



**T.C.
AMASYA ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**BİNALARDA YALITIM MALZEMESİ OLARAK KULLANILAN BAZI
YAPI MALZEMELERİNİN RADYASYON TUTUCULUK
ÖZELLİKLERİNİN BELİRLENMESİ**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Betül SEZER

EYLÜL

Betül SEZER	FİZİK ANABİLİM DALI	EYLÜL 2022
--------------------	----------------------------	-------------------

**BİNALARDA YALITIM MALZEMESİ OLARAK KULLANILAN BAZI
YAPI MALZEMELERİNİN RADYASYON TUTUCULUK
ÖZELLİKLERİNİN BELİRLENMESİ**

Betül SEZER

**YÜKSEK LİSANS TEZİ
FİZİK ANABİLİM DALI**

Danışman

Prof. Dr. Betül ÇETİN

**AMASYA ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

EYLÜL 2022

Yüksek Lisans Tezi Kabul ve Onay Sayfası

Betül SEZER tarafından hazırlanan “Binalarda Yalıtım Malzemesi Olarak Kullanılan Bazı Yapı Malzemelerinin Radyasyon Tutuculuk, Özelliklerinin Belirlenmesi” adlı tez çalışması aşağıdaki jüri tarafından OY BİRLİĞİ ile Amasya Üniversitesi Fizik Anabilim Dalında YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.

Danışman: Prof. Dr. Betül ÇETİN

Fizik Anabilim Dalı, Amasya Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak yüksek lisans tezi olduğunu onaylıyorum.

Başkan: Prof. Dr. İbrahim YİĞİTOĞLU

Nükleer Fizik Anabilim Dalı, Tokat Gaziosmanpaşa Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak yüksek lisans tezi olduğunu onaylıyorum.

Üye: Doç. Dr. Serpil ERYILMAZ

Fizik Anabilim Dalı, Amasya Üniversitesi

Bu tezin, kapsam ve kalite olarak yüksek lisans tezi olduğunu onaylıyorum.

Tez Savunma Tarihi: 19/08/2022

Jüri tarafından kabul edilen bu tezin Yüksek Lisans Tezi olması için gerekli şartları yerine getirdiğini onaylıyorum

.....

Doç. Dr. Ümit YILDIRIM

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

ETİK BEYAN

Amasya Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Tez Yazım Kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmada;

- Tez içinde sunduğum verileri, bilgileri ve dokümanları akademik ve etik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi,
 - Tüm bilgi, belge, değerlendirme ve sonuçları bilimsel etik ve ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu,
 - Tez çalışmada yararlandığım eserlerin tümüne uygun atıfta bulunarak kaynak gösterdiğimi,
 - Kullanılan verilerde herhangi bir değişiklik yapmadığımı,
 - Bu tezde sunduğum çalışmanın özgün olduğunu,
- bildirir, aksi bir durumda aleyhime doğabilecek tüm hak kayıplarını kabullendiğimi beyan ederim.

Betül SEZER
(19 /08 /2022)

**BİNALARDA YALITIM MALZEMESİ OLARAK KULLANILAN BAZI YAPI
MALZEMELERİNİN RADYASYON TUTUCULUK ÖZELLİKLERİNİN
BELİRLENMESİ
(Yüksek Lisans Tezi)**

Betül SEZER

AMASYA ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

Eylül 2022

ÖZET

Teknolojinin gelişmesiyle birlikte kullanılan teknolojik cihazların artması, radyasyondan korunmanın daha önemli hale gelmesine sebep olmuştur. Gelişen teknolojiye paralel olarak artan radyasyon dozunu azaltmak için uygun koruyucu malzemelerin geliştirilmesi ile canlıların radyasyondan minimum düzeyde etkilenmesi mümkündür (Mahesh, 2012). Radyasyondan korunmanın en etkili yolu, radyasyon kaynağı ile araya koruyucu bir malzeme koymaktır. Bu yöntem “zırhlama” yöntemi olarak isimlendirilir. Radyasyondan korunmada zırhlamanın önemi bilindiği için radyasyon ile çalışılan hemen her alanda farklı zırhlama malzemelerinin geliştirilmeye çalışıldığı çalışmalar önemli çalışmalardır. Literatürde beton, çelik, metal vb. radyasyon zırhlama özelliklerinin araştırıldığı birçok malzeme bulunmaktadır. Bilindiği gibi standart radyasyon koruyucu malzeme olarak beton ve kurşun kullanılmaktadır. Beton yaygın olarak gama ışını koruması için kullanılır ve ucuz bir malzemedir (Akkurt vd., 2012). Tedarik edilmesi kolaydır ancak neme karşı yüksek hassasiyet, şeffaf olmaması, radyasyona maruz kalan çatlak oluşumu, geçirimsiz görünür ışık ve hareketsizlik gibi dezavantajları vardır (Ersundu vd., 2018). Kurşun ise her platformda kullanılması hem maliyet hem de teknik olarak mümkün olmayan bir malzeme olduğu için yeni zırhlama malzemelerinin tespit edilmesi önemlidir. Ayrıca kapalı ortamlarda yaşantımızın %80 ini geçirdiğimizi düşünürsek (UNSCEAR, 2010), ortamın yapısında kullanılan malzemelerin ne derece radyasyon tutucu olduğunu bilmek önemlidir. Bu sebeple bu çalışmada, binalarda yalıtım malzemesi olarak kullanılan çeşitli malzemelerin radyasyon zırhlama özellikleri 3”x3” NaI(Tl) dedektörlü gama spektrometresi kullanılarak araştırılmıştır.

Sayfa Adedi : 50
Anahtar Kelimeler : Gama spektrometresi, Radyasyon, Zırhlama
Danışman : Prof. Dr. Betül ÇETİN

DETERMINATION OF RADIATION SHIELDING PROPERTIES OF SOME
BUILDING MATERIALS USED AS INSULATION MATERIAL IN BUILDINGS
(M.Sc.Thesis)

Betül SEZER

AMASYA UNIVERSITY
GRADUATE SCHOOL OF NATURAL AND APPLIED SCIENCES
September 2022

ABSTRACT

The increased in technological devices used with the development of technology have caused radiation protection to become more important. With the development of suitable protective materials to reduce the radiation dose increasing in parallel with the developing technology, it is possible for living things to be affected by radiation at a minimum level (Mahesh, 2012). The most effective way of protection from radiation is to put a protective material between the radiation source and the radiation source. This method is called the "shielding" method. Since the importance of shielding in radiation protection is known, studies in which different shielding materials are tried to be developed in almost every field working with radiation are important studies. In the literature, there are many materials in which radiation shielding properties such as concrete, steel, metal, etc. are investigated. As is known, concrete and lead are used as standard radiation shielding materials. Concrete is widely used for gamma ray shielding and is an inexpensive material (Akkurt et al., 2012). It is easy to supply, but it has disadvantages such as high sensitivity to moisture, lack of transparency, crack formation exposed to radiation, impermeable visible light and inactivity (Ersundu et al., 2018). As lead is a material that is both costly and technically impossible to use on every platform, it is important to identify new armoring materials. Also, considering that we spend 80% of our lives in closed environments (UNSCEAR, 2010), it is important to know what degree of radiation scavenging the materials used in the structure of the environment have. For this reason, in this study, the radiation shielding properties of various materials used as insulation materials in buildings were investigated using the gamma spectrometer with detector with a 3"x3" NaI(Tl) detector.

Number of pages : 50
Keywords : Radiation, Gamma spectrometer, Armoring
Supervisor : Prof. Dr. Betül ÇETİN

ÖN SÖZ VE TEŞEKKÜR

Tez çalışmaları ve tez yazımı süresince bilgi birikimi, öneri ve yönlendirmelerinden faydalandığım danışman hocam sayın Prof. Dr. Betül ÇETİN' e teşekkürlerimi sunarım.

Tez savunma jürisinde bulunan ve savunma sınavı esnasında yaptıkları katkılarından dolayı sayın Prof. Dr. İbrahim YİĞİTOĞLU hocama ve sayın Doç. Dr. Serpil ERYILMAZ hocama göstermiş oldukları hoşgörü ve yardımlarından dolayı teşekkürlerimi sunarım.

Eğitimim boyunca her türlü maddi ve manevi desteklerini esirgemeyen aileme teşekkürlerimi sunarım.



İÇİNDEKİLER

	Sayfa
ÖZET	iv
ABSTRACT.....	v
ÖN SÖZ VE TEŞEKKÜR.....	vi
ŞEKİLLER DİZİNİ	x
1. GİRİŞ	1
2. LİTERATÜR TARAMASI VE KAVRAMSAL ÇERÇEVE	3
2.1. Radyasyon ile İlgili Temel Kavram ve Terimler	3
2.1.2. Radyasyon kaynakları	4
2.1.3. Radyasyon çeşitleri	6
2.1.4. Radyasyonun kullanım alanları.....	8
2.1.5. Radyasyonun insan sağlığı üzerindeki etkileri.....	10
2.1.6. Radyasyondan korunma yöntemleri.....	11
2.1.6.1. Zaman kuralı	12
2.1.6.2. Mesafe kuralı.....	13
2.1.6.3. Zırhlama kuralı	13
3. RADYASYON ZIRHLAMA	16
3.1. Radyasyon Zırhlama Malzemeleri.....	17
3.1.1. Kurşun.....	17
3.1.2. Paslanmaz Çelik.....	18
3.1.3. Tungsten.....	19
3.1.4. Beton	19
3.1.5. Cam	20

3.2 Elektromanyetik Radyasyonun Madde İle Etkileşimi	20
	Sayfa
3.2.1.Fotoelektrik olay	20
3.2.2. Compton olayı.....	21
3.2.3.Çift oluşum.....	23
3.3. Tesir Kesiti	24
3.4.Elektromanyetik Radyasyonun Soğrulması	26
4. MATERYAL VE YÖNTEM.....	29
4.1. Gama spektrometre sistemi	30
4.2. NaI (TI) detektörü.....	30
6. SONUÇ	40
KAYNAKÇA.....	45
ÖZGEÇMİŞ	50

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge	Sayfa
Çizelge 2.1. Radyasyon ölçü birimleri.....	4
Çizelge 2.2. İyonlaştırıcı radyasyon çeşitleri.....	7
Çizelge 2.3. İyonlaştırma özelliklerine göre radyasyonlar	14
Çizelge 4.1. Numuneler	29



ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil	Sayfa
Şekil 2.1. Radyasyon kaynaklarının tahminsel oranları (UNSCEAR, 2010: 404)	6
Şekil 2.2. Alfa, beta ve gama radyasyonları	8
Şekil 2.3. Radyasyondan korunmak için gerekli 3 temel kural (TAEK, 2010).....	40
Şekil 2.4. Giriciliklerine göre iyonlaştırıcı radyasyonlar (Ertaş, 2014).....	15
Şekil 3.1. Temel radyasyon zırhlama süreci	16
Şekil 3.2. Tipik radyasyon zırhlama malzemeleri	17
Şekil 3.3. Fotoelektrik olay	20
Şekil 3.4. Compton olayı	22
Şekil 3.5. Çift oluşumu	23
Şekil 3.6. Tesir kesiti ile gelen demetin şiddeti arasındaki ilişki ve tesir kesitinin geometrik yorumu	25
Şekil 3.7. X-ışınlarının madde ile etkileşmesi	26
Şekil 4.1. Gama spektroskopi sistemini oluşturan bileşenler	30
Şekil 4.2. Kullanılan NaI(Tl) detektörünün çalışma mekanizması.....	31
Şekil 5.1. 662 keV enerjisi için lineer zayıflama katsayısı sonuçları	32
Şekil 5.2. 1173 keV enerjisi için lineer zayıflama katsayısı sonuçları	32
Şekil 5.3. 1332 keV enerjisi için lineer zayıflama katsayısı sonuçları	33
Şekil 5.4. Soğurma katsayılarının enerji ile değişimi	33
Şekil 5.5. Numune 1 ve Numune 2 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	34
Şekil 5.6. Numune 3 ve Numune 4 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	34
Şekil 5.7. Numune 5- Numune 8 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	35

	Sayfa
Şekil 5.8. Numune 9- Numune 13 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	35
Şekil 5.9. Numune 14- Numune 16 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	36
Şekil 5.10. Numune 17- Numune 18 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	36
Şekil 5.11. Numune 19- Numune 22 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	37
Şekil 5.12. 662 keV enerjisinde HVL ve TVL değerleri	38
Şekil 5.13. 1173 keV enerjisinde HVL ve TVL değerleri	40
Şekil 5.14. 1332 keV enerjisinde HVL ve TVL değerleri	39
Şekil 6.1. Numune 1- Numune 22 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	40
Şekil 6.2. Numune 2- Numune 8 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	40
Şekil 6.3. Numune 3, Numune 15 ve Numune 17 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	40
Şekil 6.4. Numune 5, Numune 6, Numune 18, Numune 20 ve Numune 21 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	40
Şekil 6.5. Numune 7, Numune 16 ve Numune 19 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi	40

1.GİRİŞ

Bütün canlılar yeryüzünde mevcut halde bulunan radyasyon ile karşı karşıyadır. Çünkü radyasyon, hava gibi her yerde ve her zaman var olan bir enerjidir. J. J. Thomson'un 1887 yılında elektronu keşfinden sonra W. C. Röntgen tarafından 1895 yılında X-ışınlarının keşfedilmesi ile başlayan süreç sonrasında çekirdek hakkındaki ilk çalışmalar bir radyoaktif kaynaktan çıkan α parçacıkları kullanılarak Rutherford tarafından 1911 yılında yapılmıştır. Her ne kadar 1911 yılında Rutherford yaptığı bu çalışma ile çekirdeğin varlığını tespit etmiş olsa da, H. Becquerel tarafından yapılan Uranyum tuzu kristali deneylerinde; kristalin fotoğraf plağında oluşturduğu lekelerin sebep olduğu izlerin gözlemlendiği 1896 yılı milat olarak kabul edilir (Özdoğan ve ark., 2005). Becquerel, fotoğraf plağında oluşan lekeleri kullanarak üç farklı enerjiyi birbirinden ayırmış ve bunları alfa (α) ve beta parçacığı (β) ile gama (γ) ışımaları olarak adlandırılmıştır. 1932 yılında J. Chadwick tarafından nötronun keşfi ile birlikte yüksüz olan nötronların yüksek giriciliğe sahip oldukları da göz önünde bulundurularak nükleer reaksiyonlarda kullanılabilecekleri düşünülmüştür. Bu gelişmeler ışığında gerçekleştirilen çalışmalar, sonraki çalışmaların temelini oluşturmuş ve radyoaktif maddelerin yapay yollarla üretilmesinin önünü açmıştır. Yeni parçacıkların keşifleri, teknolojik ilerlemeyi daha da hızlandırmış ve çekirdek fiziği, tohum ıslahından enerji üretimine, hastalıkların teşhis ve tedavisine, yapı analizinden yaş tayinine daha birçok alanda geniş bir uygulama sahasına sahip olmuştur. Bu gelişmeler ışığında radyasyonun her alanda kullanılması, özellikle radyasyon çalışanlarının radyasyona maruz kalmalarına neden olmuştur. Radyasyonun canlılar üzerinde zararlı etkilere neden olabilmesi için, enerjisini biyolojik yapıya aktarması gerekmektedir (iyonizasyon). Bu nedenle, özellikle iyonize karakterli radyasyonlar korunmayı gerektirirler. Hayatımızın hemen her alanında kullandığımız radyasyonu, zararlı etkilerinden dolayı hayatımızdan çıkaramayacağımıza göre, radyasyonun zararlı etkilerini en aza indirmeyi sağlayacak korunma önlemleri alınması önemli hale gelmiştir. Bu sebepten dolayı radyasyon barındıran çalışma ortamlarında, radyasyon kaynağı ile çalışan arasında özel bir radyasyon bariyeri kurmak önemli hale gelmiştir. Bu gereksinimden yola çıkarak, her bireyinin korunabileceği bariyerlerin inşasında kullanılan malzemelerin radyasyon geçirgenliğinin bilinmesi ve ona göre seçilmesi gerekmektedir.

Maddelerin radyasyon tutuculuk özellikleri yoğunluklarıyla doğru orantılıdır. Bu sebeple yoğunluğu yüksek olan kurşun zırhlama teknolojisinde en çok kullanılan malzemedir. Fakat kurşuna alternatif malzemelerin belirlenip kullanılması ile farklı zırh malzemesi üretilir. Bu şekilde kurşunun bilinen çeşitli zararlarına karşı önlem alınmış olunurken ayrıca malzeme kullanım alanı çoğaltılacak ve ülke ekonomisi büyük bir kazanç sağlayacaktır.

Bu çalışmada, radyasyon geçirmezliğini sağlayabilecek binalarda yalıtım malzemesi olarak kullanılan bazı yapı malzemelerinin radyasyon tutuculuk özelliklerinin belirlenmesi amaçlanmıştır.



2. LİTERATÜR TARAMASI VE KAVRAMSAL ÇERÇEVE

2.1. Radyasyon ile İlgili Temel Kavram ve Terimler

Radyasyonla ilgili tanımlaması yapılması gereken en temel kavramlardan biri "radyoaktivite"; doğal radyoaktivite ve yapay radyoaktivite olmak üzere iki kısımda incelenir. Doğadaki kararsız elementlerin dış etkenler olmaksızın atom çekirdeğinden fazla enerji salmasına "doğal radyoaktivite" denir (Türkiye Atom Enerjisi Kurumu [TAEK], 2002: 2).

Radyoaktivite, çekirdekteki nötron sayısının proton sayısına oranına bağlıdır ve bu oran çekirdeğin kararlılığının bir göstergesidir. Kararlı izotoplar, kararlılık kuşağı adı verilen dar bir bant üzerinde bulunurlar. Hafif elementlerde çoğunlukla nötron ve proton sayısı eşit olduğu halde, protondan daha fazla nötron bulunanlar da ağır elementlerdir. Kararlılık kuşağı sonuna doğru nötron/proton oranı 1,5 kadar artmaktadır. Proton sayısı artarsa, aralarındaki itmeyi yenmek için gittikçe daha çok sayıda nötron bulunması gereği açıktır.

Proton sayısı 83'ten fazla olan çekirdekler, kararsız çekirdekler olarak bilinir ve kararlılık bandının dışında kalırlar (Chang ve Goldsby, 2014/2018: 733, 738). Kararsız çekirdeklerin radyasyonla kararlı yapıya dönüşmesine "radyoaktif bozunma" olarak tanımlanırken, radyasyon yayan madde "radyoaktif madde" olarak isimlendirilir (Ergül, 2009:242). Bir radyonüklidin başlangıçta sahip olduğu aktivitenin başlangıç değerinin yarısına düşmesi için geçen zaman "yarılanma ömrü" kavramı olarak tanımlanır ve $t_{1/2}$ ile gösterilir (TAEK, 2009: 6).

Radyasyon ise radyoaktif çekirdeklerin parçacıklar veya elektromanyetik dalgalar şeklinde taşıdığı, kendiliğinden veya çevreden toplanan enerjiyle birlikte onu stabilize etmek için serbest bırakılan fazla enerji olarak tanımlanabilir (TAEK, 2002: 4). Kısacası, "ışınlama" terimi genellikle "uzayda parçacık veya dalga şeklinde salınan enerji" olarak tanımlanan radyasyona maruz kalma şeklinde ifade edilmektedir (TAEK, 2009:73, 75). "Radyasyon dozu" ifade radyasyonla ilgili tanımlarda sıklıkla kullanılan bir terimdir. Ölçülen radyasyon miktarı ile bu radyasyonun canlıda oluşturabileceği kimyasal/biyolojik etkiler arasında bir ilişki kurmak için "radyasyon dozu" ifadesi kullanılır. "Işınlama dozu" ise

birim havada sadece X veya gama radyasyonun oluşturduğu yük miktarını tanımlamak için kullanılır. Radyasyonun birim doku kütesine verdiği enerji "absorbe edilen doz" olarak tanımlanırken farklı radyasyon hasarları dikkate alınarak ağırlıklı absorbe edilen doz "eşdeğer doz" olarak tanımlanır. Farklı doku hasarları dikkate alınarak hesaplanan ağırlıklı eşdeğer doz "etkili doz" ve radyasyon kaynağı nedeniyle bir grup insan tarafından alınan toplam etkili doz "toplu etkili doz" olarak adlandırılır (TAEK, 2009: 11).

Radyasyonla ilgili değerlendirmeleri ve limitleri anlamak için, radyasyon birimlerini bilmek gerekir (Kumaş, 2009b:32). Çizelge 1. , ışınlanmış doz, aktif, soğurulan doz ve eşdeğer doz terimleri için kullanılan ölçü birimlerini göstermektedir.

Çizelge 2.4. Radyasyon ölçü birimleri

Terim	Birim
Işınlama Dozu	Coulomb/kilogram (C/kg)
Aktivite	Becquerel (Bq)
Soğrulmuş Doz	Gray (Gy)
Eşdeğer Doz	Sievert (Sv)

Yukarıdaki tanımlar radyasyonun anlamını daha iyi anlamak için bilinmesi gereken kavramlardır, bunun yanında radyasyon kaynağını oluşturan bileşenlerin de bilinmesi önemlidir.

2.1.2. Radyasyon kaynakları

Radyasyon kaynaklarını iki kısımda inceleyebiliriz; Doğal radyasyon kaynakları ve Yapay radyasyon kaynakları.

Yeryüzündeki tüm canlılar yaşamları boyunca doğal kaynaklardan gelen radyasyona maruz kalmaktadır ve bu radyasyonun miktarı, çoğu insanın toplam maruziyetinin önemli bir kısmını oluşturmaktadır. Doğal radyasyon kaynaklarını oluşturan iki ana bileşen vardır; uzaydan Dünya atmosferine giren yüksek enerjili kozmik ışınlar ve insan vücudu da dahil olmak üzere yer yüzünde ve yer kabuğunda bulunan radyonüklidler. Havada, suda, yiyeceklerde bulunan Pb-210 ve Po-210 vücudumuza iç radyasyona neden olurken, beslenme yoluyla vücudumuzda giren K-40, iç radyasyon kaynaklarından gelen yıllık ortalama dozun yaklaşık olarak yarısını oluşturur (TAEK, 2009: 32).

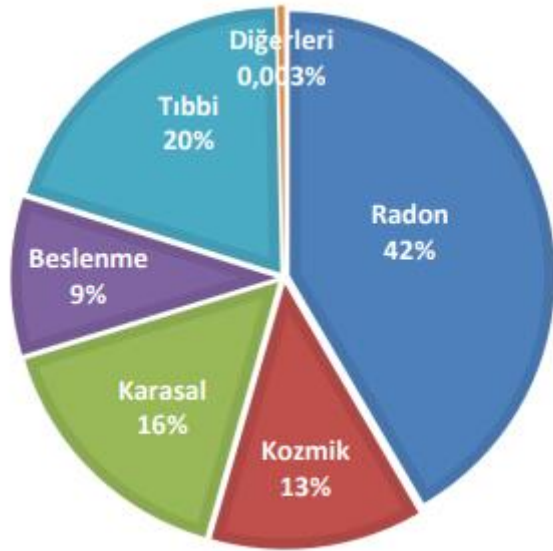
Yerkabuğundan kaynaklanan radyonüklidlerden gelen gama ışınları dış radyasyona en önemli katkıyı yapanlardır ve K-40, U-238 ve Th-232 serileri bu radyasyona neden olan başlıca radyonüklidlerdir (Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyonun Etkileri Bilimsel Komitesi [UNSCEAR], 2010: 223, 233). Atmosferde her yerde bulunan kokusuz ve renksiz bir soy gaz olan Rn-222, kısa ömürlü bir bozunma ürünüdür ve doğal radyasyon kaynakları arasında en büyük radyasyona maruz kalma kaynağıdır. Binalardaki ana kaynağı yapı malzemeleri, binaların altındaki toprak, kaya, gaz ve su olan radon, zemindeki çatlak ve yarıklardan, sızıntılardan, binalardaki derzlerden, duvarlardaki çatlaklardan ve döşeme yapılarındaki boşluklardan yeryüzüne ulaşabilmektedir. Bu kapsamda insan sağlığını tehdit eden ve özellikle akciğer kanserinin önemli sebeplerinden biri olan radonun mevcut ve yeni binalardaki etkisini en aza indirmek veya ortadan kaldırmak için tasarımcılar farklı durumlar için farklı çözümler önererek gerekli önleyici tedbirleri alırlar. Tasarımcılar, üreticiler ve kullanıcılar için radonun oluşturduğu potansiyel sağlık risklerinden kaçınmak önemlidir (APAK, 2014: 89).

Özellikle son yıllarda teknolojiadaki gelişmeler ışığında hayat standartlarının iyileşmesi ile birlikte birçok alanda yürütülen faaliyetler ve uygulamalar çerçevesinde hızla gelişen teknolojiler kullanılarak radyasyon kaynaklarının yapay yollarla üretilmesi hız kazanmıştır (TAEK, 2002: 10). Ancak belirli radyasyon kaynaklarını içeren faaliyetler, uygulamalar ve olaylar sırasında çevreye radyoaktif madde salındığı durumlarda ciddi radyasyon maruziyeti meydana gelebilir. Bu kaynaklardan dünya çapında en büyük radyasyona maruz kalma, 1945 ve 1980 yılları arasında nükleer silahların atmosferik testleri sırasında meydana gelmektedir. Atmosferik ve yeraltı nükleer silah testlerinden kaynaklanan nükleer serpinti ve nükleer silah üretiminden radyonüklidlerin salınması önemli radyasyon kaynaklarıdır (UNSCEAR, 2000: 5, 158-177).

Radyoizotopların yapay yollarla üretimi ve kullanımı ile bu sırada araştırma reaktörlerinde radyonüklidlerin çevreye salınımına neden olan kazalar (örn. Çernobil), nükleer enerji üretimi, bilimsel tüketim malları ve endüstri-tarım ve sanayide kullanılan kaynaklar diğer yapay radyasyon kaynaklarına örnek oluşturur (UNSCEAR, 2000: 180, 191-192; Atakan, 2014).

UNSCEAR tarafından dünya genelinde bireylerin maruz kaldığı radyasyon kaynaklarına ilişkin ortalama doz değer tahminlerine dayanılarak hazırlanan Şekil 2.1'de yapay

radasyon kaynakları içerisinde en büyük katkı tıbbi ışınlamalardan gelirken, doğal radasyon kaynakları içerisinde en büyük katkının radon kaynaklı ışınlamalardan geldiği görülmektedir.



Şekil 2.1. Radyasyon kaynaklarının tahminsel oranları (UNSCEAR, 2010: 404)

Yukarıda bahsedildiği gibi radyasyon kaynağı, radyasyonu tanımlamak için kullanılan parametrelerden biridir. Radyasyonun tanımlanmasında kullanılan bir diğer önemli parametre de radyasyon tipini oluşturan bileşenlerdir.

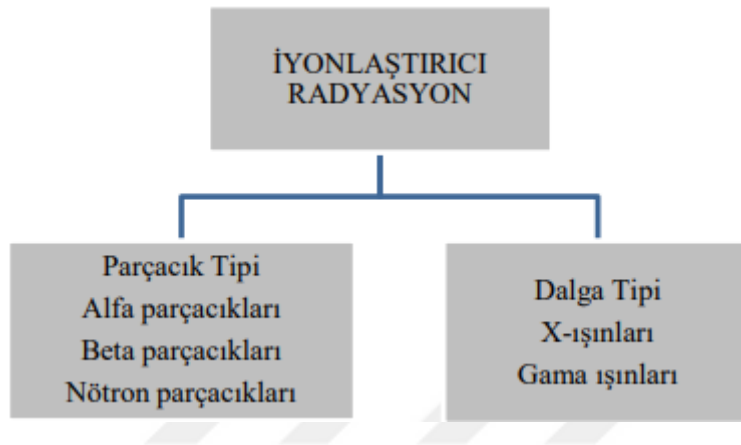
2.1.3. Radyasyon çeşitleri

Radyasyonun türlerini sınıflandırırken; "parçacık radyasyonu", çok hızlı hareket eden, belirli bir kütlesi ve enerjisi olan çok küçük parçacıkları ifade ederken, "dalga tipi radyasyon", iki temel radyasyon türü olarak belirli bir enerjiye sahip kütlesiz radyasyonu ifade eder.

Madde üzerindeki etkisine göre iki bileşen "iyonizan radyasyon" ve "iyonizan olmayan radyasyon" ile sınırlandırılabilir (TAEK, 2002:4). İyonlaştırıcı olmayan radyasyon, daha düşük frekanslara ve dolayısıyla daha düşük enerjiye sahip, iyon oluşturmamayan ve insan vücudu üzerindeki etkileri moleküler düzeyde kalan elektromanyetik dalgalardan oluşur (Atakan, 2014: 4-5).

Kızıl ötesi (IR), ultraviyole (UV), görünür ışık, radyo dalgaları ve mikrodalgalar iyonlaştırıcı olmayan radyasyon olarak sınıflandırılır (TAEK, 2009:1). Alfa parçacıkları, beta parçacıkları, gama ışınları, X ışınları ve nötronlar olmak üzere beş ana türü bulunan ve "Vurduğu maddede yüklü parçacıklar (iyonlar) oluşturabilen radyasyon" olarak tanımlanan iyonlaştırıcı radyasyon Çizelge 2'de gösterildiği gibi, parçacık tipi ve dalga tipi olmak üzere iki kısımda incelenmektedir "iyonizan radyasyon" olarak adlandırılmaktadır (TAEK, 2002:4)

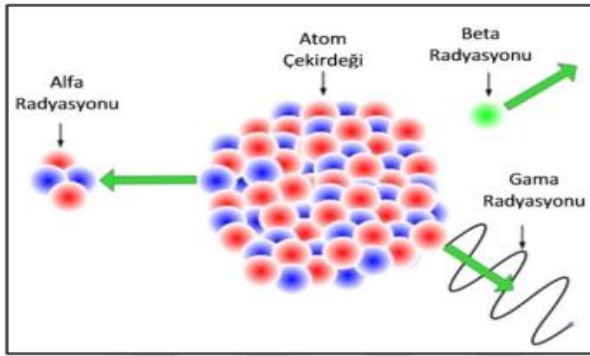
Çizelge 2.5. İyonlaştırıcı radyasyon çeşitleri



İyonlaştırıcı radyasyon "parçacık tipine" göre sınıflandırıldığında, Çizelge 2.'de gösterildiği gibi dolaylı iyonlaştırıcı nötron parçacıklarının yanı sıra alfa ve beta parçacıklarıyla da karşılaşırız. "Alfa parçacıkları" iki protona ve iki nötrona sahip Helyum çekirdeğidir (He_4^{++}) ve " α " sembolü ile gösterilir. Büyük yükleri nedeniyle materyalden geçerken güçlü iyonizasyona neden olurlar ve bu nedenle çok fazla enerji kaybederler. Radyasyonun diğer bir parçacık türü, pozitronlar (pozitif yüklü elektronlar, β^+) ve negatronlar (negatif yüklü elektronlar, β^-) olarak adlandırılan "beta parçacıklarıdır". Alfa parçacıklarından daha zayıf iyonlaştırıcı güce sahip olan beta parçacıkları, maddeye alfa parçacıklarından daha iyi nüfuz eder (TAEK, 2002: 4-5). Aynı sınıflandırmadaki "nötronlar", nükleer fisyon ve nükleer füzyon olaylarında yapay olarak üretilirler (TAEK, 2009:7-8). Nötronlar dolaylı iyonlaştırıcıdır (Kumaş, 2009b: 12) ve yüksüz oldukları için genellikle oldukça nüfuz edicidirler. Bu özelliklerinden dolayı nötronlar, radyasyon türleri içerisindeki en tehlikeli parçacık olma özelliğine sahiptir (Akkurt ve El-Khayatt, 2013).

İyonlaştırıcı radyasyon "dalga tipine" göre sınıflandırıldığında, Çizelge 2.'de gösterildiği gibi "X-ışınları" ve "gama ışınları" ile karşılaşırız. X-ışınları, dalga tipi radyasyonun bir

bileşenidir. Doğal ve yapay iki çeşit X-ışını vardır. Yapay olarak "bir vakum tüpünde metalik bir hedefe çarpan yüksek hızlı elektronlar tarafından elde edilir" X-ışınları olarak da adlandırılan bu ışınlar, elektronlar atomlardan fırlatılan elektronlardan daha yüksek enerji seviyelerinden sıçradığında meydana gelen aşırı enerjiden oluşur. Aynı sınıflandırmadaki gama ışınları (γ), atom çekirdekleri tarafından yayılan alfa ve beta parçacıklarının ve bunların fazla enerjilerinin kararlı bir duruma ulaşmak için yaydıkları dalga tipi bir radyasyon türüdür (Şekil 2.2). Bu ışınların nüfuz gücü alfa ve beta parçacıklarına göre çok daha yüksek fakat iyonlaşma gücü düşüktür "(TAEK, 2002: 5-6).



Şekil 2.2. Alfa, beta ve gama radyasyonları

Açıklanan bu parçacık tipi ve dalga tipi iyonlaştırıcı radyasyon türlerinin özellikleri farklıdır ve bu özelliklerine göre kullanım alanları çeşitlilik göstermektedir.

2.1.4. Radyasyonun kullanım alanları

1895' te X-ışınlarını keşfeden Wilhelm Röntgen, 1896' da doğal radyoaktiviteyi keşfeden Henri Becquerel, 1934' te yapay radyoaktiviteyi keşfeden Frederic Joliot ve Irene Curie Joliot'dır. Bu buluşlar, radyasyonun tıpta kullanımına ilişkin gelişmelerin başlangıç noktasını oluşturmuştur (Lombardi, 1999: 35).

Günümüzde radyasyon kullanım alanlarına göre sınıflandırıldığında, keşfinden itibaren hızla büyümüş ve hayatımızın birçok alanında kendine yer bulmuştur; ilaç, endüstriyel, tarım ve güvenlik uygulamalarının yanı sıra enerji ve tüketim ürünleridir. Tıbbi uygulamalarda radyasyon, çeşitli uygulamalar için kullanılır.

Tıp alanında kullanılan radyasyon, uygulama alanlarına göre üç kısma ayrılabilir; radyoloji, radyoterapi ve nükleer tıp. "Radyoloji" olarak bilinen yöntem, vücudun bir organına veya bölgesine röntgen çekerek hastalığı teşhis eden, giderek daha fazla kullanılan ve geliştirilen bir tıbbi uygulamadır (TAEK, 2002: 12). Radyasyonun tıpta kullanılan bir başka uygulaması olan "radyoterapi" ; X-ışınları, gama ışınları, elektronlar ve protonlar gönderilerek hastanın vücut dokularındaki kanser hücrelerinin radyasyona maruz bırakılması yoluyla yok edilmesine dayalı kanserli hastalıkların tedavisinde kullanılan bir tekniktir.

Radyofarmasötiklerin hastalıkların farklı yöntemlerle teşhis ve tedavi edilmesinde kullanıldığı "nükleer tıp", radyasyonun bir diğer tıbbi uygulama alanıdır. Ayrıca diş hekimliğinde radyasyon, radyoloji uygulamaları kapsamında kullanılmaktadır.

Radyasyon birçok avantajı ile endüstride de geniş bir uygulama alanı kazanmıştır. Gama ışınları ve X ışınları, tıbbi cihazların ve ekipmanların sterilizasyonu, boru, buhar kazanı gibi ürünlerden, kağıt, plastik, demir, çelik, çimento gibi birçok endüstriyel ürün tipine uygulanmaktadır. Ayrıca baraj sızıntısı tespiti, akarsu akış ölçümü, yeraltı suyu tespiti ve hareketlerinin takibi de radyasyonun endüstrideki kullanım alanlarına örneklerdir (TAEK, 2002: 14-15).

Radyasyonun kullanıldığı bir diğer alan ise tarımsal uygulamalardır. Radyasyonla mutasyona uğratarak verim ve dayanıklılığı artırılan tohumlar, uzun süre saklanabilmesi için raf ömrü uzatılan gıdalar, tahıla zarar veren haşerelerin sterilizasyonu gibi uygulamalar radyasyonun tarımda kullanıldığı diğer örneklerdir (Kumaş, 2009:31). Gümrüklerde, limanlarda, havaalanlarında, alışveriş merkezlerinde vb. bagaj, araç, çanta ve ambalaj malzemelerinin görüntülenmesi, sınır geçişlerinde kaçakçılığın önlenmesi ve kargo taşıma araçlarının içindekilerin görüntülenmesi de güvenlik amaçlı radyasyon kullanımının örnekleridir.

Nükleer enerji de uzun yıllardır enerji üretimini sağlamak için kullanılan bir kaynaktır ve nükleer santraller büyük miktarlarda enerji üretir (TAEK, 2002: 16).

Radyoaktif madde içeren duman dedektörleri, floresan lambalar, gazlı trityum lambalar, antistatik fırçalar, radyolüminesans madde içeren ürünler, uranyum ve toryum içeren ürünler radyasyonun tüketici ürünlerinde kullanımına örnektir.

Radyasyon, bahsi geçen uygulama ve ürünlerin yanı sıra veterinerlik uygulamalarında çeşitli araştırma ve eğitim uygulamalarında kullanılmaktadır. Ayrıca, kültürel varlıkların tahribatsız, hızlı, doğru ve güvenilir bir şekilde tanımlanması ve tarihlendirilmesi için nükleer analiz teknikleri dünya çapında yaygın olarak kullanılmaktadır ve üretim tekniklerinin yanında o zamanki sosyoekonomik durum hakkında bilgi vermektedir. Bu teknikler sayesinde arkeolojik eserlerin yapımında kullanılan malzemeler tanımlanabilmekte, hammaddeler, üretim teknikleri, önceki değişiklikler, restorasyonlar ve sahtecilikler, çevresel etkiler ve yaş gibi süreçler belirlenebilmektedir (TAEK, 2011:1-2). Bu bilgiler ışığında, radyasyonun farklı uygulama alanlarındaki farklı kullanımları olmakla birlikte gerekli önlemler alınmadığı takdirde insan sağlığına ciddi tehditler oluşturacağı da bir gerçektir.

2.1.5. Radyasyonun insan sağlığı üzerindeki etkileri

Radyasyonun canlı organizmalarda biyolojik etkiler üretme yeteneği, radyan enerjinin hücreler ve dokular tarafından emilmesinden ve dokularda dağılımından kaynaklanmaktadır, fiziksel, kimyasal ve biyolojik olmak üzere üç aşamada gerçekleşir (Coşkun, 2011).

Radyasyonun neden olduğu biyolojik etkileri deterministik etkiler ve rastgele etkiler olmak üzere iki kısımda inceleyebiliriz. Yüksek dozda radyasyona maruz kaldıktan kısa bir süre sonra meydana gelen ve ölüme yol açabilen etkiler deterministik etkilerdir. Hücrelerin çok yüksek dozlarda radyasyona aniden maruz kalması ciltte yanma ve kızarıklıklara, üreme organlarında kısırlığa neden olabilir, ayrıca vücudun belirli bölgelerine ve organlarına zarar verebilir (TAEK, 2009:15). Bu etkilerin hücrelere verdiği hasar, dozun hızına ve şiddetine bağlıdır. Radyasyona maruz kalındığında iştahsızlık, baş ağrısı, düşük tansiyon, ateş, kaşıntı, bulantı ve kusma gibi belirtiler erken dönemde ortaya çıkabilir.

Rastgele etkiler ise uzun süreli düşük seviyeli radyasyona maruz kalma nedeniyle belirli bir eşik gerektirmeyen ve bu nedenle artan genetik mutasyon, kanser ve kısalan insan ömrü

riski olan etkilerdir (Lombardi, 1999:42). Rastgele etkiler radyasyona maruz kaldıktan çok sonra etkili olabilir. Radyasyon hücre hasarına neden olur ve hücrelerin kendilerinin yenilenmesini önleyerek veya yavaşlatarak kansere yol açar. Nükleer kaynaklı radyasyon, nesilden nesile aktarılabilen DNA mutasyonlarına neden olabilir. Bu nedenle çok tehlikelidirler. Bu etkilerin (en önemlileri kanser olan) zamanlaması ve şiddeti alınan dozdan bağımsız olmasına rağmen, ortaya çıkan etkilerin radyasyondan kaynaklanıp kaynaklanmadığını belirlemek klinik olarak imkansızdır. (TAEK, 2009: 16).

Radyasyonun insan sağlığı üzerindeki etkilerinin bir diğeri biyolojik sınıflandırmadır; genetik etkiler ve yavrularda meydana gelebilecek etkileri tanımlayan fiziksel (somatik) etkiler olarak yapılabilir. Somatik etkiler aralığında, vücudun tamamının veya bir kısmının kasıtsız olarak yüksek doz kısa süreli radyasyona maruz kalması durumunda, çeşitli hasarlara ve hatta günler veya haftalar içinde ölüme yol açan "erken etkiler" (akut ışınlama semptomları) ortaya çıkar. Ayrıca, uzun bir süre (yıllar) boyunca düşük doz radyasyon kısa sürede alındığından organizmanın kendini tam olarak onarmak için zamanı olmadığı için yavrularda bazı hasarlara, yaşam süresinin kısalmasına ve genetik hastalıklara neden olabilir. Bu etkiler "gecikmeli etkiler" olarak tanımlanır (Kumaş, 2009b: 16-19)

Radyasyonun insan sağlığı üzerine risk oluşturabilecek zararlı etkilerinden korunmak için radyasyondan korunma yöntemlerini anlamak ve bu konuda gereken tüm önlemleri almak önemlidir.

Yüksek doz radyasyona maruziyet insanlar, hayvanlar, bitkiler ve bazı mikroorganizmalar üzerinde fiziksel, kimyasal ve biyolojik olmak üzere çeşitli zararlı etkilere neden olur. Etkileşime girdikleri ortamda iyonlaşmaya neden olan iyonlaştırıcı radyasyon türleri çok tehlikelidir. Bu tür radyasyon dokuya nüfuz ettiğinde doku hücrelerindeki suyu iyonize eder ve serbest radikallerin ortaya çıkmasına neden olur. Sonuç olarak, hücre bölünmesi ve kontrol mekanizmalarının bozulmasına yol açarlar.

2.1.6. Radyasyondan korunma yöntemleri

Radyasyondan korunmada alınan önlemler üç temel kurala dayanmaktadır: zaman, mesafe ve zırhlama. Zaman kuralında amaç radyasyona maruz kalma süresini en aza indirerek alınan dozu azaltmaktır. Mesafe kuralında ise herhangi bir radyasyon kaynağından canlıya

verilen dozun azaltılması için kaynaktan uzak olma şartı geçerlidir. Radyasyon kaynağından uzaklaştıkça radyasyona maruz kalma miktarı azalır.



Şekil 2.3. Radyasyondan korunmak için gerekli 3 temel kural (TAEK, 2010).

Radyasyonu önlemek için kaynağa yakın çalışma süresi en aza indirilse ve kaynağa olan mesafe artırılrsa bile radyasyona maruziyet engellenemez. Bu amaçla, radyasyon çalışanlarının sağlığını korumak için özellikle de radyasyon kaynağı ile geçirilen zaman da düşünüldüğünde, zırhlama en etkili çözümdür. Radyasyonun zararlı etkilerini önlemek için radyasyona maruz kalan sistemleri ve kaynakları bir bariyer yardımıyla ayırarak radyasyon etkilerinin ortadan kaldırılması veya en aza indirilmesidir. Zırhlama ile radyasyon, koruyucu materyalin atomlarıyla doğrudan veya dolaylı olarak etkileşir ve iyonize olur, böylece enerjisini tamamen veya kısmen kaybederek doz seviyesini zararsız hale getirir.

2.1.6.1. Zaman kuralı

Radyasyondan korunmanın en basit kuralı olan zaman kuralı, ALARA (Olabildiğince Düşük) ilkesine dayanır ve mümkün olduğunca az radyasyon almayı amaçlar. Maruz kalma süresini en aza indirerek alınan dozu azaltmak için tasarlanmıştır (EPA, 2018). Alınan doz (ΔX) zaman (t) ile orantılıdır:

$$\Delta X = \Gamma \frac{A}{r^2} \Delta t \quad (2.1)$$

Burada, A radyoaktif kaynağın aktivitesi, r aradaki mesafeyi ve Γ gama ışını sabitini ifade eder.

2.1.6.2. Mesafe kuralı

Havadaki yüklü alfa ve beta radyasyonunun ortalama serbest yolu çok kısadır. Yüksüz nötronlar ve gama daha uzun seyahat edebilir, ancak yoğunlukları azalır. Kural temel olarak kaynaktan olan mesafeyi artırmak ve mümkün olan en az radyasyon dozuna maruz kalmayı sağlamaktır (EPA, 2018). Alınan radyasyon dozu yoğunluğu (A), radyasyon kaynağından olan uzaklığın karesi ile ters orantılıdır. Bu nedenle, kaynaktan gelen radyasyon dalgasının küresel olarak yayıldığını varsaymak doğrudur. Bu durum şu şekilde ifade edilmektedir:

$$A \propto \frac{A_0}{4\pi r^2} \quad (2.2)$$

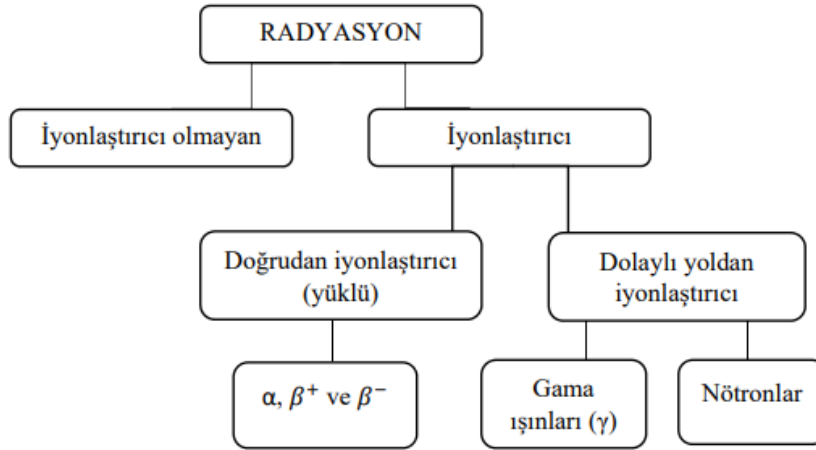
Burada A, r mesafede bulunan radyoaktif kaynaktan maruz kalınan radyasyonun şiddeti, A_0 radyoaktif kaynaktan çıkan radyasyon şiddetidir.

2.1.6.3. Zırhlama kuralı

Koruma, radyasyona maruz kalan sistemlerin ve kaynakların bariyerler yardımıyla radyasyondan ayrılması, böylece radyasyonun etkilerinin ortadan kaldırılması veya en aza indirilmesidir. Zırhlamanın mantığı, kaynaktan yayılan radyasyonun zırh materyalinde kullanılan malzemenin atomları ile etkileşmesi ve enerjilerini malzemenin o atomlarına aktararak onları tüketmesi veya en aza indirmesi esasına dayanmaktadır. Zırhlama için kullanılan malzemeler radyasyonun türüne göre değişiklik göstermektedir.

Radyasyonu doğal kaynaklar ve yapay kaynaklar olmak üzere iki kategoriye ayırmanın yanı sıra, iyonlaştırıcı özelliklerine göre de iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan radyasyon olmak üzere iki kategoride inceleyebiliriz (Çizelge 3).

Çizelge 2.6. İyonlaştırma özelliklerine göre radyasyonlar

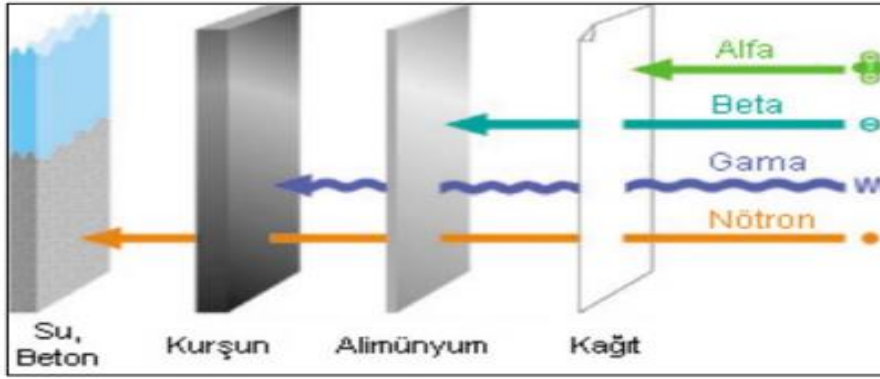


İyonlaştırıcı olmayan radyasyon: Düşük enerjileri nedeniyle etkileştikleri atomları iyonize edemezler, ancak onları heyecanlandırabilir ve daha yüksek enerji seviyelerine yükseltebilirler. Bu tür radyasyon örnekleri, görünür bölge, kızılötesi, yakın ultraviyole ve mikrodalgadır.

İyonlaştırıcı Radyasyon: Neredeyse tüm radyasyon atom çekirdeğinden kaynaklanır ve etkileşime girdiği atomları iyonize edecek kadar yüksek enerjiye sahiptir. Etkileşime girdiği atomları iyonize ettiğinde enerji kaybeder. İyonizasyon için gereken minimum enerji birkaç eV ile 24.6 eV arasındadır. Burada 24.6 eV, He atomlarını bir kez uyarmak için gerekli olan minimum enerjiye karşılık gelir. Bu sınıfın örnekleri alfa, beta, nötron ve gamadır.

α , β^- ve β^+ yüklü parçacıklar oldukları için doğrudan iyonlaşma özelliklerine sahiptirler. Yüksüz olan X ışınları, gama ışınları ve nötronlar ise dolaylı iyonizasyona neden olurlar. İlk olarak, yüklü parçacıkların salınmasına neden olurlar, bu da daha sonra bu parçacıkların doğrudan iyonlaşmasına neden olmaktadır.

Yüklü, büyük alfa ve beta parçacıkları etkileşime girdikleri maddenin çok derinlerine inemezler. Yüksüz ve kütesiz olan gama ışınları ve yüksüz nötronlar ise daha derin maddelere nüfuz edebilir.



Şekil 2.4. Giriciliklerine göre iyonlaştırıcı radyasyonlar (Ertaş, 2014)

Radyasyon kalkanı için kaynaktan çıkan radyasyon yoğunluğunun (I_0), malzemeyi geçen radyasyon yoğunluğundan (I) daha büyük olduğundan emin olunmalıdır. Bu ifade radyasyonun türünden bağımsız üstel bir ifadedir ve Beer-Lambert yasası ile temsil edilir.

$$\begin{aligned} dI &\propto -I dx \\ I &= I_0 e^{-\mu x} \end{aligned} \quad (2.3)$$

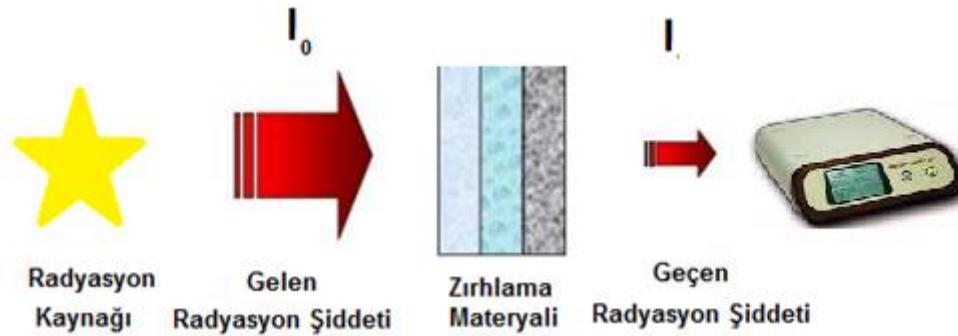
Burada μ Absorbsiyon katsayısı (cm^{-1}) olarak ifade edilir.

Zırhlama sonrasındaki radyasyon yoğunluğunun değişimi, zırhlama öncesi mukavemet ve zırhlama materyalinin kalınlığı ile orantılıdır ve azalma nedeniyle negatiftir.

Radyasyonla çalışılan birimlerde çalışma süresi en aza indirilse ve kaynakla olan mesafe maksimumda tutulsa bile radyasyondan etkilenmemek mümkün değildir. Bu amaçla radyasyon çalışanlarının sağlığını korumak için özellikle radyasyona maruz kaldığı zaman düşünüldüğünde, zırhlama en etkin korunma yöntemidir.

3. RADYASYON ZIRHLAMA

Yüksek enerjisi, nüfuz etme gücü ve iyonlaştırıcı özellikleri nedeniyle radyasyon, canlı organizmalara kolayca nüfuz edebilir ve onları yok edebilir. Bu nedenle radyasyondan korunmak için uygun tedbirlerin alınması gerekmektedir. Radyasyondan korunmanın amacı, etkileşime girdiği canlı doku üzerindeki etkileri tamamen önlemek veya en aza indirmektir.



Şekil 3.1. Temel radyasyon zırhlama süreci

Radyasyon zırhlamanın birçok önemli işlevi vardır. Bunlardan en önemlisi, radyoaktif kaynak yakınında çalışan kişilerin maruz kaldığı etkiyi azaltmasıdır. Bu amaçla yapılan zırhlama, biyolojik zırhlama olarak adlandırılır. Bazı reaktörlerde, reaktör kabına gelen gama ışınlarının yoğunluğunu azaltmak için zırhlama yapılır. Reaktör kabını gama ışını emilimi nedeniyle aşırı ısınmadan korur ve nötronlardan kaynaklanan radyasyon hasarını azaltır, bu zırhlamada termal zırhlama olarak adlandırılır. Bunların yanı sıra bazı askeri teçhizatlar da olduğu gibi çeşitli hassas elektronik cihazları koruma amaçlı zırhlama yapılmaktadır.

Radyasyon kaynağının korunması ve radyasyon kaynağının bulunduğu ortamın korunması olmak üzere iki farklı zırhlama yöntemi vardır. Dış koruma odasının kolimatör ve takviyesi tarafından radyasyon kaynağının koruma yapılır.

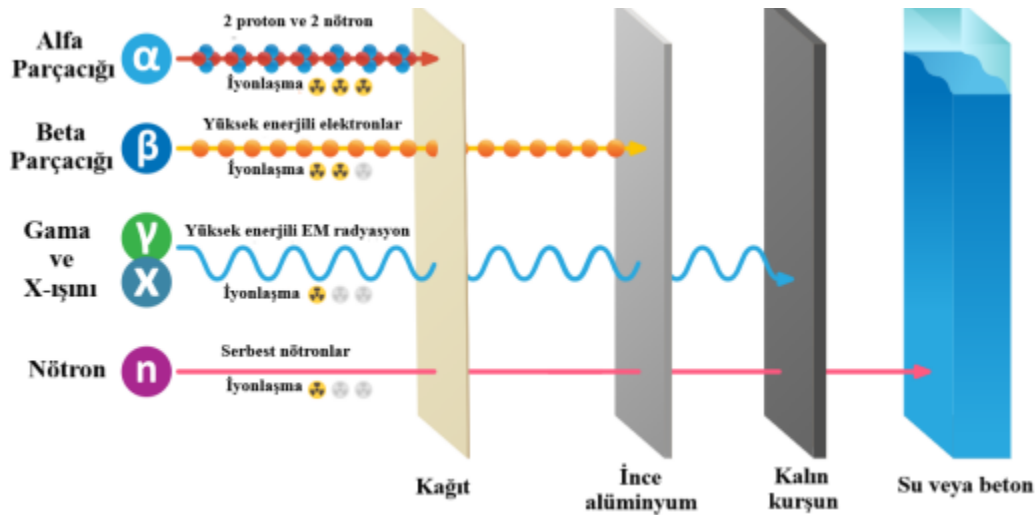
Zırhlama, daha güvenli bir iş yeri oluşturmak, yasal gereklilikleri karşılamak ve yüksek kaliteli performansı sürdürmek için nükleer tesisler endüstrisinde, tıbbi sistemlerde, radyoizotop projelerinde, parçacık hızlandırıcı çalışmalarında ve diğer birçok alanda yaygın olarak uygulanır.

3.1. Radyasyon Zırhlama Malzemeleri

Radyasyon zırhlama tasarımı yapılırken kullanılacak malzemenin seçimi çok önemlidir. Uygun bir koruyucu malzeme türü seçmek için, korunan radyasyonun türü, radyasyonun enerjisi ve doz azaltma seviyesi dikkate alınmalıdır. Bu özelliklerin yanı sıra zırh malzemesinin kullanım alanının geniş olması, hafif, ekonomik ve mukavemetli olması, toksik madde içermemesi aranılan önemli özelliklerdendir.

Radyasyon zırhlama materyali olarak seçilecek malzemeler, kullanılacak radyasyonun türüne göre farklılık göstermelidir. Koruyucu malzemenin etkinliği, gelen radyasyon ve soğurucu ortamın atomları arasındaki etkileşimler tarafından belirlenir. Meydana gelen etkileşimler esas olarak radyasyon tipine, radyasyonun enerjisine ve soğurucu ortamın atom numarasına bağlıdır. X ve γ ışınlarından yüksek yoğunluklu malzemeler kullanılarak korunma sağlanırken, nötronlardan korunmada hafif yoğunluklu malzemeler kullanılır.

Farklı içerikli beton, cam ve alaşımlar gama ve X- ışını zırhlamalarında sıklıkla kullanılan malzemelerdir.



Şekil 3.2. Tipik radyasyon zırhlama malzemeleri

3.1.1. Kurşun

Kurşun ve alaşımları, yüksek atom numarası ve yoğunluğu nedeniyle genellikle gama ve X- ışınlarının zararlı etkilerine karşı en uygun maliyetli koruyucu malzemelerdir. Kurşun,

özellikle minimum malzeme ağırlığı ve kalınlığına ihtiyaç duyulduğunda, zırhlama geçici veya taşınabilir olması gerektiğinde, kullanımı yararlı olacak bir malzemedir. Zırhlama malzemesi olarak dikdörtgen kurşun tuğlalar şeklinde yaygın olarak kullanılmaktadır. Kurşun tuğlalardan oluşan yapılar ve radyoaktif numunelerin depolanması ve taşınması için kalın kaplar gibi laboratuvar ekipmanı için çeşitli kurşun koruma cihazları mevcuttur. Kişisel korumada kurşun önlükler, tiroid kalkanları ve kurşun eldivenlerde kullanılır. Ticari olarak temin edilebilen diğer bazı koruyucu malzemeler için, daha kolay kalıplanabilen ve şekillendirilebilen plastik veya epoksi bileşimlere yüksek oranda kurşun dahil edilebilir. Kurşunun gama ve X- ışını radyasyonu için büyük azaltma katsayısına ek olarak, nükleer uygulamalar için önemli avantajları, imalat kolaylığı, yüksek korozyon direnci, iyi termal iletkenlik gibi özellikleri de vardır.

Radyasyon zırhlamada etkin bir malzeme olan kurşunun çeşitli avantajlarının olmasına rağmen solunduğunda veya yutulduğunda son derece zehirlidir. Kurşunun bilinen toksisitesinin yanı sıra, oda sıcaklığında düşük erime noktası, yüksek yoğunluk, düşük mukavemet, yumuşaklık ve yüksek işlenebilirlik gibi bazı başka dezavantajları da vardır. Bu nedenle son yıllarda, kurşun bazlı koruyucu malzemelere alternatif olacak yeni malzeme türleri geliştirme çabaları önemli ölçüde artmıştır.

3.1.2. Paslanmaz Çelik

Paslanmaz çelikler, özellikle sıvı metal soğutmalı hızlı üreyen reaktör, gelişmiş gaz soğutmalı reaktör, kaynar su reaktörü ve basınçlı su reaktörü olmak üzere çeşitli nükleer ortamlarda son derece önemli olan bir malzeme sınıfıdır. En az yaklaşık %11 krom içeren demir bazlı alaşımlardan oluşmakla birlikte ısıya ve korozyona dayanıklı olması, geri dönüşümlü olması, estetik çekiciliği, düşük maliyeti, üretim ve temizlik kolaylığı gibi özellikleri sebebi ile tercih edilir. Maruz kaldığı ışınlama arttıkça hemen hemen tüm mühendislik özelliklerinde bir bozulma meydana gelir. Genellikle, zırhlama malzemesinin boyutunun veya konfigürasyonunun, yapısını tek başına kurşundan çok pahalı hale getirdiği durumlarda kullanılır. Bu gibi durumlarda, çelik dış katman, kurşun iç astar olarak kullanılır.

3.1.3. Tungsten

Diğer refrakter metallerle karşılaştırıldığında, çok yüksek yoğunluk, mükemmel mekanik mukavemet ve işleme özelliklerine sahip olan tungsten ve alaşımları X-ışını ve gama ışını radyasyonlarının soğrulması açısından da oldukça etkindir. Yüksek vakumda son derece düşük gaz emisyonlarına sahiptir ve çevreye olumsuz etkisi olan kurşun malzemelere alternatif olarak kabul edilmiştir. Tungstenin kurşuna eşdeğer zırhlama performansı, kalınlığın % 60'ı ile elde edilebilir. Kurşuna kıyasla üstün koruma faktörlerine sahiptir ve beraberindeki toksisite tehlikesini ve karışık atık işleme maliyetlerini ortadan kaldırır. Bununla birlikte, tungsten kurşundan otuz kat daha pahalıdır. Bu nedenle idareli kullanılır ve neredeyse hiçbir zaman büyük kalkanlar için kullanılmaz.

Tungsten ve alaşımları karmaşık şekillerde işlenebildiğinden, çeşitli radyasyon kalkanı ekipmanını sertliğinden veya koruma özelliklerinin etkinliğinden ödün vermeden daha kompakt hale getirmek için ideal bir malzemelerdir. Tungsten ve alaşımları bu benzersiz özellikleri sayesinde nükleer enerji santrallerinde koruyucu duvar, nükleer denizaltılar için savunma, izotop üretim nakliyesi ve muhafazası, tıbbi ekipmanın içinde gama ışını kolimatörü gibi radyasyondan zırhlama uygulamalarında oldukça uygun bir zırh malzemesi olarak kullanılabilir.

3.1.4. Beton

Beton, gama ışınlarını, X-ışınlarını hem de nötronları bir arada korumaları nedeniyle ucuz ve etkili bir kalkan olarak kullanılır. Mekânın kısıtlayıcı olmadığı ve yapısal dayanımın gerekli olduğu durumlarda beton, daha az etkili bir koruyucu malzeme olmasına rağmen kullanılır. Beton, düşük maliyeti nedeniyle genellikle büyük hacimli kalkanların yapımında kullanılır. En yaygın olarak bir kalkanın dış bileşeni olarak kullanılır ve iç etkinlik çelik, kurşun veya daha düşük etkinliğe sahip diğer koruyucu malzemeyle sağlanır. Herhangi bir koruyucu malzemenin etkinliği kütlesine bağlı olduğundan, yeterince kalınsa hemen hemen her malzeme kullanılabilir. Beton, bu alandaki diğer ürünlere göre bariz bir şekilde avantajlara sahiptir. Makul kalınlıklarda düşük bir maliyetle mükemmel koruma kalitesi sağlar. Aynı zamanda tüm normal yapısal gereksinimleri karşılar. Bununla birlikte beton, büyük boyutları, belirli alanlarda sınırlı erişilebilirlikleri, geçmiş ve gelecekteki yüklerin stokastik doğası, dayanımdaki rastgelelik, yaşlanmaya bağlı malzeme değişikliklerinde

belirsizlik ve muhtemelen bozulma ve bazı tahribatsızların niteliksel doğası nedeniyle zamanla istenmeyen değişikliklere maruz kalabilir.

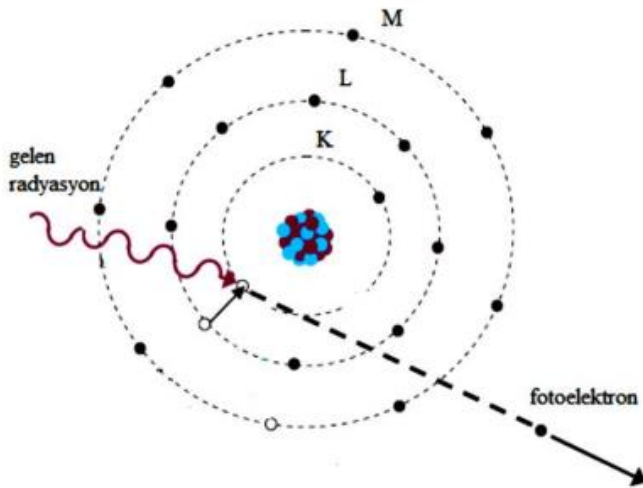
3.1.5. Cam

Farklı içeriklerde üretilmiş camlar iyi bir radyasyon zırhlama malzemesi olarak kullanılmaktadır. $\text{ZnO-PbO-B}_2\text{O}_3$, $\text{CaO-SrO-B}_2\text{O}_3$, $\text{PbO-B}_2\text{O}_3$, $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-PbO-B}_2\text{O}_3$, $\text{PbO-BaO-B}_2\text{O}_3$ bu cam çeşitlerinden bazılarıdır. Bu camların radyasyon zırhlama kabiliyetlerinin bazı standart betonlarla karşılaştırıldığında daha üstün olduğu görülmüştür.

3.2 Elektromanyetik Radyasyonun Madde İle Etkileşimi

3.2.1. Fotoelektrik olay

$h\nu$ enerjili foton, atomun iç yörüngelerinden birindeki bir elektronla etkileşime girdiğinde, fotonun enerjisi elektronun bağlanma enerjisinden büyükse, tüm enerjisini elektrona aktararak yörüngeden çıkarır. Fırlatılan bu elektrona fotoelektron, bu olaya da fotoelektrik etki denir.



Şekil 3.3. Fotoelektrik olay

Bir fotonun elektron yayması için gereken minimum enerji eşik değeridir. Fotonun enerjisi eşik enerji değerinin altındaysa atom elektron yaymaz. Bu sorunu anlamak için Albert Einstein, ışık huzmelerinin dalga özelliği göstermediği fikrini ortaya atmıştır. Bu ışınların

her biri, $h\nu$ enerjisine sahip bağımsız bir dalga paketidir, demiştir. Ayrıca Einstein, daha önce Planck tarafından keşfedilen enerji ile frekans arasındaki ilişkinin Planck hipotezi ile açıklanabileceğini göstermiştir. Fotoelektrik etki ilk olarak H. Hertz tarafından 1887'de elektromanyetik dalga üzerine yapılan deneylerde gözlemlenmiştir. 1905 yılında Einstein ışığı enerji paketlerinden oluşan bir yapı olarak değerlendirdi ve fotoelektrik etki üzerine yaptığı deneylerin sonuçlarını açıklayan bir makale yazmıştır. 1905 yılında fotoelektronların enerjisinin gelen ışığın frekansı ile arttığı ve fotoelektronların enerjisinin ışığın yoğunluğundan bağımsız olduğu bilinmektedir. Daha sonra R. A. Millikan tarafından yapılan deneylerle Einstein'ın hipotezi doğrulanmıştır.

Fotoelektrik etkide, foton sahip olduğu enerjinin bir kısmını atomdan elektron koparmak için harcar, enerjisinin büyük kısmını elektrona kinetik enerji olarak, enerjisinin küçük bir kısmını ise atoma geri tepme enerjisi olarak aktarır. Fotonun fırlattığı elektronun yörüngesinde oluşan boşluk, üst yörüngedeki bir elektronla doldurulur ve bu geçiş sırasında karakteristik X-ışını yayınlanır. Serbest kalan fotoelektronların elde ettiği kinetik enerji;

$$K_e = h\nu - E_b \quad (3.1)$$

ile ifade edilir. $h\nu$ gelen fotonun enerjisi ve E_b ise elektronun yörüngeye bağlanma enerjisidir. Fotoelektrik etkinin meydana gelmesi için, gelen fotonların enerjisi, elektron bağlama enerjisine eşit veya daha büyük olmalıdır. Gelen fotonun enerjisi elektronun bağlanma enerjisine ne kadar yakınsa, fotonun soğrulmaya uğrama olasılığı o kadar yüksektir ve aradaki fark ne kadar büyükse fotoelektrik olayın gerçekleşme olasılığı o kadar düşüktür. Fotoelektrik etkileşim esas olarak K katmanında meydana gelir ve L, M, N, ... katmanları yavaş yavaş azalır. Fotoelektrik soğurma katsayısı, soğuran malzemenin atom numarasına ve gelen fotonun enerjisine bağlıdır.

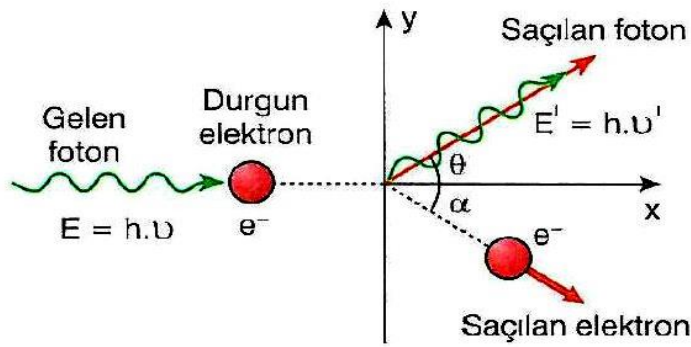
3.2.2. Compton olayı

Compton saçılması, fotonların madde ile etkileşim şekillerinden biridir. Enerjisinin bir kısmını çarptığı elektrona aktaran foton, elektronun geri tepme enerjisi kazanmasına sebep olur. Bir kısım enerjisini kaybeden foton, geliş doğrultusundan daha farklı bir doğrultuda saçılır. $0 - \pi$ arası foton saçılma açısı iken, $0 - \pi/2$ arası elektronun saçılma açısıdır. Enerji

ve momentum korunumu ilkelerine göre, gelen fotonun enerjisi ile saçılan fotonun ve saçılan elektronun enerjileri gözlemlenir.

$$E_{GELEN} = E_{SAÇILAN} + E_{ELEKTRON} \quad (3.2)$$

$$h\nu_{GELEN} = h\nu_{SAÇILAN} + E_{ELEKTRON} \quad (3.3)$$



Şekil 3.4. Compton olayı

Şekil 3.4.' de durgun elektronun bağlanma enerjisi küçük olduğu için önemsenmez. Böylece saçılan fotonun enerjisi ($E' = h\nu'$), saçılma açısı θ ve gelen fotonun enerjisine ($E = h\nu$) bağlı olur.

Fotonların da momentumlarının olduğu bu olay sonucu ortaya konmuştur. Şekil 3.2.2.' de de görüldüğü gibi foton etkileşme sonucu yok olmaz, soğurulmaz.

$$\vec{P}_{GELEN} = \vec{P}_{SAÇILAN} + \vec{P}_{ELEKTRON} \quad (3.4)$$

Fotonun dalga boyunun değişimi, enerji ve momentum korunumu sonuçlarının düzenlenmesi ile elde edilir;

$$\Delta\lambda = \lambda_{SAÇILAN} - \lambda_{GELEN} = \frac{h}{m_0c} (1 - \cos\theta) \quad (3.5)$$

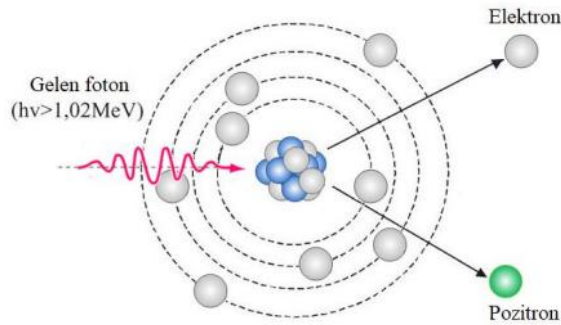
3.2.3. Çift oluşum

Yeterli enerjiye sahip fotonlar, ağır bir atomun çekirdeğine çok yakın geçtiğinde, emilirler ve elektronlar ve pozitronlar, zıt yüklü parçacıklar haline gelirler. Bu durumda toplam yük, doğrusal momentum ve toplam enerji korunur. Atom çekirdeği veya yüklü parçacıklar etrafında çift oluşumu meydana gelebilir.

Bir çift oluşum olayında, Einstein'ın kütle ve enerjinin eşitliği ilkesine göre ($E = m_0c^2$) enerji kütleye dönüştürülür. Elektron çiftini oluşturmak için harcanan foton enerjisinin kalan enerjisi, kinetik enerji olarak elektrona ve pozitrona aktarılır. Çiftler oluşturarak serbest kalan elektronlar, serbest elektronlar gibi davranarak iyonlaşmaya neden olur. Pozitronlar ise madde içinde dolaşırken iyonlaşma, uyarılma ve bremsstrahlung gibi elektronlarla etkileşerek enerji kaybederler. Bir pozitron bir serbest elektronla karşılaştığında, birbirlerini yok ederler ve 0.51 MeV enerjili zıt enerjili iki gama ışını yayarlar. Fotonlar, bir çift oluşum olayında çekirdeğin elektromanyetik alanı ile etkileştiğinden, artan Z atom numarası ile bu olayın olasılığı hızla artar.

$$h\nu = M_{e^+}c^2 + M_{e^-}c^2 + K_{e^+} + K_{e^-} \quad (3.6)$$

Burada M_{e^+} ve M_{e^-} , sırasıyla pozitron ve elektronun durgun kütleleri K_{e^+} ve K_{e^-} ise pozitron ve elektronun kinetik enerjileridir. Çift oluşumunun meydana gelebilmesi için gelen fotonun enerjisi, elektronun ve pozitronun durgun kütle enerjileri toplamı olan $2m_0c^2 = 2 \times 0,511 \text{ MeV} = 1,022 \text{ MeV}$ e eşit veya büyük olması gerekir.



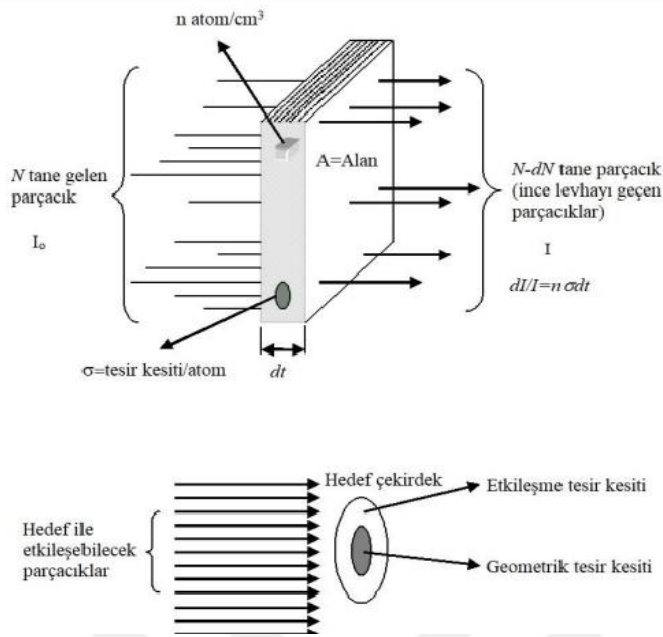
Şekil 3.5. Çift oluşumu

3.3. Tesir Kesiti

Tesir kesiti kavram olarak bir olayın gerçekleşme olasılığı olarak ifade edilebilir ve bu, olayların deneysel verilerini teorik olarak hesaplanmış değerlerle karşılaştırmayı mümkün kılmakta ve atom fonksiyonlarının ayrıntılı çalışmalarını mümkün kılmaktadır. Kesitler etkileşim tipine göre tanımlanır yani soğurma durumunda soğurma kesiti kullanılırken saçılma durumunda ise saçılma kesiti ifadesi kullanılır.

Kesin kesiti bilmek, reaktör kalkını, enerji transferi ve depolaması, radyasyon zayıflatma katsayılarının hesaplanması, atom yapısı, yaş tayini hesaplamaları, tıbbi fizik, ilaç endüstrisi gibi fizik ve kimyanın birçok alanında kullanılmaktadır (Hubbell, 1989). Kesit, radyoizotop standardizasyonu, radyasyon sayma planlaması, sayaç kalibrasyonu ve birçok uygulama mühendisliği alanında önemli bir parametredir. Karakteristik X-ışını kesiti, her element için uyarma radyasyonunun türü ve enerjisinin ayırt edici bir özelliğidir. Farklı moleküllerin farklı enerjileri vardır ve enerjileri, ligand ile merkezi atom arasındaki bağ mesafesi hakkında bilgi sağlar.

I yoğunluğunda bir foton demeti, Şekil 3.6' da gösterildiği gibi, yüzey alanı A ve kalınlığı dt olan ince bir levhaya çarpsın. Foton demeti plakadan geçerken ortam atomlarından birine çok yakınlaşırsa, fotonlar ya atomlar tarafından soğurulur ya da saçılıma uğrar. Eğer gelen foton atomu kuşatan etkin alana düşerse (σ), foton bu alanla etkileşime girer. Levhanın birim hacmi başına n tane hedef atomu olsun ve levha o kadar ince olsun ki, hiçbir atom diğer atom üzerine binmesin ve böylece her atomun gelen fotonla aynı ölçüde etkileşme ihtimali olsun. Böyle bir kabulde, eğer maddenin birim hacminde n tane atom varsa Adt hacminde $nAdt$ tane atom bulunur. Birim yüzeye düşen atomların sayısı ise ndt olur. Bir atomun işlem gördüğü etkin alanı σ ise ndt sayıdaki atomun işlem gördüğü etkin alan $ndt\sigma$ olur. Buna göre toplam etkin alan $nAdt\sigma$ dir.



Şekil 3.6. Tesir kesiti ile gelen demetin şiddeti arasındaki ilişki ve tesir kesitinin geometrik yorumu

Malzeme üzerine düşen fotonların malzeme ile etkileşimi nedeniyle herhangi bir olayın meydana geldiği alan Toplam etkin alan olarak ifade edilir. Toplam etkin alanının toplam yüzey alanına oranına “etkin alan fraksiyonu” denir. Etkin alan fraksiyonu F ile gösterilirse;

$$F = \frac{\text{Toplam etkin alan}}{\text{Toplam yüzey alanı}} = \frac{nA\sigma dt}{A} \quad (3.7)$$

$$F = n\sigma dt \quad (3.8)$$

olur. Bu nicelik, levhadan I şiddetinde bir akım geçtiğinde yoğunluktaki değişimin oranını ifade eder. Bu nedenle, dI yoğunluğu değişir;

$$dI = -(n\sigma dt)I \quad (3.9)$$

ifadesi ile verilir. Buradaki $(-)$ işareti, t kalınlığı arttıkça I şiddetinin azalacağını gösterir. Bu ifadeden hareketle;

$$I = I_0 e^{-n\sigma dt} \quad (3.10)$$

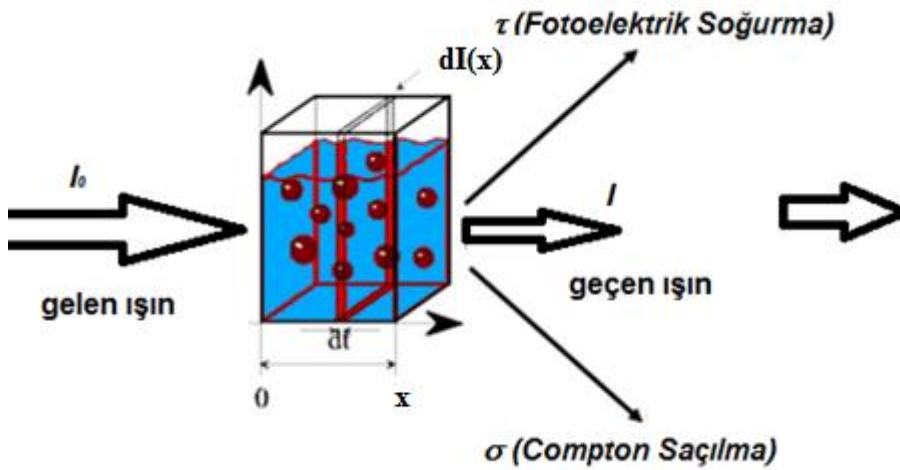
olarak yazılabilir.

Giriş akımının ilk yoğunluğu I_0 ve t kalınlığındaki malzemeden geçen akımın yoğunluğu I' dir. Akımdaki partikül sayısı akım şiddeti ile orantılı olduğu için ifade partikül sayısı cinsinden ifade edilir.

Kesitler, ışığın soğurucu madde ile nasıl etkileştiğine göre saçılma kesiti, absorpsiyon kesiti ve çift şekillendirme kesiti olarak üç farklı şekilde sınıflandırılır. Fotonlar bir numuneye çarptığında, ışık saçılır, yansıtılır, emilir, eşlenir veya numuneden fotoelektrik etki oluşur. Bu olayların toplamına “toplam kesit” olarak adlandırılır ve ana foton etkileşim katkılarının toplamı olarak ifade edilir (Hubbell, 1989).

3.4.Elektromanyetik Radyasyonun Soğrulması

Elektromanyetik radyasyon absorpsiyonunun ana özelliği, belirli bir kalınlığa sahip malzemeden geçen radyasyonun yoğunluğundaki azalmadır. Soğurucu ortama giren X ve/veya gama radyasyonlarının madde ile etkileşimi, ortamın doğrusal zayıflatma faktörüne bağlıdır. Bu ise gelen fotonun enerjisine, soğurucu materyalin yoğunluğuna ve atom numarasına bağlıdır ve fotonların maddeye nüfuzunu ve davranışını karakterize eder.



Şekil 3.7. X-ışınlarının madde ile etkileşmesi

Beer-Lambert yasasına göre, radyasyon yoğunluğundaki azalma, soğuran malzemenin kalınlığı x ile orantılıdır. Soğurucu tabakadan geçtikten sonra başlangıç şiddeti I_0 olan elektromanyetik radyasyonun I şiddeti,

$$dI = -\mu I dx \rightarrow I = I_0 e^{-\mu x} \quad (3.11)$$

olur (Şekil 3.4.1). Buradan, μ için;

$$\mu = -\frac{\ln(I/I_0)}{t} \quad (3.12)$$

yazılabilir.

Lineer zayıflatma katsayısı, malzemenin yoğunluk değişiminden etkilendiği için sınırlıdır. Bu sebeple lineer zayıflatma katsayısının (μ) yoğunluğa (ρ) oranı olara ifade edilen kütle zayıflatma katsayısı (μ_m) birim zamanda kütledeki azalma olarak tanımlanır ve daha yaygın kullanıma sahiptir. Dolayısıyla kütle zayıflatma katsayısı;

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} = \frac{\ln(I/I_0)}{x\rho} \quad (3.13)$$

ifadesi kullanılarak hesaplanabilir.

Kütle zayıflatma katsayısının malzemenin fiziksel özellikleriyle hiçbir ilgisi yoktur ve malzemenin özelliklerini doğrudan yansıtır. Bu nedenle lineer zayıflatma faktöründen çok daha önemlidir.

Kütle zayıflatma faktörü, enerjiye ve atom numarasına bağlıdır, elementlerin ve bileşiklerin göze çarpan bir özelliğidir ve temel fizik, nükleer fizik, radyasyon fiziği, radyasyon dozimetrisi, tarım, endüstri, tıp ve ilaç sektöründe çok önemli bir parametredir.

Lineer zayıflatma katsayılarını kullanarak malzemenin gelen radyasyon şiddetini yarıya düşürmesi (yarı değer kalınlığı (HVL)) ve onda birine düşürmesi (onda bir değer kalınlığı (TVL)) için gerekli kalınlıkları hesaplamak da faydalı olacaktır.

Yarı değer kalınlığını elde etmek için Denklem 3.12 de I değeri yerine $I_0/2$ yazılarak ve onda bir değer kalınlığını elde etmek için aynı denklemde I değeri yerine $I_0/10$ yazılarak sırasıyla Denklem 3.14 ve Denklem 3.15 elde edilebilir.

$$HVL = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (3.14)$$

$$TVL = \frac{\ln 10}{\mu} \quad (3.15)$$



4. MATERYAL VE YÖNTEM

Bu çalışmada, yapılarda yalıtım malzemesi olarak kullanılan traverten, gaz beton, mozaik, tuğla, fayans, tamperli cam, taş, ahşap, beton, seramik, mantolama köpüğü, mantolama sünger ve mermerden oluşan 22 adet numunenin lineer zayıflatma katsayıları 3 farklı enerjiye sahip gama radyasyonları için (^{137}Cs ve ^{60}Co radyoaktif kaynaklarından elde edilen 662, 1173 ve 1332 keV enerjilerinde) NaI(Tl) detektörü ve çok kanallı analizörden oluşan gama spektroskopisi yardımı ile incelenmiştir. Tablo 4.1. de numuneler verilmektedir.

Çizelge 4.1. Numuneler

Numune Adı	Numune Cinsi
1	Traverten
2	Gaz beton
3	Mozaik karo
4	Yapay tuğla kaplama
5	Porselen fayans-1
6	Seramik fayans
7	Ahşap
8	Agrega beton
9	Pembe köpük
10	Mavi köpük
11	Gri-beyaz köpük
12	Karbonlu köpük
13	Sünger köpük
14	Seramik
15	Mozaik-1
16	Taş
17	Mozaik-2
18	Porselen fayans-2
19	Tamperli Cam
20	Pembe fayans
21	Mat fayans
22	Mermer

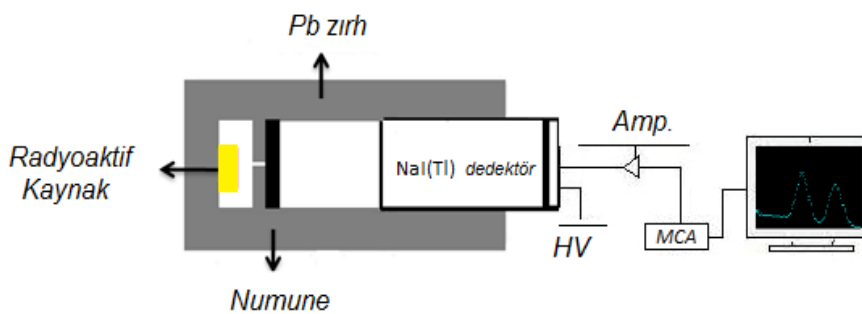
Deneyisel çalışmalar Amasya Üniversitesi Fen-Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü bünyesinde bulunan Radyoaktif Araştırma Laboratuvarı'nda gerçekleştirilmiştir. Deneyisel çalışmalarda kullanılan gama spektrometresi NaI (Tl) detektör ve çok kanallı analizörden oluşur. MAESTRO-32 7.01 yazılımı kullanan DSPEC LF 16384 kanala sahiptir.

4.1. Gama spektrometre sistemi

Genel olarak, gama spektroskopisi, nükleer endüstri, jeokimyasal araştırma ve astrofizik gibi gama ışını kaynaklarının enerji spektrumlarının incelenmesidir. Spektrometreler, bir kaynağın spektral güç dağılımını ölçmek için tasarlanmış gelişmiş cihazlardır. Gelen radyasyon, gelen parçacığın enerjisini belirlemeye izin veren bir sinyal üretir.

Çoğu radyoaktif kaynak, çeşitli enerji ve yoğunluklarda gama ışınları üretir. Gama ışınları sıklıkla alfa ve beta radyasyonunun emisyonuna eşlik eder. Bu emisyonlar bir spektroskopi sistemi ile tespit edilip analiz edildiğinde, bir gama ışını enerji spektrumu üretilebilir. Radyoaktif bozunmadan kaynaklanan gama ışınları, birkaç keV ile yaklaşık 8 MeV enerji aralığındadır ve oldukça uzun ömürleri olan çekirdeklerdeki tipik enerji seviyelerine karşılık gelir ve yüksek enerjili bir durumdan daha düşük bir duruma geçerken çekirdeklerin bozunmasıyla üretilirler. Bu spektrumun ayrıntılı bir analizi, tipik olarak bir numunede bulunan gama yayıcılarının kimliğini ve miktarını belirlemek için kullanılır ve radyometrik ölçümlerde sıklıkla kullanılan hayati bir araçtır. Gama spektrumu, kaynakta bulunan gama yayan nüklidlerin karakteristiğidir.

Gama spektroskopi sistemini oluşturan bileşenler Şekil 4.1.'de şematik olarak gösterilmiştir.



Şekil 4.1. Gama spektroskopi sistemini oluşturan bileşenler

4.2. NaI (TI) detektörü

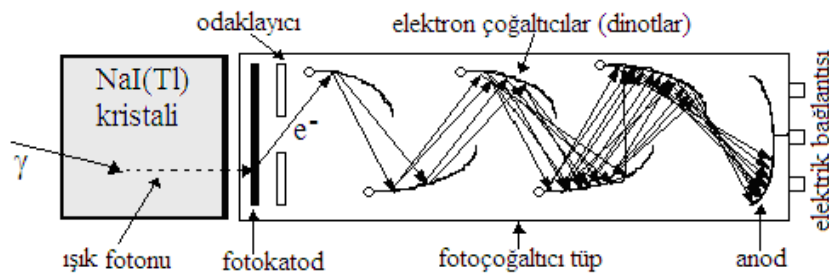
En yaygın olarak kullanılan sintilasyon malzemesi NaI (TI) (talyum ihtiva eden sodyum iyodür) dür. Sintilatör malzemesi ile etkileşen radyasyon, enerjisini ortamdaki atomları uyarak kaybeder. Uyarılan atomlar görünür ışık fotonu yayınlanmasına sebep olurlar.

Fotokatot' a çarpan ışık fotonları, foton başına en çok bir elektron salınmasına neden olur. Bu elektronlar, fotokatot içerisinde bulunan ve dinod adı verilen elektron çoğaltıcılar kullanılarak 10 aşamada çoğaltılır, şekillendirilir ve gelen radyasyonun enerjisi ile orantılı sayısal verilere dönüştürülür.

NaI(Tl) sintilasyon dedektörleri, genel olarak nükleer tıpta, jeofizikte, nükleer fizikte ve çevresel ölçümlerde kullanılır. İyot, sodyum iyodürde durdurma gücünün çoğunu sağlar ($Z=53$). Bu kristal sintilatörler, yüksek yoğunluk, yüksek atom numarası ve yaklaşık 1 mikrosaniyelik ($\sim 10^{-6}$ sn) darbe bozulma süreleri ile karakterize edilir. Maksimum emisyonun dalga boyu 415 nm'dir. İnorganik kristallerdeki sintilasyon, tipik olarak organik kristallerden daha yavaştır. Gama ışınlarının tespiti için yüksek verimlilik sergilerler ve yüksek sayım oranlarını işleyebilirler. İnorganik kristaller küçük boyutlara kesilebilir ve konum hassasiyeti sağlayacak şekilde bir dizi konfigürasyonunda düzenlenebilir. Bu özellik, tıbbi görüntülemede X-ışınlarını veya gama ışınlarını tespit etmek için yaygın olarak kullanılmaktadır. İnorganik sintilatörler, gama ışınlarını ve X ışınlarını tespit etmede daha iyidir. Bunun nedeni, yüksek elektron yoğunluğu veren yüksek yoğunlukları ve atom numarasıdır.

NaI gibi bazı inorganik kristallerin bir dezavantajı, nemden korunmaları için hava geçirmez bir kaptan muhafaza edilmelerini gerekir. Bu nedenle NaI(Tl) kristali, tüm kristal/fotoçoğaltıcı ünitesi için uygun bir montaj görevi gören alüminyum ile kaplanarak havadaki nemden korunur.

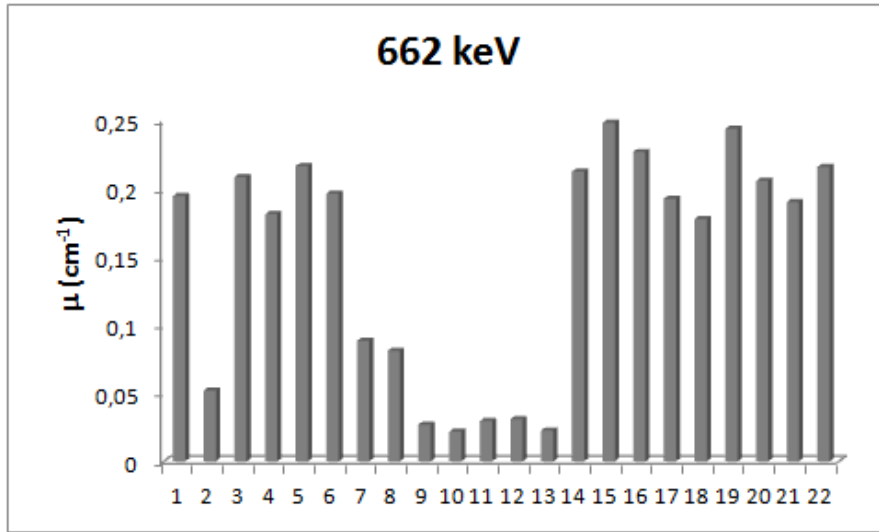
Bu çalışmada 3"x3" boyutlu NaI(Tl) sintilasyon dedektörü (ORTEC) kullanılmıştır. Kullanılan dedektörün çalışma mekanizması Şekil 4.2. de gösterilmiştir.



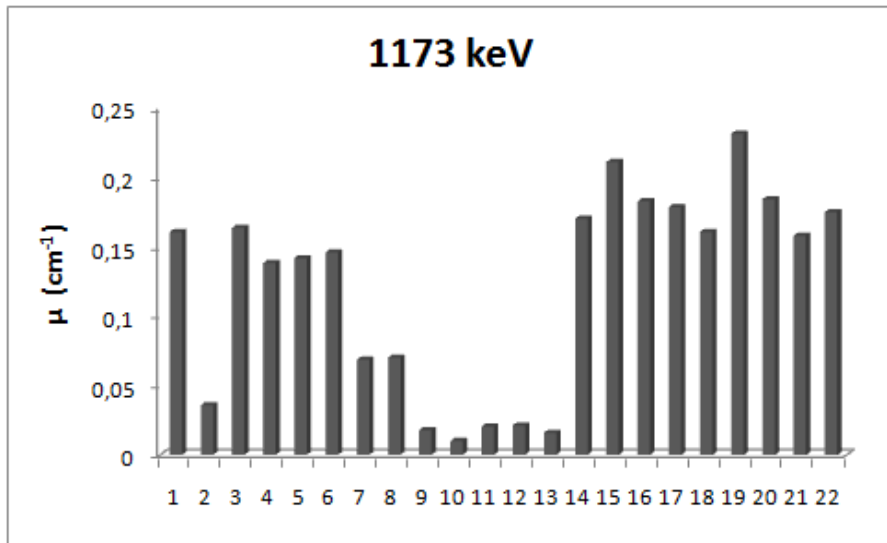
Şekil 4.2. Kullanılan NaI(Tl) dedektörünün çalışma mekanizması

5. BULGULAR VE TARTIŞMA

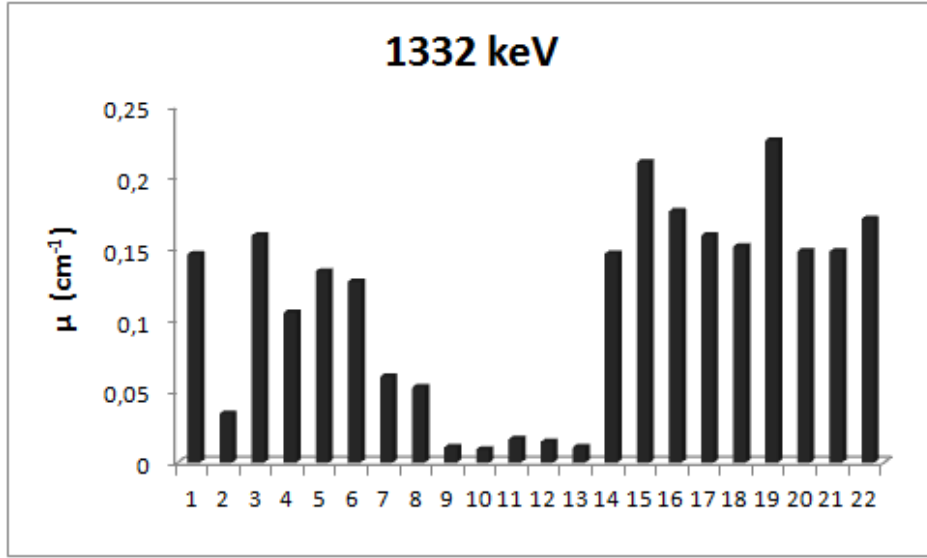
Binalarda yalıtım malzemesi olarak kullanılan malzemeler içerisinde seçilen 22 adet numunenin radyasyon zırlama özelliklerini incelemek için ^{137}Cs ve ^{60}Co radyoaktif kaynaklarından elde edilen 662, 1173 ve 1332 keV enerjilerindeki gama pikleri kullanılmış ve elde edilen ölçümlerden hesaplanan lineer zayıflatma katsayısı μ (cm^{-1}) değerleri kullanılarak numunelerin radyasyon zayıflama özellikleri karşılaştırılmıştır. Numunelerin ölçümlerinden elde edilen lineer zayıflama katsayısı sonuçları Şekil 5.1-Şekil 5.3 de gösterilmiştir.



Şekil 5.1. 662 keV enerjisi için lineer zayıflama katsayısı sonuçları

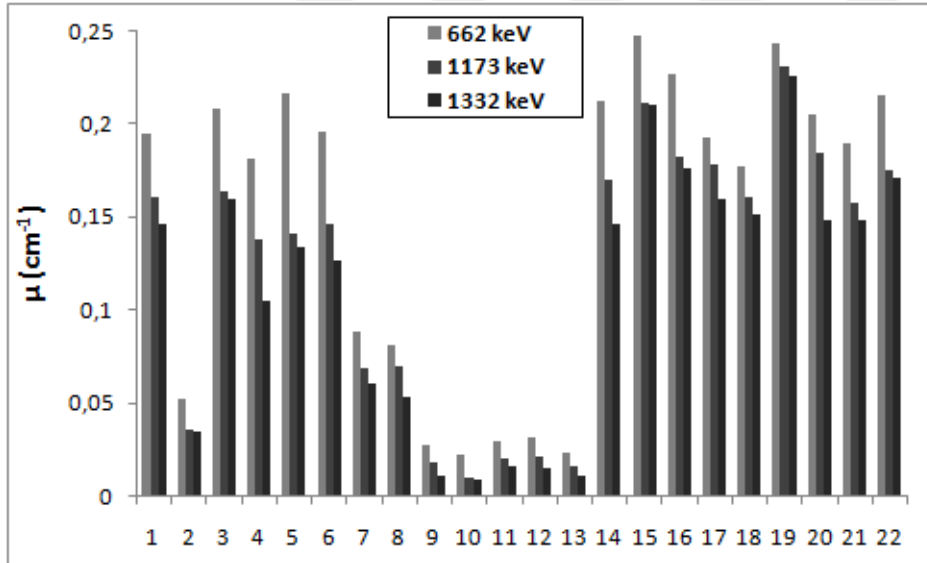


Şekil 5.2. 1173 keV enerjisi için lineer zayıflama katsayısı sonuçları



Şekil 5.3. 1332 keV enerjisi için lineer zayıflama katsayısı sonuçları

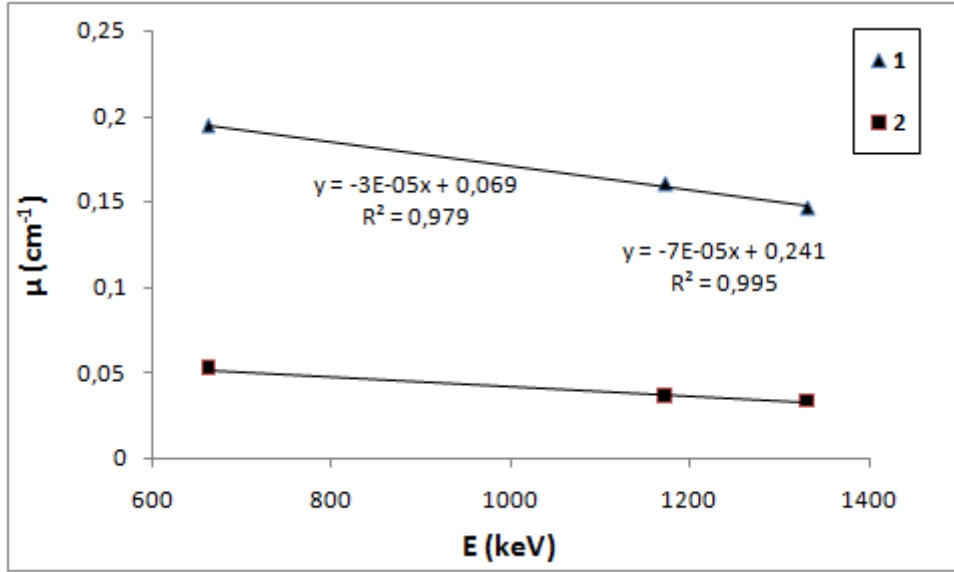
Numunelerin soğurma katsayılarının enerji ile değişimi Şekil 5.4. de verilmiştir.



Şekil 5.4. Soğurma katsayılarının enerji ile değişimi

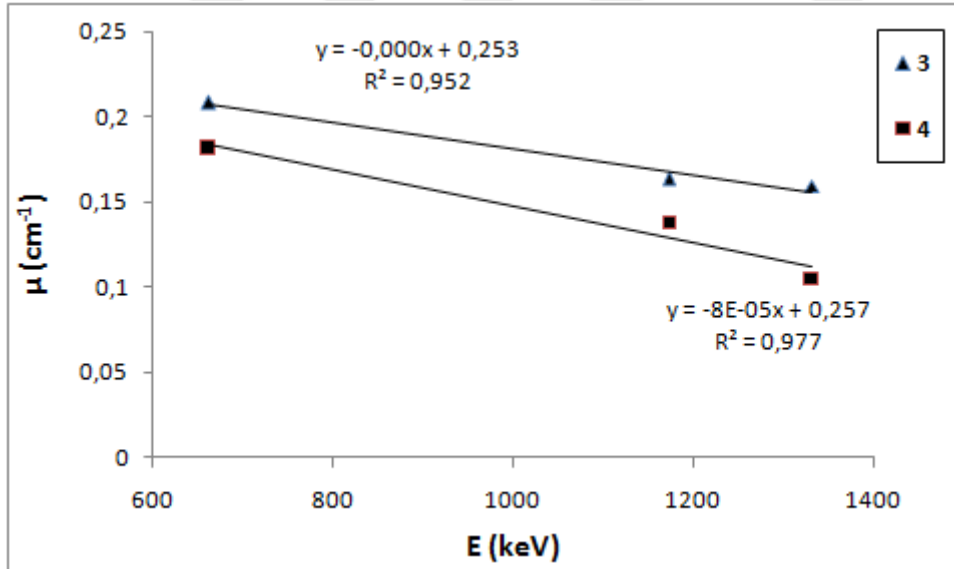
Şekil 5.4. den de görüldüğü gibi, lineer soğurma katsayısı μ , artan gama enerjisi ile azalmaktadır.

Grafiklerden, numunelerin 662 keV, 1173 keV ve 1332 keV aralığında lineer zayıflatma katsayıları ile gama enerjisi arasında doğrusal bir bağ olduğu görülebilir. Ayrıca Şekil 5.5-Şekil 5.5. de, her bir numunenin gama enerjisi ile lineer zayıflatma katsayılarının arasındaki korelasyon görülmektedir.



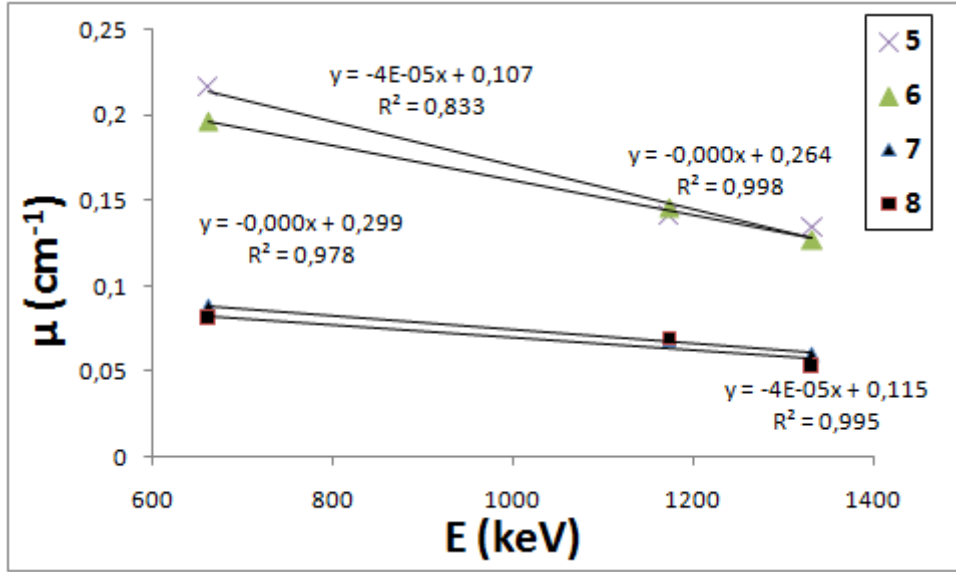
Şekil 5.5. Numune 1 ve Numune 2 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Traverten (1) ile gaz beton (2) arasındaki soğurma farkını gösteren Şekil 5.5 te, travertenin gaz betona göre daha iyi bir soğurucu olduğu görülmektedir.



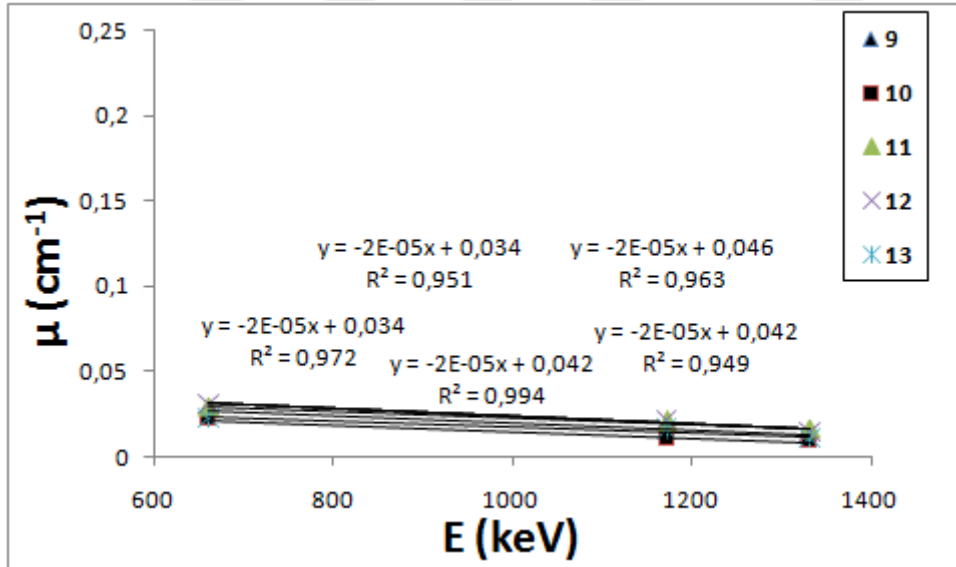
Şekil 5.6. Numune 3 ve Numune 4 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Şekil 5.6 da, mozaik karo (3) ile yapay tuğla kaplama malzemesi (4) lineer soğurma değerleri birbirine çok yakın olmasına rağmen mozaik karonun yapay tuğla kaplama malzemesine göre daha iyi bir soğurucu olduğu görülmektedir.



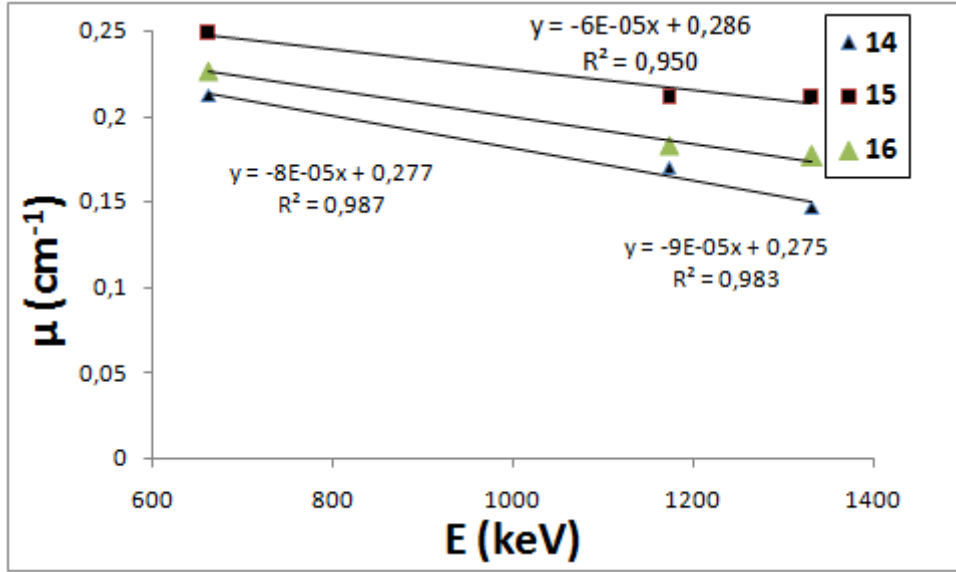
Şekil 5.7. Numune 5- Numune 8 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Şekil 5.7 de görülen porselen fayans (5), seramik fayans (6), ahşap (7) ve agregat beton (8) numunelerinden en iyi soğurma değerlerinin fayanslara ait olduğu görülmektedir.



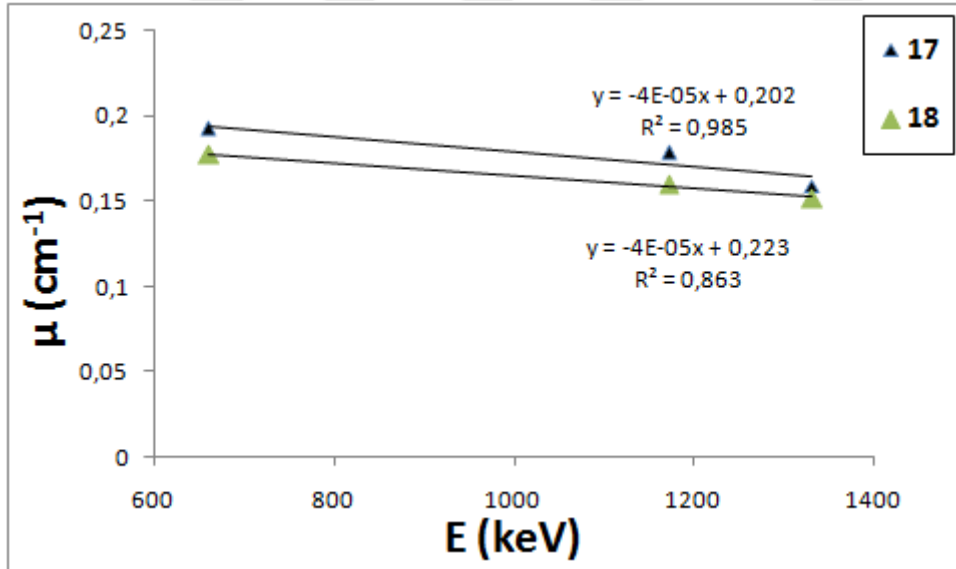
Şekil 5.8. Numune 9- Numune 13 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Şekil 5.8 de yer alan ve strafor olarak da bilinen pembe köpük, mavi köpük, gri-beyaz köpük, karbonlu köpük ve sünger köpük numuneleri, en düşük soğurma değerlerine sahiptir.



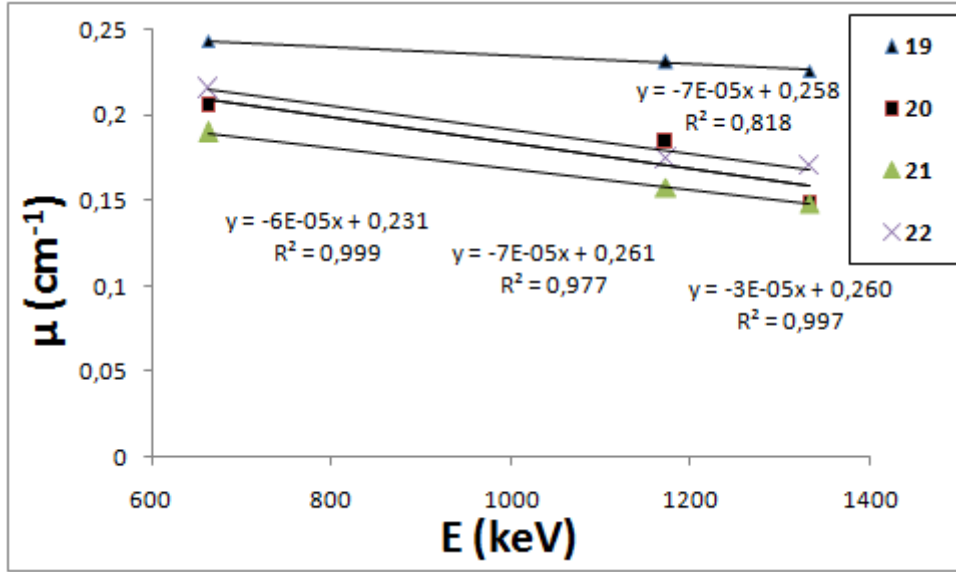
Şekil 5.9. Numune 14- Numune 16 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Seramik (14), mozaik (15) ve taş (16) numunelerinin soğurma değerlerinin gösterildiği Şekil 5.9 da, mozaik numunesinin diğerlerine göre daha yüksek olduğu görülmektedir.



Şekil 5.10. Numune 17- Numune 18 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

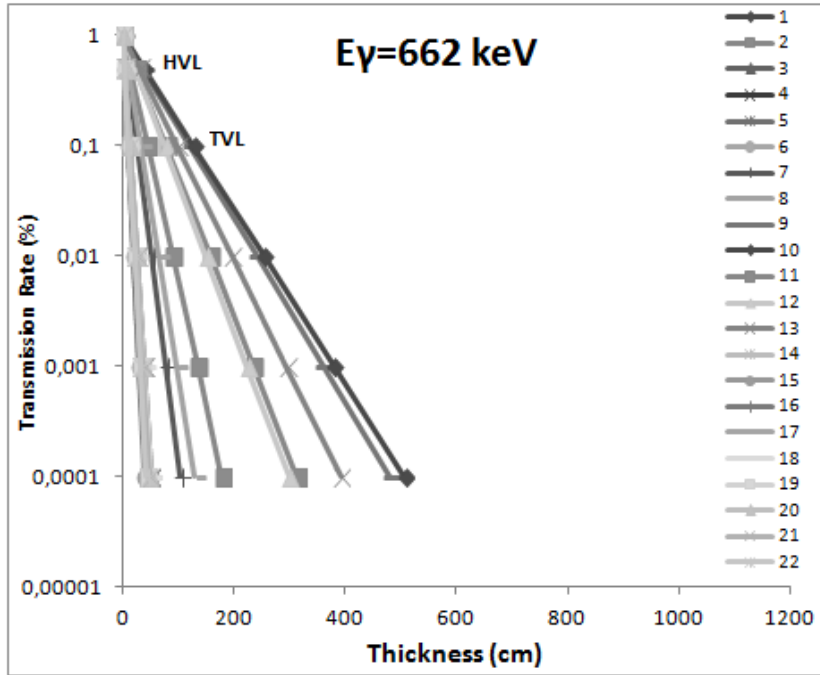
Mozaik-2 (17) ve porselen fayans-2 (18) numunelerinin soğurma değerleri Şekil 5.10 da görüldüğü gibi birbirine çok yakındır.



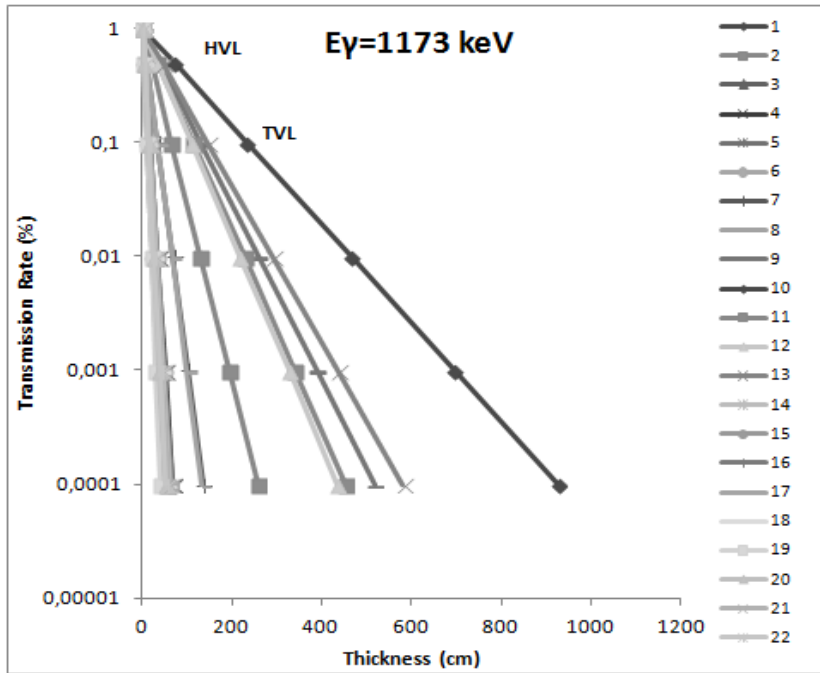
Şekil 5.11. Numune 19- Numune 22 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Şekil 5.11 de tamperli cam (19), pembe fayans (20), mat fayans (21) ve mermer (22) numunelerinden en iyi soğurma katsayısının tamperli cama ait olduğu açıkça görülmektedir.

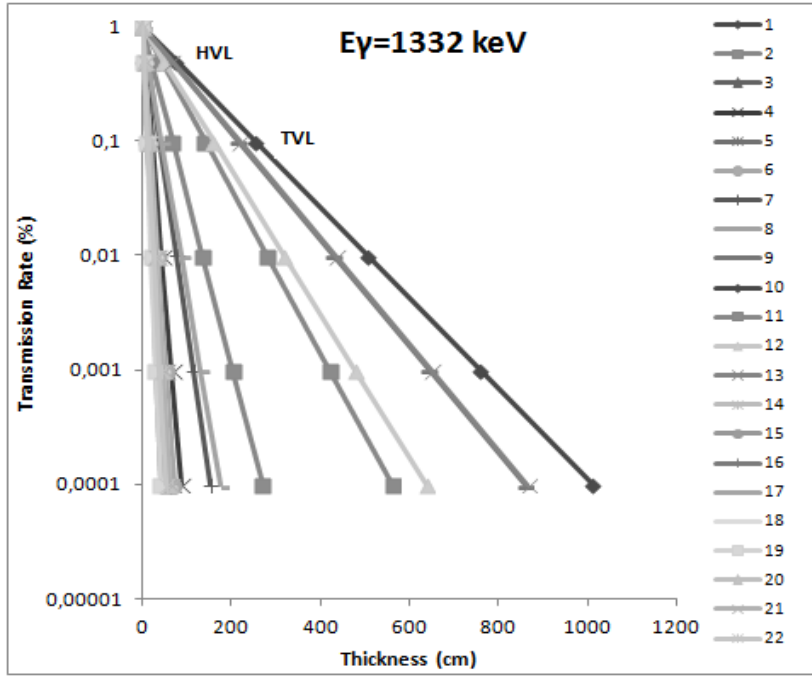
Zırhlama malzemesi seçiminde, gama radyasyonlarına maruz kalan malzemelerin etkinliğini belirlemek için sadece lineer zayıflatma katsayısı yeterli olmaz, HVL ve TVL gibi ayrıca hesaplanması gereken parametreler vardır. Şekil 5.12- Şekil 5.14 de HVL ve TVL hesaplama değerleri ve kalınlığa göre değişimi görülmektedir. Bu değerlerden anlaşılacağı üzere daha yüksek enerjili gama radyasyonunu durdurmak için daha büyük kalınlık gerekmektedir.



Şekil 5.12. 662 keV enerjisinde HVL ve TVL değerleri



Şekil 5.13. 1173 keV enerjisinde HVL ve TVL değerleri



Şekil 5.14. 1332 keV enerjisinde HVL ve TVL değerleri

6. SONUÇ

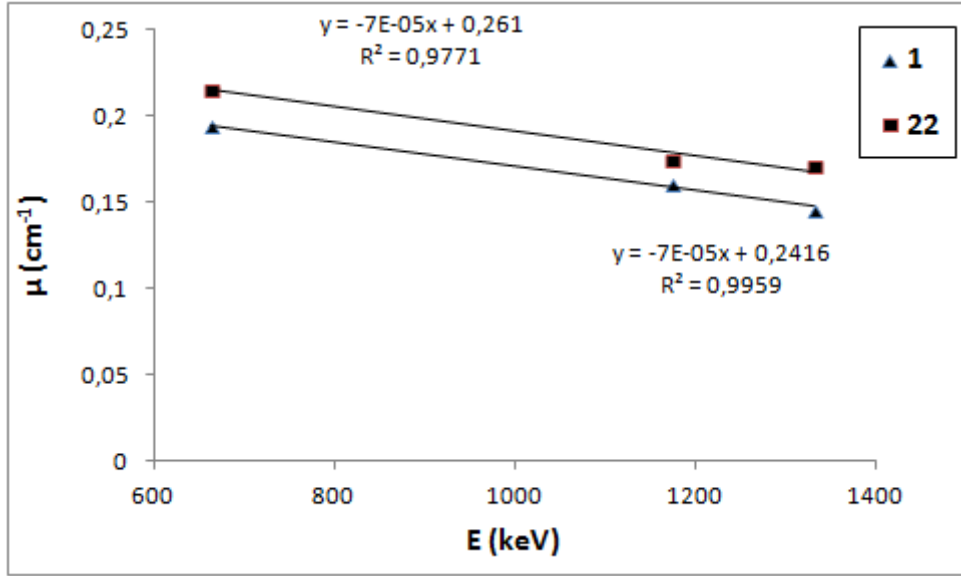
“Binalarda yalıtım malzemesi olarak kullanılan bazı yapı malzemelerinin radyasyon tutuculuk özelliklerinin belirlenmesi” isimli tez çalışması kapsamında yalıtım malzemesi olarak kullanılan materyallerin arasından seçilen 13 çeşitten oluşan toplam 22 farklı materyalin, farklı gama radyasyonlarına karşı zırhlama araştırılmıştır. Çalışmada 662, 1173 ve 1332 keV enerjili ^{137}Cs ve ^{60}Co radyoaktif kaynakları kullanılmıştır. Ölçümler NaI(Tl) detektörlü gama spektrometresinde gerçekleştirilmiştir. Lineer zayıflatma katsayıları ve HVL-TVL parametreleri hesaplanmıştır.

Çalışmalar sonucunda, hesaplanan lineer zayıflatma katsayılarının gama enerjisi ile değiştiği görülmüştür. Bu değişimler gama ışınlarının yalıtım malzemeleri ile oluşturduğu etkileşme mekanizmalarının sonucudur. Lineer zayıflatma katsayılarının, 662, 1173 ve 1332 keV enerjilerine göre değişimleri Şekil 5.1.–5.3. de verilmiştir. Grafiklerden, yalıtım malzemelerinin lineer zayıflatma katsayıları ile gama enerjileri arasında lineer korelasyon görülmektedir ve R^2 değeri 3 numune hariç (numune 8 ($R^2= 0.833$), numune 17 ($R^2= 0.8637$) ve numune 20 ($R^2= 0.8187$)) 0.95' in üzerindedir. Ayrıca lineer zayıflama katsayısının artan enerjiyle birlikte doğrusal azaldığı da grafiklerden görülmektedir.

Lineer soğurma katsayısı en yüksek değeri numune 15 ve 19 ile verirken en düşük değere sahip olan numuneler Şekil 5.8 den de görüldüğü üzere numune 9-13 e aittir. Numune 9-13, yalıtım malzemesi olarak sıkça kullanılan Pembe köpük, Mavi köpük, Gri-beyaz köpük, Karbonlu köpük ve Sünger köpük olarak adlandırılan strafor yalıtım malzemeleridir.

Şekil 6.1- Şekil 6.5 da, ölçümü alınan numunelerin lineer soğurma katsayılarının arasındaki farkları incelenmiştir.

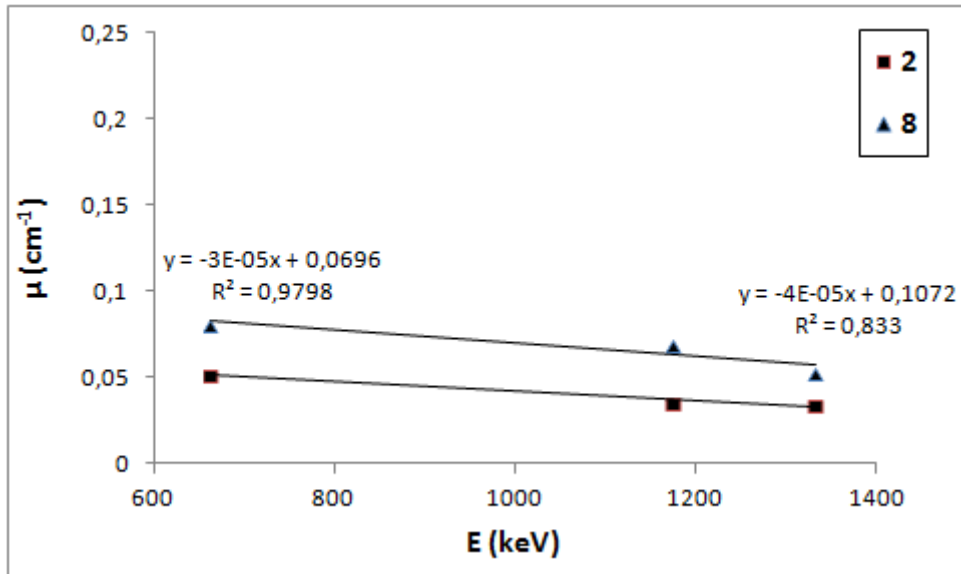
Şekil 6.1 de traverten (1) ile mermer (22) numunelerine ait lineer soğurma katsayıları görülmektedir.



Şekil 6.1. Numune 1- Numune 22 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Görüldüğü üzere mermer numunesi traverten numunesine göre iyi bir zırhlama materyalidir.

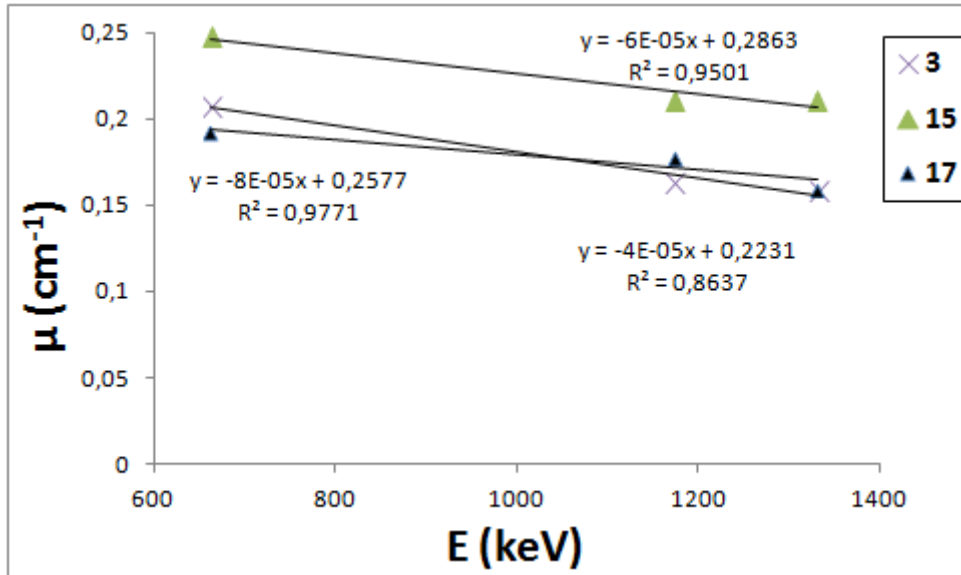
Şekil 6.2. de gaz beton (2) ve agrega beton (8) numunelerine ait lineer soğurma katsayıları görülmektedir.



Şekil 6.2. Numune 2- Numune 8 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Çimento, silisli kum, alüminyum tozu, kireç ve su ile oluşturulan ve basınçlı buhar altında sertleştirilen gözenekli bir yapıya sahip bir malzeme olan gaz betonun gözenekli yapısından dolayı soğurma katsayısının agrega betona göre düşük olduğu görülmektedir. Dayanıklı ve sert malzeme olan agrega, çimento ile birleşimi sonunda çimentodaki büzülmeden dolayı oluşacak hacim değişikliği ve çatlak oluşumunu engellediğinden dolayı numune 8, numune 2 ye göre daha iyi zırhlama özelliğine sahiptir.

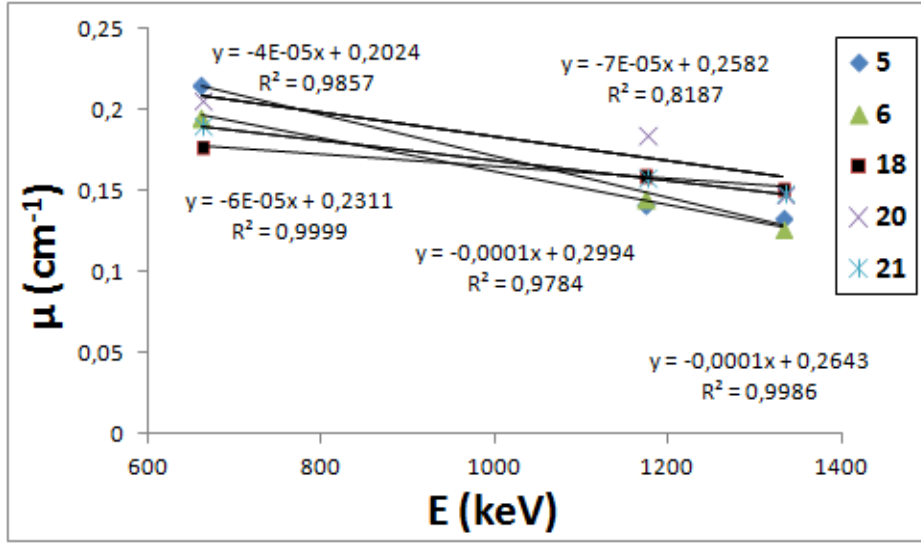
Şekil 6.3. de mozaik karo (3), mozaik-1 (15) ve mozaik-2 (17) numunelerine ait lineer soğurma katsayıları görülmektedir.



Şekil 6.3. Numune 3, Numune 15 ve Numune 17 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Karşılaştırması yapılan mozaikler, farklı jeolojik yapıya sahip olan farklı bölgelerin mozaikleri olduğu için doğal radyasyon ve radyasyon tutuculuk özelliği farklıdır. Ayrıca numunelerin içeriği ve kimyasal yapılarının farklılığı da yine bu değişimin sebebi olabilir. Lineer soğurma katsayıları arasında çok büyük bir fark olmamakla birlikte Şekil 6.3. den mozaik-1 değerlerinin diğerlerine göre daha yüksek çıktığı görülmektedir.

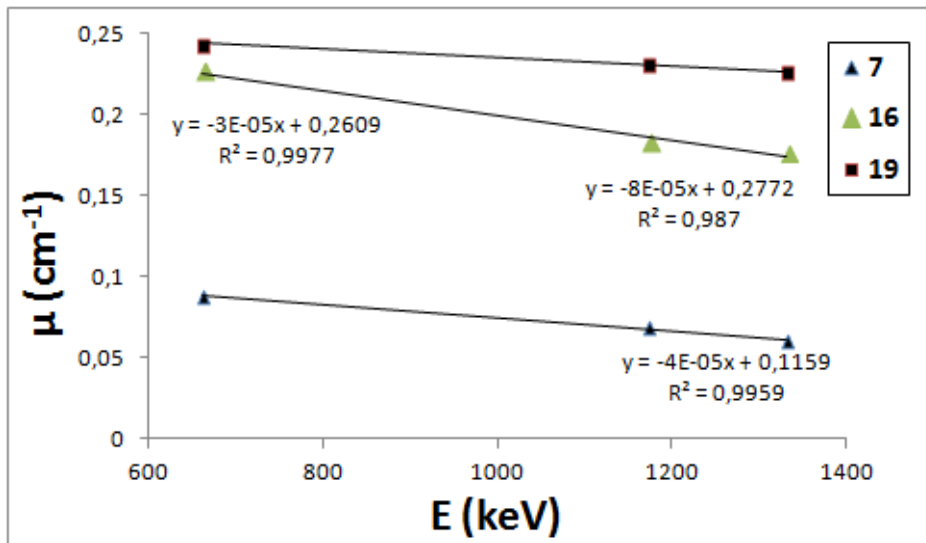
Şekil 6.4. de porselen fayans-1 (5), seramik fayans (6), porselen fayans-2 (18), pembe fayans (20) ve mat fayans (21) numunelerine ait lineer soğurma katsayıları görülmektedir.



Şekil 6.4. Numune 5, Numune 6, Numune 18, Numune 20 ve Numune 21 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Fayans, farklı oranlarda kil, kalker, kaolin, kuvars, feldspat gibi maddelerin farklı oranlarda karıştırılması ile üretilir. Fayansların karışımlarının kullanılacak yere göre ayarlanmasının yanı sıra bu hammaddelerin her biri farklı jeolojik yerlerde üretilen malzemeler olduğu için Şekil 6.4. de görülen küçük değişim beklenen bir sonuçtur.

Şekil 6.5. de ahşap (7), taş (16) ve tamperli cam (19) numunelerine ait lineer soğurma katsayıları görülmektedir.



Şekil 6.5. Numune 7, Numune 16 ve Numune 19 için μ değerlerinin 662-1332 keV enerji aralığında değişimi

Şekil 6.5 den de görüldüğü üzere, ahşap, taş ve tamperli cam numunelerine ait lineer soğurma katsayıları karşılaştırmasında en iyi soğurma değeri tamperli cama aittir. En düşük değerin de ahşap numunesine ait olduğu görülmektedir ve beklenen bir sonuçtur.



KAYNAKLAR

- Akiyama, S., Ueno, H., Imagawa, K., Kitahara, A., Nagata, S., Morimoto, K., Nishikawa, T. ve Itoh, M. (1987). *Foamed Metal and Method of Producing Same*. United States Patent, 20
- Akkurt, I. ve El-Khayatt, A. M. (2013). The effect of barite proportion on neutron and gamma-ray shielding. *Annals of Nuclear Energy*, 51, 5-9.
- Ambika, M. R. (2017). Preparation and characterisation of Isophthalic-Bi₂O₃ polymer composite gamma radiation shields, *Radiation Physics and Chemistry*, 130, 351–358.
- Atakan, Y. (2014). *Radyasyon ve Sağlığımız*. Nobel Akademik Yayıncılık: Ankara.
- Aydın, S. ve Tuna, T. (2016). *Nötron Radyasyonu Zırhlama Malzemesi Olarak Polyester Matrisli Vermikülit Takviyeli Numune Hazırlanması ve Zırhlama Kabiliyetinin Araştırılması*. Yayınlanmamış Rapor.
- Badawy, S. M. ve Abd El-Latif, A.A. (2015). Synthesis and Characterizations of Magnetite Nanocomposite Films for Radiation Shielding, *Polymers and Polymer Composites*, 38(5),974–980.
- Bagheri, K. Razavi, S. M. Ahmadi, S. J. Kosari, M. ve Abolghasemi, H. (2018). Thermal resistance, tensile properties, and gamma radiation shielding performance of unsaturated polyester/nanoclay/PbO composites, *Radiation Physics and Chemistry*, 146, 5–10.
- Bel, T. Arslan, C. ve Baydoğan, N. (2019). Radiation shielding properties of poly (methyl methacrylate) / colemanite composite for the use in mixed irradiation fields of neutrons and gamma rays, *Material Chemistry and Physics*, 22, 58–67.
- Bel, T. Arslan, C. ve Baydoğan, N.(2019). Radiation shielding properties of poly (methyl methacrylate) / colemanite composite for the use in mixed irradiation fields of neutrons and gamma rays, *Material Chemistry and Physics*, 221, 58–67.
- Büyük, B. ve Tuğrul, B. A. (2015). Investigation on the Behaviours of TiB₂ Reinforced B₄C-SiC Composites Against Co-60 Gamma Radioisotope Source, *Pamukkale Üniversitesi Mühendislik Bilimleri Dergisi*, 21 (1), 24–29.
- Chang, R. ve Goldsby, K. A. (2018). *Genel Kimya Temel Kavramlar*. (Çev. R. İnanc, S. Aksoy ve T. Uyar). Palme Yayıncılık: Ankara.
- Coşkun, Ö. (2011). İyonize radyasyonun biyolojik etkileri. *SDU Teknik Bilimler Dergisi*, 1(2), 13-17.
- Çalık, A. Akyıldırım, H. ve Akkurt, İ. (2009). Borun radyasyon zırh malzemesi olarak kullanılmasının araştırılması, 5. *Uluslararası İleri Teknolojiler Sempozyumu*, 1–2, Karabük.

- Çinici, H. (2012). *Toz Metalurjisi Yöntemi ile Al Esaslı Parçacık Takviyeli Sandviç Metalik Köpük Üretimi ve Mekanik Özelliklerinin Araştırılması*, Yayınlanmamış Doktora Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara.
- Degischer, H.P. ve Krizsz, B. (2002). *Handbook of Cellular Metals; Production, Processing, Applications*. Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, 3-527-60055-8, 315-319.
- Demir, F. Budak, G. Sahin, R. Karabulut, A. Oltulu, M. ve Un, A. (2011). 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.
- El-Sarraf M. A. ve El-Sayed Abdo, A. (2013). Influence of magnetite, ilmenite and boron carbide on radiation attenuation of polyester composites, *Radiation Physics and Chemistry*, 88, 21–26.
- EPA, (2018). *Radiation Protection*, Protecting Yourself from Radiation.
- Ergül, S. (2009). *Eğitim Fakülteleri İçin Genel Kimya* (2. Baskı). Anı Yayıncılık, Ankara.
- Ertaş, H. (2014). *Kurşun Madeni Atıklarının Radyasyon Zırhlama Etkilerinin Araştırılması*. Yüksek Lisans Tezi, Gümüşhane Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Gümüşhane.
- Evans, A.G., Hutchinson, J.W. ve Ashby, M.F. (1999). Multifunctionality of cellular metal systems. *Progress in Materials Science*, 43, 171-221.
- Galehdari, N. A. Mani, V. ve Kelkar, A. D. (2016). Fabrication of Nanoengineered Radiation Shielding Multifunctional Polymeric Sandwich Composites, *International Journal of Materials and Metallurgical Engineering*, 10(3), 316–319.
- García-Moreno, F. (2016). Commercial applications of metal foams: Their properties and production. *Materials*, 9 (2), 20–24
- Gencel, O. Brostow, W. Ozel, C. ve Filiz, M. (2010). An investigation on the concrete properties containing colemanite,” *International Journal of Physical Science*, 5(3), 216–225.
- Gergely, V., ve Clyne, B. (2000). The FORMGRIP process: Foaming of reinforced metals by gas release in precursors. *Advanced Engineering Materials*, 2 (4): 175–178.
- Harima, Y. (1983). An approximation of gamma ray buildup factors by modified geometrical progression. *Nuclear Science and Engineering.*, 83, 299-309.
- Harish, V. Nagaiah, N. Prabhu, T. N. ve Varughese, K. T. (2010). Thermo-mechanical analysis of lead monoxide filled unsaturated polyester based polymer composite radiation shields, *Journal of Applied Polymer Science*, 117(6), 3623– 3629.

- Hashemi, S. A. Mousavi, S. M. Faghihi, R. Arjmand, M. Sina, S. ve Amani, A. M. (2018). Lead oxide-decorated graphene oxide/epoxy composite towards X-Ray radiation shielding, *Radiation Physics and Chemistry*, 146(July 2017), 77–85.
- Huang, W. Yang, W. Ma, Q. Wu, J. Fan, J. ve Zhang, K. (2016). Preparation and characterization of γ -ray radiation shielding PbWO₄/EPDM composite, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 309(3), 1097–1103.
- Hubbell, J.H. (1989). Document No.NISTIR-4144. *National Institute of Standards and Technology Center for Radiation Research*.
- Jin, I., Kenney, L. D. and Sang, H. (1990). *Method of Producing Lightweight Foamed Metal*. United States Patent.
- Joseph, N. Janardhanan, C. ve Sebastian, M. T. (2014). Electromagnetic interference shielding properties of butyl rubber-single walled carbon nanotube composites, *Composites Science and Technology*, 101, 139–144.
- Kaplan, M.F. (1989). *Concrete Radiation Shielding*. John Wiley & Sons, Inc., New York.
- Kılınçarslan, Ş. Başığit, C. ve Akkurt, İ. (2007). Barit agregali ağır betonların radyasyon zırhlama amacıyla kullanımının araştırılması, *Journal of the Faculty Engineering and Architecture Gazi University*. 22(2), 393–399.
- Korkut, T. (2010). *DeneySEL ve Cern Fluka Monte Carlo simülasyon kodu yöntemleri kullanılarak 4,5 MeV enerjili hızlı nötronların borlu bileşik ve cevherler tarafından yavaşlatılmasına ilişkin parametrelerin belirlenmesi*, Yayımlanmamış Doktora Tezi, Atatürk Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Erzurum.
- Krane, K. S. (2002). *Nuclear Physics*, 2. baskı, Toronto, Canada: John Wiley and Sons Ltd.
- Kumaş, A. (2009). *Radyasyon Fiziği ve Tıbbi Uygulamaları* (2. Baskı). Palme Yayıncılık, Ankara.
- Li, R. Gu, Y. Zhang, G. Yang, Z. Li, M. ve Zhang, Z. (2017). Radiation shielding property of structural polymer composite: Continuous basalt fiber reinforced epoxy matrix composite containing erbium oxide, *Composites Science and Technology*, 143, 67–74.
- Li, Z. Nambiar, S. Zheng, W. ve Yeow, J. T. W. (2013). PDMS/single-walled carbon nanotube composite for proton radiation shielding in space applications, *Materials Letters*, 108, 79–83.
- Lombardi, M. H. (1999). *Radiation Safety in Nuclear Medicine* (Birinci Baskı). CRC Press, Florida.
- Mahesh, M., (2009). *MDCT physics: the basics: technology, image quality and radiation dose*. Lippincott Williams & Wilkins.

- Manjunathaguru, V., ve Umesh, T.K. (2009). Simple parameterization of photon mass energy absorption coefficients of H-, C-, N- and O- based samples of biological interest in energy range 200-1500 keV. *Pramana J. Phys.*, 72 (2), 375-387.
- Manohara, S. R., Hanagodimath, S. M., Thind, K. S., ve Gerward, L. (2008). On the effective atomic number: a comprehensive set of formulas for all types of materials. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B at press*
- Martin, J. E. (2013). *Physics for Radiation Protection*, 2.baskı, Weinheim, Federal Republic of Germany: WILEY-VCH Verlag GmbH & Co.
- Murty, M.V.R., ve Cooper, B.H. (1999). Instability in molecular beam epitaxy due to fast edge diffusion and corner diffusion barriers. *Physical Review Letters*, 83, 352.
- Nili, M. ve Afroughsabet, V. (2010), Combined effect of silica fume and steel fibers on the impact resistance and mechanical properties of concrete. *International Journal of Impact Engineering*, 37(8), 879-886.
- Okuno, K. (2005). Neutron shielding material based on colemanite and epoxy resin, *Radiation Protection Dosimetry*, 115(1-4), 258–261.
- Oto, B. ve Gür, A. (2013). Gamma-ray shielding of concretes including magnetite in different rate, *International Journal of Physical Science*, 8(8), 310–314.
- Pastore, R. Micheli, D. Marchetti, M. ve Angelini, E. (2016). X-Ray Attenuation Properties of Carbon Nanotubes Filled Composite Materials, *IEEE Metrology for Aerospace (MetroAeroSpace)*, 619–623.
- Restriction of the use of certain hazardous substances in electrical and electronic equipment (recast), *European Parliament and of the Council*, Sayı: 2011/65/EU, 8 Haziran 2011
- Soylu, H. M. (2014). *Radyasyon Zırhlanmasında Polimer-Tungsten Bileşik Kompozitlerin Etkinliğinin Test Edilmesi*, Yayımlanmamış Yüksek Lisans Tezi, Ege Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, İzmir.
- TAEK.(2002) *Kapalı Ortamlarda Radon ve Yapı Malzemelerindeki Radyoaktiviteye İlişkin Kılavuz*. URL-1:
- TAEK.(2009) *Radyoaktif Madde İçeren Tüketici Ürünlerinde Radyasyondan Korunmaya İlişkin Kılavuz*. URL-6:
- Tiryaki, M. (2016). *Köpük Metal Üretimi ve Mekaniksel Özelliklerinin Belirlenmesi*. Yayımlanmamış Yüksek Lisans Tezi, Dumlupınar Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Kütahya.
- United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. (2010). Sources and Effects of Ionizing Radiation; UNSCEAR 2008, Report Volume 1, *United Nations Publications*, 1(223), 404.

- Wood, J. (1982). *Computational Methods in Reactor Shielding*. Pergamon Press, Inc., New York, USA.
- Xu, S., Bourham, M., ve Rabiei, A. (2010). A novel ultra-light structure for radiation shielding. *Materials and Design*, 31, 2140–2146
- Zaman, E. (2011). *Açık Hücreli Alüminyum Köpük Üretimi ve Karakterizasyonu*. Yayımlanmamış Yüksek Lisans Tezi. İstanbul Teknik Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, İstanbul.
- Zeng, Y. Luo, X. Yu, K. ve Qian, K. (2019). EMI shielding performance of phenolicbased carbon foam modified with GO/SiO₂ hybrid nanomaterials,” *Chemical Physics Letters*, 715,166–172.



ÖZGEÇMİŞ

Adı-Soyadı : Betül SEZER

Bilimsel Faaliyetler (Yayınlar, Bildiriler, Katıldığı Projeler)

1- ICNASEN KONGRESİ – Ürgüp/NEVŞEHİR

