



Construction and characterization of a boron-doped surface coating for neutron radiation protection

Hakan Kemal Seval^{1*}, Mustafa Yağımlı², Hakan Tozan³

¹Department of Occupational Health and Safety, Graduate Education Institute, Istanbul Gedik University, 34876, Kartal İstanbul, Türkiye

²Department of Computer Engineering, Faculty of Engineering, Istanbul Gedik University, 34876, Kartal, İstanbul, Türkiye

³College of Engineering and Technology, American University of the Middle East, 54200, Egaila, Kuwait

Highlights:

- Formation of shielding with boron doped surface coating material against neutron radiation
- Calculation of the thermal neutron absorption coefficient of the samples experimentally
- Easy to use and economical radiation shielding material that can be easily applied to any surface

Keywords:

- Neutron radiation shield
- Surface coating material
- Hexagonal boron nitride
- Dip-coating

Article Info:

Research Article

Received: 05.04.2023

Accepted: 26.11.2023

DOI:

10.17341/gazimmfd.1277335

Correspondence:

Author: Hakan Kemal Seval

e-mail:

hakan.seval@ozal.edu.tr

phone: +90 0 545 441 6262

Graphical/Tabular Abstract

The steel workpieces were coated with the proposed model-based surface coating material and their neutron radiation shielding properties were investigated using the nuclear reaction of the indium element as a neutron activation monitor. Neutron absorption rates obtained from this study are shown in Figure A.

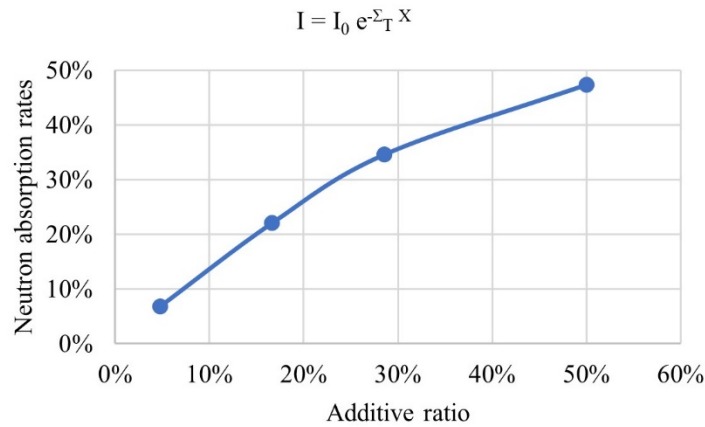


Figure A. Gamma spectrum peak areas and neutron absorption rates of coating materials

Purpose: This study aims to develop an economic and environmental-friendly, non-toxic boron-doped surface coating material that will provide protection against neutron radiation.

Theory and Methods: Shielding is one of the three basic elements of radiation protection.

Hexagonal boron nitride (h-BN) is taking great attention in recent years due to its mechanical strength, low cost, thermal conductivity, and resistance to oxidation. Studies also illustrated that it has a high neutron shield performance. Characterization of the proposed coating materials which are formed by adding H-BN filler to polyvinyl butyral (PVB) matrix, was done using XRD and SEM. Radiation experiments were carried out with slow (thermal) neutrons in ²⁴¹Am-Be isotropic neutron source. A slow neutron activation monitor was used for measurements and the nuclear reaction of the indium element was monitored as a neutron activation monitor. The resulting gamma spectra were evaluated with the Maestro-32 and Gamma Vision-32 software.

Results: Thermal neutron absorption coefficients (macroscopic cross section) of PVB coating materials formulated with h-BN additive at different ratios were calculated. A homogeneous dispersion was formed by the physicochemical interaction between H-BN and PVB molecules. The analyses of the results illustrate that the macroscopic cross-section value and the neutron radiation blocking feature increase as the ratio of the additive material is increased in the formulation. And also, all coating material samples project the ability to shield thermal neutron radiation.

Conclusion: The coating material samples illustrated shielding performance by absorbing thermal neutrons at varying rates. The results of the analyses also possessed that, as the ratio of the additive in the coating material is increased, the neutron radiation blocking feature also increases. However, structural deteriorations are observed on the coating material when the amount of boron is more than 50% by mass. In addition to its easy applicability to various surfaces, the coating material also does not require complex manufacturing processes which provides a great advantage.



Nötron radyasyondan korunmak için bor katkılı yüzey kaplaması oluşturulması ve karakterizasyonu

Hakan Kemal Seval^{1*}, Mustafa Yağimli², Hakan Tozan³

¹İstanbul Gedik Üniversitesi, Lisansüstü Eğitim Enstitüsü, İş Sağlığı ve Güvenliği Anabilim Dalı, 34876, Kartal, İstanbul, Türkiye

²İstanbul Gedik Üniversitesi, Mühendislik Fakültesi, Bilgisayar Mühendisliği Bölümü, 34876, Kartal, İstanbul, Türkiye

³College of Engineering and Technology, American University of the Middle East, 54200, Egaila, Kuveyt

Ö N E Ç İ K A N L A R

- Nötron radyasyonuna karşı bor katkılı yüzey kaplama malzemesi ile kalkan oluşturma
- Numunelerin deneysel olarak termal nötron soğurma katsayısı hesaplanması
- Her yüzeye rahatlıkla uygulanabilecek, kullanımı kolay ve ekonomik radyasyon zırh malzemesi

Makale Bilgileri

Araştırma Makalesi

Geliş: 05.04.2023

Kabul: 26.11.2023

DOI:

10.17341/gazimmfd.1277335

Anahtar Kelimeler:

Nötron radyasyon kalkanı,
yüzey kaplama malzemesi,
hegzagonal bor nitrid,
daldırma ile kaplama

ÖZ

Radyasyon günlük hayat da sıklıkla maruz kaldığımız, iş sağlığı ve güvenliğinde de fiziksel risk etmenlerinden birini oluşturan tehlikedir. Sanayi sektöründe, enerji, araştırma ve tıbbi uygulamalarda iyonlaştırıcı radyasyon kaynakları yaygın olarak kullanılmaktadır. Özellikle bu sektörlerde çalışanlar radyasyona maruz kalmakta ve bunun sonucunda kanser başta olmak üzere birçok sağlık sorunu ile karşılaşmaktadır. Bu çalışma da hegzagonal bor nitrid (h-BN) katkı malzemesinin polivinil bütiral (PVB) ile fizikokimyasal süreçlerle ilave edilerek bor katkılı yüzey kaplama malzemesi geliştirilmiş ve daldırma kaplama yöntemi ile çelik üzerinde biriktirilmiştir. PVB kaplamadaki h-BN miktarının termal nötron radyasyonuna karşı koruyucu etkisi araştırılmıştır. Kaplama malzemelerinin moleküller arasında kovalent olmayan etkileşim sonucunda homojen bir dağılım gösterdiği görülmüştür. Katkı malzemesi h-BN ve oluşturulan kaplamalar X-ışını kırınım tekniği (XRD) ve taramalı elektron mikroskobu (SEM) ile karakterize edilmiştir. Üretilen kaplamaların nötron radyasyonuna karşı zırlama özelliklerinin tespiti için nötron zayıflama deneyleri gerçekleştirilmiş ve termal nötron soğurma katsayısı (Σ_T , makroskopik tesir kesiti) hesaplanmıştır. Tüm kaplamaların farklı oranlarda termal nötron radyasyonunu azalttığı görülmüştür. En fazla nötron emilim doz oranı %48,42 olmuştur. Oluşturulan kaplama malzemesinin hem çevre hem insan sağlığı açısından toksik özellikte olmaması ve her yüzeye uygulanabilen zırh malzemesi olması amaçlanmıştır.

Construction and characterization of a boron-doped surface coating for neutron radiation protection

H I G H L I G H T S

- Formation of shielding with boron doped surface coating material against neutron radiation
- Calculation of the thermal neutron absorption coefficient of the samples experimentally
- Easy to use and economical radiation shielding material that can be easily applied to any surface

Article Info

Research Article

Received: 05.04.2023

Accepted: 26.11.2023

DOI:

10.17341/gazimmfd.1277335

Keywords:

Neutron radiation shield,
surface coating material,
hexagonal boron nitride,
dip-coating

ABSTRACT

Radiation is a danger that we are constantly exposed to in modern life and that constitutes one of the physical risk factors in occupational health and safety. Ionizing radiation sources are widely used in the industrial sector, energy, research and medical applications. Especially those working in these sectors are exposed to radiation and as a result, they encounter many health problems, especially cancer. In this study, boron-doped surface coating material was developed by adding hexagonal boron nitride (h-BN) additive with polyvinyl butyral (PVB) through physicochemical processes and deposited on steel by dip coating method. The protective effect of the amount of h-BN in the PVB coating against thermal neutron radiation was investigated. It was observed that the coating materials showed a homogeneous distribution as a result of the non-covalent interaction between the molecules. The additive h-BN and the coatings formed were characterized by X-Ray diffraction analysis (XRD) and scanning electron microscope (SEM). Neutron attenuation experiments were carried out to determine the shielding properties of the produced coatings against neutron radiation and the thermal neutron absorption coefficient (Σ_T , macroscopic cross section) was calculated. It has been observed that all coatings reduce thermal neutron radiation at different rates. The maximum neutron absorption rate was 48.42%. It is aimed that the coating material created is not toxic in terms of both the environment and human health, and it is an armor material that can be applied to any surface.

*Sorumlu Yazar/Yazarlar / Corresponding Author/Authors : *hakan.seval@ozal.edu.tr, mustafa.yagimli@gedik.edu.tr, hakan.tozan@aum.edu.kw / Tel: +90 0 545 441 6262

1. Giriş (Introduction)

İyonlaştırıcı radyasyon kaynakları günlük hayatımızda gelişen teknoloji ile tıp, enerji, sanayi başta olmak üzere birçok sektör de kullanılan ve bunun sonucunda çok sık maruz kaldığımız bir tehlike haline gelmiştir. İş sağlığı ve güvenliğinde ise çalışanlar için çalışma ortamında fiziksel risk etmenlerinden birini oluşturur. İyonlaştırıcı radyasyonun bir çeşidi olan nötron radyasyonu, atom çekirdeği dışına saçılan serbest nötronların ürettiği radyasyon türüdür [1]. Nötronlar yüksüz parçacıklardır, kolaylıkla atomların çekirdeği ile etkileşime girerek nükleer radyasyonun başlamasına ve ikincil bir radyasyona neden olabilirler [2]. Bu nedenlerle nötron radyasyonu daha tehlikelidir ve korunmak daha zordur. Özellikle sağlık sektörü, nükleer endüstri, havacılık ve uzay uygulamalarında çalışanlar bu radyasyona maruz kalmaktadır [3]. Bu maruziyet sonucu kanser başta olmak üzere birçok ciddi sağlık sorununa ve hatta ölüme yol açabilmektedir [4]. Radyasyondan korunma üç temel kurala dayanır. Bunlar; radyasyon kaynağına olan mesafenin artırılması, radyasyona maruz kalma süresinin azaltılması ve kaynak ile insan arasında zırhlama yapılmasıdır. Zırhlama ile maruz kalınacak radyasyon dozu azaltılır [5]. Endüstriyel alanlarda ve çalışma ortamlarında radyasyonu kaynaklarının olumsuz etkilerini engellemek/azaltmak için birçok zırh malzemesi kullanılmaktadır [6]. Bugüne kadar radyasyon kalkanları çoğunlukla kurşundan yapılmıştır. Kurşun nötron radyasyonu için iyi bir zırh olmasına rağmen, ABD Çevre Koruma Ajansı (USEPA) tarafından en tehlikeli kirleticiler listesinde üst sırada yer alan birçok zararlı etkiye sahip bir toksik maddedir [7]. Ayrıca teknolojiye zararlı maddelerin kullanımı kısıtlayan AB RoHS1 direktifiyle de kurşun kullanımı kısıtlanmıştır [8].

Günümüzde yapılan çalışmalar zayıflama verimliliği, toksisite, termal özellikler [9] vb. parametreleri dikkate alarak daha uygun [10] nötron radyasyon zırhlama malzemelerinin geliştirilmesine odaklanmıştır. Malkapur vd. [11] yüksek yoğunluklu polietilen bazlı polimerik malzemeyi betonun içerisine karıştırarak, Daungwilailuk vd. ise barit ve kesilmiş çelik çubuk içeren betonu [12] nötron ve gama radyasyonu için yeni koruyucu beton yapmak için kullanmışlardır. Knott vd. 3D yazdırılabilir termoplastik poliüretan ile h-BN içeren kompozitteki nötron absorplama kabiliyetini araştırmış ve karakterize etmişlerdir [13]. Bilici vd. nötron radyasyonuna karşı kolemanit, tinkal ve üleksit içeren bor minerallerinden 12 tipte yeni kompozit koruyucu malzeme geliştirmiş ve üretmişlerdir. Geliştirdikleri tüm yeni tip malzemeler farklı oranlar da olmak üzere nötron radyasyonunu emme yeteneğine sahip olduğu sonucuna ulaşmışlardır [1]. Lee vd. B₄C, PbO ve Al(OH)₃ dolgu malzemesi ile hazırladıkları nanokompozit malzemenin gama ve nötron radyasyonu zırhlama özelliklerini incelemişler ve farklı oranlardaki dolgu malzemeleri için lineer zayıflama katsayılarını bulmuşlardır. PbO oranının artması ile gama radyasyonu zırhlama etkisinin, B₄C miktarının artırılması ile de nötron zırhlama etkisinin arttığı sonucuna ulaşmışlardır [14]. Lakshminarayana vd. birçok bileşenli borat camların yapısal ve radyasyon koruyucu özelliklerini nötron ve gama zırhlama uygulamaları için çalışmışlardır [15]. Yılmaz vd. yaptıkları çalışma da hem nötron hem de X / gama radyasyonlarını koruyabilen metal-seramik-kauçuk kompozit malzeme geliştirmişlerdir [16]. Özdemir vd. bor bileşikler olan borik asit ve bor oksidi termal nötron zayıflama amacıyla EPDM polimer matrisine dahil etmişlerdir [17]. Aygün gama ve hızlı nötron radyasyonundan korunmak için üç farklı tipte yeni çelik numune tasarlamış ve geliştirmişlerdir [18]. Farklı bir çalışma da ise nükleer uygulamalarda gama ve nötron radyasyon sızıntılarını önlemek için nikel bazlı beş farklı tipte yeni süper alaşım numuneleri tasarlamış ve üretmiştir [19]. Al-Rajhi vd. yerel demir çelik sanayiden hazırlanan bir demir cüruf nanotozunun gama / nötron kalkanı olarak kullanım etkinliğini araştırmışlardır [20]. Saleh vd. çeşitli Sn-Zn-Bi

elementlerinden ikili ve üçlü alaşımlar oluşturarak, bu alaşımların ekranlama etkinliği, kütle zayıflama katsayısı, maruziyet biriktirme faktörü, emilen enerjinin spesifik fraksiyonu ve hızlı nötron uzaklaştırma katsayısı gibi gama ışını ve nötron radyasyonu koruyucu parametrelerini incelemişlerdir [21].

Nötronlardan korunmanın en iyi yöntemlerinden biri bor ve hidrojen [22, 23] gibi düşük atom numaralı çekirdeklerle çarpıdırmaaktır. Bor yüksek nötron kalkanı performansı sebebiyle termal nötronları etkili bir şekilde soğurur [24, 25]. Borun bu özelliğinin yanı sıra diğer zırh malzemelerine göre kolay bulunması ve uygun fiyatı en çok tercih edilen maddelerden biri olmasını sağlamıştır [1, 26, 27]. h-BN mekanik dayanıklılığı, düşük maliyeti, termal iletkenliği ve oksidasyon karşı direnci gibi özellikleri sebebiyle son yıllarda büyük ilgi görmüştür [13]. Grafit ile benzer bir yapıya sahiptir. Aynı zamanda nötron moderasyonunda kullanılır [16]. Bu sebeplerle h-BN katkılı kompozit kaplama termal nötron radyasyonunun korunmak için iyi bir zırh malzemesi olabilir. Ayrıca termal nötron radyasyonuna korunmak için h-BN katkılı kompozit kaplama malzemesi kullanımı uygun, pratik, ekonomik olacaktır.

Kaplama malzemesindeki bağlayıcı maddelerin hepsi polimer yapılardan oluşur [28]. Bağlayıcı madde olan PVB polivinil asetatlar grubunda bir plastik malzemedir. Mükemmel mekanik dayanımı, alkolde iyi çözünürlüğü, biyouyumluluğu, güçlü yapıya özelliği ve esneklik gerektiren uygulamalarda kullanımı dikkat çekici özellikleridir [29]. Ayrıca PVB yüzey kaplamalarındaki uygulama sorunlarına karşı kullanım potansiyeline sahiptir [30]. PVB'deki hidroksil grubu ile h-BN'deki azot (N) arasında kovalent olmayan etkileşimle h-BN mükemmel dağılım gösterdiği görülmüştür [31]. h-BN seramik kompozit uygulamalar da ince filmler ve kaplamalar olarak kullanılır [32]. Dolgu malzemesi olan h-BN ile PVB birlikte kullanımı için fizikokimyasal süreçleri araştırılarak deneysel çalışmalar yapılmıştır.

Bu çalışmanın amacı nötron radyasyonuna karşı koruma sağlayacak bor katkılı yüzey kaplama malzemesi geliştirmektir. h-BN dolgu maddesi PVB matrisine ilave edilerek oluşturulan kaplama numuneleri çelik yüzeye uygulanmış ve ²⁴¹Am-Be izotropik nötron kaynağında yavaş (termal) nötronlarla radyasyon deneyleri gerçekleştirilmiştir. Kaplama malzemenin özellikle metal yüzeylere tutunması daha zordur. Bu sebeple metal yüzeylere iyi tutunmayı sağlayacak bağlayıcı madde PVB seçilmiştir. Özel bor ürünlerinden h-BN katkı maddesi ilave edilerek oluşturulan kaplama malzemesi ile diğer kullanım amaçlarının yanı sıra hem çevre hem insan sağlığı açısından toksik özellikte olmayan, her yüzeye uygulanabilen ve nötron radyasyonuna karşı zırhlama malzemesi olarak kullanılabilir. Geliştirilen yüzey kaplama malzemesinin değerlendirilmesi için nötron zayıflama testleri tamamlanmış ve sonuçlar raporlanmıştır.

2. Materyal ve Metot (Material and Method)

2.1. Hammaddelerin Hazırlanması (Preparation of Raw Materials)

Çözücü hammaddesi olarak metanol, bağlayıcı hammaddesi olarak PVB ve katkı malzemesi olarak h-BN maddesi kullanılmıştır. h-BN hammaddesi nanopartikül boyutta olup Bortek Eskişehir, bağlayıcı hammaddesi PVB reçine Metkim Kimyevi Maddeler İstanbul, çözücü olarak kullanılacak metanol ise Merck İlaç Eczacı ve Kimya Tic. AŞ'den temin edilmiştir. Kaplama malzemesinin uygulanacağı yüzey olan AISI 1040 çelik numuneler ise Kalite Metalurji İstanbul firmasından temin edilmiştir. Sanayi de en çok tercih edilen çelik malzemenin AISI 1040 karbon çeliği olması sebebiyle tercih edilmiştir. AISI 1040 karbon çeliğinin içerik bilgileri Tablo 1'de yer verilmiştir.

Tablo 1. AISI 1040 karbon çeliğin kimyasal analiz sonuçları (Chemical analysis results of AISI 1040 carbon steel)

Element	C	Si	Mn	Pmax	Smax
%	%0,45	%0,30	0,75	0,04	0,05

2.2. Yüzey Kaplama Malzemesinin Oluşturulması (Creating the Paint)

h-BN katkılı yüzey kaplama malzemesi hazırlanmasında kullanılan yöntem literatürden elde edilmiştir [33]. Kaplama malzeme hazırlama çalışmaları Gazi Üniversitesi Fen Fakültesi Kimya Bölümü Organik Kimya laboratuvarlarında yapılmıştır. 0,15-3 gram h-BN katkı malzemesini homojen bir şekilde tamamen dağıtmak için 30 ml metanol içinde 24 saat ısıtılmış ultrasonik homojenizatör (BANDELIN, Sonorex)'de ve 2 saat boyunca da sürekli manyetik karıştırma ile dağıtıldı. Daha sonra 3 gram PVB tozu karıştırma altında bulunun dispersiyona eklenerek 12 saat boyunca karıştırma işlemine devam edildi. Karıştırma işlemleri sırasında ortam sıcaklığı 18-19 derece de tutularak kontrol edildi. Bu kimyasal reaksiyon sonucunda çökme olmadan homojen şekilde dağılım gösteren h-BN katkısı içeren süt beyazı renginde viskoz bir çözelti oluşturdu.

Aynı işlemler ağırlıkça farklı oranlarda h-BN katkılı kaplama malzeme oluşturmak için tekrarlanmıştır. Tablo 2'de oluşturulan numunelerinin kullanılan hammaddede miktarları ve kütlece oranları verilmiştir. Kullanılan hammaddeler toz şeklinde olduğu için kütlece oranları alınmıştır [1]. Bu çalışma da 0,15, 0,6, 1,2 ve 3 gram h-BN katkı malzemesi oluşturulan dispersiyona ilave edilmiş ve oluşturulan test numunelerinin gösterimi BN-B olarak verilmiştir (BN-B-1, BN-B-2, BN-B-3, BN-B-4). Kütlece h-BN 4 farklı oranda (%4,76 ile %50 arasında) olacak şekilde alınmıştır. Kaplama malzemesi oluştururken gerçekleşen yapısal bozulmalardan dolayı içindeki katkı malzemesi oranı %50 sınırlandırılmıştır. Ayrıca PVB kaplama malzeme içinde h-BN katkı maddesinin homojen bir şekilde dağılması malzemeyi nötron radyasyonundan korumak için önemlidir. Bu sebeple çözünürlüğünü zamanla değişimini görmek ve çökme oluşturup oluşturmayacağını gözlemlemek için oluşturulan numuneler 7 gün boyunca 19°C derece sabit oda sıcaklığında bekletilmiştir.

Tablo 2. BN-B kaplama malzemelerinin bileşimleri ve kütlece içerikleri (Compositions and mass contents of BN-B coating materials)

	BN-B-1	BN-B-2	BN-B-3	BN-B-4
PVB (gram)	3	3	3	3
h-BN (gram)	0,15	0,6	1,2	3
h-BN (kütlece %)	% 4,76	% 16,67	% 28,57	%50

2.3. Kaplama İşlemi (Coating Process)

Hazırlanan numuneler silindirik AISI 1040 karbon çelik örneklerine (çap: 20 mm, yükseklik: 20 mm) uygulanmıştır. Silindirik çelikler 400°lük (FEPA ölçeğinde P-600) SiC kağıtlar ile zımparalanarak yüzeyleri pürüzsüz hale getirildi ve parlatıldı. Ardından etanol ile yıkandı ve etüv de kurutuldu. Kaplama işleminde daldırma yöntemi kullanılmıştır. Silindirik çelik numuneler, banyolara 1 dk süreyle daldırılıp bekletildi ve ardından 1-2 mm/s hızla çekilerek çıkarıldı. Her bir silindirik çelik numunenin son kaplama kalınlığının 710±35 µm (PCE-CT 28 Kalınlık Ölçüm Cihazı) aralığında olacak şekilde bu işlem tekrarlandı. Yüzey kaplama işlemi yapılan çelik numuneler vakumlu etüv (SELECTA, Vaciotem-T, İngiltere) de 40°C derece de 24 saat kurumaya bırakıldı.

2.4. Karakterizasyon (Characterization)

Çalışmamızda kullanılan katkı malzemesi AISI 1040 çelik, h-BN ve oluşturulan 4 farklı kaplama malzemesinin yapısal araştırması ve kristal boyut analizi için XRD ve SEM görüntülemesi ile karakterizasyon işlemleri yapıldı. Bu amaçla Türkiye Enerji, Nükleer

ve Maden Araştırma Kurumu (TENMAK) Nükleer Enerji Araştırma Enstitüsü (NÜKEN) Sarayköy Ankara tesislerinde yer alan SEM (JEOL-JSM 7000F, Japonya) ve Yıldız Teknik Üniversitesi Merkezi Araştırma Laboratuvarı yer alan XRD (Malvern PANalytical X'Pert PRO, İngiltere) cihazları kullanıldı. XRD analizi CuKα radyasyonunu kullanılarak 1.5406 Å dalga boyu ve 2θ'da 5° ile 90° aralığında gerçekleştirildi.

2.5. Nötron Işınlama Çalışmaları (Neutron Irradiation Studies)

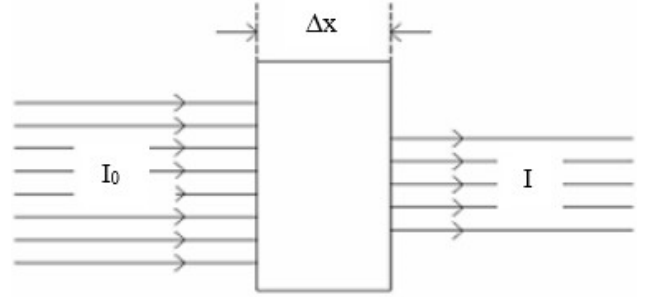
Bir radyasyon kaynağından gelen ışınların şiddetinin zırh malzeme ile azaltılmasına radyasyonun zayıflaması ya da zayıflatılması, etkileştiği maddede tutulan enerjiye de soğrulma denir [5]. Şekil 1'de gösterildiği gibi bir radyasyon kaynağından soğurucu malzemeye gelen radyasyon şiddeti I₀, soğurucudan çıkan radyasyon şiddeti de I olarak gösterilmiştir. Δx kalınlığındaki bir soğurucu da radyasyon şiddeti ΔI kadar azalır ve Eş. 1 elde edilir.

$$\Delta I = I_0 \Sigma_T \Delta x \quad (1)$$

Eş. 1'in integrali alınır ve Eş. 2 elde edilir.

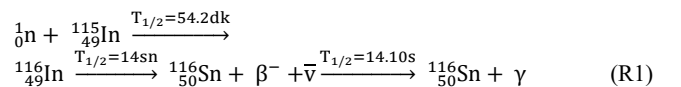
$$I(x) = I_0 e^{-\Sigma_T x} \quad (2)$$

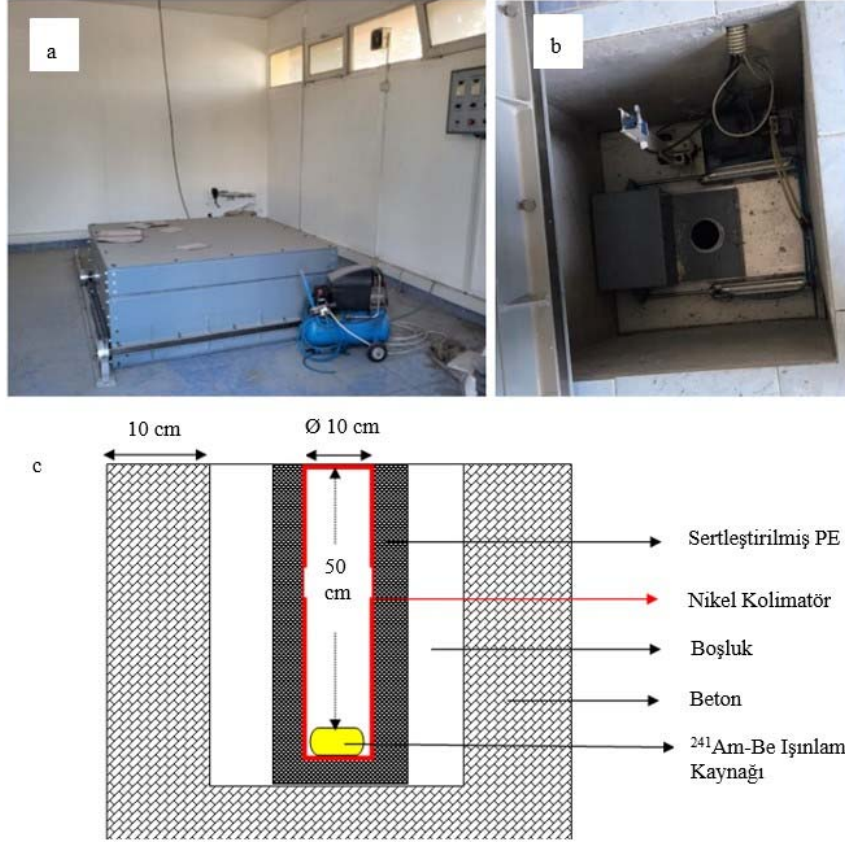
Eş. 2'de Σ_T termal nötron soğurma katsayısını (makroskopik tesir kesiti), X ise hedef zırh malzemenin kalınlığını ifade etmektedir [34].

**Şekil 1.** Nötron radyasyonu soğurulması (Absorption of neutron radiation)

Farklı formülasyonlar da hazırlanan kaplama malzemesi örnekleri çelik malzemeye uygulandıktan sonra Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumunda (TENMAK) Nükleer Enerji Araştırma Enstitüsü (NÜKEN) Sarayköy Ankara tesislerinde nötron zayıflama testlerine tabi tutulmuştur. Nötron ışınlama sistemi Şekil 2'de gösterilmiştir. Kare prizma kolimatörün kuyusunda ışınlama sistemi 10 cm çapında, 50 cm yüksekliğinde silindirik nikel kolimatör içine yerleştirilmiştir. Nikel kolimatörden sonra içten dışa doğru sırasıyla 3 cm kalınlığında sertleştirilmiş polietilen (PE), boşluk ve 10 cm kalınlığında beton izolasyon malzemesi bulunmaktadır. Işınlama ölçümlerinde yaklaşık aktivitesi 20,5 Ci (759 GBq) ve termal nötron akısı 3,13 x 10⁴ n.cm⁻².s⁻¹ olan ²⁴¹Am-Be izotropik nötron kaynağı kullanılmıştır. Ölçümler yavaş (termal) nötronlarla yapılmıştır [34].

Çalışmada yavaş nötron aktivasyon monitörü kullanılmıştır. Aktivasyon monitörü olarak Reaksiyon 1'de verilen indiyum elementinin ¹¹⁵In (n, γ) ^{116m}In nükleer reaksiyonu izlenmiştir. ¹¹⁵In bir nötron ile çarpışarak yarılanma ömrü 54.2 dk olan ¹¹⁶In'a dönüşür. Uyarılmış haldeki ¹¹⁶In izotopu bozunuma uğrayarak gama ışınması yayır [35]. İndiyum monitörünün nükleer özellikleri Tablo 3'te verilmiştir.





Şekil 2. ²⁴¹Am-Be nötron kaynak ışınlatma hücresinin a) dıştan, b) üstten, c) şematik gösterimi
(a) external, b) top and, c) schematic representation of the Am-Be neutron source irradiation cell)

Tablo 3. İndiyum monitörünün nükleer özellikleri [36,37] (Nuclear properties of indium monitor)

Monitör	M (g/mol)	İzotop	θ (%)	Reaksiyon	T _{1/2}	σ ₀ ^{(a)(b)}	g ^(b)	I ₀ (b)	F _{Cd} ^(c)	Ê _r ^(c) (eV)	E _γ (keV)	P _γ (%)
In	114,818	¹¹⁵ In	95,71	¹¹⁵ In (n, γ) ^{116m} In	54,29 DK	166,413	1,0194	2700	1,075	1,51	416,86 1097,30 1293,54	27,7 56,2 84,4

(a) σ₀=2200 m/s nötron hızı için tesir kesiti

(b) T=293,6 K için

(c) E_{Cd}=0,55 eV için verilen değer

2.6. Gama Pik Alanların Hesaplanması ve Sayım Sistemi (Calculation of Gamma Peak Areas and Counting System)

Gama spektrumunda pikler çoğunlukla normal dağılımla (Gausyen dağılımı) ile gösterilirler. Fakat spektrumdaki pikler de Compton saçılmaları ve birden fazla gama ışını olması sebebiyle normal dağılımdan sapmalar gerçekleşebilir. Pik alanları çoğunlukla Covell Metodu ile hesaplanır. Bir gama spektrumu doğal fon ve normal gama pikleri olmak iki bileşenden oluşur. Pik net alan hesabı bu iki bileşenin toplam alanından doğal fon alanın çıkarılması ile olur. Bir pikin spektrumdaki görünümü Şekil 3'te verilmiştir. Pik net alan hesabı ise Eş. 3'te verilmiştir [38].

$$D = \sum_{a=u}^v x_a - \left(\frac{A}{B} \right) (B_1 + B_2) \quad (3)$$

Burada;

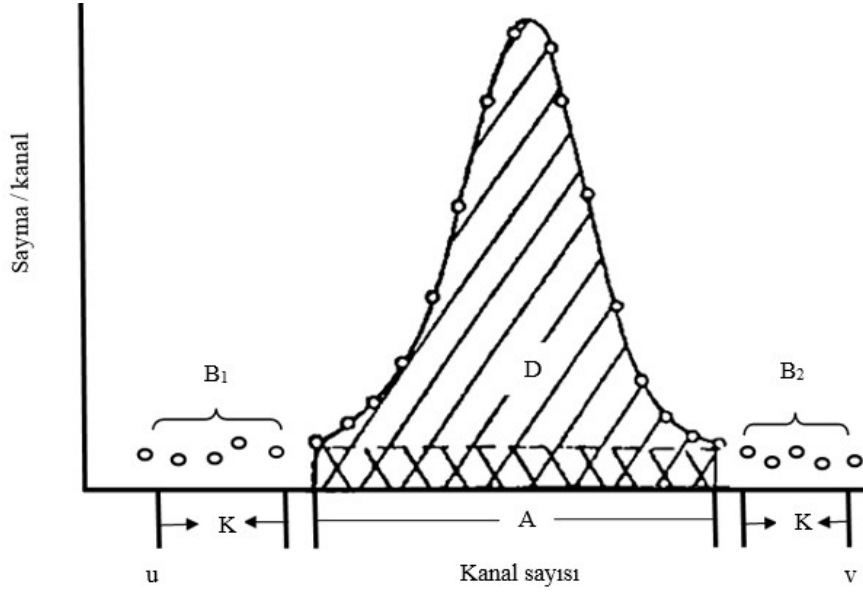
- v : Fotopik başlangıç bitiş numarası
- u : Fotopik başlangıç kanal numarası
- A : Pikin kapsadığı kanalların sayısı (A = v-u+1)
- x_a : a. Kanaldaki sayım

- B₁ = (Σ_{a=u}^{u+K-1} x_a)/k
- B₂ = (Σ_{a=v-K+1}^v x_a)/k
- K : Pikin uç noktalarındaki kanal sayısı
- x_u : u. Kanaldaki sayma miktarı
- x_v : v. Kanaldaki sayma miktarı

Çelik numunelerin yüzeyleri kaplanarak radyasyon koruyucu özellikleri Co-60 tarafından yayılan gama alanında incelenmiştir. Gama radyasyon ölçümünde Canberra-1000 probu kullanılmıştır. Sayım sistemi ORTEC DSPEC jr. 2.0 akıllı ünitesi ve HPGe dedektöründen oluşan bir gama spektrometrisidir ve Şekil 4'te verilmiştir. HPGe dedektörü 68,8 mm çapta, 67,9 mm yükseklikte ve koaksiyel silindirik geometride; voltaj çıkışı +3500 V DC'dir. Dedektör çözünürlüğü 1,73 keV, bağıl verim %58,4 ve ⁶⁰Co için 1332,50 keV enerjide tepe oranı 75:1'dir. Gama spektrumları Maestro-32 ve Gamma Vision-32 yazılımlarında değerlendirilmiştir.

3. Sonuçlar ve Tartışma (Results and Discussions)

AISI 1040 karbon çeliği ve 4 farklı yüzey kaplama malzeme XRD karakterizasyon yöntemi kullanılarak analiz edilmiştir. Bu yöntem oluşturulan numunelerin amorf ve kristal yapısını tahmin etmek için



Şekil 3. Bir pikin spektrumdaki görüntüsü ve pik alanı hesabı [34]
(The image of a peak in the spectrum and the calculation of the peak area)

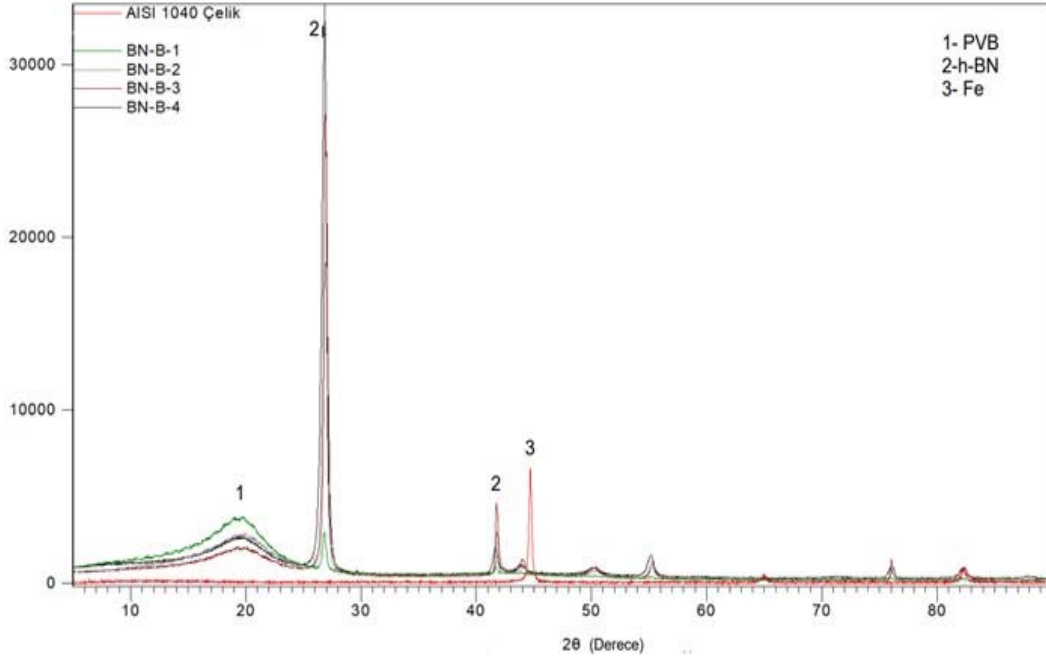


Şekil 4. Nötron kaynağı sayım sistemi ve gama spektrometresinin a) dıştan, b) üstten görünüşü
(Neutron source counting system and gamma spectrometer from the a) outside, b) top view)

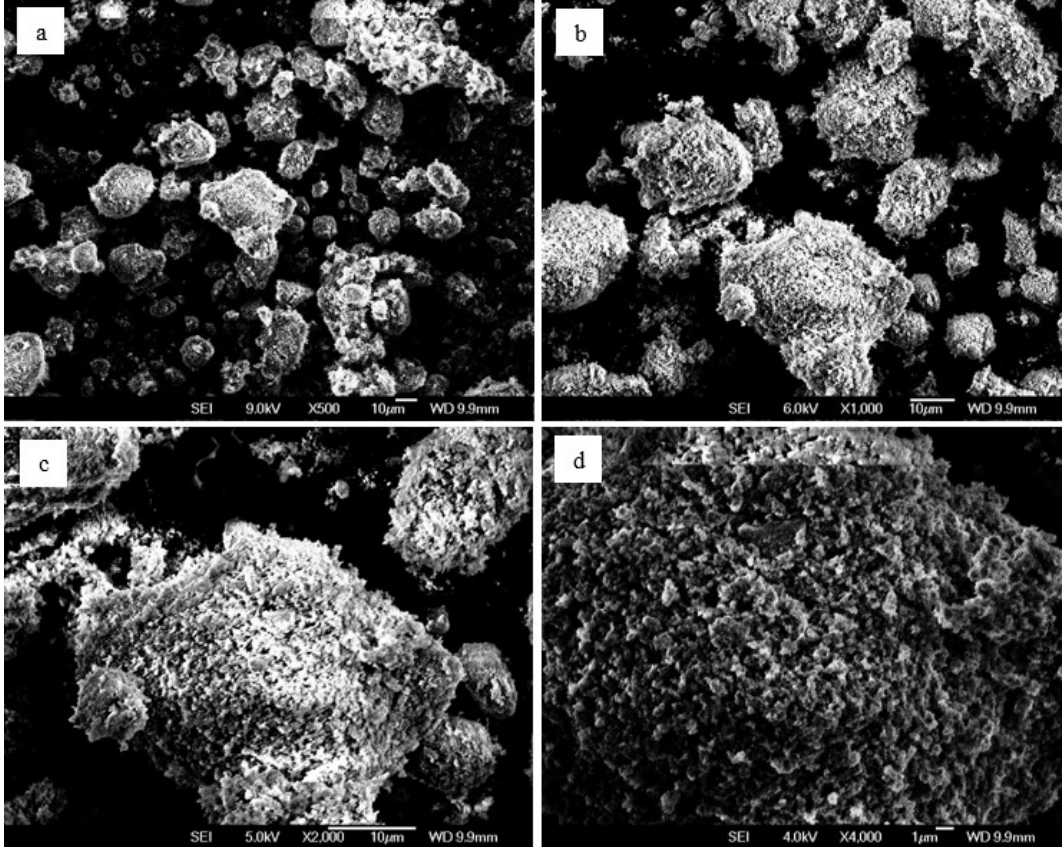
tercih edilmiştir. BN-B kaplama malzemelerine ait XRD grafikleri Şekil 5'te verilmiştir. XRD spektrumun da 2θ skala ekseninde 19° , 26.67° , 41.56° , 43.81° , 44.5° , 50.07° , 54.94° , 59.41° , 71.17° , 75.83° , 82.05° , 87.57° de kırınım pik değerleri verilmiştir. 44.5° de görülen keskin pik (3) bir demir zirvesini gösterir. Bu sonuç literatür ile uyumludur [39]. AISI 1040 çelik örnekleri BN-B ile kaplandığında bu keskin pik kaybolur. Bu BN-B kaplama malzemelerinin taban malzeme yüzeyinde yoğun şekilde tutunduğunu gösterir. 26.67° de ortaya çıkan yoğun ve keskin pik, h-BN kristalografik düzlem yapısına (2) atanabilir. Bu pik, görünen altgen grafitik yapının (2) yansımasıyla aynı olup düzenli bir kristal hegzagonal yapısının olduğunu gösterir. Bu sonuç Joint Committee on Powder Diffraction Standards (JCPDS) dosya no. 01-073-2095 ile de karşılaştırılmış ve sonuçların uyum içinde olduğu görülmüştür. Ayrıca kristal boyut analizinde h-BN tozunun kristal boyutunun yaklaşık $32,2$ nm olduğu

tespit edilmiştir. PVB'in XRD spektrumunda 2θ skala ekseninde 19° ve 42° de iki kırınım pik zirvesi bulunur [40]. 19° de bulunan pik zirveleri (1) PVB'in kısmen kristal bir yapıya sahip olduğunu gösterir. Yüzey kaplama malzemesindeki h-BN konsantrasyonu arttıkça h-BN'e ait piklerin yoğunluğu ve keskinliği de artmaktadır. Bu, h-BN'ün kaplama malzemesi matrisinde kristal yapısını koruduğunu göstermektedir. Bununla beraber PVB'in tepe noktası yoğunluğundaki azalma, PVB maddesinin h-BN içinde homojen bir şekilde dağıldığını göstermektedir.

Katkı malzemesi h-BN'ün SEM ile farklı oranlar da büyütmeleri alınmış ve bu görüntüler Şekil 6'da verilmiştir. SEM görüntüleri incelendiğinde tüm h-BN taneciklerinin rastgele yönlendiğini, mikro pullardan ve nano parçacıklardan oluştuğu gözlenmiştir. Ayrıca seramik malzemenin en belirgin özelliği olan tanecikli yapılar, bu



Şekil 5. AISI 1040 çelik ve bu taban malzeme üzerine büyütülen 4 farklı kaplamannın XRD grafikleri (XRD graphics of AISI 1040 steel and 4 different coatings grown on this base material)



Şekil 6. h-BN tozunun farklı büyütme oranlarında SEM fotoğrafları a) x500 b) x1k c) x2k d) x4k (SEM photos of h-BN powder at different magnifications a) x500 b) x1k c) x2k d) x4k)

fotoğraflarda açık bir şekilde anlaşılmaktadır. Elde edilen görüntüler literatürle karşılaştırılmış ve benzer yapıların olduğu görülmüştür [31,

41]. Şekil 7'de oluşturulan BN-B kaplama numunelerinin 0. ve 7. gün de fotoğrafları sunulmuştur. Tüm kaplamalar 19°C derece sabit oda

sıcaklığında bekletildikten sonra incelendiğinde süt beyazı kıvamını koruduğu ve cam şişelerin dibinde çok az tortu oluştuğu gözlenmiştir. Bu sonuç h-BN katkı malzemesinin PVB’de mükemmel şekilde dağıldığını gösterir. Mükemmel dağılım göstermesinin temel sebebi ise PVB’deki hidroksil grubu ile h-BN’deki azot (N) arasındaki etkileşimdir [31].

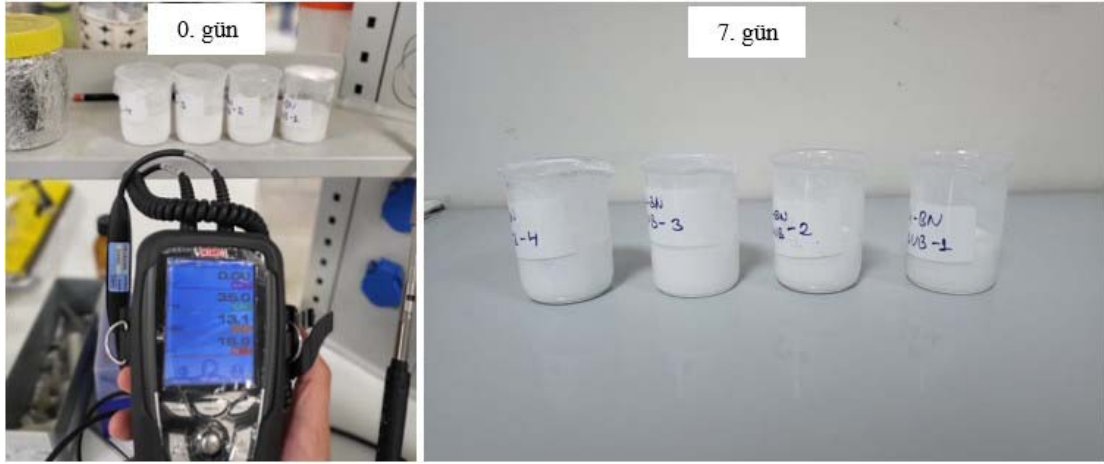
Oluşturulan yüzey kaplama malzemelerinin SEM görüntüleri Şekil 8’te verilmiştir. h-BN ilavesinin seramik benzeri davranışı [42] numunenin yüzeyinde Şekil 8b’de görüldüğü gibi girintilere neden olmaktadır. Ayrıca katkı maddesi ilave oranı arttıkça yüzeydeki girintili yapı oranı artmaktadır.

Hazırlanan kaplamalar çelik numunelere uygulanarak yüzey kalınlıkları (PCE-CT 28 Kalınlık Ölçüm Cihazı) ölçülmüştür. Kalınlıkları sırasıyla 740 μm , 674 μm , 742 μm ve 721 μm ’dir. Bu çalışmada farklı oranlarda h-BN katkı maddesi ile formüle edilmiş kaplama malzemelerinin termal nötron soğurma katsayıları (makroskopik tesir kesiti) hesaplanmıştır. Işınlama $^{241}\text{Am-Be}$ izotopik nötron kaynağında yavaş nötronlarla yapılmıştır. Nötron radyasyon monitörü olarak indiyum elementi kullanılmıştır. İndiyumun kullanılmasının bazı sebepleri vardır. Bunlar indiyumun tesir kesiti, termal ve termal üstü enerji bölgesinde nötronlar için yüksek olmasıdır [43]. Şekil 9’da indiyum115-nötron yutma tesir kesiti verilmiştir. Yapılan ölçümler ile alınan sonuçlar 0-2000 keV enerji aralığındaki nötronlar hakkında bilgi vermiştir.

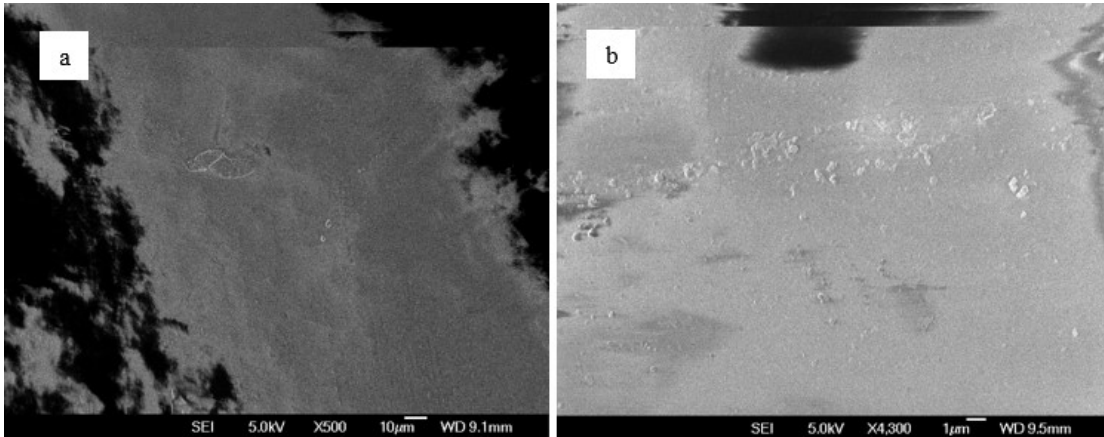
Reaksiyon 1 sonucunda oluşan $^{116\text{m1}}\text{In}$ radyoaktif izotopunun gama spektrometre cihazı ile gama spektrumu alınmış ve oluşturduğu pik alanları Şekil 9’da verilmiştir. Spektreumda indiyumun ana gama enerjileri olan 416,86 keV (Şekil 10’da 1 numaralı kırmızı pik), 1097,33 keV (Şekil 9’da 2 numaralı kırmızı pik) ve 1293,56 keV (Şekil 9’da 3 numaralı kırmızı pik) de oluşturduğu piklerin alanları kaydedilmiştir.

Bu ölçümler hedef numune tarafından zayıflatılan yavaş nötronlar ile ışınlamadan elde edilen aktifliği ve kaynaktan yayılan yavaş nötronlar ile ışınlamadan elde edilen monitör aktifliğin kaydedilmesi şeklinde ayrı ayrı tekrarlanmıştır. Eş.2 kullanılarak farklı kalınlıklarda kaplanmış numunelerin termal nötron soğurma katsayısı (Σ_T , makroskopik tesir kesiti) hesaplanmış ve sonuçlar Tablo 4’te verilmiştir. Kaynaktan yayılan nötronların oluşturduğu gama ışını pik alanları I_0 ile, hedef numuneyi geçen nötronlardan elde edilen gama ışını pik alanları $I(x)$ ile ve kaplama kalınlığı ise X ile gösterilmiştir.

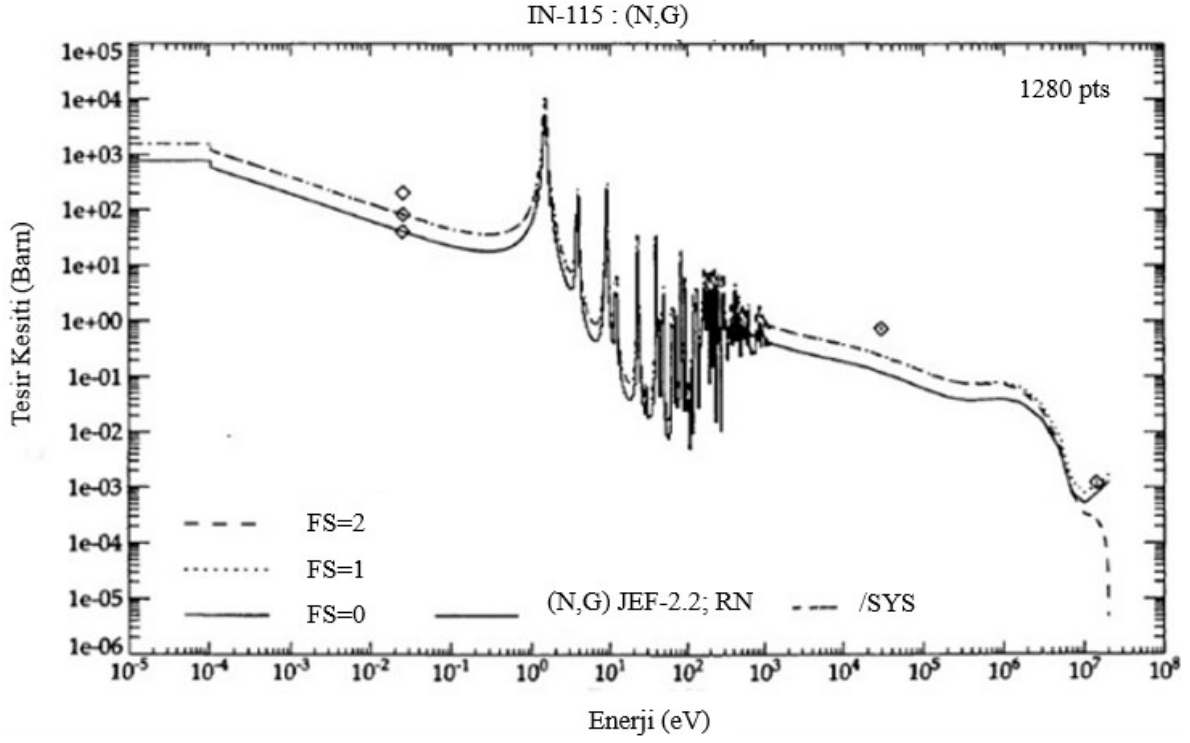
Deneysel olarak elde edilen termal nötron soğurma katsayıları ile kaplama malzemelerinin radyasyon zayıflama sonuçları Tablo 5’te verilmiştir. Teorik bilgiye uygun olarak h-BN miktarı arttıkça nötron emilim oranının arttığı görülmüştür. Kaplama malzemesi örneklerinin termal nötronları %48 oranına kadar emdiği sonucuna ulaşılmıştır. Literatür de bor içerikli benzer çalışmalarda incelenmiş ve benzer kalınlığa sahip malzemelerin nötron emilim oranlarının daha düşük olduğu görülmüştür [45, 46].



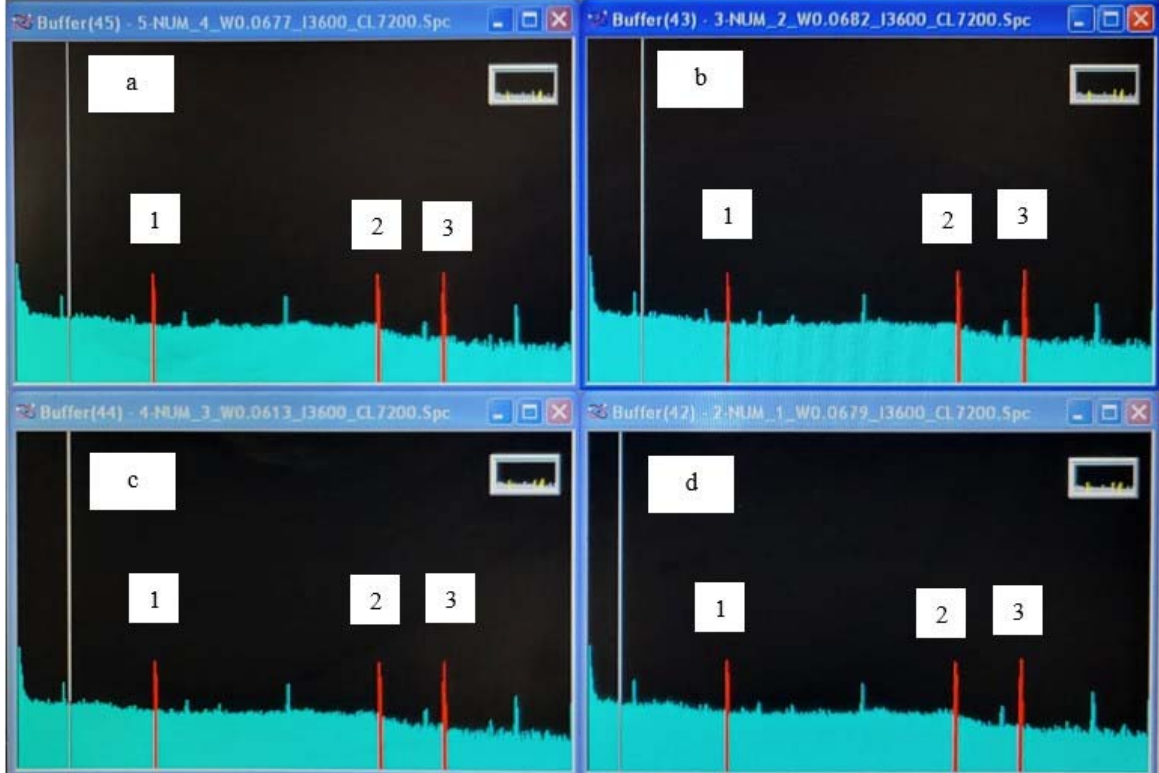
Şekil 7. BN-B kaplama numunelerinin 0. gün ve 7.gün fotoğrafları, soldan sağa sırayla BN-B-4, BN-B-3, BN-B-2, BN-B-1 (Day 0 and day 7 photos of BN-B coating samples, from left to right, in order BN-B-4, BN-B-3, BN-B-2, BN-B-1)



Şekil 8. BN-B-4 numunesinin SEM görüntüleri, büyütme oranı a) x500, b) x4300k (SEM images of BN-B-4 dye, magnification a) x500, b) x4300k)



Şekil 9. İndiyum-115 nötron yutma tesir kesiti [44] (Indium-115 neutron absorption cross section)



Şekil 10. Gama spektrumu pik alanları 1) 416,86 keV 2) 1097,33 keV 3) 1293,56 keV a) BN-B-4 b) BN-B-2 c) BN-B-3 d) BN-B-1

(Gamma spectrum peak areas 1) 416,86 keV 2) 1097,33 keV 3) 1293,56 keV a) BN-B-4 b) BN-B-2 c) BN-B-3 d) BN-B-1)

Bununla birlikte h-BN'ün hızlı nötron emilim kesiti çok küçüktür. Bu da hızlı nötronlara karşı malzemeyi korumasız kılmaktadır. Ancak

nötron kalkanları için genel kural nötronları yavaşlatarak termal enerji seviyesine indirmek, ardından zırh malzemesi tarafından emilimini

Tablo 4. Termal nötron soğurma katsayısı (makroskopik tesir kesiti) ölçüm sonuçları
(Thermal neutron absorption coefficient (macroscopic cross section) measurement results)

BN-B-1	Pik alanı/Toplam makroskopik tesir kesiti (Σ_T)			Ortalama makroskopik tesir kesiti
	$E_\gamma = 416,86$ keV	$E_\gamma = 1097,33$ keV	$E_\gamma = 1293,56$ keV	
BOŞ (I_0)	8904	9811	11711	
$I_{(x)}$	8342	9035	10970	$\Sigma_T = 0,959$ cm ⁻¹
0 °C Kalınlık ($x = 0.074$ cm)	$\Sigma_T = 0,881$ cm ⁻¹	$\Sigma_T = 1,113$ cm ⁻¹	$\Sigma_T = 0,883$ cm ⁻¹	
BN-B-2	Pik alanı/Toplam makroskopik tesir kesiti (Σ_T)			Ortalama makroskopik tesir kesiti
	$E_\gamma = 416,86$ keV	$E_\gamma = 1097,33$ keV	$E_\gamma = 1293,56$ keV	
BOŞ (I_0)	8904	9811	11711	
$I_{(x)}$	6946	7541	9228	$\Sigma_T = 3,730$ cm ⁻¹
0 °C Kalınlık ($x = 0.067$ cm)	$\Sigma_T = 3,706$ cm ⁻¹	$\Sigma_T = 3,928$ cm ⁻¹	$\Sigma_T = 3,557$ cm ⁻¹	
BN-B-3	Pik alanı/Toplam makroskopik tesir kesiti (Σ_T)			Ortalama makroskopik tesir kesiti
	$E_\gamma = 416,86$ keV	$E_\gamma = 1097,33$ keV	$E_\gamma = 1293,56$ keV	
BOŞ (I_0)	8904	9811	11711	
$I_{(x)}$	5777	6379	7773	$\Sigma_T = 4,514$ cm ⁻¹
0 °C Kalınlık ($x = 0.074$ cm)	$\Sigma_T = 4,602$ cm ⁻¹	$\Sigma_T = 4,580$ cm ⁻¹	$\Sigma_T = 4,360$ cm ⁻¹	
BN-B-4	Pik alanı/Toplam makroskopik tesir kesiti (Σ_T)			Ortalama makroskopik tesir kesiti
	$E_\gamma = 416,86$ keV	$E_\gamma = 1097,33$ keV	$E_\gamma = 1293,56$ keV	
BOŞ (I_0)	14635	16038	19776	
$I_{(x)}$	7507	8368	10155	$\Sigma_T = 12,730$ cm ⁻¹
0 °C Kalınlık ($x = 0.072$ cm)	$\Sigma_T = 12,839$ cm ⁻¹	$\Sigma_T = 12,534$ cm ⁻¹	$\Sigma_T = 12,817$ cm ⁻¹	

Tablo 5. Nötron emilim sonuçları (Neutron absorption results)

Örnek	Kalınlık, cm	Makroskopik Tesir Kesiti, cm ⁻¹	% Nötron Emilim ($I/I_0 * 100$)
BN-B-1	0,074	$\Sigma_T = 0,959$	% 93,15
BN-B-2	0,067	$\Sigma_T = 3,730$	% 77,89
BN-B-3	0,074	$\Sigma_T = 4,514$	% 65,42
BN-B-4	0,072	$\Sigma_T = 12,817$	% 51,58

sağlanmaktadır. Bütünsel olarak nötron radyasyonundan korunmak için kaplama malzemesine ek maddeler katılarak hızlı nötronlar termal enerji seviyesine yavaşlatılabilir [47].

4. Sonuçlar (Conclusions)

Bu çalışmamızda h-BN katkı maddesi ile formüle edilmiş kaplama malzemesinin nötron zırhı olarak kullanılabilirliği araştırılmıştır. Katkı maddesinin ve bu malzeme ile oluşturulan yüzey kaplayıcının yapısal özellikleri incelenmesi için XRD desenleri ve SEM mikro görüntüleme analizleri yapılmıştır. XRD desenlerinden elde edilen sonuçlara göre h-BN katkı maddesinin PVB içinde homojen bir şekilde dağıldığı ve kristal yapısını koruduğu görülmüştür. Benzer şekilde SEM görüntüleri incelendiğinde de h-BN katkı maddesinin PVB kaplamasında homojen bir dağılım gösterdiği sonucu doğrulanmıştır.

Oluşturulan kaplama malzemeleri AISI 1040 karbon çelik numunelere uygulanarak yaklaşık aktivitesi 20,5 Ci (759 GBq) ve termal nötron akısı $3,13 \times 10^4$ n.cm⁻².s⁻¹ olan ²⁴¹Am-Be izotropik nötron kaynağında radyasyona maruz bırakılmıştır. PVB kaplama içerisine h-BN katkı maddesi %4,76 ile %50 arasında değişen oranlarda ilave edilmiştir. Kaplama malzemesi örneklerinin tamamında termal nötron radyasyonu koruma kabiliyetine sahip olduğu bulunmuştur. Sonuçlar değerlendirildiğinde formülasyon da katkı malzemesinin oranı artırdıkça makroskopik tesir kesit değerinin arttığı ve sonuç olarak numunenin nötron radyasyonunu engelleme özelliğini artırdığını göstermektedir. Ancak kaplama malzemesi içerisindeki bor miktarının artırılması ile nötron emilim

oranı artıyor olsa da kütlece %50 oranından fazla bor kullanıldığında perdeleme etkisi daha etkin olmakta ve kaplama malzemesinin yapısal bozulmalar görülmektedir. Kaplama malzemesi içinde en iyi nötron emilim doz oranı BN-B-4 ile kodlanmış örnekte %48,42 olarak hesaplanmıştır. Kaplama malzemesinin beton ve kurşundan çok daha hafif olması, insan ve çevre sağlığı için zararlı olmaması ve diğer zırh malzemeleri ile kıyaslandığında termal nötron enerjilerinde çok iyi radyasyondan koruyucu özelliğe sahip olduğunu sonucuna varılmıştır. Oluşturulan kaplama malzemesinin metal, beton ve ahşap olmak üzere her yüzeye uygulanabilmesi geniş bir kullanım alanı sağlanmaktadır. Bu özelliğinden dolayı özel bir malzeme üretimi gerektirmeyecek olması diğer zırhlama malzemeleri ile karşılaştırıldığında çok büyük bir avantaj sağlamaktadır. Bunun yanında iş sağlığı ve güvenliği ilkeleri açısından incelendiğinde kullanılan hammaddelerin ile oluşturulan malzemenin insana ve çevreye toksik olan partikül salınımı yapmaması uzun süreli maruziyette toksik tehlike oluşturmamaktadır. Bu çalışma farklı kullanım amaçları için (antikorozyon, yangın geciktiriciliği, antifouling vb.) kaplama malzemesinin formülasyonu ve kullanılan katkı maddelerinde değişiklikler yapılmasıyla geliştirilebilir.

Teşekkür (Acknowledgement)

Bu çalışma İstanbul Gedik Üniversitesi Bilimsel Araştırma Projeleri Komisyonu'nun "GDK202207-12" proje numarası ile desteklenmiştir. Ayrıca kaplama malzemesi örneklerinin geliştirme aşamalarında laboratuvar desteği sağlayan Gazi Üniversitesi Fen Fakültesi Kimya Bölümü, Bölüm Başkanı Prof. Dr. Ali Dişli, Prof. Dr. Serkan Yavuz ve Doç. Dr. Hamdi Özkan'a teşekkür ederiz.

Kaynaklar (References)

- Bilici İ., Aygün B., Deniz C.U., Öz B., Sayyed M.I., Karabulut A., Fabrication of novel neutron shielding materials: Polypropylene composites containing colemanite, tincal and ulexite, *Progress in Nuclear Energy*, 141, 103954, 2021.
- Penfold J., Thomas R.K., Neutron reflectivity and small angle neutron scattering: An introduction and perspective on recent progress, *Current Opinion in Colloid and Interface Science*, 19 (3), 198-206, 2014.
- Nambiar, S., Yeow, J. T., Polymer-composite materials for radiation protection. *ACS Applied Materials & Interfaces*, 4 (11), 5717-5726, 2012.
- Gökoğlan E., Ekinci M., Özgenç E., İlem-özdemir D., Aşıkoğlu M. Radyasyon ve insan sağlığı üzerindeki etkileri, *Anadolu Kliniği Tıp Bilimleri Dergisi*, 25 (3), 289-294, 2020.
- Kılınçarslan, Ş., Başıyigit, C. & Akkurt, İ., Investigation of heavyweight concrete with barite aggregates for radiation shielding, *Journal of the Faculty of Engineering and Architecture of Gazi University*, 22 (2), 393-399, 2007.
- Kaewjaeng S., Kothan S., Chaiphaksa W., Chanthima N., Rajaramakrishna R., Kim H. J., Kaewkhao J., High transparency La₂O₃-CaO-B₂O₃-SiO₂ glass for diagnosis x-rays shielding material application, *Radiation Physics and Chemistry*, 160, 41-47, 2019.
- Tyagi G., Singhal A., Routroy S., Bhunia D., Lahoti M., Radiation Shielding Concrete with alternate constituents: An approach to address multiple hazards, *Journal of Hazardous Materials*, 404, 124201, 2021.
- European Commission Directive 2011/65/EU of the European Parliament and of the Council of 8 June 2011 – ROHS Off. J. Eur. Union, 2011.
- Esawii H.A., Salama E., El-ahll L.S., Moustafa M., Saleh H.M., High impact tungsten-doped borosilicate glass composite for gamma and neutron transparent radiation shielding, *Progress in Nuclear Energy*, 150, 104321, 2022.
- Özcan A., Türkan N., Aksu, M., Gülbiçim H., Kurt E., Monte Carlo simulation of gamma shielding properties of Lanthanum hexaboride (LaB₆) and Cerium hexaboride (CeB₆) materials synthesized by magnesiothermic reduction, *Journal of the Faculty of Engineering and Architecture of Gazi University*, 38 (2), 927-936, 2022.
- Malkapur S.M., Ghodke S.S., Sujatha P.N., Singh Y., Shivakumar K.S., Sen M., Narasimhan M.C., Pulgur A.V., Waste-polymer incorporated concrete mixes for neutron and gamma radiation shielding, *Progress in Nuclear Energy*, 135, 103694, 2021.
- Daungwilailuk T., Yenchai C., Rungjaroenkitti W., Pheinsusom P., Panwisawas C., Pansuk W., Use of barite concrete for radiation shielding against gamma-rays and neutrons, *Construction and Building Materials*, 326, 126838, 2022.
- Knott J.C., Khakbaz H., Allen J., Wu L., Mole R.A., Baldwin C., Nelson A., Sokolova A., Beirne S., Innis P.C., Frost D.G., Cortie D., Rule K.C., Few-layer hexagonal boron nitride / 3D printable polyurethane composite for neutron radiation shielding applications, *Composites Science and Technology*, 233, 109876, 2023.
- Lee M.K., Lee J.L., Kim J.W., Lee G.J., Properties of B₄C-PbO-Al(OH)₃ epoxy nanocomposite prepared by ultrasonic dispersion approach for high temperature neutron shields, *Journal of Nuclear Materials*, 445, 63–71, 2014.
- Lakshminarayana, G., Baki, S.O., Kaky, K.M., Sayyed, M.I., Tekin, H.O., Lira, A., Kityk, I.V., Mahdi, M. A., Investigation of structural, thermal properties and shielding parameters for multicomponent borate glasses for gamma and neutron radiation shielding applications. *J. Non-Cryst. Solids*. 471, 222-237, 2017.
- Yılmaz S.N., Akbay İ.K., Özdemir T., A metal-ceramic-rubber composite for hybrid gamma and neutron radiation shielding, *Radiation Physics and Chemistry*, 180, 109316, 2021.
- Özdemir T., Akbay I. K., Uzun H., Reyhançan I. A., Neutron shielding of EPDM rubber with boric acid: mechanical, thermal properties and neutron absorption tests. *Progress in Nuclear Energy*, 89, 102-109, 2016.
- Aygün B., High alloyed new stainless steel shielding material for gamma and fast neutron radiation, *Nuclear Engineering and Technology*, 52 (3), 647-653, 2020.
- Aygün B., Neutron and gamma radiation shielding Ni based new type super alloys development and production by Monte Carlo Simulation technique, *Radiation Physics and Chemistry*, 188, 109630, 2021.
- AL-Rajhi M.A., Idriss H., Alaamer A.S., El-Khayatt A.M., Gamma / neutron radiation shielding, structural and physical characteristics of iron slag nanopowder, *Applied Radiation and Isotopes*, 170, 109606, 2021.
- Saleh A., Shalaby R.M., Abdelhakim N.A., Comprehensive study on structure, mechanical and nuclear shielding properties of lead free Sn-Zn-Bi alloys as a powerful radiation and neutron shielding material, *Radiation Physics and Chemistry*, 195, 110065, 2022.
- Gökçe H. S., Yalçınkaya Ç., Tuyan M., Optimization of reactive powder concrete by means of barite aggregate for both neutrons and gamma rays. *Construction and Building Materials*, 189, 470-477, 2018.
- Piotrowski T., Neutron shielding evaluation of concretes and mortars: A review. *Construction and Building Materials*, 277, 122238, 2021.
- Mehta P. K., Monteiro P. J., *Concrete: microstructure, properties, and materials*. McGraw-Hill Education, 2014.
- Kontani O., Ichikawa Y., Ishizawa A., Takizawa M., Sato O., Irradiation effects on concrete structure *Proceedings in International Symposium on the Ageing Management & Maintenance of Nuclear Power Plants*, International Atomic Energy Agency (IAEA), 173-182, 2010.
- Demir F., Budak G., Sahin R., Karabulut A., Oltulu M., Un A., Determination of radiation attenuation coefficients of heavyweight-and normal-weight concretes containing colemanite and barite for 0.663 MeV γ -rays. *Annals of Nuclear Energy*, 38 (6), 1274-1278, 2011.
- Yarar Y., Bayülken A., Investigation of neutron shielding efficiency and radioactivity of concrete shields containing colemanite. *Journal of nuclear materials*, 212, 1720-1723, 1994.
- Ergin E.H., Yağimli M., Tozan H., Yalçın G.E., Arca E., Mathematical modelling of sound transmission loss performances of different coloured surfaces coated with polyurethane-based paint, *Transactions of the IMF*, 98 (5), 271-276, 2020.
- Chen S., Liu G.S., He H.W., Zhou C.F., Yan X., Zhang J.C., Physical structure induced hydrophobicity analyzed from electrospinning and coating polyvinyl butyral films, *Adv. Condens. Matter Phys.*, 2019, 1-5, 2019.
- Motlatle, A.M., Mofokeng, T.G., Scriba, M.R., Ojijo, V., Ray, S.S., The effect of electrically conducting carbon materials on the conductivity and morphology of poly(vinyl butyral) and chitosan blend composite for application in anti-corrosive coatings, *Synthetic Metals*, 281, 116914, 2021.
- Wang J., Wang N., Liu M., Ge C., Hou B., Liu G., Sun W., Hu Y., Ning Y., Hexagonal boron nitride/poly(vinyl butyral) composite coatings for corrosion protection of copper, *Journal of Materials Science & Technology*, 96, 103-112, 2022.
- Coan T., Barroso G.S., Motz G., Bolzana A., Machado R.A.F., Preparation of PMMA/hBN composite coatings for metal surface protection, *Materials Research*, 16 (6), 1366-1372, 2013.
- Radhakrishnan S., Siju C. R., Mahanta D., Patil, S., Madras G., Conducting polyaniline-nano-TiO₂ composites for smart corrosion resistant coatings, *Electrochimica Acta*, 54 (4), 1249-1254, 2009.
- ²⁴¹Am-Be Nötron Işınlama Hücresinde Nükleer Veri Ölçümleri, *Teknik Rapor*, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, 7-11, 39-41, 2010.
- Gülümser, T., Radyoterapide fotonötron ölçümü ve zırlaması, *Yüksek Lisans Tezi*, Akdeniz Üniversitesi, Sağlık Bilimleri Enstitüsü, Antalya, 2016.
- Chilian, C., Chambon, C., Kennedy, G., Neutron self-shielding with k₀-NAA irradiations, *Nucl. Instrum and Methods A*, 622, 429-432, 2010.
- Yücel H., Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü 101523-Nötron Aktivasyon Analizi Laboratuvarı Föyü, 2020.
- Keleş S., Ortalama enerjisi 5MeV olan bir nötron spektrumu kullanarak ²³²Th'nin fisyon ürünlerinin kütle dağılımının belirlenmesi, *Yüksek lisans Tezi*, Gazi Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara, 2003.
- Bhattacharyya, S., Mohanty, D., Kumar, P., Das, S.K., Sahoo, P., Pal, S.K., Chakraborty, S., A corrosion and tribo-failure analysis of Ni-P-Cu coated mild steel (AISI-1040) at varied copper concentration, *Engineering Failure Analysis*, 146, 107063, 2023.
- Zhang, Y., Ding, Y., Li, Y., Gao, J., Yang, J., Synthesis and characterization of polyvinyl butyral-Al (NO₃)₃ composite sol used for alumina based fibers, *Journal of Sol-Gel Science and Technology*, 49, 385-390, 2009.
- Arslan, K., Seval, H. K., Murathan Ö. F., Soysal K., Multiwalled boron nitride microtubes (BNMTs) shielding in thermal neutron absorbing, *Radiation Effects and Defects in Solids*, 173 (7-8), 555-566, 2018.

42. Güngör A., Akbay İ. K., Yaşar D., Özdemir T., Flexible X/Gamma ray shielding composite material of EPDM rubber with bismuth trioxide: mechanical, thermal investigations and attenuation tests, *Progress in Nuclear Energy*, 106, 262-269, 2018.
43. Konefala, A., Orlefb, A., Dybekc, M., Maniakowskib, Z., Polaczek-Grelika, K., Zippera, W., Correlation between radioactivity induced inside the treatment room and the undesirable thermal/resonance neutron radiation produced by linac, *Physica Medica*, 24, 212-218, 2008.
44. International Nuclear Data Committee. IAEA Annual Report for 1997. Atlas of Neutron Capture Cross Sections. https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/060/28060364.pdf. Yayın tarihi Nisan, 1997. Erişim tarihi Ağustos 20, 2023.
45. Neutron Capture Cross Sections.A. Güngör, I.K. Akbay, T. Özdemir, EPDM Rubber with hexagonal Boron Nitride: A Thermal Neutron Shielding Composite, *Radiation Physics and Chemistry*, 165, 108391, 2019.
46. Özdemir, T., Güngör, A., Reyhancan, İ.A., Flexible neutron shielding composite material of EPDM rubber with boron trioxide: Mechanical, thermal investigations and neutron shielding tests, *Radiation Physics and Chemistry*, 131, 7-12, 2017.
47. Zhang, P., Li, Y., Wang, W., Gao, Z., Wang, B., The design, fabrication and properties of B4C/Al neutron absorbers, *Journal of Nuclear Materials*, 437 (1–3), 350-358, 2013.