büyük katkı sağlanacağı öngörülmektedir.

4. Sonuçlar (Conclusions)

Bu çalışmada temel hedefimiz değişen oranlarda elde edilen B₄C kompozit malzemeleri için nötron zırhlama parametrelerinin deneysel ölçümlerle simülasyon sonuçlarının kıyaslanmasıdır. Monte Carlo yöntemi ile radyasyon etkileşimlerinin gerçeğe uygun bir biçimde hesaplanması, hedef çekirdeğe ve gelen radyasyonun enerjisine bağlı olan tesir kesitinin doğru şekilde modellenbilmesine bağlıdır. Böyle gerçekçi bir modelleme için bilgisayar ortamında oluşturulmuş veri tabanlarına ihtiyaç vardır. Bu

yüzden bu çalışmada sürekli enerjiye sahip ve nükleer/atomik veri kütüphanelerini kullanan MCNP yazılımı kullanılmıştır. Bu çalışmada daha önce Büyük tarafından deneysel olarak B₄C ve B₄C-SiC kompozit malzemelerin Pu-Be Nötron Howitzer (NH⁻³) kaynağı için ölçülen kalınlık-bağılı sayım değerlerinin MCNP6 ile karşılaştırılması yapılmıştır. 100B₄C, 80B₄C20SiC, 70B₄C30SiC ve 60B₄C40SiC kodlarıyla Bor içerikli malzemelerin nötron zırhlama özelliğine bakılmıştır. Radyasyon zayıflatma oranları artan sıraya göre 100B₄C>80B₄C20SiC>70B₄C30SiC>60B₄C40SiC olarak belirlenmiştir içerik olarak Bor element yüzdesinin yüksek olduğu malzeme en yüksek zırhlamaya sahip olduğu görülmüştür. Bu çalışmada kullanılan içeriklerden en iyi zırhlama özelliğine sahip olan materyalin bor içeriğince zengin sert bir malzeme ve düşük atom ağırlığı olmasından dolayı, 100B₄C kodlu bileşenin olduğu belirlenmiştir. Mersin Akkuyu Nükleer santralinin, ülkemize kurulumuyla birlikte artık belirtilen tüm bu olasılıksal nötron etkileşimlerin çıktılarını hazırlıklı olmak ve uygun zırhlama malzemesinin üretilmesi için çeşitli simülasyonların önceden gerçekleştirilmesi ülkenin kaynaklarının doğru kullanılmasına katkı sağlaması beklenmektedir. Elde edilen sonuçlar nötron radyasyonun deneysel ve teorik sonuçları arasındaki farkı göstererek, simülasyon çalışmalarının yapılmasının ne derece önemli olduğunu ispatlamaktadır.

Teşekkür (Acknowledgements)

Bu çalışmada kullanılan alt yapı olanakları, Bandırma Onyeddi Eylül Üniversitesi Bilimsel Araştırma Projeleri Koordinasyon Birimi tarafından BANU-BAP-21-1003-016 ve BANU-BAP-21-1003-017 numaralı projeler ile desteklenmiştir.

References

- [1] Gencil, O., Brostow, W., Ozel, C., & Filiz, M. (2010). An Investigation on the concrete properties containing colemanite. *International Journal of Physical Sciences*, 5(3), 216-225. <http://www.academicjournals.org/IJPS>.
- [2] Barbieri, S. (2019). *DNA damage by charged and neutral radiation at different spatial and temporal scales: integrating Monte Carlo simulations with in vitro experiments* [Doctoral dissertation, University of Pavia].
- [3] Rinard, P. (1991). Neutron interactions with matter. In D. Reilly, N. Ensslin, H. Smith Jr., & S. Kreiner (Eds.) *Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials* (pp. 375-377). ISBN 0160327245.
- [4] Singh, V. P., Medhat, M. E., & Badiger, N. M. (2014). Utilization of Geant4 Monte Carlo simulation method for studying attenuation of photons in normal and heavy concretes at high energy values. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 300, 325-331. <https://doi.org/10.1007/s10967-014-2984-6>.
- [5] Buyuk, B., Tugrul, A. B., Demir, E., Aktop, S., & Addemir A, O. (2017). Boron carbide particle size effects on thermal neutron attenuation behavior of boron carbide-titanium diboride composites. In : V. E. Borisenko, S. V. Gaponenko, V. S. Gurin, and C. H. Kam (Eds.), *Physics, Chemistry and Application of Nanostructures* (pp. 106-109). World Scientific Publishing Co. Pte. Ltd. https://doi.org/10.1142/9789813224537_0025.
- [6] Martz, R. L. (2017). *The MCNP6 Book On Unstructured Mesh Geometry: User's Guide for MCNP 6.2.1*. U.S. Department of Energy, Office of Scientific and Technical Information. <https://doi.org/10.2172/1467189>.
- [7] Jaeger, T. (1965). *Principles of Radiation Protection Engineering*. McGraw-Hill Book Company. ISBN 1114788317.
- [8] Cierjacks, S., & Smith, A. B. (1988). Neutron sources. In S. Igarashi (Ed.), *Nuclear data for science & technology*. Saikon Publishing Co, Ltd.
- [9] Holmes, R. J. (1982). *Gamma ray and neutron sources* (Report No. AAEC/S-24). Australian Atomic Energy Commission Research Establishment. Retrieved from https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:14792880.
- [10] Bauer, G.R. (1993). *Neutron sources*. In A. Furrer (Ed.), *Neutron Scattering* (pp. 331-357). PSI-Proceedings No. 93-01, ISSN 1019-6447, Paul Scherrer Institute, Villigen.
- [11] Gaylan, Y., Bozkurt, A., & Avar, B., (2021). Investigating thermal and fast neutron shielding properties of B4C, B2O3, Sm2O3, and Gd2O3 doped polymer matrix composites using Monte Carlo simulations. *Süleyman Demirel University Faculty of Arts and Science Journal of Science*, 16(2), 490-499. <https://doi.org/10.29233/sdufeffd.933338>.
- [12] Mughabghab, S. F. (2003). *Thermal neutron captures cross sections resonance integrals and g-factors* (Report No. INDC(NDS)-440). Retrieved from <https://www.osti.gov/etdweb/biblio/20332542>
- [13] Auden, E. C., Quinn, H. M., Wender, S. A., O'Donnell, J. M., Lisowski, P. W., George, J. S., ... & Black, J. D. (2020). Thermal neutron-induced single-event upsets in microcontrollers containing boron-10. *IEEE Transactions on Nuclear Science*, 67(1), 29-37. doi 10.1109/TNS.2019.2951996.
- [14] Buyuk, B., Goncu, Y., Tugrul, A. B., & Ay, N. (2020). Swelling on neutron induced hexagonal boron nitride and hexagonal boron nitride-titanium diboride composites. *Vacuum*, 177, 109350. doi.org/10.1016/j.vacuum.2020.109350.
- [15] Werner, C. J., Bull, J. S., Solomon, C. J., Brown, F. B., McKinney, G. W., Rising, M. E., ... & Casswell, L. (2018). *MCNP version 6.2 release notes* (Report No. LA-UR-18-20808). Los Alamos National Laboratory (LANL). doi.org/10.2172/1419730.
- [16] Los Alamos National Laboratory. (2000). MCNP6-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code (Version 6). <https://s3.cern.ch/inspire-prod-files-7/778c669e8d3bb59ccf6fb868a6061450c>.
- [17] Buyuk, B., & Tugrul, A. B. (2014). Gamma and neutron attenuation behaviours of boron carbide-silicon carbide composites. *Annals of Nuclear Energy*, 71, 46-51. doi.org/10.1016/j.anucene.2014.03.026.
- [18] Orak, S., & Baysoy, D. Y. (2013). Neutron shielding properties of concrete with boron and boron containing mineral. *Academic Platform-Journal of Engineering and Science*, 1(1), 15-19. doi:10.5505/apjes.2013.99609.
- [19] Büyük, B., & Tuğrul, B. (2015). Investigation on the Behaviours of TiB2 Reinforced B4C-SiC Composites Against Co-60 Gamma Radioisotope Source. *Pamukkale University Journal of Engineering Sciences*, 21(1), 24-29. doi: 10.5505/pajes.2014.29052.
- [20] Topuz, A. I., & Reyhancan, I. A. (2018). 3D Surface Radiation Dosimetry of a Nuclear-Chicago NH3 Neutron Howitzer. arXiv preprint, arXiv:1806.02387. <https://doi.org/10.48550/arXiv.1806.02387>.
- [21] Topuz, A. I., & Reyhancan, I. A. (2018). Neutronic Analysis of a Nuclear-Chicago NH3 Neutron Howitzer. arXiv preprint, arXiv:1806.05255. <https://doi.org/10.48550/arXiv.1806.05255>.
- [22] Tekin, H. O., Kavaz, E., Papachristodoulou, A., Kamislıoglu, M., Agar, O., Altunsoy Guclu, E. E., Kilicoglu, O., & Sayyed, M. I. (2019). Characterization of SiO2-PbO-CdO-Ga2O3 glasses for comprehensive nuclear shielding performance: Alpha, proton, gamma, neutron radiation. *Ceramics International*, 45(15), 19206-19222. <https://dx.doi.org/10.1016/j.ceramint.2019.06.168>.