

**T.C.
SÜLEYMAN DEMİREL ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**PROTETİK DİŞ TEDAVİSİNDE KULLANILAN BAZI SERAMİK
MALZEMELERDEKİ RADYOAKTİVİTE SEVİYELERİNİN
ARAŞTIRILMASI**

Fatih TOZUN

**Danışman
Yrd. Doç. Dr. Mehmet Ertan KÜRKCÜOĞLU**

**II. Danışman
Yrd. Doç. Dr. Işın KÜRKCÜOĞLU**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ
FİZİK ANABİLİM DALI
ISPARTA - 2015**

© 2015 [Fatih TOZUN]

TEZ ONAYI

Fatih TOZUN tarafından hazırlanan "Protetik Diş Tedavisinde Kullanılan Bazı Seramik Malzemelerdeki Radyoaktivite Seviyelerinin Araştırılması" adlı tez çalışması aşağıdaki jüri üyeleri önünde Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Fizik Anabilim Dalı'nda YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak başarı ile savunulmuştur.


Danışman

Yrd. Doç. Dr. Mehmet Ertan KÜRKCÜOĞLU
Süleyman Demirel Üniversitesi



II Danışman

Yrd. Doç. Dr. Işın KÜRKCÜOĞLU
Süleyman Demirel Üniversitesi



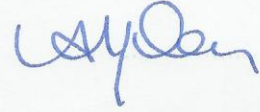
Jüri Üyesi

Prof. Dr. Gülasıye AYÇIK
Muğla Sıtkı Koçman Üniversitesi



Jüri Üyesi

Doç. Dr. Abdullah KAPLAN
Süleyman Demirel Üniversitesi



Jüri Üyesi

Yrd. Doç. Dr. Serhat Emre ÖZKIR
Afyon Kocatepe Üniversitesi

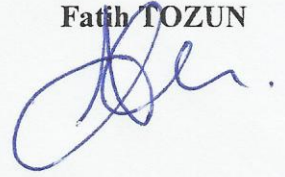


Enstitü Müdür V. **Doç. Dr. Yasin TUNCER**

TAAHHÜTNAME

Bu tezin akademik ve etik kurallara uygun olarak yazıldığını ve kullanılan tüm literatür bilgilerinin referans gösterilerek tezde yer aldığını beyan ederim.

Fatih TOZUN



İÇİNDEKİLER

İÇİNDEKİLER.....	ii
ÖZET	iv
ABSTRACT	vi
TEŞEKKÜR	viii
ŞEKİLLER DİZİNİ	ix
ÇİZELGELER DİZİNİ	xi
SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ.....	xii
1. GİRİŞ	1
1.1. Radyasyon ve Radyoaktivite.....	1
1.2. Radyasyonun Sınıflandırılması	2
1.2.1. İyonlaştırıcı olmayan radyasyon	3
1.2.2. İyonlaştırıcı radyasyon	3
1.2.2.1. Alfa parçacığı	3
1.2.2.2. Beta parçacığı	4
1.2.2.3. Gama radyasyonu	5
1.3. Radyasyon Kaynakları.....	6
1.3.1 Doğal radyasyon	6
1.3.2 Yapay radyasyon.....	8
1.4. Radyasyon Birimleri ve Radyasyon Ölçümlerinde Kullanılan Nicelikler.....	9
1.5. İyonize Radyasyonun Biyolojik Etkileri.....	10
1.5 Dental Seramikler (Porselenler)	13
1.5.1 Dental seramiklerin tarihçesi ve kullanım alanları	13
1.5.2 Dental seramiklerin yapısı	14
1.5.3 Dental seramiklerin sınıflandırılması	15
1.5.4 Dental seramiklerde renk ile ilgili fiziksel özellikler	17
1.5.4.1 Translülentlik ve opasite (yarı-şeffaflık ve opaklık)	17
1.5.4.2 Floresanslık	18
1.5.4.3 Opalesanslık	19
1.5.5 Dental porselenlerin yapısında bulunan bazı radyoaktif elementler ve limit değerler	19
1.5.5.1 Uranyum-238.....	20
1.5.5.2 Potasyum-40.....	22
1.5.5.3 Diğer Radyoaktif elementler	23
1.5.5.4 Limit değerler	23
2. KAYNAK ÖZETLERİ	26
3. YÖNTEM.....	39
3.1. Doz Hızı Ölçümlerinde Kullanılan Seyyar Geiger-Müller Dedektörü.....	40
3.2 Aktivite Ölçümlerinde Kullanılan Gama Spektrometresi.....	46
3.3 Doz Hızı Ölçüm Düzenegi.....	50
3.4. Aktivite Ölçüm Düzenegi	51
3.4.1. Ölçüm sistemi	51
3.4.2. Numunelerin hazırlanması.....	52
3.4.3. Numunelerin aktivite ölçümü	53
3.4.4. Ölçüm işlemindeki radyoaktif elementlerin enerji pikleri	54
3.5. Doz hesaplamaları	56
4. ARAŞTIRMA BULGULARI VE TARTIŞMA	59
4.1. Doz Hızı Ölçümleri	60
4.2. Gama Spektrometrik Analizler.....	67

5. SONUÇ VE ÖNERİLER	74
KAYNAKLAR	77
EKLER	83
EK A. Dental Seramiklerin gama spektrometrik analizlerindeki sayım hızı sonuçları	83
EK B. Dental Seramiklerin aktivite konsantrasyonundaki hata değerleri	85
ÖZGEÇMİŞ	87

ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

PROTETİK DİŞ TEDAVİSİNDE KULLANILAN BAZI SERAMİK MALZEMELERDEKİ RADYOAKTİVİTE SEVİYELERİNİN ARAŞTIRILMASI

Fatih TOZUN

Süleyman Demirel Üniversitesi
Fen Bilimleri Enstitüsü
Fizik Anabilim Dalı

Danışman: Yrd. Doç. Dr. Mehmet Ertan KÜRKCÜOĞLU

II. Danışman: Yrd. Doç. Dr. Işın KÜRKCÜOĞLU

Dental seramikler, estetik amaçlar için en doğal görünümü veren ve diş hekimliğinde yaygın olarak kullanılan restoratif materyallerden biridir. Dental seramiklerin içerdiği doğal radyoaktivite düzeylerinin bilinmesi bu ürünleri kullananlar ve bu ürünlerle çalışanlar açısından oldukça önemli bir konudur.

Bu çalışmada, diş hekimliği uygulamalarında özellikle de protetik restorasyonlarda kullanılan 8 farklı ticari markaya ait feldspatik yapıdaki 42 seramik tozu numunesi için yapılan doz hızı ve aktivite ölçümleri karşılaştırılmalı olarak sunulmaktadır. Doz hızı ölçümleri, 10'ar gramlık numuneler için α , β ve γ radyasyonlarını algılayabilen yassı-pencereli seyyar bir Geiger-Müller dedektörünün yer aldığı bir deneysel düzenekte ölçülmüştür. Her bir numune için 9600 ölçüm verisi alınarak numunelerin sahip olduğu net doz hızlarına ait ortalamalar; alfa, beta, gama ve toplam doz hızı olarak belirlenmiştir. Ayrıca, numunelere ait doğal gama radyasyonu düzeyleri gama spektrometrik analizle tespit edilmiştir. 30'ar gramlık numuneler hazırlanarak dental seramik tozların içerdiği ^{238}U , ^{232}Th , ^{226}Ra ve ^{40}K aktivite konsantrasyonları, yüksek saflıkta Germanyum (HPGe) dedektörünün kullanıldığı bir gama spektrometresi ile ölçülmüştür.

Doz hızı ölçümleri sonucunda, numunelere ait net toplam doz hızlarının 1,32 mSv/yıl ile 2,17 mSv/yıl arasında değiştiği ve ortalamasının 1,76 mSv/yıl düzeyinde olduğu tespit edilmiştir. β doz hızının bu ortalamaya katkısı 1,41 mSv/yıl değeriyle ilk sırada yer alırken, γ doz hızı katkısının 0,21 mSv/yıl ve α doz hızı katkısının da 0,14 mSv/yıl olduğu bulunmuştur. Gama spektrometresi ile yapılan analizlerde, tüm numuneler için minimum ölçülebilir aktivite değerlerinin üzerinde aktivite konsantrasyonları gözlemlenmiştir (MDA değerleri: ^{238}U için 0,12 Bq/kg, ^{226}Ra için 0,14 Bq/kg, ^{232}Th için 0,19 Bq/kg ve ^{40}K için 3,57 Bq/kg'dır). Analizler sonucunda, numunelerdeki Uranyum-238 aktivite düzeylerinin 125,88 Bq/kg lık bir aritmetik ortalamayla 17,63 Bq/kg ile 357,10 Bq/kg değerleri arasında değiştiği bulunmuştur. Numunelerdeki Toryum-232 ve Radyum-226 aktivite konsantrasyonları, sırasıyla 5,60 Bq/kg ve 12,73 Bq/kg lık ortalamalarla nispeten çok daha düşük düzeylerde tespit edilmiştir. Seramiklerin yapısında yüksek miktarda Potasyum içeriği

bulduğundan, Potasyum-40 aktivitelerin belirlenmesi oldukça önemlidir. Numunelerdeki Potasyum-40 aktivite konsantrasyonlarının 2251,80 Bq/kg ve 3522,29 Bq/kg arasında değiştiği ve 42 numune için ortalamanın 2855,44 Bq/kg değerinde olduğu saptanmıştır.

Bu çalışmanın limitleri dahilinde, tüm numunelere ait Uranyum-238 aktivite konsantrasyonlarının, ISO (Uluslararası Standartlar Örgütü) ve EC'nin (Avrupa Birliği Komisyonu'nun) kabul ettiği 1000 Bq/kg lık limit değerden daha düşük olduğu bulunmuştur. Dental seramiklere ait Potasyum-40 aktiviteleri de, Avrupa Birliği Komisyonu Raporu'nda katı materyaller için kabul edilen kurumsal değer altındadır. Numunelerin içerdiği radyoaktivite düzeyleri markalar bazında değerlendirildiğinde, Degudent markasına ait ürünlerin dikkat çektiği söylenebilir.

Anahtar Kelimeler:Dental seramikler, doğal radyoaktivite, doz hızı, aktivite, etkin doz

2015, 90 sayfa

ABSTRACT

M.Sc. Thesis

INVESTIGATION OF RADIOACTIVITY LEVELS OF SOME CERAMIC MATERIALS USED IN PROSTHETIC DENTISTRY

Fatih TOZUN

**Süleyman Demirel University
Graduate School of Applied and Natural Sciences
Department of Physics**

Supervisor: Asst. Prof. Dr. Mehmet Ertan KÜRKÇÜOĞLU

Co-Supervisor: Asst. Prof. Dr. Dr. Işın KÜRKÇÜOĞLU

Dental ceramics are widely used in dentistry and considered as the most natural-looking restorative materials for esthetic purposes. Determination of the natural radioactivity levels of dental ceramics is quite important issue for the people, who use these products and who working with these products.

In this study, dose rate and activity measurements of some commercially available ceramic powders used for dental applications, especially for prosthetic restorations, were presented in comparison by measuring 42 feldspatic dental ceramic powder samples, provided by 8 different manufactures. After preparing 10 grams of powder samples from each dental ceramics, the dose rate measurements were made by using an experimental setup with a portable, flat-window Geiger-Muller detector, which is able to detect α , β and γ radiations. 9600 measurement data were recorded for each sample. Net dose rate averages were determined in terms of alpha, beta, gamma and total dose rates. Furthermore, the natural gamma radiation levels of the samples were determined by gamma spectrometric analysis. Activity concentrations of the samples were determined in terms of Uranium-238, Thorium-232, Radium-226 and Potassium-40 activities. Measurements were performed on 30 grams of each powder samples using a gamma spectrometer with a HPGe (High Purity Germanium) detector.

According to the dose rate measurements, it was found that, the net total dose rate values of the samples were varied from 1.32 mSv/y to 2.17 mSv/y with an average of 1.76 mSv/y. The contribution of the β dose rate to the total dose rate average was the greatest, 1.41 mSv/y. It was followed by the γ and α dose rates of 0.21 mSv/y and 0.14 mSv/y respectively. Gamma spectrometric analyses revealed that all the activity concentrations were above the Minimum Detectable Activity values (MDA values: 0.12 Bq/kg for ^{238}U , 0.14 Bq/kg for ^{226}Ra , 0.19 Bq/kg for ^{232}Th and 3.57 Bq/kg for ^{40}K). It was found that, Uranium-238 activities in the samples were between 17.63 Bq/kg and 357.10 Bq/kg with an arithmetic mean of 125.88 Bq/kg. Thorium-232 and Radium-226 activity concentrations of the samples were relatively low having the average values of 5.60 Bq/kg and 12.73 Bq/kg

respectively. Potassium-40 activity concentrations were quite important, since the Potassium content is high in the ceramics. It was found out that, the average Potassium-40 activity concentration of 42 samples was about 2855.44 Bq/kg ranging from 2251.80 Bq/kg to 3522.29 Bq/kg.

Within the limitations of this study, it was found that, uranium-238 activity concentrations of the all samples were lower than the limit value of 1000 Bq/kg defined by ISO (International organisation for Standardization) and approved by EC (European Commission). Potassium-40 activities of the dental ceramics were also below the official value for solid materials of European Commission Report. When the radioactivity levels of the samples were evaluated according to the brands, it could be concluded that, the dental ceramic products of Degudent received notice.

Keywords:Dental ceramics, natural radioactivity, dose rate, activity, effective dose

2015, 90 pages

TEŞEKKÜR

Bu araştırma için beni yönlendiren, karşılaştığım zorlukları bilgi ve tecrübesi ile aşmamda yardımcı olan değerli danışman hocamlarım Yrd. Doç. Dr. Mehmet Ertan KÜRKÇÜOĞLU ve Yrd. Doç. Dr. Işın KÜRKÇÜOĞLU'na teşekkür ederim.

Çalışmam boyunca, ilgi ve desteklerini benden esirgemeyen Prof. Dr. Gülasiye AYÇIK'a teşekkürü bir borç bilirim.

Çalışmalarında yardımlarını esirgemeyen arkadaşlarım Ahmet ÇİNE, Vahap KARAKILIÇ ve Gökhan COF'a teşekkür ederim. Ayrıca, ölçümlerde bana yardım eden Muğla Üniversitesi Radyoaktivite Araştırma ve Analiz Laboratuvarına ve oradaki arkadaşlarım Ezgi EREN BELGİN ve Ali PELİT'e teşekkürlerimi sunarım.

3492-YL1-13No`lu Proje ile tezimi maddi olarak destekleyen Süleyman Demirel Üniversitesi Bilimsel Araştırma Projeleri Yönetim Birimi Başkanlığı'na teşekkür ederim.

Tezimin her aşamasında beni sürekli destekleyen çok kıymetli aileme sonsuz sevgi ve saygılarımı sunarım.

Bu tez çalışmasını, beni sürekli destekleyen ve bilime gönül vermemi sağlayan sevgili kardeşim Fatma KILIÇ'a ithaf ediyorum.

Fatih TOZUN
ISPARTA, 2015

ŞEKİLLER DİZİNİ

	Sayfa
Şekil 1.1.Radyasyonun sınıflandırılması	2
Şekil 1.2.Alfa, beta ve gama radyasyonunun çeşitli engeller karşısındaki davranışları.....	6
Şekil 1.3. Doğal radyasyon kaynakları nedeniyle alınan dozların dağılım yüzdeleri	7
Şekil 1.4.Yapay kaynaklar nedeniyle maruz kalınan radyasyon dozlarının yüzde dağılımı	9
Şekil 1.5. Fırınlama sıcaklıklarına göre dental seramikler.....	16
Şekil 1.6. (a) Doğal dış tabakaları (b) Bir dental seramik kronun tabakaları.....	17
Şekil 2.1.Doğal dış ve toz numuneler için yapılan brüt beta doz hızı ölçümleri	35
Şekil 3.1. Gazlı sayaçların basit çalışma mekanizması.....	41
Şekil 3.2.Doz hızı ölçümlerinde kullanılan GM dedektörü	42
Şekil 3.3. GM dedektörü ile birlikte kullanılabilen H*(10) gama filtresi (solda) ve alfa bloklayıcı filtre (sağda)	43
Şekil 3.4.Doz hızı ölçümlerinde kullanılan numune tutucu aparat.....	43
Şekil 3.5. Net sayım ölçümünün cihaz ekranındaki görüntüsü	44
Şekil 3.6.Radeye cihazında bir numune için alınan ölçümlere ait doz hızı verilerinin zamana bağlı değişimi (mavi çizgi ortalama sayım hızı değerlerini, kırmızı çizgi ise 300 saniyelik okuma aralığı içinde saptanan maksimum sayım hızı değerlerini göstermektedir)	45
Şekil 3.7. RadEye B20-ER'nin H*(10) gama filtresiyle radyoaktif ¹³⁷ Cs kaynağına verdiği tepkinin açısal dağılımı (Dedektörün, iki farklı bakış açısına göre radyasyonu algılayabilme yeteneği, uzaklığa göre ve doğrultusal olarak gösterilmektedir).....	46
Şekil 3.8.Tipik bir gama spektrometresinin yapısını gösteren şematik diyagram	47
Şekil 3.9. Porselen tozu numunelerine ait doz hızlarının ölçülmesi için kullanılan deneysel düzenek	51
Şekil 3.10.Gama spektrometrik analiz için kullanılan dedektör sistemi.....	52
Şekil 3.11. Ölçümlerde kullanılan dental porselen tozları (8 farklı üreticiye ait toplamda 42 adet feldspatik porselen tozu)	52
Şekil 3.12.Numunelerin içine konulduğu 30 gr lık ölçüm kabı	53
Şekil 3.13.Gama spektrometrisi dedektör üzerine ölçüm için yerleştirilen örnek numune	54
Şekil 3.14.Bir numuneye ait spektrum grafiği (grafikte gösterilen spektrum D2 numunesine aittir)	56
Şekil 4.1. Degudent dentin A3 numunesi için ilk filtresiz sayım hızı ölçümlerinden elde edilen 1600 veriye ait net toplam doz hızı düzeylerinin değişimi	64
Şekil 4.2. Degudent dentin A3 numunesi için alfa bloklayıcı filtre kullanılarak yapılan ilk sayım hızı ölçümlerinden elde edilen 1600 veriye ait net $\beta+\gamma$ doz hızı düzeylerinin değişimi	64
Şekil 4.3. Degudent dentin A3 numunesi için gama filtresi kullanılarak yapılan ilk sayım hızı ölçümlerinden elde edilen 1600 veriye ait net γ doz hızı düzeylerinin değişimi	65
Şekil 4.4. Feldspatik porselen tozu numuneleri için marka bazında net toplam doz hızı ortalamalarının karşılaştırılması.....	65

Şekil 4.5. A2 dentin (açık mavi) ve A3 dentin (koyu mavi) numunelerinin net toplam doz hızı seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması (ayrımın daha kolay fark edilebilmesi için doz hızları $\mu\text{Sv/h}$ cinsinden verilmektedir)	66
Şekil 4.6. A2 Opak ve A3 Opak numunelerinin toplam doz hızı seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması	67
Şekil 4.7. Feldspatik porselen numuneleri için ticari marka bazında Potasyum-40 aktivite ortalamalarının karşılaştırılması	69
Şekil 4.8. A2 dentin ve A3 dentin numunelerinin Potasyum-40 aktivite seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması.....	70
Şekil 4.9. A2 Opak ve A3 Opak numunelerinin Potasyum-40 aktivite seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması	70
Şekil 4.10. Feldspatik porselen numuneleri için markalara ait Uranyum-238 aktivite ortalamalarının karşılaştırılması.....	71
Şekil 4.11. A2 dentin (açık mavi) ve A3 dentin (koyu mavi) numunelerinin Uranyum-238 aktivite seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması	71
Şekil 4.12. A2 Opak ve A3 Opak numunelerinin Uranyum-238 aktivite seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması	72

ÇİZELGELER DİZİNİ

	Sayfa
Çizelge 1.1. Radyasyon birimleri	9
Çizelge 1.2. İçeriklerine göre dental seramiklerin sınıflandırılması (ana bileşikler)	16
Çizelge 1.3. Dental seramiklerde renklendirme işlemi için kullanılan renk pigmentleri ve oluşturdukları renkler	19
Çizelge 1.4. Uranyum-238 bozunma zinciri	21
Çizelge 1.5. TAEK'in toplum ve çalışanlar için belirlediği yıllık doz sınırları .	24
Çizelge 1.6. Tüketici ürünlerinde EC tarafından müsaade edilen maksimum radyoaktivite düzeyleri	25
Çizelge 2.1. Dental porselen tozlarındaki radyoaktif nükleidler ve oral mukoza yüzeyindeki α , β eşdeğer dozları	29
Çizelge 2.2. Dental porselen tozlarına ait numunelerde çeşitli radyoaktif nükleidlerden kaynaklanan gama dozları	30
Çizelge 2.3. Bazı materyaller için cm^2/g cinsinden kütle soğurma katsayıları, $(\mu_a/\rho)_{\text{tiss}}$	32
Çizelge 2.4. Analiz edilen numunelerin karakteristik özellikleri	34
Çizelge 2.5. Katı numuneler için yapılan beta doz hızı ölçümlerine ait sonuçlar	35
Çizelge 2.6. Dental ürünlerdeki Uranyum konsantrasyonu (NUREG, 2001 kaynağından uyarlanmıştır)	38
Çizelge 3.1. Radeye B20-ER cihazının teknik özellikleri	42
Çizelge 3.2. Fon radyasyonu kaynaklı sayım ölçümleri	53
Çizelge 3.3. Verim için kullanılan standartın sayım sonuçları	54
Çizelge 3.4. Enerji fotopikleri	55
Çizelge 3.5. İncelenen bir numuneye (D2 numunesine) ait sayım sonuçları	55
Çizelge 3.6. Radyasyon ağırlık faktörleri	57
Çizelge 3.7. Organ ve dokular için ağırlık faktörleri	57
Çizelge 4.1. İncelenen dental seramik numuneleri için kullanılan kodlama	59
Çizelge 4.2. Dental seramik numuneler için elde edilen brüt sayımlarına ait ortalamalar	61
Çizelge 4.3. Numunelerin net doz hızı ortalamaları	62
Çizelge 4.4. Dental porselen numunelerine ait aktivite konsantrasyonları ve relatif eşdeğer dozlar	68
Çizelge A.1. Ceremco numunelerine ait net sayım hızları	83
Çizelge A.2. Noritake numunelerine ait net sayım hızları	83
Çizelge A.3. Ivoclar Vivadent numunelerine ait net sayım hızları	83
Çizelge A.4. Degudent numunelerine ait net sayım hızları	84
Çizelge A.5. Vision Classic numunelerine ait net sayım hızları	84
Çizelge A.6. Vita numunelerine ait net sayım hızları	84
Çizelge A.7. GC numunelerine ait net sayım hızları	85
Çizelge A.8. Machmaker numunelerine ait net sayım hızları	85
Çizelge B.1. Dental seramiklerin gama spektrometrik ölçümlerindeki aktivitedeki hata/aktivite ($\Delta A/A$) değerleri	86

SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ

α	Alfa parçacığı
β	Beta parçacığı
γ	Gama ışını
μ	Mikro (10^{-6})
A	Aktivite
au	İsteğe bağlı birim (Arbitrary unit)
ADA	Amerikan Diş Hekimleri Birliği (American Dental Association)
ANSI	Amerikan Ulusal Standartlar Enstitüsü (American National Standards Institute)
BCRA	Britanya Seramik Araştırma Birliği (British Ceramic Research Association)
Bq	Becquerel
Ci	Curie
D	Bozunma faktörü
DHSS	Sağlık ve Sosyal Güvenlik Bölümü (Department of Health and Social Security)
DME	Mineraller ve Enerji Bölümü (Department of Minerals and Energy)
EC	Avrupa Komisyonu (European Commission)
$f\gamma$	Yayınlanma olasılığı
gr	Gram
Gy	Gray
h	Saat
HPGe	Yüksek saflıkta Germanyum (High-Purity Germanium)
ISO	Uluslararası Standartlar Örgütü (International Organisation for Standardization)
K	Potasyum
kg	Kilogram
m	Kütle
M	Mega (10^6)
NCRP	Radyasyondan Korunma Ulusal Konseyi (The National Council on Radiation Protection)
NRBP	Birleşik Krallık Ulusal Radyasyondan Korunma Komitesi (National Radiation Protection Board of the United Kingdom)
NUREG	Birleşik Devletler Nükleer Düzenleme Komisyonu Yönetmeliği (US Nuclear Regulatory Commission Regulation)
Ra	Radyum
Rad	Soğurulmuş radyasyon dozu (Radiation absorbed dose)
Rn	Radon
SI	Uluslararası birim sistemi (The International System of Units)
Sv	Sievert
t	Zaman
TAEK	Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
Th	Toryum
U	Uranyum
UNSCEAR	Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyonun Etkileri Bilimsel Komitesi (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation)
YEDE	Yıllık etkin doz eşdeğeri

1. GİRİŞ

1.1. Radyasyon ve Radyoaktivite

Çekirdek için ayırt edici bir özellik olan radyoaktivite, nükleonlardan oluşan atom çekirdeğinin kararlı ve kararsız durumlarıyla ilişkili bir kavramdır. Atom çekirdeğinin kararlılığı, çekirdekteki nötron ve proton sayıları arasındaki orana bağlı olarak değişir. Genellikle, bu oran 1,5'dan daha küçük ise çekirdeklerin kararlı ya da az kararlı, 1,5'dan büyük ise çekirdeklerin kararsız olduğu kabul edilir. Nötron ya da proton fazlalığı olan çekirdekler, bu dengeyi sağlayabilmek amacıyla bünyelerindeki fazla enerjiyi (çeşitli mekanizmalarla) kaybederek, yani radyasyon yayınlarak kararlı hale geçme eğilimi gösterirler. Bu tür çekirdekler, parçacık veya foton formunda radyasyon yaydıkları için radyoaktif çekirdekler (radyonükleidler) olarak isimlendirilir.

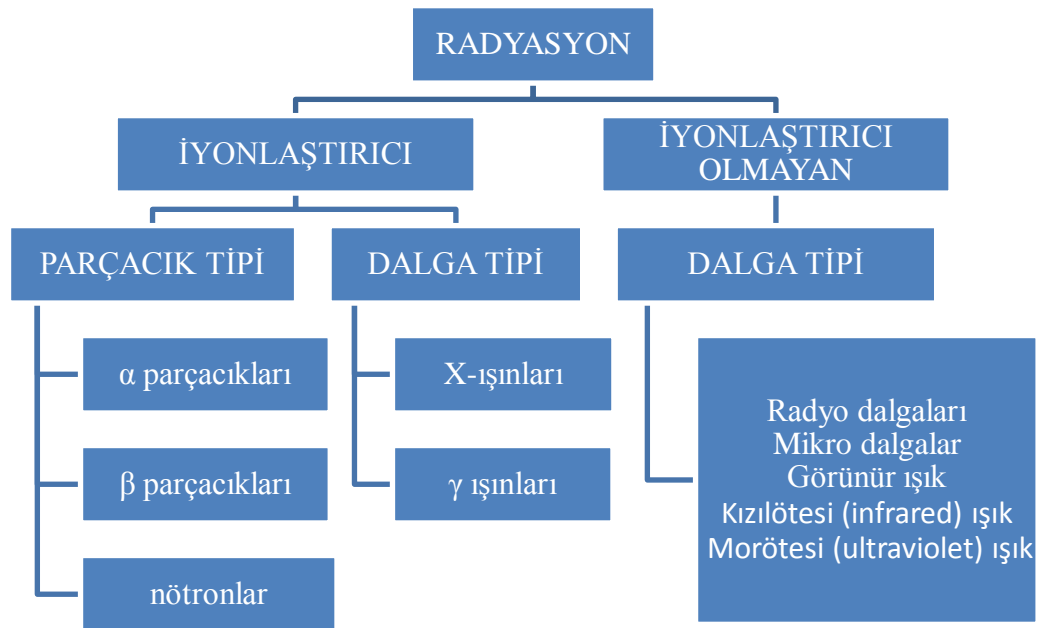
Radyasyon en genel haliyle, enerjinin ya elektromagnetik dalgalarla ya da yüklü veya yüksüz parçacıklarla bir yerden başka bir yere taşınması olayı olarak tanımlanabilir. Radyasyon tarihsel olarak (Rutherford tarafından); alfa-parçacıkları (α), beta-parçacıkları (β) ve gama-ışınları (γ) şeklinde sınıflandırılmıştır. Radyasyon üzerine yapılan ilk çalışma, Almanya Wuerzburg Üniversitesi'nde Wilhelm Conrad Röntgen tarafından 1895 yılında gerçekleştirilmiştir. Röntgen bu çalışmasında, bir tür enerji yayan yeni bir ışık tipini (X-ışınını) keşfetmiştir. 1896 yılında Henri Becquerel'in Uranyum tuzundaki doğal radyoaktiviteyi keşfetmesiyle, radyasyon konusundaki çalışmalar gelişerek günümüze kadar devamlılığını sürdürmüştür. Bu tarihsel süreç içerisinde, radyoaktif maddelerin dolayısıyla radyasyonun yapay olarak elde edilmesinin yolları bulunmuştur. Yapay radyasyon kaynakları, 1946 yılından itibaren Kobalt'ın (Co) radyoaktif izotopu olan ^{60}Co gibi sentetik ürünlerin elde edilmesiyle kullanılmaya başlanmıştır. Günümüzde, endüstri, sağlık ve bilim alanları başta olmak üzere pek çok farklı alanda uygulamaya sahip olan Stronsiyum-90, Sezyum-137 ve İyot-131 gibi yüzlerce yapay radyoizotop üretilmektedir.

Canlılar yaşamları boyunca, gerek doğal gerekse yapay kaynaklar nedeniyle kaçınılmaz bir biçimde radyasyona maruz kalırlar. Bilinen en temel doğal radyasyon kaynakları evren, yerküre ve güneştir. Topraktaki doğal radyasyona neden olan

başlıca radyoaktif elementler; Uranyum-238 (Uranyum serisi), Uranyum-235 (Aktinyum serisi) ve Toryum-232 (Toryum serisi) serilerinin bozunma ürünleri ve Potasyum-40 olup yer kürede bulunan bu doğal kaynaklar arasında Uranyum-238 ve bozunma ürünleri en büyük paya sahiptir. Gerak doğal gerekse yapay kaynaklı olan iyonlaştırıcı radyasyon türleri canlı hücreler üzerinde ciddi hasarlar meydana getirebilir. X-ışınları, keşfedilmesinden hemen sonra tıpta teşhis amacıyla kullanılmaya başlanmıştır. Ancak, doktor ve cerrahların farkında olmadan yüksek dozda X-ışınlarına maruz kaldıkları ve radyasyonun potansiyel tehlikeleri 1900'lü yılların başına kadar fark edilememiştir. Vücuda yeme, içme, solunum ve deri yoluyla alınan iyonlaştırıcı radyasyon içeren radyoizotoplar, iç ve dış ışınlanma mekanizmalarıyla canlı organizmaları radyasyona maruz bırakırlar. Doğal ve yapay kaynaklar nedeniyle maruz kalınan radyasyon seviyelerinin belirlenmesi insan sağlığı açısından önemli bir konudur.

1.2. Radyasyonun Sınıflandırılması

Doğal veya yapay kaynaklar nedeniyle meydana gelen radyasyon, enerjisine bağlı olarak madde ile etkileşimi temel alındığında iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan radyasyon şeklinde iki ana başlıkta sınıflandırılabilir (Şekil 1.1).



Şekil 1.1. Radyasyonun sınıflandırılması

1.2.1. İyonlaştırıcı olmayan radyasyon

Bu tipteki radyasyonlar madde ile etkileşime girdiğinde, ortamdaki atom veya moleküllerin yükleri üzerinde değişiklik meydana getiremez, yani ortamı iyonlaştıramazlar. Genellikle 124 eV değerinden daha düşük enerjili radyasyonlar iyonlaştırıcı olmayan radyasyon olarak nitelendirilir. Radyant ısı, kızılötesi (infrared) ışık, morötesi (ultraviolet) ışık, görünür ışık, radyo dalgaları ve mikro dalgalar iyonlaştırıcı olmayan radyasyonlara örnek olarak verilebilir. İyonlaştırıcı olmayan tipteki radyasyonların madde içindeki giriciliği oldukça azdır ve madde tarafından kolaylıkla engellenebilirler (Bayraktar, 2011).

1.2.2. İyonlaştırıcı radyasyon

İyonizasyon, en basit tanımıyla nötr haldeki bir atom veya molekülün elektrik yükünün değiştirilerek iyon haline getirilmesi işlemidir. İyonlaştırıcı tipteki radyasyon bir atom ile etkileştiğinde enerjisinin bir kısmını bu atoma aktarır ve atomun yörünge elektronlarının serbest kalmasına yol açabilir. 124 eV dan daha yüksek enerjiye sahip radyasyon, madde ile etkileşime girdiğinde iyonlaşma olayı meydana gelebilir. Bu iyonizasyon olayı atoma gelen radyasyonun cinsine bağlı olarak doğrudan veya dolaylı yoldan gerçekleşebilir. Doğrudan iyonlaştırıcı mekanizmalarda, pozitron, negatron, proton ve diğer ağır iyonlar gibi yüklü parçacıklar nedeniyle oluşan radyasyon rol oynar. Bu türdeki radyasyon maddeyi ve ortamı anında iyonlaştırabilme yeteneğine sahiptir. Dolaylı yoldan iyonlaştırma işleminde ise foton (X-ışını ve gama ışını) ve nötronlar gibi yüksüz radyasyonun madde ile etkileşimi söz konusudur. Bu etkileşme sonucu oluşan ikincil radyasyon ortamı iyonlaştırır (Sabol ve Weng, 1995).

1.2.2.1. Alfa parçacığı

Alfa radyasyonu, iki proton ve iki nötrondan oluşan Helyum çekirdeği (${}^4_2\text{He}$) olup α sembolü ile gösterilir. Alfa radyasyonu iyonlaştırıcı bir yapıya sahiptir. Nispeten ağır kütlesi nedeniyle havada çok çabuk etkileşime girerek kısa bir mesafe ilerler (Krane, 2001). Enerjik bir alfa parçacığı ince bir kağıt veya vücut derisi tarafından tamamen

durdurulabilir. Ürünleri arasında α parçacığı bulunan radyoaktif maddeler solunum ve sindirim yoluyla vucuda alınırsa akciğer ve mide dokularını yüksek radyasyon dozuna maruz bırakabilirler. Toksik etkisi nedeniyle nükleer tıpta kullanılan bir parçacık değildir. Doğal radyoaktif kaynaklardan yayınlanan alfa parçacıkları 2-10 MeV arasında değişen enerjilere sahiptir (Bayraktar, 2011). Alfa radyasyonunun madde içerisindeki giriciliği düşüktür. Çünkü +2 değerlikte yüke sahip olan alfa parçacıkları, kütleleri de büyük olduğundan madde içerisinde geçerken yüksek yoğunlukta iyonlaşma meydana getirerek tamamen söğrülür ve sahip olduğu enerjiyi kaybeder. Bu yüzden doğal kaynaklı alfa radyasyonunun zırhlanması oldukça kolaydır.

1.2.2.2. Beta parçacığı

Kararsız bir çekirdek, sahip olduğu fazla proton veya nötronundan bir protonu nötrona veya bir nötronu protona dönüştürerek daha kararlı hale gelme eğilimindedir. Bu durum 3 farklı mekanizmayla meydana gelebilir. Her üç işlemde de elektrik yükünün korunabilmesi için diğer bir yüklü parçacığın bu reaksiyonlarda yer alması gerekir. Beta bozunması olarak adlandırılan bu üç nükleer olay aşağıdaki şekilde gösterilebilir (Krane, 2001),



Denklem 1.1'deki birinci reaksiyon negatif β bozunması veya negatron bozunması olarak isimlendirilir ve (n/p) oranı yüksek olan çekirdeklere nötron protona bozunurken bir elektronun yaratılıp yayınlanmasına karşılık gelir. İkinci reaksiyon ise, pozitif β bozunması yahut pozitron bozunması olarak bilinir ve (n/p) oranı düşük çekirdeklere gerçekleşir. Bu işlemde proton nötrona dönüşürken, pozitif yüklü bir elektron yayınlanır. Son reaksiyonda ise, çekirdeğe çok yakın olan bir elektron çekirdek tarafından yakalanarak bir proton nötrona dönüşür. Her üç işlemde de yüksüz nötrino parçacığı (bir nötrino veya antinötrino) yayınlanmaktadır.

Önceleri beta parçacığı olarak nitelenen bu yüklü parçacığın elektrona özdeş olduğu daha sonra anlaşılmıştır. Daha hafif olan beta parçacıklarının, alfa parçacığına göre iyonizasyon yeteneği daha azdır. Bununla birlikte, alfa parçacıklarına göre daha fazla girişken olan β radyasyonu, doku veya malzemeler içine daha fazla nüfuz edebilmektedir. Doğal kaynaklı beta parçacıkları cildin üst tabakasından öteye ilerleyemeseler de yüksek enerjili beta radyasyonuna aşırı derecede maruz kaldığında cilt yanıkları görülebilmektedir. Genel olarak, beta yayınlayıcıların sadece solunum ya da sindirim yoluyla vücuda alındığında tehlikeli olacağı bildirilmektedir (TAEK, 2015a).

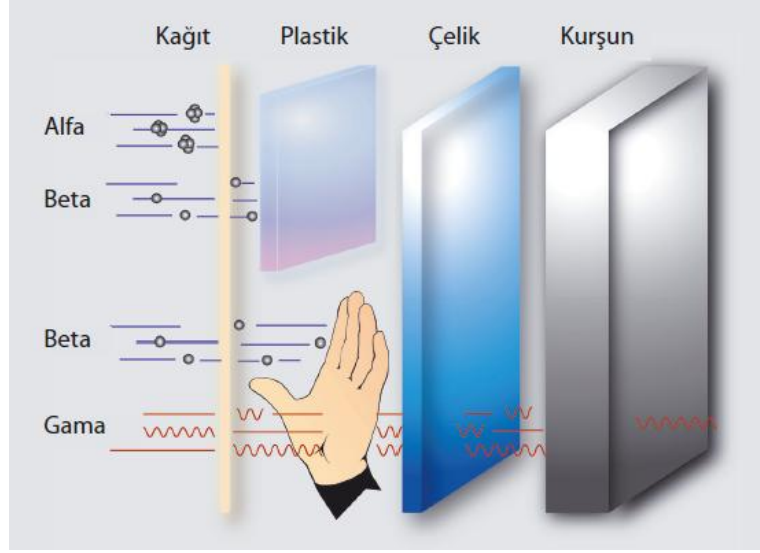
1.2.2.3. Gama radyasyonu

Çekirdek içinde gerçekleşen nötron, alfa veya beta radyoaktif bozunmaları ardından ortaya çıkan kararsız çekirdek, uyarılmış enerji seviyesinde kalabilir ve ikinci bir bozunma ile (bir foton yayınlarak) kararsız durumdan kararlı duruma geçebilir. Bu geçiş sırasında yayınlanan fotonlara gama ışını (γ -ışını) adı verilir. Doğal bozunma mekanizmaları sonucunda ortaya çıkan gama radyasyonu 0,1 ile 10 MeV arasında enerjilere sahiptir (Akkoyun, 2003). Gama ışınlarının sahip olduğu enerjilerine bağlı olarak madde ile gerçekleştirebileceği üç tür temel etkileşme aşağıda verilmiştir:

<i>Fotoelektrik Olay</i>	0,01 MeV'den ~0,5 MeV'e kadar	
<i>Compton Saçılması</i>	0,1 MeV'den ~10 MeV'e kadar	(1.2)
<i>Çift Oluşumu</i>	1,02 MeV'dan başlar	

Yüksek giriciliğe sahip gama ışınları doğrudan vücut içerisine girerek enerjisini iç organlara aktarabilir. Gama radyasyonuna maruz kalmak canlıları olumsuz şekilde etkileyebilir. Diğer taraftan X-ışını gibi tıbbi teşhis ve tedavide kullanım alanına sahip olan gama ışınları kurşun ve baritli beton gibi yüksek yoğunluklu malzemelerle zırhlanmaktadır. Birkaç santimetre kalınlığındaki kurşundan geçebilecek enerjiye sahip doğal kaynaklı γ -ışınları, buldukları ortamı dolaylı yoldan iyonize ederler.

Bu üç tür radyasyonun madde içerisinde giriciliği, temsili olarak karşılaştırılması biçimde Şekil 1.2'de gösterilmektedir.



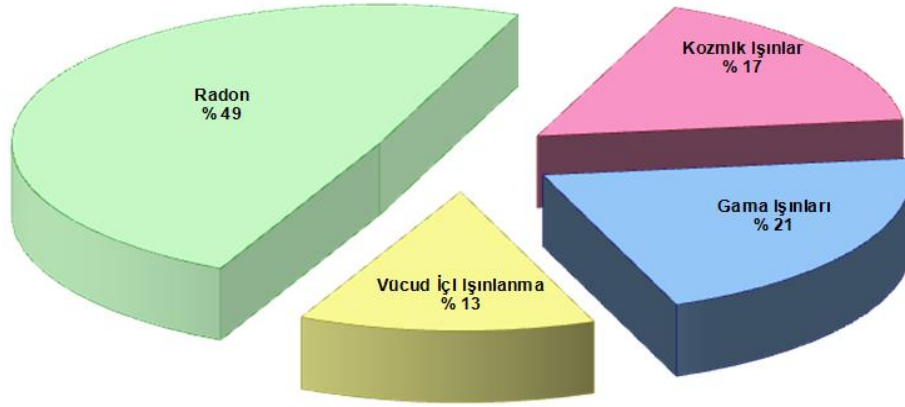
Şekil 1.2. Alfa, beta ve gama radyasyonunun çeşitli engeller karşısındaki davranışları (TAEK, 2015a)

1.3. Radyasyon Kaynakları

Radyasyon kaynakları, doğal ve yapay kaynaklar olarak iki kısımda incelenir. Kişi başına bir yılda maruz kalınan ortalama radyasyon seviyesinin 2,8mSv civarında olduğu bildirilmektedir (TAEK, 2015a). Maruz kalınan radyasyon düzeyi, ülkelerin coğrafi yapısı ve nükleer teknolojiyi kullanma durumuna göre farklılıklar gösterse de genel olarak, radyasyonun %82-88'lik kısmının doğal kaynaklar nedeniyle ve %12-18'lik kısmının yapay radyasyon kaynakları nedeniyle alındığı söylenebilir.

1.3.1 Doğal radyasyon

Doğada hiçbir etkiye maruz kalmadan kendiliğinden bozunan maddelere doğal radyoaktif maddeler, bu radyonükleidlerden kaynaklanan radyasyona da doğal radyasyon denir. Kaçınılmaz bir biçimde birlikte yaşamak zorunda olduğumuz doğal radyasyonun başlıca kaynakları; güneş ve yıldızlardan kaynaklanan kozmik ışınlar, yerkürede bulunan Uranyum, Toryum, Potasyum gibi radyoaktif elementler ve bunların bozunma ürünleridir. Doğal kaynaklar nedeniyle maruz kalınan radyasyonun yaklaşık yarısını Radon gazı tek başına oluştururken bunu gama ışınları, kozmik ışınlar ve vücut içi ışınlanmalar nedeniyle alınan radyasyonlar takip etmektedir (Şekil 1.3).



Şekil 1.3. Doğal radyasyon kaynakları nedeniyle alınan dozların dağılım yüzdeleri (TAEK, 2015b)

Doğal radyonükleidlerden yayınlanan iyonize radyasyon, doğrudan dış ışınlanma yoluyla veya solunum ve sindirim mekanizmalarıyla vücut içine alındığında iç ışınlanma yoluyla risk oluşturabilir. Dolayısıyla yaşadığımız bölgenin doğal fon radyasyonu düzeyinin bilinmesi, tükettiğimiz yiyecek ve içecek maddeleriyle günlük yaşamda kullandığımız materyallerin içerdiği radyoaktivitenin ölçülmesi, halk sağlığı bakımından önem taşıyan bir konudur. Yapılan radyolojik ölçüm çalışmaları, doğal radyasyon kaynakları nedeniyle dünya genelinde kişi başına maruz kalınan doz ortalamasının 2,4 mSv/yıl düzeyinde olduğunu ortaya koymuştur (TAEK, 2015a).

Yerkürede mevcut olan başlıca doğal radyoaktif kaynaklar incelendiğinde; ^{222}Rn ve ^{220}Rn 'nin alfa, ^{40}K , ^{87}Rb , ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{137}Cs , ^{214}Pb ve ^{214}Bi 'ün beta, ^{40}K , ^{238}U , ^{232}Th ve ^{226}Ra 'nın gama ve toprakta bulunan ağır radyoaktif çekirdeklerin kendiliğinden fisyonu ile nötron salınmasıyla sonuçlandığı görülmektedir. Bununla birlikte, kozmik ışınların rol aldığı etkileşimler sonucu gerçekleşen (α, n) veya (γ, n) reaksiyonları da, çok düşük miktarlarda nötron kaynaklı radyasyona neden olabilmektedir (Çelebi, 1995). Uzaydan atmosfere ulaşan ve birincil kozmik ışınlar şeklinde isimlendirilen radyasyonun, %87'sini proton, %11'ini alfa parçacıkları, %1'ini atom numarası 4 ile 26 arasında olan çekirdekler ve %1'ini de yüksek enerjili elektronlar oluşturmaktadır (NCRP, 1976). Birincil kozmik ışınlar atmosferdeki atomlar ile etkileştiğinde kozmojenik parçacıkları (ikincil radyasyonu) meydana getirirler (Çelebi, 1995). Kozmik ışınların çok az bir kısmı yeryüzüne ulaşmaktadır. UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation: Birleşmiş Milletler

Atomik Radyasyonun Etkileri Bilimsel Komitesi), kozmik ışınlar nedeniyle yer seviyesindeki etkin doz miktarının 0,4 mSv/yıl düzeyinde olduğunu bildirmiştir (TAEK, 2015a).

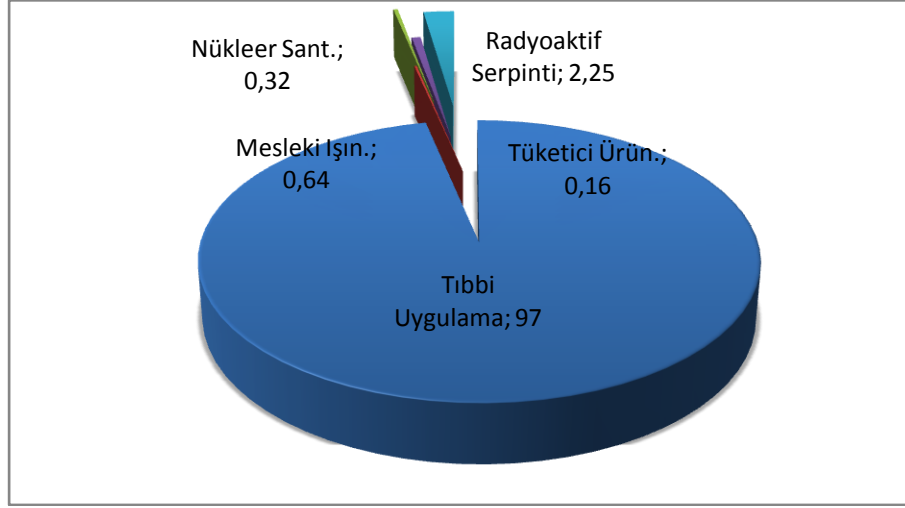
Maruz kalınan doğal gama radyasyonunun büyük kısmı, özellikle 0-30 cm derinlikteki yüzey toprak tabakasından kaynaklanmaktadır (Değerlier, 2007). Topraktaki radyoaktif elementlerin miktarları, genellikle ilgili bölgedeki jeolojik yapı ile yakından ilişkilidir.

1.3.2 Yapay radyasyon

Radyasyon kaynaklarından biri de insan etkisi ile oluşturulan yapay radyasyondur. Yapay radyasyon, dışarıdan bir etkiyle radyoaktiflik özelliği kazandırılan çekirdeğin yaydığı radyasyon olarak tanımlanabilir. Yapay radyoaktivitenin keşfi, Curie ve Joliot tarafından 1934 yılında yapılan bir deneyde, nötron elde etmek için $^{27}_{13}\text{Al}$ çekirdeğinin alfa bombardımanına tutulması sonucu oluşan radyoaktif $^{30}_{15}\text{P}$ çekirdeğinin $^{30}_{14}\text{Si}$ çekirdeğine bozunarak bir pozitron yayması ile ortaya çıkmıştır.



Teknolojinin gelişmesiyle birlikte insan hayatının bir parçası haline gelen yapay radyoaktivitenin başlıca kaynakları arasında tıpta kullanılan röntgen ve diğer nükleer görüntüleme cihazları, ışın tedavisi cihazları, güvenlik için kullanılan X-ışınları, hızlandırıcılar, nükleer santraller, nükleer silah denemelerinden ve nükleer kazalardan kaynaklanan atmosferdeki radyoaktif serpintiler, nükleer endüstrinin radyoaktif atıkları, endüstriyel gama ışınları, tüketici ürünleri ve araştırma amaçlı uygulamalar sayılabilir. Dünya genelinde yapay radyasyon kaynakları nedeniyle alınan radyasyon dozlarının yüzde dağılımı Şekil 1.4 ile özetlenmiştir.



Şekil 1.4. Yapay kaynaklar nedeniyle maruz kalınan radyasyon dozlarının yüzde dağılımı (TAEK, 2015c)

1.4. Radyasyon Birimleri ve Radyasyon Ölçümlerinde Kullanılan Nicelikler

İyonlaştırıcı radyasyonun etkisinin belirlenmesi ile ilgili yapılan çalışmalarda, sonucu yorumlayabilmek ve zararlı biyolojik etkileri saptamak için radyasyon dozunun bilinmesi oldukça önemli bir aşamadır. Radyasyonun hedef kütle üzerinde meydana getireceği etki; radyasyon tipine, doz hızına ve doza maruz kalma süresi gibi çeşitli etkenlere bağlıdır. Bu yüzden, iyonlaştırıcı radyasyon özelliğine sahip radyoaktif maddenin ölçülebilir değerlerinin (bozunma hızı, meydana getirdiği iyonizasyon, enerji soğrulması ve biyolojik etkinlik) ve ölçü birimlerinin bilinmesi oldukça önemlidir. Bu konuda çalışan bilim insanlarının radyasyon ile ilgili ortaya çıkardığı birimler, 1971 yılında ICRU (International Commity of Radiation Units/Uluslar arası Radyasyon Birimleri Komitesi) tarafından SI birim sistemine uyarlanmıştır (SI, 2008) (Çizelge 1.1).

Çizelge 1.1. Radyasyon birimleri

Nicelik	Eski birim	Sembol	Yeni birim	Sembol	Bağıntı
Aktivite	Curie	Ci	Becquerel	Bq	1 Bq = $2,703 \times 10^{-11}$ Ci
İşinlanma	Röntgen	R	Coulomb/kilogram	C/kg	1 R = $2,58 \times 10^{-4}$ C/kg
Soğrulmuş doz	Rad	rad	Gray	Gy	1 Gy = 100 rad
Eşdeğer doz	Rem	rem	Sievert	Sv	1 Sv = 100 rem

Radyasyon birimlerini iki gruba ayırmak mümkündür. Radyoaktif bir kaynağın ürettiği radyasyon miktarını gösteren aktivite birimleri ve radyasyonun maddeler üzerindeki etkisi belirleyen soğurulan radyasyon birimleridir.

Belirli bir miktarda radyoaktif maddenin kendiliğinden gerçekleştirdiği bozunmaların hızı aktivite (bozunma hızı) olarak bilinmektedir. Birimi Becquerel (Bq) ile ifade edilir. 1 Bq bir saniyedeki bir bozunma sayısına eşittir. Işınlanma, C/kg cinsinden normal hava şartlarında havanın 1 kg'ında 1 Coulomb'luk elektrik yükü değerinde pozitif ve negatif iyonlar oluşturan X-ışını veya gama radyasyonu miktarıdır.

Soğurulmuş doz için belirtilen Gray, ışınlanan maddenin 1 kg'ına 1 Joule'lük enerji veren radyasyon miktarıdır. Eşdeğer doz, 1 Gray'lık X (veya gama) ışını ile aynı seviyede biyolojik etki ortaya çıkaran radyasyon miktarıdır. Eşdeğer doz birimi Sievert (Sv) olup, soğurulmuş dozun belirli bir radyasyonun doku içerisindeki enerji dağılımını dikkate alan bir faktör ile çarpımıdır. Böylelikle radyasyonun doku üzerinde bağlı olarak biyolojik hasar meydana getirme etkinliği hesaba katılmış olur. Gama ışınları, X ışınları ve beta parçacıklarının ağırlık faktörü 1'dir, bu sebep ile belirtilen radyasyon tiplerinin soğurulmuş doz ve eşdeğer doz değerleri sayısal olarak aynıdır. Alfa parçacıkları için bu faktör 20'dir. Farklı enerjilerdeki nötronlar için ise ağırlık faktörü 5 ile 20 arasında değerler almaktadır (TAEK, 2015a).

1.5. İyonize Radyasyonun Biyolojik Etkileri

Biyolojik yapılara aktarılan radyasyon enerjisi, canlı dokular ile etkileştiğinde, dokulara hasar verme potansiyeline sahiptir. Meydana gelen hasar, radyasyonun türüne, enerjisine ve etki süresine göre; onarılabilen veya onarılamayan biçimde olabilmektedir. İyonize radyasyon ile karşılaşan hücrede oluşacak senaryolar; nesilden nesle aktarılan kalıtsal etkiler, kanser gibi daha sonra meydana gelen kusurlar veya hücrenin ölümü şeklinde olabilmektedir. Bu etkiler üzerine oluşturulan teori ve kavramlar radyasyonun keşfi ve kullanımından beri tartışılmaktadır. Radyasyonun keşfi ile birlikte radyasyonun zararlı etkileri gözlemlenmeye başlamış ve bu durum 1900'lü yılların başında yapılan birçok bilimsel araştırmayla ispatlanmaya çalışılmıştır. 1920'lerin sonunda yapılan hayvan deneyleriyle

radasyonun genetik bozukluklara yol açabileceđi gösterilmiř ve radasyonun zararları ortaya çıkarılmıřtır.

Hüresel açıdan deđerlendirildiđinde, iyonize radasyonun hücre üzerine en bilinen etkilerinden birisi hücre büyümesini baskı altına almasıdır (Kaya, 2002). Bundan dolayı bölünme hızı yüksek olan hücrelerin radasyondan daha çok etkilendiđi düşünölmektedir. Radasyon hücre üzerinde; kromozomların kırılmasına, farklı bir kombinasyonla birbirleriyle birleşmesine, kenetlenmesine ve kıvrılmasına neden olabilir(Kaya, 2002). Kırılan kromozomlar hücre organizmaları tarafından yeniden onarılabilir, kırılmıř halde kalabilir veya bir başka kırılmıř kromozomların yapısına katılabilir. Tüm bu yapılarıdaki deđişim sonucunda mutasyon (kalıtsal etki) veya hücre ölümu gerçekleşebilir. Ölen hücreler organizma tarafından sođrulabilir veya dışlanarak bünyesinden uzaklaştırılabilir. Ölen hücrelerin sayısı yeterince yüksek ise, organizmanın fonksiyonlarını etkileyerek ve bozulmasına neden olabilir ve hatta bu durum organizmanın ölümuyle sonuçlanabilir. Radasyon etkilerinin daha ayrıntılı anlaşılabilmesi için, hücreyi oluşturan yapıların kimyasal etkileşme mekanizmalarının da araştırılması gerekmektedir (Taner, 2006).

Hücrenin yaklaşık %70 lik kısmı su ve geri kalanı ise çok karmaşık biyolojik yapılardan oluşmaktadır(Kaya, 2002). İyonlaştırıcı radasyon hücrede su moleküllerini ayrıştırarak H^+ ve OH^- gibi serbest radikaller adı verilen ürünler meydana getirebilmektedir. Oluşan bu ürünler (hidrojen ve hidroksil grupları) iyon olmayıp kısa ömürlü reaktif radikallerdir. Bu radikeller, hücrenin içerisinde bağlanabilecekleri atomlar ararlar ve hücre içerisinde kuvvetli oksitleyici ürünlerin oluşmasına neden olabirler. Hücre zarındaki oksitlenme, hücrenin alışverişini engeller ve hücre beslenemediđi için ölebilir. Bu durum radasyonun dolaylı etkisine bir örnektir(Kaya, 2002).

İç ve dış da ışınlamalar sonucu meydana gelen biyolojik etkiler somatik etki ve kalıtsal etki olarak sınıflandırılabilir.

Somatik (bedensel) etkiler, vücudun tümü veya bir kısmının radasyona maruz kalmasıyla oluşun ve kalıtsal olmayan etkilerdir ve akut somatik etkiler ve kronik somatik etkiler şeklinde iki başlıkta sınıflandırılabilir.

Akut somatik etkiler;birkaç dakika ile birkaç saatlik bir zaman içerisinde, bir defada tüm vücudun yüksek seviyede radyasyona maruz kalmasıyla oluşur. Akut radyasyon sendromu çeşitli evrelerden oluşur. Bu evreler aşağıda maddeler halinde gösterilmektedir;

- Başlangıç evresi:0–48 saat arasında iştahsızlık, mide bulantısı, terleme, yorgunluk gibi belirtiler.
- Latent evre:48 saat ile 2–3 hafta arasında, başlangıç belirtilerde düzelme ile seyreder.
- Ağır hastalık evresi:2–3 hafta ile 6–8. hafta arasında görülür. Ateş, enfeksiyon, cilt hassasiyeti, saç dökülmesi, hemoraji, diare, letarji, şuur kaybı ve algı organlarında bozukluklar, kardiyovasküler kollaps ortaya çıkabilir. Bu belirtilerin ortaya çıkışı tamamen alınan doza bağlıdır.
- İyileşme evresi:6–8 haftadan birkaç aya kadar sürebilir.

Kronik somatik etkiler ise, bir defalığına veya tekrarlanan radyasyona maruz kalınmasından uzunca bir süreden sonra kendini gösteren etkilerdir.Bu etkiler arasında ciltte değişiklikler, yanıklar, dermatitlerin kansere dönüşümü, fizyolojik yaşlanma sürecinin hızlanması, lösemi insidansında artış, iyi huylu ve kötü huylu tümör insidansında artış gibi bulgular görülebilmektedir.

İyonlaştırıcı radyasyonun direkt (doğrudan) etkilerine karşı hücrenin direnç göstermesi mümkün olabilir. Fakat dolaylı etkisine karşı direnebilmesi mümkün değildir.

Kalıtsal etki ise, DNA'da radyasyon nedeniyle oluşabilecek değişikliklerin bir sonraki nesile aktarılması şeklinde kendisini göstermektedir(Kaya, 2002).

Maruz kalınan radyasyon dozuna bağlı olarak genel bir değerlendirme yapılırsa, alınan doz miktarının 0,1 Sv'den fazla olması durumunda, somatik (bedensel) ve genetik etkiler ortaya çıkacağı, 1 Sv ila 10 Sv arasındaki doz değerlerinde, ani şiddetli etkilerle sebep olabileceği ve 10 Sv'den yüksek dozlara maruz kalındığında

ise ölümle sonuçlanabileceği söylenebilir. Ayrıca, 0,1 Sv ile 1 Sv arası seviyelerde maruz kalınan radyasyon dozlarında, daha sonradan gecikmiş etkilerin meydana gelme ihtimalinin düşük, fakat var olduğu da bildirilmektedir (Taner, 2006).

1.5 Dental Seramikler (Porselenler)

Seramikler (porselenler) diş hekimliğinde yaygın olarak kullanılan materyallerden biridir. Seramik terimi genel anlamda non-metalik inorganik materyaller için kullanılmaktadır ve çoğunlukla yüksek ısılarda pişirme işlemleriyle elde edilirler. Dental seramikler, dayanıklı kimyasal yapıları ve translüsent (yarı-şeffaf) özelliğinden dolayı estetik amaçlar için en doğal görünümlü restoratif materyaller olarak kabul edilir. Dental seramikler, özellikle protetik diş hekimliğinde çok kullanılan malzemelerdir. Dental seramiklerin opaklık ve translüsent özellikleri rengin önemli olduğu durumlarda modifiye edilebilir (Sakaguchi ve Powers, 2012).

1.5.1 Dental seramiklerin tarihçesi ve kullanım alanları

Seramik, Yunanca *keramos* sözcüğünden gelmektedir. Bu terim, asıl itibarıyla “yanmış şey” biçiminde bir karşılığa sahipse de spesifik olarak kazandığı anlam, “yanma veya fırınlama yoluyla üretilmiş materyal” haline dönüşmüştür. İnsanlar tarafından ilk üretilen seramikler, domestik kullanım amaçlı topraktan yapılmış çömlleklerdir. Temel bileşenini kaolinin oluşturduğu, opak, poroz (gözenekli) ve aynı zamanda zayıf olan bu malzeme, dental uygulamalar için kullanışlı değildir. Bir çeşit kil olan kaolinin, silika ve feldspar gibi translüsent özelliği ve dayanım gücünü arttırıcı diğer minerallerle karıştırılması sonucu dental restorasyonlar için uygun yapılar elde edilmesinin yolu açılmış ve bu ilave bileşenlerin yer aldığı materyallere porselen adı verilmiştir (McCabe ve Walls, 2008). M.Ö. 50’li yıllardan beri Çinliler tarafından kullanılan porselenin Avrupa’ya gelişi 16. yüzyıla rastlar (Yavuzylmaz vd., 2005).

Protezin dental materyal olarak ilk kullanılma teşebbüsü, 1774 yılında, Fransız bir eczacı olan Allexis Duchateau tarafından gerçekleştirilmiştir (Yavuzylmaz vd., 2005; Korkmaz, 2014). Duchateau daha sonra, Paris’li bir diş hekimi olan Nicolas Dubais de Chemant ile birlikte çalışarak 1779 yılında ilk seramik diş materyalinin patentini

almıştır (Korkmaz, 2014). Dişlerin kaide materyaline tutunmasında başarılı olamayan bu girişimi takiben 1808 yılında, Paris'te yaşayan İtalyan asıllı bir diş hekimi olan Guisepe Angelo Fonzi tarafından tek diş seramik kronlar üzerine ilk çalışmalar gerçekleştirilmiştir. Bu dişlerin arka kısımlarına yerleştirilen platin kramponlar, metalik bir dayanağa lehimleme kolaylığı sağlamışsa da opasite ve kırılma gibi nedenlerden başarılı olamamıştır (Korkmaz, 2014). Diğer taraftan, Amerika'da hızlanan dental porselen çalışmaları, 1838 yılında normal diş tonlarına çok yakın ve saydam bir seramiğin yapılabilmesini sağlamıştır (Yavuzylmaz vd., 2005).

19. yüzyılın sonunda sabit restorasyonların keşfedilmesiyle birlikte, diş hekimliğinde seramik kullanımı önem kazanmıştır. Bu kronlar estetik olarak yeterli olmasına karşın malzemenin kırılma eğilimi nedeniyle kullanımı ön tek diş restorasyonlar ile sınırlı kalmıştır (Korkmaz, 2014). 1950'lerden sonra alt yapı olarak fonksiyon gören metal alaşımlarıyla seramiklerin kaynaştırılması sonucu metal-seramik sistemleri öne çıkmıştır. Metal-seramik sistemleri hem seramiğin estetik özelliklerini, hem de metalin üstün mekanik özelliklerini bir arada taşımaktadır. Son yıllarda ise araştırmalar metallsiz seramik sistemlerinin geliştirilmesi üzerine yoğunlaşmıştır (Korkmaz, 2014).

Diş hekimliğinde seramikler, diş kısmen veya tamamen kaplayan sabit restorasyonlarda (kron ve köprülerde), kök kanal postlarında ve hareketli protezlerin yapay dişlerinde kullanılmaktadır. Seramiklerin bir diğer uygulama alanı da dental implantlardır (Titanyum alt yapı üzerine kaplama olarak, tam seramik implantlarda ve kemik kayıplarının doldurulması vb uygulamalarda) (Schmalz ve Bindlev, 2009; Sakaguchi ve Powers, 2012).

1.5.2 Dental seramiklerin yapısı

Farklı oranlarda olmakla birlikte tüm seramiklerde temel yapı feldspar, kuartz ve kaolinden oluşur (Usta, 2006; Kaya, 2008; Sakaguchi ve Powers, 2012). Karışımda farklı bir mineral yer aldığı porselen sözcüğü yerine seramik sözcüğünü kullanmak daha doğru olur. Pratikte ise bazen bu ifadeler birbirinin yerine kullanılabilir.

Feldspar: Potasyum alüminyum silikat ($K_2OAl_2O_6SiO_2$) ve albit'in ($Na_2OAl_2O_6SiO_2$) karışımıdır. Feldspar doğada saf bulunmaz. Potas (K_2O) ve soda (Na_2O) oranları da değişkenlik gösterebilmektedir (Usta, 2006; Kaya, 2008). Feldspar, porselenlerin fırınlanması sırasında elde edilen silikadaki büzülme ve toplanmaları önler ve restorasyonun kalitesini artırır. Feldspatik porselenler hakkında daha detaylı bilgi Shen ve Kosmac (2014) kaynağından edinilebilir.

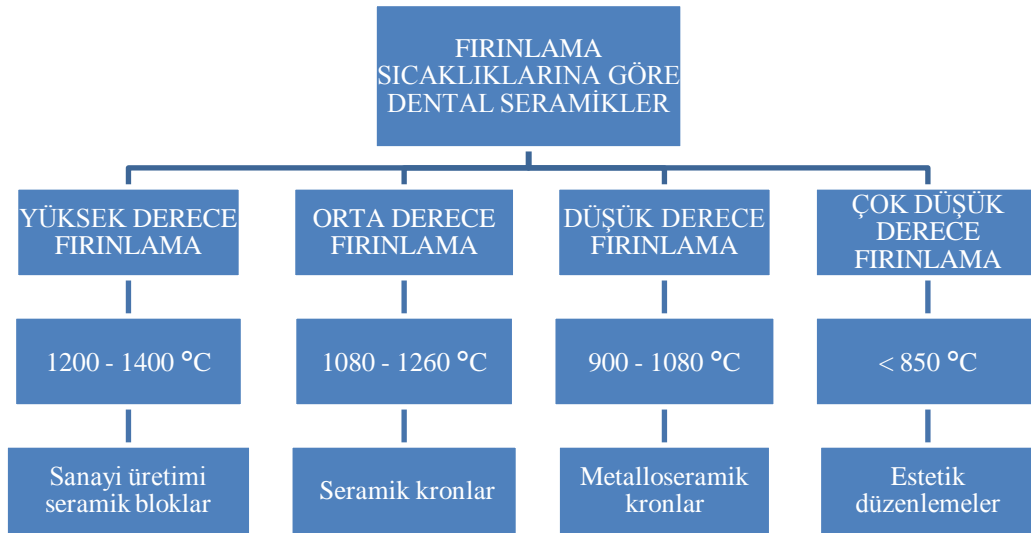
Kuartz (Kum): Silika yapısında olan kuartz (SiO_2), fırınlama esnasında porselen yapıya doldurucu ve güçlendirici görevi yapar. Ayrıca porseleni oluşturan diğer yapılara destek olup kitlenin şeklini korumasına yardımcı olarak fırınlama sonucunda meydana gelebilecek büzülme ve çatlakların önlenmesinde rol oynar (Usta, 2006; Kaya, 2008).

Kaolin (kaolen): Bir alüminyum hidrat silikatıdır ($Al_2O_3 \cdot 2SiO_2 \cdot 2H_2O$). Çin kili olarak da isimlendirilmektedir. Opaktır, dental porselenlerde oldukça az miktarda kullanılır veya hiç kullanılmaz; şekillendirici ve yapıştırıcı özelliğinden yararlanır (Usta, 2006; Kaya, 2008; Sakaguchi ve Powers, 2012)

Porselenin yapısına bu üç ana maddenin dışında; çeşitli renklendirici pigmentler, opaklaştırıcı veya floresans özelliğini geliştiren çeşitli ajanlar, akışkanlar, cam modifiye ediciler ve ara oksitler eklenebilmektedir (Usta, 2006).

1.5.3 Dental seramiklerin sınıflandırılması

Dışhekimliğinde kullanılan porselenler malzemeler için değişik kriterlere göre birçok sınıflandırma yapılmaktadır. Dental seramiklerin kullanım alanlarına, işlem tekniğine, kimyasal yapılarına, fırınlama sıcaklıklarına ya da mikro yapısal özelliklerine göre sınıflandırılması daha yaygındır (McCabe ve Walls, 2008; Schmalz ve Bindlev, 2009; Volpato vd., 2010; Sakaguchi ve Powers, 2012). Dental seramikler fırınlama sıcaklıklarına göre değerlendirildiğinde, Şekil 1.5'de görüldüğü gibi dört farklı şekilde sınıflandırılabilir (Volpato vd., 2010).



Şekil 1.5. Fırınlama sıcaklıklarına göre dental seramikler (Volpato vd., 2010)

Seramik materyallerde diğer bir sınıflandırma ise, seramiklerin içeriğine göre yapılmaktadır. Günümüzde içerisine yeni yapılar eklenerek sürekli gelişmekte olan dental seramikler, içeriğine göre üç ayrı grupta incelenebilir. Bunlar; cam, alümina ve feldspatik olarak üç başlıkta toplanabilirler. Çizelge 1.2.'de dental seramiklerin içeriğine göre yapılmış bir sınıflandırma, ana bileşiklerine en çok eklenen ilave maddeler ile birlikte gösterilmektedir (Schmalz ve Bindselev, 2009).

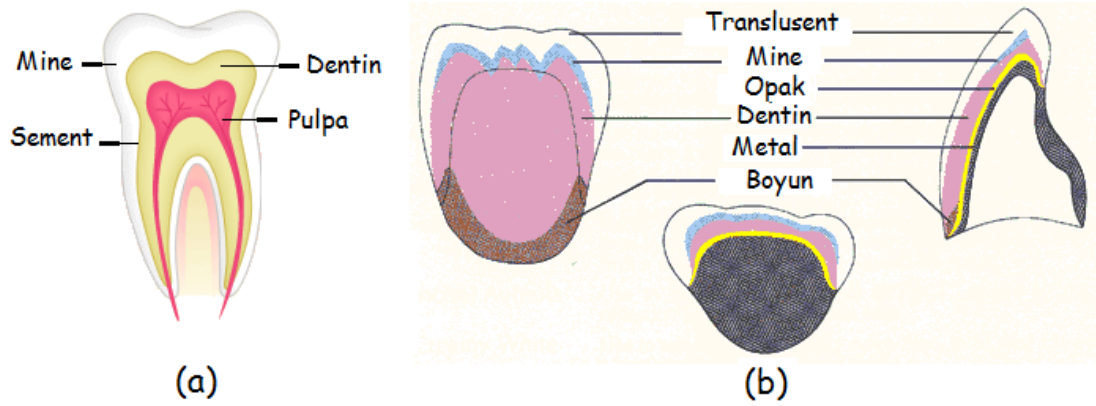
Çizelge 1.2. İçeriklerine göre dental seramiklerin sınıflandırılması (ana bileşikler)

Ana bileşik	Sık kullanılan ilave maddeler (seçim)
Silisyum Dioksit (SiO₂) (Feldspar-esahş)	Potasyum feldspat (K ₂ OAl ₂ O ₃ 6SiO ₂) ve Sodyum feldspat (Na ₂ OAl ₂ O ₃ 6SiO ₂) Al ₂ O ₃ (30 µm tanecik boyutunda),
	Glimmer (cam seramik)
	Lösit (K ₂ OAl ₂ O ₃ 4SiO ₂) (cam seramik)
	Lityum oksit (cam seramik)
	Lityum disilikat (cam seramik)
Alüminyum Oksit (Al₂O₃) Korindon olarak Alüminyum oksit (α-Al ₂ O ₃ (2-5 µm tanecik boyutundalar)) Magnezyum-Alüminyum Spinel (MgAl ₂ O ₄)	Lantanyum cam seramiği, Al ₂ O ₃ içine ZrO ₂ tozu ekleniyor.
Zirkonyum Dioksit (ZrO₂)	İtiryum oksit (Y ₂ O ₃)
	Tetragonal Zirkonyum oksit polikristallerinden İtiryum-stabilize edilir. (YTZP)
Kalsiyum fosfat Hidroksil apatit (HA) Trikalsiyum fosfat (α-TCP, β-TCP) Tetrakalsiyum fosfat (TTCP) karışımlar	

Schmalz ve Bindselev, 2009 kaynağından uyarlandırılmıştır.

1.5.4 Dental seramiklerde renk ile ilgili fiziksel özellikler

Doğal diş; dişin dış kısmını koruyan mine, minenin alt kısmında bulunan dentin, dişin orta kısmında bulunan ve yumuşak dokuları içeren pulpa ve diş kökünün etrafını kaplayan kemiksi tabakadan (sementten) oluşmaktadır. Dental porselenler ile yapılan protezlerde ise doğal dişe benzer şekilde en dış kısımda mine (şeffaf, enamel, transparent gibi dental seramiklerden oluşturulan yapı), bir alt kısmında dentin adı verilen seramik tozundan oluşturulan yapı ve en iç kısımlarda opak dentin ve opak tozlardan yapılan kısımlardan oluşmaktadır. Şekil 1.6' da doğal bir dişin tabakaları ve bir protez diş için kullanılan dental seramiklerin uygulanış sırası gösterilmektedir.



Şekil 1.6.(a) Doğal diş tabakaları (b) Bir dental seramik kronun tabakaları

Protetik diş tedavisinde amaç en doğal görünümlü restoratif meteryali elde etmektir. Bu yüzden uygulanan dental seramik tozları ve elde edilen protez diş yapısının kısımları ile ilgili özelliklerin doğal dişe benzemesi gerekmektedir. Bunun için doğal dişte gözlemlenen translüsentlik, opasite, floresanslık ve opalesanslık gibi tanımların ve dental seramiklerde bu olayları oluşturan yapıların bilinmesi önemlidir.

1.5.4.1 Translütentlik ve opasite (yarı-şeffaflık ve opaklık)

Dental seramikler, diş dokularını taklit etmek için hem translütentlik hem de opasite özelliklerine sahip olmalıdır. Opasite, direkt olarak dentin ile ilişkilidir. Çünkü ışık mineden geçerek dentine ulaşır ve dentinopak bir yapı olarak ışığı tekrar yansıtır. Diğer taraftan mine, translütent (yarı-şeffaf) bir obje gibi davranır ve ışığın geçmesine izin verir. Dentinin görünmesini sağlayan mine, sahip olduğu

hidroksiapatit kristalleri yoluyla ışığın mavi dalga boyunda saçılmasını sağlar (Joiner, 2004). Opasite ve translusentik özelliğini tam olarak birlikte sergileyen bir dental ürün henüz geliştirilememiştir. Bu yüzden de üreticiler, dentin için opak özelliğe sahip seramik ve bunun üzerine de translusent seramiklerin tabakalar şeklinde kullanılmasını önermişlerdir.

1.5.4.2 Floresanslık

Floresanslık, soğuk cisimlerde fotonun absorblanmasının ardından daha uzun dalga boylu diğer bir fotonun yayınlanmasının tetiklemeyle gerçekleşen ışımaya olayı olarak tanımlanmaktadır. Bu tür cisimlere floresan denir. İnsan dişi gün ışığında azda olsa floresanslık özelliği göstermektedir. Kimi maddeler ise morötesi ışığın (UV) enerjisini absorblayarak bunu görünür ışığa çevirebilir. Doğal dişler UV ışığa maruz kaldıklarında floresanslık gözlenir. Dişlerden, beyazdan 400 nm den küçük dalga boylu yoğun mavi ışığa değişen bir bantta spektrumemisyonu gerçekleşir. Bu floresanslık olayının sorumluluğu dentine aittir. Çünkü dentin, UV ışığa duyarlı yüksek miktarda (mineden yaklaşık 3 kat daha fazla miktarda) organik pigment içermektedir.

1940'lı yıllarda dental seramiklerin görünümelerini doğal dişlere benzetmek ve floresans etki vermek amacıyla seramiklere Uranyum ve zayıflatılmış Uranyum gibi radyoaktif malzemeler ilave edilmeye başlanmıştır (Betti, 2003; Veronese vd. 2006). Sabit protezlerde renk ve floresanslık elde etmek amacıyla, doğal ve zayıflatılmış Uranyumun (Depleted Uranyum-DU) dental porselenlere katılarak kullanılmasına 1980'li yılların başlarına dek yoğun bir biçimde devam edilmiş, daha sonra Uranyum yerine nadir toprak elementlerinin kullanımı gündeme gelmiştir (Betti, 2003). Bu nadir toprak elementleri arasında; Evropyum (Eu), Terbiyum (Tb), Seryum (Ce) ve İterbiyum (Yb) sayılabilir. Bu elementler, yoğun mavi-beyaz ve sarı floresanslık gösterirler. Bir dental seramik floresans özelliğe sahip değilse (özellikle loş ışıkta) canlılığı azalmış grimsi bir görüntü verir (Monsenego vd., 1993).

1.5.4.3 Opalesanslık

Transparent veya translusent materyaller, farklı ışıklar altında veya farklı açılardan bakıldığında renk değişimi gözlenen opal taşı andıran bir görünüş sergileyebilmektedir. Bu optik olay, mine ile ilgilidir. Çünkü doğal diş minesi oldukça mineral ihtiva eden bir yapıya sahiptir. Mine bir filtre gibi davranır uzun dalga boylu ışıkları geçirirken, kısa dalga boylu yapıları yansıtır. Bu yansıtmaya bağlı olarak dişin kesici kenarındaki mine mavimsi beyaz bir renkte görülür. Seramiklerde bu görüntünün oluşabilmesi için opalesansglazür (sırlama) yapılır. Bu da seramik tozuna bazı pigmentler katılarak gerçekleştirilir (Cho vd., 2009)

Dental seramiklerde renklendirme işlemi için içeriğe eklenen renk pigmentleri metal ve metal oksitleri kapsamaktadır. Renk oluşumunu sağlayan metal ve metal oksitler; Uranyum, Kobalt, Titanyum, Krom, Nikel, Demir, Çinko, Kalay gibi elementlerdir (Raghavan, 2012; Çelakıl, 2013). Çizelge 1.3'de renk pigmenti sağlayan elementlerin oluşturduğu renkler gösterilmektedir

Çizelge 1.3. Dental seramiklerde renklendirme işlemi için kullanılan renk pigmentleri ve oluşturdukları renkler(Raghavan, 2012; Çelakıl, 2013)

Renk pigmenti	Oluşturduğu renk
Alüminyum-silika	Beyaz
Demir oksit	Kahverengi
Nikel oksit	Kahverengi
Uranyum oksit	Portakal sarısı
Titanyum oksit	Sarı
Bakır-krom oksit	Yeşil
Manganez	Mor
İndiyum	Sarı
Kobalt oksit	Mavi

1.5.5 Dental porselenlerin yapısında bulunan bazı radyoaktif elementler ve limit değerler

Dental seramikler yapılarında doğal radyonükleidler barındırabilirler. Protez diş yapımında kullanılan dental seramiklerin içerdiği radyonükleidlerin neler olduğu ve miktarlarının belirlenmesi, bu materyaller kullananların ne kadarlık bir doza maruz

kalacağı açısından önemli bir konudur. Dental seramikler için geçmişte yapılan çalışmalara bakıldığında, protezleri kullanan kişiler hakkında radyasyon kaynaklı herhangi bir sağlık sorunu üzerinde kesin bir örnek bulunmamaktadır. Bununla birlikte, kimi çalışmalarda incelenen porselen tozları üzerinden kişilerin maruz kalacakları radyasyon dozları üzerine çeşitli yorumlar yapılmış ve insan vücudu içerisinde alınacak yıllık dozlar hakkında bilgiler verilmiştir (Papestefanou vd., 1987; Veronese vd. 2006). Radyasyonun canlı yapılar ile etkileşiminden yola çıkarak alfa, beta ve gama radyasyonlarının her birinin farklı boyutta etkilerinin olacağı tartışılabilir. Protezin bulunduğu ağız içerisinde, diş çevresindeki epitel dokunun sürekli olarak alfa radyasyonuna maruz kalacağı ve oral veya bazal mukozasında beta radyasyonundan etkileneceği bazı çalışmalarda vurgulanmaktadır (Papestefanou vd., 1987; Mack vd., 1988; Veronese vd. 2006). Beta radyasyonunun ve alfa radyasyonuna göre daha girici olması nedenleriyle insan sağlığı açısından oldukça önemli olduğu düşünülmektedir (NUREG, 2001). Beta ve gama yayınlayıcısı olan ve feldspatik yapıdaki seramik tozlarda oldukça yüksek miktarda bulunan Potasyum-40 radyonükleidine de oldukça dikkat çekilmektedir (Veronese vd., 2006). Dental seramiklerin yapısında bulunan doğal radyonükleidler için, çeşitli kurum ve organizasyonların kabul ettiği limit değerler hakkındaki bilgiler ilerideki bölümlerde detaylı olarak anlatılmaktadır.

1.5.5.1 Uranyum-238

Uranyum, tüm toprak, kaya, deniz ve okyanuslarda çeşitli kimyasal formlarda bulunan doğal olarak oluşan ağır bir metaldir. Aynı zamanda içme suyu ve yiyeceklerde de bulunur (Betti, 2003). Doğal Uranyum 3 farklı izotopun karışımından oluşur (^{238}U %99,27, ^{235}U %0,72 ve ^{234}U %0,0054). Ortalama olarak, bir insan vücudunda bulunan 90 μg lık Uranyum'un %66'sı iskelette, %16'sı karaciğerde, %8'i böbreklerde ve geriye kalan %10'u ise diğer dokularda bulunmaktadır (Priest, 1990). Uranyum hava, su ve yiyeceklerle vücuda alınmaktadır. Birçok radyoizotopun meydana gelmesine neden olan ^{238}U , kararlı yapıdaki Kurşun-206 haline gelinceye kadar bozunarak bulunduğu ortama α , β ve γ radyasyonları yayar (Çizelge 1.4).

Çizelge 1.4. Uranyum-238 bozunma zinciri (Malling vd., 2013)

Radyonükleid	Simgesi	Yarı ömrü	Yayınladığı Radyasyonlar	Radyasyonun Enerjisi ve Yayılanma Olasılığı*	Bozunma ürünü
Uranyum-238	²³⁸ U	4,5x10 ⁹ yıl	α	4,2 MeV	²³⁴ Th
Toryum-234	²³⁴ Th	24 gün	β γ ₁ γ ₂	0,19 MeV 63 keV %3,5 93 keV, %4	²³⁴ Pa m
Protaktinyum-234 m	²³⁴ Pa m	1,2 dakika	β γ ₁ γ ₂	2,3 MeV 770 keV, %0,3 1000 keV, %0,6	²³⁴ U
Uranyum-234	²³⁴ U	2,5x10 ⁵ yıl	α γ	4,8 MeV 53 keV, %0,2	²³⁰ Th
Toryum-230	²³⁰ Th	7,5x10 ⁴ yıl	α γ	4,7 MeV 68 keV, %0,6	²²⁶ Ra
Radyum-226	²²⁶ Ra	1,6x10 ³ yıl	α γ	4,8 MeV 190 keV, %4	²²² Rn
Radon-222	²²² Rn	3,8 gün	α	5,5 MeV	²¹⁸ Po
Polonyum-218	²¹⁸ Po	3,1 dakika	α	6,1 MeV	²¹⁴ Pb
Kurşun-214	²¹⁴ Pb	28,6 dakika	β γ ₁ γ ₂	1,0 MeV 295 keV, %19 352 keV, %36	²¹⁴ Bi
Bizmut-214	²¹⁴ Bi	19,7 dakika	β γ ₁ γ ₂ γ ₃	3,2 MeV 609 keV, %47 1,12 MeV, %17 1,76 MeV, %17	²¹⁴ Po
Polonyum-214	²¹⁴ Po	160 μs	α	7,8 MeV	²¹⁰ Pb
Kurşun-210	²¹⁰ Pb	22 yıl	β γ	0,017 MeV 47 keV, %4	²¹⁰ Bi
Bizmut-210	²¹⁰ Bi	5,0 gün	β	1,2 MeV	²¹⁰ Po
Polonyum-210	²¹⁰ Po	138 gün	α	5,3 MeV	²⁰⁶ Pb
Kurşun-206	²⁰⁶ Pb	Kararlı			

*yayılanma olasılığı % 100 ve %100'e yakın olan ürünlerin olasılıkları gösterilmemiştir.

Zayıflatılmış Uranyum, havacılıkta, tıpta, askeri uygulamalarda ve kimyasal katalizör olarak çeşitli sivil kullanım alanlarına sahiptir. Buna ilave olarak, mutfak gereçleri ve diş hekimliğinde kullanılan seramiklere de zayıflatılmış Uranyum'un katıldığı bilinmektedir (Betti, 2003). 20. yüzyılın ortalarına kadar cam ve seramik mutfak eşyalarının renklendirilmesinde Uranyum'un kullanıldığı bilinmektedir.

1995 yılında yapılan bir araştırma, doğal Uranyum'la sırlanmış porselen tabakların yüzeyinden 1 cm uzaktaki gama ve beta radyasyonu düzeyinin 19 ile 56 μSv/h arasında ölçüldüğünü bildirmektedir (Sheets ve Thomson, 1995). US NRC'nin

(United States Nuclear Regulatory Commission: Birleşik Devletler Nükleer Düzenleme Komisyonu'nun) tahminlerine göre, bu tür mutfak eşyalarının normal kullanımı 0,07 mSv/yıl'lık etkin doz eşdeğerine karşılık gelmektedir (NUREG, 2001). Ayrıca, test edilen bu porselen tabakların %20'sinin yüzeylerinden, doğal Uranyum bileşenlerinin kolaylıkla uzaklaştırılabileceği gözlemlenmiştir (Sheets ve Thomson, 1995). Daha önce, sirke ve nitrik asitin (Uranyum'la sırlanmış tabaklardan) Uranyumu söktüğü gösterilmiştir (Landa ve Council, 1992). Bu bilgilere bağlı olarak, bir bireyin yılda 0,21 gr Uranyum'u yutacağı tahmin edilmiştir. Bu miktarın, 0,4 mSv/yıl'lık doz eşdeğerine karşılık geldiği bildirilmektedir (NUREG, 2001).

Dental seramiklere Uranyum bileşenlerinin katılması ile ilgili süreç Bölüm 2'de ve Floresanslık ile ilgili kısım Bölüm 1.5.4.2'de verilmektedir. Bununla birlikte, diş hekimliği uygulamaları için dental seramik tozlarına maruz kalan teknisyenlerin karşı karşıya olduğu risk düzeyinin belirlenmesi özellikle önemlidir. Kapalı bir teknisyen laboratuvarında, porselen kron yapımı sırasında havaya karışan porselen tozuna (ağırlık olarak %0,05 Uranyum içeren porselen tozuna) maruz kalan yani bu tozu solumak durumunda kalan teknisyenin maruz kalacağı tüm-vücut dozu 0,02 μ Sv olarak tahmin edilmiştir (NUREG, 1980; NUREG,2001). NCRP, ağırlık olarak %0,02 Uranyum içeren porselen proteze sahip bireylerde, beta parçacıkları nedeniyle tahmini yıllık doz eşdeğerinin 5 mSv olduğunu rapor etmiştir (NCRP, 1987; NUREG, 2001). Hesaplamalarda, insan derisi için ağırlık faktörü 0,01 olarak alınmış ve bazal mukozadaki ışınlanma, derideki ışınlanmanın %1'ine eşdeğer olarak kabul edilmiştir. Bazal mukozadaki etkin doz eşdeğeri 5×10^{-4} mSv olarak saptanmıştır. Ağırlıkça %0,05 Uranyum içeren diş yüzeyindeki alfa parçacıklarından kaynaklanan tahmini yıllık doz eşdeğerinin ise 1 ile 4 Sv arasında olacağı bildirilmiştir. Alfa parçacıklarının dokulardaki maksimum menzili 30 μ m dir. Bu 4 Sv lik dozun tamamı, ağız yüzeyinin en üst tabakası tarafından durdurulur ve bazal tabakadaki radyasyona hassas olan hücrelere ulaşmaz (NCRP, 1987; NUREG, 2001).

1.5.5.2 Potasyum-40

Potasyum elementinin %0,012'si Potasyum-40 halinde bulunur ve Potasyum-40 doğal bir radyoaktif izotoptur. Enerjileri sırasıyla 1,32 ve 1,46 MeV olan β ve γ

ışınları yayınlar, yarı ömrü $1,3 \times 10^9$ yıldır. Bozunma süresinin %89 zamanında beta parçacığı yayınlarak Kalsiyum-40'a bozunur ve bu işlem sırasında gama radyasyonu yaymaz. Zamanının %11'inde ise elektron yakalayarak Argon-40'a dönüşür ve bu işlem sırasında gama radyasyonu yayınlar (Karakılıç, 2013). İnsan vücudunda doğal halde bulunan ve yeme içme ile vücuda giren Potasyum miktarının, biyolojik süreçlerle kontrol edildiği bilinmesine rağmen, dozun bireyden bireye nasıl değiştiğine dair bilgiler sınırlıdır. Vücuttaki Potasyum-40 miktarı kas miktarı ile değişmektedir. Genç erkeklerde yaşlı bayanlara oranla yaklaşık 2 kat daha fazla Potasyum-40 mevcuttur. Potasyum-40, Radon ve Radonun bozunma ürünleri dışında iç ışınlanmanın ana kaynağıdır. Bu iç ışınlanma kaynaklarının sebep olduğu yıllık ortalama etkin dozun 0,3 mSv olduğu ve bunun yarısının da Potasyum-40'tan kaynaklandığı tahmin edilmektedir. Çok yüksek radyoaktivite içeren gıdaların tüketilmemesi dışında iç ışınlanmayı önlemek için yapılabilecek çok az şey vardır (TAEK, 2015b).

1.5.5.3 Diğer Radyoaktif elementler

Dental seramiklerin yapısında bulunan diğer radyonükleidler ise Uranyum-238 bozunma zincirindeki ürünler ve Toryum-232 (Mack vd., 1988; Veronese vd., 2006) radyoaktivite açısından vurgu yapılan elementler arasındadır. Ayrıca dental seramiklerin yapısında Rubidyum-87 radyonükleidi de yer alabilmektedir (Veronese vd., 2006). Uranyum-238 dışında ise zayıflatılmış Uranyum kullanımında radyoaktif element kullanımına yasaklama gelmeden önce oldukça sık kullanıldığı söylenen bir elementtir (Betti, 2003).

1.5.5.4 Limit değerler

1979 yılında ADA (American Dental Association: Amerikan Diş Hekimleri Birliği), dental porselen ve porselen dişlerdeki Uranyum içeriğinin standart hale getirilmesi için 52 nolu şartnameyi hazırlamıştır (ADA, 1979). Bu düzenlemeyle birlikte (3,7 Bq/g lık zayıflatılmış Uranyum'un ağırlık olarak %0,03'e eşit olduğu varsayılarak) porselen dişlerde kullanılan Uranyum miktarında azaltma yapılmış, ağırlık olarak %0,03 seviyesi müsaade edilebilecek miktar olarak belirlenmiştir (ADA, 1979). Dental porselen üreticileri bu standartlara bağlı kalarak Uranyum ile yer

değiştirebilecek alternatif madde arayışına girmişlerdir. 1980'lerin başında ABD'deki büyük üretici firmalardan biri, dental seramiklerde Uranyum'u kullanmayı bırakmıştır. Ancak dental seramiklerin floresans davranışlarının doğal dişlere benzetilmesi sorunu kısa sürede çözülememiştir. 1990'lı yıllarda ADA, 69 nolu şartnamesi ile üreticilere, seramiklere radyoaktiviteyi arttıracak bir floresan ajanı eklenmediğini garanti eden bir belge sunma zorunluluğu getirmiştir (ADA, 1991). Uluslararası Standartlar Örgütü (ISO: International Organization for Standardization) tarafından yapılan en son düzenlenmeye (ISO 6728) göre, günümüzde porselen tozu üretiminde dental seramiklerin ^{238}U aktivite konsantrasyonu bakımından 1Bq/gr değerini aşmaması gerektiği bildirilmektedir (ISO, 2007).

Ülkemizde TAEK (Türkiye Atom Enerjisi Kurumu) iyonlaştırıcı radyasyon konusunda limitlerin belirlenmesi, gerekli denetimlerin yapılması ve gerektiği durumlarda yaptırım yetkisine sahip olan bir otoritedir. Bununla birlikte, diş hekimliğinde kullanılan dental seramikleri de kapsayan dental ürünler hakkında, mevzuatlarında herhangi bir düzenleme bulunmamaktadır. TAEK'in radyasyon güvenliği yönetmeliğinde radyasyonla çalışanlar ve halk için belirlediği limitler Çizelge 1.5'de özetlenmektedir.

Çizelge 1.5. TAEK'in toplum ve çalışanlar için belirlediği yıllık doz sınırları (Resmi Gazete, 2004)

Radyasyonla Çalışanlar için	Yıllık Doz Sınırı (mSv/yıl)	Halk için	Yıllık Doz (mSv/yıl)
Bütün vücut	20(ardışık beş yılın ortalaması)	Bütün vücut	1(ardışık beş yılın ortalaması)
Bütün vücut	50(bir yılda)	Bütün vücut	5 (bir yılda)
Göz	150	Göz	15
El-ayak,cilt	500	El-ayak, cilt	50

Ayrıca Avrupa Komisyonu (EC: European Commission) tarafından dental porselenler için özellikle belirtilmiş bir limit değer olmamasına rağmen, geniş bir sınıflandırma ile katı malzemelerden oluşantüketici ürünlerinin içerebilecekleri doğal radyonükleidler için, muafiyet ve tavsiye düzeyleri tanımlanmıştır (Çizelge 1.6) (EC, 2012).

Çizelge 1.6. Tüketici ürünlerinde EC tarafından müsaade edilen maksimum radyoaktivite düzeyleri

Doğal izotop	Limit değeri (Bq/gr)
U-238	1
Th-232	1
K-40	10

2. KAYNAK ÖZETLERİ

Bu bölümde, diş hekimliğinde kullanılan dental seramiklerin içerdiği radyoaktivite hakkında yapılan çalışmalar genel olarak incelenmekte ve spesifik olarak dental porselen tozlarındaki Uranyum'un gama spektrometrik yöntemle ölçüldüğü az sayıdaki araştırma üzerinde durulmaktadır.

Dental seramiklerde, doğal dişlere benzer bir floresanslık özelliğinin, Uranyum bileşiklerinin porselen tozlarına katılmasıyla elde edilebileceği fikri, ilk defa, Dietz tarafından 1942 yılında Amerika Birleşik Devletleri'nde ortaya konmuştur (Dietz, 1942). Bu şekilde doğal dişe daha çok benzeyen görünüm kısa sürede üreticilerin dikkatini çekmiş ve Uranyum bileşiklerinin dental porselenlere katılması fikri, ticari olarak yaygın bir biçimde kullanılmaya başlanmıştır. Uranyumun bütün tuzları ve izotopları radyoaktif olduğu için dental porselenlere katılan Uranyum bileşiklerinin neden olabileceği biyolojik etkiler konusunda da akademik bir merak ortaya çıkmıştır(Mack vd., 1988).

Herhangi bir tipteki iyonize radyasyonun meydana getireceği biyolojik etkiler, radyoaktif emisyon nedeniyle oluşan hücresel hasarın derecelendirilmesi yoluyla belirlenmeye çalışılmıştır. Canlı bir dokudaki klinik etki, bu dokunun soğurduğu doza bağlıdır. Soğrulan doz ile kalite faktörünün çarpımıyla, doz eşdeğeri Sievert cinsinden ifade edilmektedir (Bkz.Bölüm 1.4.). Belli koşulların kabulüyle Sievert cinsinden belirlenen doz, herhangi bir radyasyon tehdidinin neden olabileceği biyolojik etkilerin karşılaştırılmasında pratik bir standart olarak kullanılabilir (Mack vd.,1988).

Dental porselenlerden kaynaklanan radyasyonun potansiyel tehlikeleri üzerine bir araştırma 1974 yılında yayınlanmıştır (Moore ve MacCulloch, 1974). Bu çalışmayı temel alan Gosney, 1975 yılında seramiklere dikkat çekerek brüt (gross) radyoaktif emisyon miktarının bile malign hastalıklara neden olabilecek kadar büyük olduğu sonucunu çıkarmış ve seramiklerle uğraşan diş teknisyenlerinin korunmak için lastik eldiven giymelerini önemle tavsiye etmiştir (Gosney, 1975). Daha sonraki çalışmalar (Peplinski vd., 1980; Sairenji vd., 1980a; Sairenji vd., 1982), bu denli panik yaratıcı olmamakla birlikte, dental porselenlerdeki radyoaktif bileşenleri doğrulamış ve

NRBP'nin (National Radiation Protection Board of the United Kingdom: Birleşik Krallık Ulusal Radyasyondan Korunma Komitesi'nin) dental porselenlerdeki radyoaktif floresan yayıcılar üzerine 1974 yılında yayınladığı teknik rapor (O'Riordan ve Hunt, 1974) ile mutabık kalmışlardır. Bu raporda incelenen numuneler, BCRA (British Ceramic Research Association: Britanya Seramik Araştırma Birliği) tarafından sağlanmış olup porselen tozlarına eklenen ortalama Uranyum miktarının 410 ppm (~5000 Bq/kg) düzeyinde olduğu bildirilmiştir. İncelenen örnekler arasında, yaygın kullanımda olan iki toz numunenin 1000 ppm (~12,3 kBq/kg) den yüksek seviyede Uranyum içerdiği rapor edilmiştir (O'Riordan ve Hunt, 1974).

Uranyumun bozunma sürecinde α ve β tipinde radyasyon açığa çıkmaktadır. Ancak, NRPB sadece β radyasyonunun ağız epitelinin germinatif tabakasında klinik öneme sahip olduğunu öne sürmüştür. NRPB, 1000 ppm Uranyum içeren simante edilmiş (yapıştırılmış) porselen kronların bitişiğindeki ağız epitelinin bazal tabakasındaki radyasyon dozunu hem deneysel olarak hem de hesaplama yoluyla saptamaya çalışmıştır. Bu seviyeyi, oluşabilecek en yüksek doz olarak kabul etmişlerdir. Hesaplamalar, tek bir porselen kronun hemen bitişiğindeki ağız epitelinin germinatif tabakasının (ağırlık olarak β emisyonundan kaynaklanan) 27 mSv/yıl'a eşit bir doza maruz kalacağını göstermiştir. Ayrıca, radyasyon düzeylerinin Geiger sayıcısı ile monitörlendiği 6 dişlik bir model yapılmış ve bu modelden mukozal seviyedeki yüzey radyasyonunun 23 mSv/yıl olduğu sonucuna varılmıştır (O'Riordan ve Hunt, 1974). Teorik hesaplamalar ve deneysel ölçüm sonuçları birbiri ile uyumlu olup aynı zamanda daha sonra Papastefanou ve arkadaşları tarafından 1987 yılında yapılan bir çalışmanın sonuçları (Papastefanou vd., 1987) ile de tutarlıdır. Weaver, Uranyum konsantrasyonlarının 6,17 kBq/kg'dan (500 ppm'den) az olduğu porselen tozlarında, germinatif tabakadaki etkin dozun 4-9 mSv/yıl arasında değişebileceği sonucuna varmıştır (Weaver vd., 1976). Tüm bu araştırmalar, ilgili çalışmaların yapıldığı dönemlerde kullanılan dental porselen tozlarında radyoaktif izotopların varlığını açıkça ortaya koymaktadır.

Ağız mukozasına etki eden doğal fon radyasyonu 1 mSv/yıl değerindedir (DHSS, 1972). Bu değer, Uranyum eklenmiş porselen kronlar için hesaplanan düzeylerden oldukça düşüktür. Avusturalya'da halk için ağız dokularında müsaade edilebilir

maksimum radyasyon düzeyi 16,7 mSv/yıl olarak belirlenmiştir (NHMRC, 1981). NRPB ise ağızda Uranyum bileşiği içeren kronlar mevcutsa, ağız dokularının alabileceği dozun müsaade edilebilir maksimum düzeyi kolaylıkla geçebileceğini bildirmiştir (O’Riordan ve Hunt, 1974).

Ülkelerin ulusal resmi kuruluşları arasında, dental porselen tozlarına ilave edilecek radyoaktif maddeler hakkında 1988 de basılan bu çalışmadan önceki tarihlerde ortak bir limitasyon söz konusu olmasa da, ISO ve NRPB, dental porselen tozlarına radyoaktif materyallerin “kasıtlı olarak” katılmasını yasaklamıştır (Mack vd., 1988; ISO, 2007).

NRPB’nin 1990 yılında yaptığı bir çalışmaya göre, dental porselen kullanan bir kişinin (dental porselene bitişik) epitelinin bazal tabakasındaki yıllık beta doz eşdeğerinin (porselenin Uranyum içeriğine bağlı olarak değişmekle birlikte) en fazla 7 mSv olabileceğini bildirmiştir (Lewis ve Paynter, 1990).

1987 yılında, dental porselen tozlarındaki Uranyum ve oral mukozada indüklenen doz üzerine yapılan bir çalışmada, Yunanistan’da kullanılan dental porselen tozlarındaki radyoaktivite ölçülmüştür. Metodoloji, temel olarak gama spektrometrisine dayanmakla birlikte, düşük seviyedeki radyoaktivite ölçümleri için nötron aktivasyon analizi ve gecikmiş nötron tekniği kullanılmıştır. Uranyum-238 konsantrasyonlarının 3,6 Bq/kg’dan 5,6 kBq/kg’a değiştiği bulunmuştur. Oral mukoza üzerinde indüklenen doz eşdeğerinin ise 2,3 mSv/yıl ile 3,6 Sv/yıl arasında değerler aldığı tespit edilmiştir (Papestefanou vd., 1987).

Eski limitleri baz alan bu çalışmada, ölçülen numunelerdeki Uranyum konsantrasyonlarının maksimum izin verilebilen seviye olan 6,17 kBq/kg (500 ppm) seviyesinden daha düşük olduğu belirtilmiştir (6,17 kBq/kg değerindeki Uranyum konsantrasyonu, oral mukoza yüzeyinde 4 Sv/yıl lık doz eşdeğerine karşılık gelmektedir). Söz konusu limit, ANSI/Amerikan Dental Topluluğunun 52 nolu dental porselen ve porselen dişlerdeki Uranyum içeriğine ait tanımlamasıdır (ADA, 1979).

Söz konusu çalışma 5 farklı üreticiye ait porselen tozları üzerinde gerçekleştirilmiştir. Dentin, enamel, opak, incisal (kesici kenar), paint-on vb. gibi uygulamalara sahip 22 numune için yapılan radyolojik ölçümlere ait sonuçlar Çizelge 2.1 ve Çizelge 2.2’de özetlenmektedir. Gama ışını spektrasının üç farklı gama enerji aralığında, 0-300 keV, 0-1000 keV ve 0-27000 keV aralıklarında yapıldığı bildirilmektedir. Analizlerde kullanılan spesifik pikler, enerjileri ile birlikte ilgili çalışmada açıklanmıştır (Papestefanou vd., 1987). Daha sağlıklı bir istatistik için her bir örnek çeşidinden 5 den fazla numune ölçülerek çizelgelerde ortalama konsantrasyonlara ait veriler sunulmuştur. 10 Bq/kg değerinin üstünde tespit edilen Uranyum konsantrasyonu ölçümleri için kesinliğin %5 ten daha iyi olduğunu bildirmişlerdir. γ -spektroskopik ölçümler için daha önce geliştirilen bir geometri tekniği kullanılmıştır (Charalambous ve Papastefanou, 1977).

Çizelge 2.1. Dental porselen tozlarındaki radyoaktif nükleidler ve oral mukoza yüzeyindeki α , β eşdeğer dozları (Papestefanou vd., 1987)

No	Numune	Marka	Renk kodu	²³⁸ U (Bq/kg)	²¹⁴ Bi (Bq/kg)	⁴⁰ K (kBq/kg)	Doğ. K (%)	Eşdeğer doz (mSv/y)
DP 1	Opak	Ivoclar	03	6,78	53,28	2,33	7,7	4,40
DP 2	Dentin	Ivoclar	03	5,43	Un.	3,36	11,1	3,52
DP 3	Incisal	Ivoclar	S5	8,26	Un.	3,44	11,4	5,36
DP 4	Opak	Ivoclar	2B	6,66	Un.	-	-	4,32
DP 5	Incisal	Ivoclar	S1	5,67	Un.	-	-	3,68
DP 6	Dentin	Ivoclar	4A	7,65	Un.	-	-	4,96
DP 7	Enamel	Jelenko	E1	9,00	25,53	3,17	10,5	5,84
DP 8	Dentin	Jelenko	A2	17,51	27,38	2,77	9,1	11,36
DP 9	Opak	Jelenko	A2	8,26	Un.	3,76	12,4	5,36
DP 10	Opak	Ceramco	POP82	265,17	199,80	2,19	7,2	172,00
DP 11	Dentin	Ceramco	82	178,83	Un.	2,77	9,0	116,00
DP 12	Incisal	Ceramco	EZ	167,73	Un.	2,65	8,8	108,80
DP 13	Incisal	Biodent	SU2	7,77	Un.	-	-	5,04
DP 14	Dentin	Biodent	DU13	9,74	Un.	-	-	6,32
DP 15	Opak	Biodent	GUP13	10,11	Un.	-	-	6,56
DP 16	Opak	Vita Dur	341S	6,41	12,95	1,64	5,4	4,16
DP 17	Dentin	Vita Dur	351	5569,73	21,09	3,00	9,9	3612,53
DP 18	Enamel	Vita Dur	366	1845,07	12,58	2,64	8,7	1196,71
DP 19	Make-up	Vita Chrom	L704	7,28	Un.	2,84	9,4	4,72
DP 20	Paint-on	Vita VMK68	511	3,58	41,81	2,31	7,6	2,32
DP 21	Enamel	Vita VMK68	530	16,65	50,32	2,50	8,2	10,80
DP 22	Dentin	Vita VMK68	549	26,64	45,14	2,29	7,5	17,28

Un.: saptanamayan

Çizelge 2.2. Dental porselen tozlarına ait numunelerde çeşitli radyoaktif nükleidlerden kaynaklanan gama dozları (Papestefanou vd., 1987)

Lab No	²²⁶ Ra (μ Sv/yıl)	²¹⁴ Pb (μ Sv/yıl)	²¹⁴ Bi (μ Sv/yıl)	⁴⁰ K (mSv/yıl)	Toplam (mSv/yıl)
DP 1	5,80	35,07	148,93	1,05	1,24
DP 2	2,54	-	-	1,52	1,52
DP 3	1,45	-	-	1,55	1,55
DP 7	2,21	16,54	54,56	1,43	1,50
DP 8	-	17,76	58,52	1,25	1,33
DP 9	-	-	-	1,70	1,70
DP 10	6,08	129,51	426,96	0,99	1,55
DP 11	4,08	-	-	1,25	1,25
DP 12	4,15	-	-	1,20	1,20
DP 16	-	8,38	27,68	0,74	0,78
DP 17	80,44	13,68	45,08	1,35	1,49
DP 18	60,68	8,15	26,88	1,19	1,29
DP 19	-	-	-	1,28	1,28
DP 20	1,98	27,09	89,34	1,04	1,16
DP 21	2,12	32,62	107,54	1,13	1,27
DP 22	2,68	29,28	96,48	1,03	1,16

Toryum serisine ait elementlerin hiçbir numunede gözlenmediği bildirilirken, numunelerin analizlerinde ⁴⁰K pikinin (1460 keV) ise fon seviyelerinden çok daha yüksek olarak gözlemlendiği tespit edilmiştir. Ölçülen numuneler için ⁴⁰K, doğal dıştaki Potasyumdan 40 kata kadar daha yüksek miktarda olup ⁴⁰K konsantrasyonlarının numuneden numuneye çok fazla değişim göstermediği bulunmuştur (doğal diş minesindeki Potasyum miktarının %0,3 seviyesinde olduğu daha önceki bir çalışmada ortaya konmuştur (Sairenji vd., 1980b).

Çizelge 2.1'de öncelikle ²³⁸U konsantrasyonları sunulmuştur. Bq/kg'dan kBq/kg'a değişen aktivite konsantrasyonları incelendiğinde, numune türü ile numunelerin içerdiği Uranyum düzeyi arasında bir ilişki kurulamamıştır. Aynı çizelgede Bi-214 ve Pb-124, Bi-214 olarak sunulmuştur. Bu gösterim, bu iki yarı-ömürlü çekirdek arasındaki radyoaktif denge gibi ele alınmıştır. Çoğu numunede bu iki çekirdeğin varlığı (ölçülmeyecek kadar düşük olduğu için) gözlenememiş, ölçülmesi mümkün olan durumlarda ise bunların ana çekirdeği olan ²³⁸U ile veya bu iki çekirdek arasında herhangi bir denge veya ilişki tespit edilememiştir. Bazı numunelerde ürün çekirdeğin ana çekirdekten daha yüksek olduğu, bazen de bunun tam tersi durumun

söz konusu olduğu bildirilmiştir. Sadece Uranyumun tespit edildiği (^{214}Pb ve ^{214}Bi 'ün tespit edilemediği) dental porselen tozlarında oral mukozaya giden dozun, büyük ölçüde α ve β radyasyonundan kaynaklandığı kabul edilmiştir. Burada güçlü γ -radyasyonları yoktur; sadece düşük enerjili gama radyasyonları vardır (^{234}Th 'den gelen 63 keV ve 93 keV enerjili gama-ışınları).

Kalite faktörü 20 olan α -parçacığı için 1 kg lık numunedeki 1 Bq lik ^{238}U 'in oral mukoza yüzeyine etkisini, 0,65 mSv/yıl'lık bir doz olarak hesaplamışlardır (Papestefanou vd., 1987). Bu değer, α -lar için herhangi bir zırlama çarpanı olmaksızın elde edilen değer olup daha fazla bilgi için daha önceki bir çalışmaya (Sairenji vd., 1980b) atıfta bulunulmuştur. ^{238}U konsantrasyonları biliniirse, 0,65 mSv/yıl'lık bu değer, doz dönüşüm katsayısı olarak kullanılabilirdiğinden hareket edilmiş ve Çizelge 2.1'de gösterilen materyaller için indüklenmiş α ve β doz eşdeğerlerinin oral mukoza yüzeyinde 2,3 mSv/yıl'dan 3,6 Sv/yıl'a değiştiği sonucuna varılmıştır. Oral mukoza için ışınlanma alanı, ICRP' nin 41 nolu raporunda (ICRP, 1984) belirtildiği gibi 50 cm^2 alınmıştır. Bu doz, dokunun 30 mikron derininde 300 katlık bir azalmaya uğramaktadır. (Sairenji vd., 1980b) Yani doz, oral mukoza dokusunda derinlere inildikçe etkili bir biçimde azalmaktadır.

Dental porselen tozlarında tespit edilen çekirdeklerden kaynaklanan γ -radyasyonu nedeniyle oral mukozaya indüklenen doz hızı eşdeğeri hesaplamaları için kullanılan bağıntı

$$H = 5,05 Q I E \cdot (\mu_a/\rho)_{\text{tiss.}} \cdot \text{mSv} \cdot \text{y}^{-1} , \quad (2.1)$$

ile verilmiştir (Papestefanou vd., 1987). Burada; Q kalite faktörünü (gama radyasyonu için Q=1), I gama radyasyonunun şiddetini (1 saniyede 1 cm^2 ye gelen γ radyasyonu miktarı olarak), E çekirdekten yayınlanan γ -fotonlarının enerjisini (MeV olarak), $(\mu_a/\rho)_{\text{tiss.}}$ doku için kütle soğurma katsayısını ve 5,05 lik çarpan ise birimleri dönüştürmede kullanılan sabiti temsil etmektedir. Hesaplamalarda, dokuya ait kütle soğurma katsayısı için Lamarsh, 1975 kaynağındaki değer alındığı bildirilmektedir(Çizelge 2.3).

Çizelge2.3. Bazı materyaller için cm^2/g cinsinden kütle soğurma katsayıları, $(\mu_{\alpha}/\rho)_{\text{tiss}}$ (Lamarsh, 1975)

Materyal	Gama enerjisi (MeV)																	
	0,1 (MeV)	0,15 (MeV)	0,2 (MeV)	0,3 (MeV)	0,4 (MeV)	0,5 (MeV)	0,6 (MeV)	0,8 (MeV)	1 (MeV)	1,25 (MeV)	1,50 (MeV)	2 (MeV)	3 (MeV)	4 (MeV)	5 (MeV)	6 (MeV)	8 (MeV)	10 (MeV)
H	0,0411	0,0487	0,0531	0,0575	0,0589	0,0591	0,059	0,0575	0,0557	0,0533	0,0509	0,0467	0,0401	0,0354	0,0318	0,0291	0,0252	0,0255
Be	0,0183	0,0217	0,0237	0,0256	0,0263	0,0264	0,0263	0,0256	0,0248	0,0237	0,0227	0,021	0,0283	0,0164	0,0151	0,0141	0,0127	0,0118
C	0,0215	0,0246	0,0267	0,0288	0,0296	0,0297	0,0296	0,0289	0,028	0,0268	0,0256	0,0237	0,0209	0,019	0,0177	0,0166	0,0153	0,0145
N	0,0224	0,0249	0,0267	0,0288	0,0296	0,0297	0,0296	0,0289	0,028	0,0268	0,0256	0,0236	0,0211	0,0193	0,018	0,0171	0,0158	0,0151
O	0,0233	0,0252	0,0271	0,0289	0,0296	0,0297	0,0296	0,0289	0,028	0,0268	0,0257	0,0238	0,0212	0,0195	0,0183	0,0175	0,0163	0,0157
Na	0,0289	0,0258	0,0266	0,0279	0,0283	0,0284	0,0284	0,0276	0,0268	0,0257	0,0246	0,0229	0,0207	0,0194	0,0185	0,0179	0,0171	0,0168
Mg	0,0335	0,0276	0,0278	0,029	0,0294	0,0293	0,0292	0,0285	0,0276	0,0265	0,0254	0,0237	0,0215	0,0203	0,0194	0,0188	0,0182	0,018
Al	0,0373	0,0283	0,0275	0,0283	0,0287	0,0286	0,0286	0,0278	0,027	0,0259	0,0248	0,0232	0,0212	0,02	0,0192	0,0188	0,0183	0,0182
Si	0,0435	0,03	0,0286	0,0291	0,0293	0,029	0,029	0,0282	0,0274	0,0263	0,0252	0,0236	0,0217	0,0206	0,0198	0,0194	0,019	0,0189
P	0,0501	0,0315	0,0292	0,0289	0,029	0,029	0,0287	0,028	0,0271	0,026	0,025	0,0234	0,0216	0,0206	0,02	0,0197	0,0194	0,0195
S	0,0601	0,0351	0,031	0,0301	0,0301	0,03	0,0298	0,0288	0,0279	0,0268	0,0258	0,0242	0,0224	0,0215	0,0209	0,0206	0,0206	0,0206
Ar	0,0729	0,0368	0,0302	0,0278	0,0274	0,0272	0,027	0,026	0,0252	0,0242	0,0233	0,022	0,0206	0,0199	0,0195	0,0195	0,0194	0,0197
K	0,0909	0,0433	0,034	0,0304	0,0298	0,0295	0,0291	0,0282	0,0272	0,0261	0,0251	0,0237	0,0222	0,0217	0,0214	0,0212	0,0215	0,0219
Ca	0,111	0,0489	0,0367	0,0318	0,0309	0,0304	0,03	0,029	0,0279	0,0268	0,0258	0,0244	0,023	0,0225	0,0222	0,0223	0,0225	0,0231
Fe	0,225	0,081	0,0489	0,034	0,0307	0,0294	0,0287	0,0274	0,0261	0,025	0,0242	0,0231	0,0224	0,0224	0,0227	0,0231	0,0239	0,025
Cu	0,31	0,107	0,0594	0,0368	0,0316	0,0296	0,0286	0,0271	0,0261	0,0247	0,0237	0,0229	0,0223	0,0227	0,0231	0,0237	0,0248	0,0261
Mo	0,922	0,294	0,141	0,0617	0,0422	0,0348	0,0315	0,0281	0,0263	0,0248	0,0239	0,0233	0,0237	0,025	0,0262	0,0274	0,0296	0,0316
Sn	1,469	0,471	0,222	0,0873	0,0534	0,0403	0,0346	0,0294	0,0268	0,0248	0,0239	0,0233	0,0243	0,0259	0,0276	0,0291	0,0316	0,0339
I	1,726	0,557	0,26	0,1	0,0589	0,0433	0,0366	0,0303	0,0274	0,0252	0,0241	0,0236	0,0247	0,0265	0,0283	0,0299	0,0327	0,0353
W	4,112	1,356	0,631	0,23	0,1219	0,0786	0,0599	0,0426	0,0353	0,0302	0,0281	0,0271	0,0287	0,0311	0,0335	0,0355	0,039	0,0426
Pt	4,645	1,556	0,719	0,262	0,138	0,0892	0,0666	0,0465	0,0375	0,0315	0,0293	0,028	0,0296	0,032	0,0343	0,0365	0,04	0,0438
Tl	5,057	1,717	0,791	0,285	0,152	0,0972	0,0718	0,0491	0,0393	0,0326	0,0301	0,0288	0,0304	0,0326	0,0349	0,0354	0,0406	0,0446
Pb	5,193	1,753	0,821	0,294	0,156	0,0994	0,0738	0,0505	0,0402	0,0332	0,0306	0,0293	0,0305	0,033	0,0352	0,0373	0,0412	0,045
U	9,63	2,337	1,096	0,392	0,208	0,132	0,0968	0,0628	0,0482	0,0383	0,0346	0,0324	0,0332	0,0352	0,0374	0,0394	0,0443	0,0474
Hava	0,0233	0,0251	0,0268	0,0288	0,0296	0,0297	0,0296	0,0289	0,028	0,0268	0,0256	0,0238	0,0211	0,0194	0,0181	0,0172	0,016	0,0153
NaI	1,466	0,476	0,224	0,0889	0,0542	0,0411	0,0354	0,0299	0,0273	0,0253	0,0242	0,0235	0,0241	0,0254	0,0268	0,0281	0,0303	0,0325
H2O	0,0253	0,0278	0,03	0,0321	0,0328	0,033	0,0329	0,0321	0,0311	0,0298	0,0285	0,0264	0,0233	0,0213	0,0198	0,0188	0,0173	0,0165
Beton	0,0416	0,03	0,0289	0,0284	0,0297	0,0296	0,0295	0,0287	0,0278	0,0272	0,0256	0,0239	0,0216	0,0203	0,0194	0,0188	0,018	0,0177
Doku	0,0271	0,0282	0,0293	0,0312	0,0317	0,032	0,0319	0,0311	0,03	0,0288	0,0276	0,0256	0,022	0,0206	0,0192	0,0182	0,0168	0,016

Hesaplamalar için kullanılan γ -ışınlarına ait piklerin; (186 keV ^{235}U , ^{226}Ra için), (242 keV, 295 keV ve 352 keV ^{214}Pb için) ve (609 keV, 1120 keV ve 176 keV ^{214}Bi için) olarak tanımlandığı bildirilmektedir (Papestefanou vd., 1987). Ayrıca, ^{40}K in 1460 keV'de yaptığı piklere ait gamaların şiddetleri, ölçümler için belirlenen diğer katsayılarla birlikte hesaplamalarda kullanılmış ve Çizelge 2.2'deki sonuçlara ulaşılmıştır.

Oral mukoza dokularının maruz kaldığı gama dozunun başlıca sorumlusunun, ^{40}K kaynaklı γ -radyasyonu olduğu Çizelge 2.2'de açıkça görülmektedir. Çizelge 2.2 ile Çizelge 2.1 doz eşdeğerleri açısından karşılaştırılmış, 0,8 ile 1,7 mSv/yıl arasında değişen gama dozlarının, α ve β kaynaklı doz eşdeğerlerinden daha düşük olduğu vurgulanmıştır (Papestefanou vd., 1987).

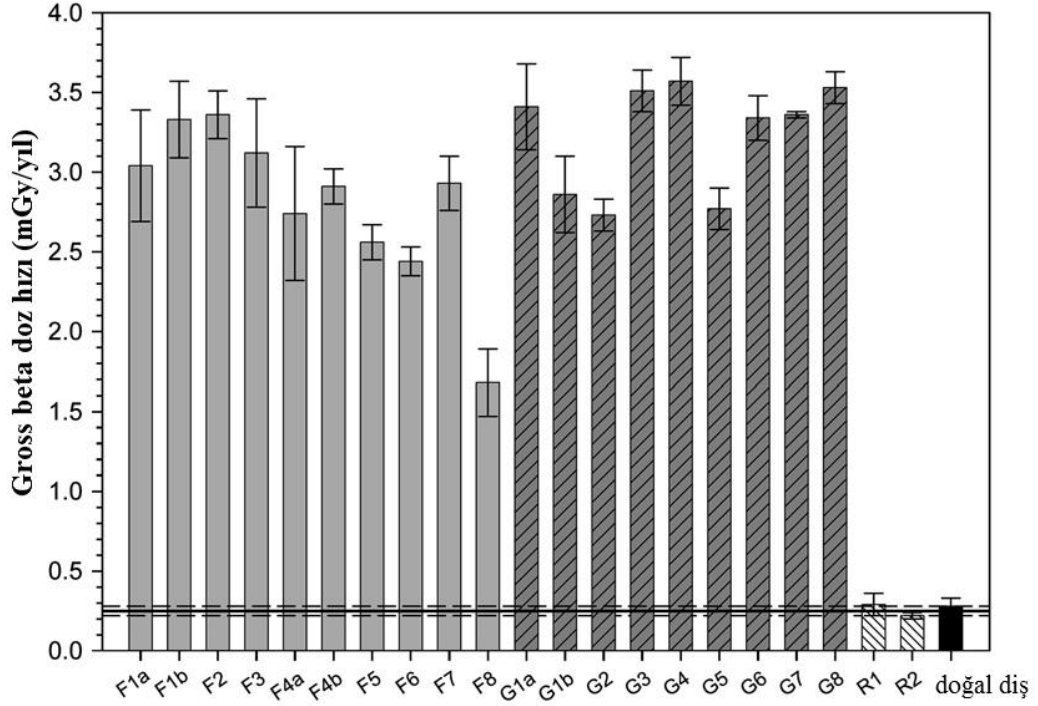
Diğer bir çalışmada, Veronese ve arkadaşları dental materyallerdeki doğal radyonükleidlerden kaynaklanan doz hızlarının belirlenmesi üzerine yaptıkları bir araştırmanın sonuçlarını 2006 yılında yayınlamışlardır (Veronese vd., 2006). Bu çalışmada, dental protezlerde kullanılan feldspatik seramikler, cam seramikler, zirkon-esaslı seramikler, alümina-esaslı seramikler ve rezin-esaslı materyaller gibi malzemelerden oluşan toplamda 32 farklı numune için (Çizelge 2.4) termoluminesans beta dozimetri ve gama spektrometrik yöntemler kullanılarak numunelerin içerdiği doğal radyonükleidlerden kaynaklanan gross-beta doz hızı ve aktivite ölçümleri sunulmuştur.

Beta doz hızı ölçümleri için TLD (termoluminesans dozimetri) yöntemi kullanılmıştır. Bu yönteme ait detaylı bilgi Veronese ve ark. 2006 kaynağında mevcuttur. Çizelge 2.4'de verilen numunelere ait ölçüm sonuçları, toz numuneler için Şekil 2.1'de ve katı numuneler için Çizelge 2.5'de özetlenmektedir.

Çizelge 2.4. Analiz edilen numunelerin karakteristik özellikleri (Veronese vd., 2006)

Tipoloji	Kod	Kullanım	Form
Feldspatik Seramikler	F1a	Veneer (enamel)	Toz
	F1b	Veneer	Toz
	F2	Veneer (enamel)	Toz
	F3	Veneer (dentin)	Toz
	F4a	Veneer	Toz
	F4b	Veneer	Toz
	F5	Veneer (pigmentler)	Toz
	F6	Veneer	Toz
	F7	Veneer	Toz
F8	Veneer	Toz	
Cam Seramikler	G1a	Veneer (dentin)	Toz
	G1b	Veneer (dentin)	Toz
	G2	Veneer (enamel)	Toz
	G3	Veneer (enamel)	Toz
	G4	Veneer (enamel)	Toz
	G5	Veneer (dentin)	Toz
	G6	Veneer (enamel)	Toz
	G7	Veneer (dentin)	Toz
	G8	Veneer	Toz
	G9a	Kor	Katı (silindir)
	G9b	Kor	Katı
Alumina-esaslı Seramikler	A1	Kor	Katı (onlay)
Zirkon-esaslı Seramikler	Z1a	Kor	Katı (silindir)
	Z1b	Kor	Katı (diskler)
	Z2	Kor	Katı
	Z3	Kor	Katı
Rezin-esaslı Seramikler	R1	Geçici rezin kronlar	Toz
	R2	Geçici rezin kronlar(enamel)	Toz
	R3	Dolgu kompozitleri	Katı
Porselen Kronlar	C1	Tam seramik protezler	Veneer: F2 Kor: alumina A1
	C2	Tam seramik protezler	Veneer: F8 Kor: zirkonya Z2
	C3	Metal-porselen protezler	Veneer: F2 Kor: metal

Numune kodlarındaki son ekler (a, b), aynı markaya ait malzemeden alınan iki farklı örneğe işaret eder.



Şekil 2.1. Doğal diş ve toz numuneler için yapılan brüt beta doz hızı ölçümleri (Veronese vd., 2006)

Çizelge 2.5. Katı numuneler için yapılan beta doz hızı ölçümlerine ait sonuçlar (Veronese vd., 2006)

Kod	Dozimetrelerin numarası	Gross beta doz hızı (mGy/yıl)
G9a	2	1,17 ± 0,14
G9b	2	1,19 ± 0,15
A1	2	0,20 ± 0,07
R3	10	0,28 ± 0,02
Z1a	10	aralık: 0,34-2,11; ortalama ± SS: 0,72 ± 0,59; medyan: 0,48
Z1b	16	aralık: 0,62-12,70; ortalama ± SS: 1,71 ± 2,95; medyan: 0,86
Z2	13	aralık: 0,29-12,62; ortalama ± SS: 1,96 ± 3,42; medyan: 0,51
Z3	7	aralık: 0,34-1,75; ortalama ± SS: 0,59 ± 0,52; medyan: 0,38
C1	1	Veneer: 2,13
	-	Kor: -
C2	1	Veneer: 1,43
	1	Kor: 1,31
C3	1	Veneer: 2,61
	1	Kor: 0,23

Bu çalışma sonucunda, beta doz hızı seviyelerinin feldspatik ve cam seramikler için fon düzeyinin 10 katı civarında olduğu, rezin-esaslı materyallerin ise doğal diş numunelerine benzer bir seviyede yani ihmal edilebilecek derecede beta doz hızlarına sahip olduğu rapor edilmiştir (Veronese vd., 2006). Feldspatik ve cam

seramik örneklerindeki yüksek değerler, bu materyallerin yapısında doğal olarak bulunan Potasyum-40 radyoizotopu ile ilişkilendirilmektedir.

Çalışmanın gama spektrometrik analizleri içeren bölümü, yüksek saflıkta Germanyum detektöre sahip bir spektrometre (EG& G-Ortec Pop-Top HPGe) ile gerçekleştirilmiştir. Ölçümler hem katı hem de toz numuneler için yapılmış, toz numuneler yaklaşık 7 gün boyunca ölçülmüştür. Katı numunelere ait ölçümlerdeki belirsizliklerin toz numunelere göre daha fazla olduğu belirtilmiştir. Gama spektrometresi ile yapılan aktivite ölçümleri için kullanılan pikler ve ölçümlere ait diğer teknik detaylar ilgili makalede sunulmaktadır (Veronese vd., 2006).

Yapılan Uranyum, Toryum ve Potasyum aktivite ölçümlerine ait sonuçlar (ölçüm sonuçları verilmeden) genel olarak değerlendirilmiş bir β yayınlayıcısı olan ^{40}K üzerinde durulmuştur. Feldspatik ve cam seramiklerdeki Potasyum-40 aktivitelerinin 2010 ± 70 Bq/kg ile 2900 ± 100 Bq/kg değerleri arasında değiştiği ve analiz edilen diğer tipteki numunelerde de ^{40}K gözlenmediği rapor edilmiştir. Feldspatik ve cam seramiklerdeki bu aktivite değerinin daha önce yapılan çalışmalarla (Sairenji vd., 1980b; Papastefanou vd., 1987) uyumlu olduğu bildirilmiştir.

Numunelerin Uranyum ve Toryum aktivitelerinin ise, 1995 yılına kadar dental porselen malzemelere Uranyum eklenmesine izin verilen düzeylerin çok daha altında olduğunu vurgulamıştır. Daha önce yapılan benzer araştırmaların (Sairenji vd., 1980b; Papastefanou vd., 1987) onlu değerlerden binlerce Bq/kg değerlerine değiştiği ve bu çalışmadaki ölçümlerin daha düşük seviyede sonuçlar verdiği bildirilmiştir (Veronese vd.,2006).

Alümina-esaslı ve zirkon-esaslı seramiklerin feldspatik ve cam seramiklerden daha düşük beta doz hızlarına sahip oldukları belirtilerek protezler için bir alternatif olarak değerlendirilmesinin uygun olacağı sonucuna varılmıştır (Veronese vd.,2006).

Gama spektrometrik analiz yöntemi haricinde de literatürde dental seramiklerdeki Uranyum konsantrasyonlarının belirlenmesi üzerine yürütülmüş çalışmalara rastlamak mümkündür (Noguchi vd., 1981; Jacobson vd., 1984). Nükleer iz dedektörleri (CR-39 dedektörleri) kullanılarak gerçekleştirilen bir çalışmada,

Meksikalı diş hekimlerinin sıkça kullandığı 9 farklı dental materyal incelenmiş, dental porselen numunelerinin 22.57 Bq/kg (1,83 ppm) ile 536,5 Bq/kg (43,5 ppm) arasında değişen Uranyum konsantrasyonlarına sahip olduğu rapor edilmiştir (Jacobson vd., 1984). Dental porselen tozlarından sadece 3 numunenin 125,8 Bq/kg (10,2 ppm) ile 536,5 Bq/kg (43,5 ppm) arası değerler aldığına dikkat çekilmiştir (Jacobson vd., 1984). Diğer bir çalışmada, Japonya’da ticari olarak kullanılan 8 ayrı üreticiye ait 48 dental porselen tozu numunesinin içerdiği Uranyum düzeyleri, nötron aktivasyon analizi ile ölçülmüştür (Noguchi vd., 1981). Analiz sonuçları bir üreticiye ait tüm numunelerde ölçülebilecek kadar Uranyum bulunmadığını gösterirken, diğer numunelere ait Uranyum konsantrasyonlarının 15 ppm ile 1016 ppm arası değiştiği rapor edilmiştir (Noguchi vd., 1981).

Daha yakın tarihli literatürde, zirkon-esaslı dental seramiklerin içerdiği radyoaktivite ile ilgili çalışmalar göze çarpmaktadır (Giussani vd., 2008; Bavbek vd., 2014). Bu çalışmaların yanı sıra, dental seramiklerin sergilediği lüminesans özellikleri retrospektif (geriye yönelik) dozimetri kullanılarak incelenmiştir. Bu çalışmada, termolüminesans (TL), optiksel olarak uyarılmış lüminesans (OSL) ve kızılötesi-uyarmalı lüminesans (IRSL) ölçüm teknikleri uygulanmıştır. Özellikle OSL, pek çok farklı materyalin incelenmesinde kullanılmaktadır. Test materyalleri arasında doğal dişler ve dental seramikler de bulunmaktadır (DeWitt vd., 2010; Sholom vd., 2011). Dental seramiklerin kazara ışınlanmaya karşı sergiledikleri OSL özellikleri Veronese ve arkadaşları tarafından da araştırılmıştır (Veronese vd., 2010).

2012 yılında yapılan başka bir çalışmada dental porselenlere eklenen Uranyumun, diş etlerinde yıllık 0,6 Sv/yıl (60 rem/yıl) alfa radyasyonu dozu ile sonuçlanabileceği bildirilmiştir (Miller vd., 2012)

Dental porselenlerde bulunan doğal radyonükleidler için geçmişte yapılmış araştırmalar daha çok numunelerdeki Uranyum-238 radyoizotopu üzerine yoğunlaşmıştır. Günümüzde ise kasıtlı Uranyum eklenmesinin yasaklanmış olmasıyla birlikte dental porselenlerin yapısında bulunan diğer radyoizotoplara yönelik araştırmalar giderek artmaktadır. Örneğin, feldspatik yapıdaki porselen tozlarında içeriğinde bolca Potasyum elementi bulunduğu için, Potasyum-40 radyoizotopu için ölçümler yapılmaktadır. Bir diğer sınıflandırmada yer alan

zirkona-esaslı dental porselen için ise Zirkonyum elementinin radyoizotopları günümüzde sıkça araştırılmaktadır. Çizelge 2.6'de dental porselenlerin içerdiği Uranyum üzerine yapılmış çalışmalara ait ölçümler ve değerlendirmeler birlikte verilmektedir.

Çizelge 2.6. Dental ürünlerdeki Uranyum konsantrasyonu (NUREG, 2001 kaynağından uyarlanmıştır)

Ürün	Uranyum-238 Konsantrasyonları*	Kaynak
Porselen dişler	Ortalama, 5000 Bq/kg	(O'Riordan ve Hunt, 1974)
Dental ürünler	Maksimum, 5434 Bq/kg (440 ppm) Ortalama 2470 Bq/kg (200 ppm)	(Thompson, 1976)
Dental porselenler	Shofu-Ace 64,22 Bq/kg (5,2 ppm)	(Sairenji vd., 1980)
	Shofu-Real 4223,7 Bq/kg (342 ppm)	
	G.C. Livdent 580,45 Bq/kg (47 ppm)	
	Trubyte Bioblend 2902,25 Bq/kg (235 ppm)	(Papastefanou vd., 1987)
	3,6 Bq/kg ile 5569,3 Bq/kg aralığında	
	Maksimum %0,05 ağırlık (6175 Bq/kg)	(NUREG, 1980)
Dental tozlar	4260 Bq/kg ile 13461 Bq/kg aralığında (345-1090 ppm) taç yüzeyinde kullanılmış Uranyum tozu	(Noguchi vd., 1980)
	19,76-33,35 Bq/kg (1,6-2,7 ppm) aralığında taçın üzerinde veya içerisinde kullanılan Uranyum	

* 1 ppm ²³⁸U = 12,35 Bq/kg ²³⁸U (Abdel-Razek, 2008)

3. YÖNTEM

Radyoaktif maddeler bozunarak çevreye radyasyon yayar. Bu nedenle, bu maddelerin aktivitelerinin yani belli bir zaman aralığındaki bozunmalarının tespit edilmesi gerekir. İyonlaştırıcı radyasyonun varlığı ve şiddeti özel cihazlarla belirlenebilir. Radyasyon ölçümlerinde kullanılan dedektörlerin çalışma prensipleri birbirlerine benzer özellikler gösterir. Radyasyon, dedektör bölgesine girerek buradaki atomlarla etkileşir ve enerjisinin bir kısmını veya tamamını kaybederek iyonizasyona (elektron salınımına) neden olur. Toplanan bu elektronlar, bir elektronik devre tarafından akım atması veya potansiyel farkı şeklinde ölçülerek analiz edilir. Radyasyon ölçümleri, aktif ve pasif yöntemler kullanılarak iki sınıfta incelenilebilir. Genel olarak, aktif ölçüm tekniğinde ölçüm yapılacak yerden alınan örneklerdeki radyasyon düzeyleri (bir radyasyon sayıcısı ile cihazın elektronik aktif kısmında) anlık olarak dedekte edilir. Radyasyon ölçümü yapılacak numunenin dedektör içerisine alınması (bir fan veya pompa kullanılmaksızın) doğal yoldan gerçekleşiyorsa, pasif ölçüm tekniği uygulanmış olur. Farklı amaçlara yönelik radyasyon ölçümü uygulamalarında, birçok aktif cihaz (gazlı, sintilasyon, yarı iletken, kalorimetrik, bulut/kabarcık, Çerenkov dedektörü vb) ve pasif tipte cihazdan (iz, aktivasyon foilleri, film/TLD dedektörü v.b.) yararlanılmaktadır.

Bir dedektörde kullanılan materyal, ölçülecek radyasyon tipine bağlı olarak belirlenmektedir. Birkaç MeV mertebesindeki α -parçacıkların katılardaki menzili 100 μm 'den küçüktür. Bu yüzden, radyoaktif bozunmalar sonucu salınan α -parçacıkları için çok ince pencereci dedektörler kullanılabilir. β -bozunması sonucu yayınlanan elektronlar için bu kalınlık 1 mm'ye kadar çıkabilirken, daha girici olan γ -radyasyonunun menzili ise çok daha artmaktadır. Radyasyon dedektörleri; radyasyonun varlığını tespit etmek, radyasyonun enerjisini ölçmek, radyasyonun yayıldığı anı tespit etmek, yayınlanan radyasyon türünü belirlemek ve radyasyonun spin veya kutuplanmasını ölçmek için farklı şekillerde tasarlanabilir. Dedektör yapısına göre değerlendirildiğinde ise, radyasyon ölçümleri üç ana başlıkta toplanabilir (gazlı sayıcılar, yarı-iletken dedektörler ve sintilasyon dedektörleri).

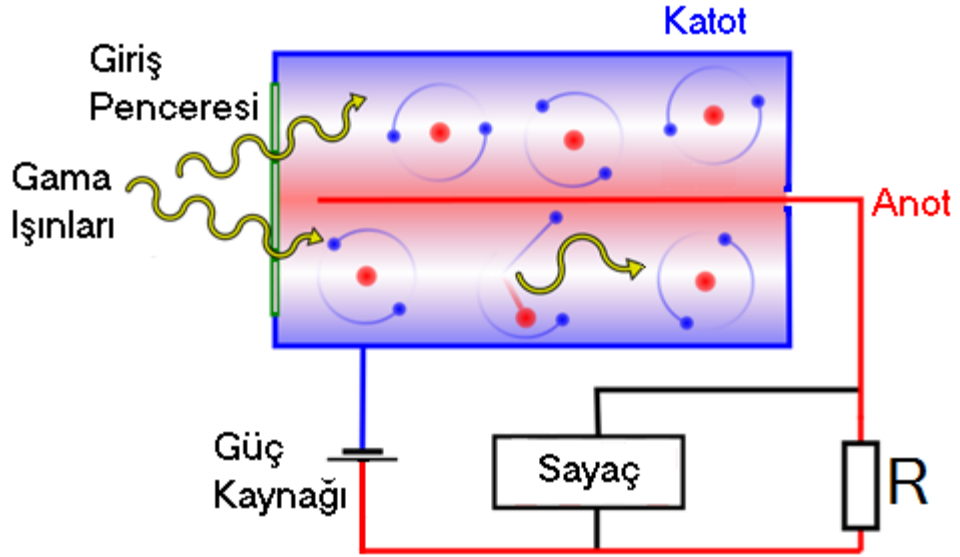
Bu bölümde, porselen tozu numuneleri için sayım hızı ve aktivite ölçümlerinde kullanılan dedektörler hakkında bilgi verilerek, söz konusu ölçümlere ait deneysel

düzenekler tanıtılmaktadır. Ölçümlerin iki aşamada gerçekleştirildiği bu araştırmada, numunelerdeki doz hızları Geiger-Müller dedektörünün yer aldığı bir düzenekle, numunelere ait ^{238}U , ^{232}Th , ^{226}Ra ve ^{40}K aktivite ölçümleri ise gama spektrometrik yöntemin kullanıldığı bir düzenekle belirlenmiştir.

3.1. Doz Hızı Ölçümlerinde Kullanılan Seyyar Geiger-Müller Dedektörü

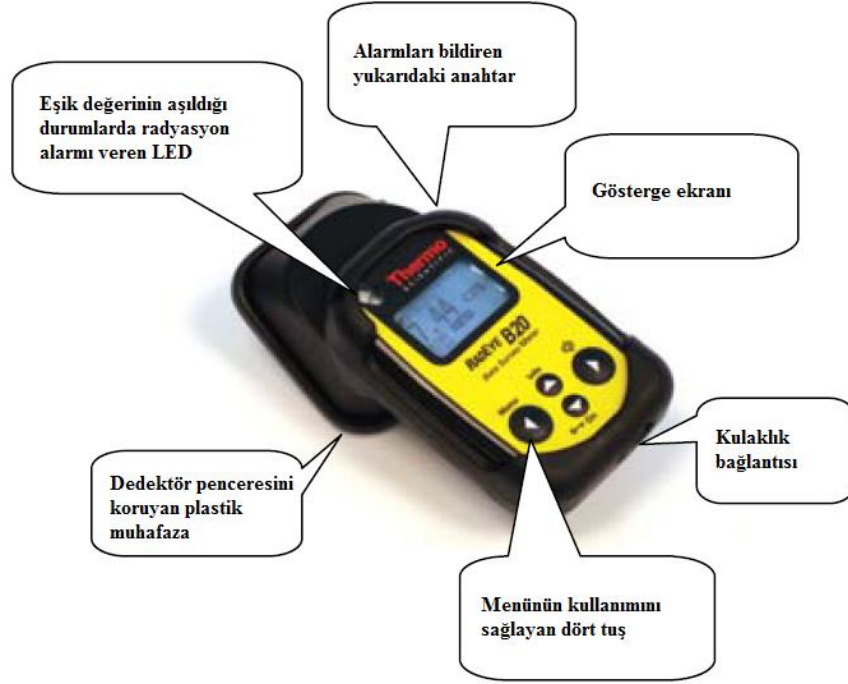
GM (Geiger-Müller) dedektörü 1928 yılında Geiger ve Müller tarafından bulunan en eski radyasyon ölçüm dedektörüdür. Bu dedektör, bir malzemenin veya bir numunenin bir saniyede meydana getirdiği radyoaktif bozunmaları saymak için kullanılmaktadır. Temelde ölçüm işlemi, dedektöre gelen radyasyonun sebep olduğu iyonlaşmanın ardından meydana gelen iyonların sayımına dayanmaktadır (Şekil 3.1). Dedektör haznesi içerisine hapsedilen gaz veya hava ile etkileşen radyasyon serbest elektronların oluşmasına neden olur. Açığa çıkan bu serbest elektronların ortamdaki pozitif iyonlarla birleşerek kaybolmasını engellemek için gaz odasının katot ve anodu arasına bir gerilim uygulanarak elektrik alan oluşturulur. Serbest elektronlar bu sayede anot kutbunda toplanmaya başlarlar. Radyasyon nedeniyle oluşan serbest elektronların seviyesi belirlendiğinde, cihazın maruz kaldığı radyasyon ölçülmüş olur. GM dedektörleri (iyon odaları ve orantılı sayıcılar gibi) bu prensibi baz alarak çalışan gazlı dedektörlerdir. Bir gazlı dedektörün anot ve katodu arasına uygulanan voltaj arttırıldığında, kutuplara hareket eden elektronlar dedektör tüpü içerisinde gaz atomlarıyla etkileşerek elektron koparır ve dedektör haznesinde daha fazla elektron meydana gelir. Bu koşulda çalışan cihazlar orantılı sayıcılardır. Kutuplardaki elektrik alan daha da büyütülürse, oluşacak elektronların sayısı çok daha fazla artar ve + kutupta toplanan elektron miktarı artık başlangıçtan bağımsız hale gelir. Bu durumdaki bir gazlı dedektör ise GM sayıcısı olarak adlandırılır. GM dedektörlerinin çalışma voltajları, dedektör geometrisine, hazne içerisindeki gaz türüne ve gaz basıncına bağlı olarak geniş bir şekilde değişebilmektedir. Yükte meydana gelen ani değişim, + ve - kutuplar arasında potansiyel farkın değişmesine ve bir sinyal oluşmasına neden olur. Oluşan sinyal ile ortamdaki iyonlaştırıcı radyasyon miktarı orantılıdır. Çok kısa bir zaman aralığında meydana gelen akım sinyalinden sonra anot ve katot arasındaki değişen potansiyel fark ilk durumundaki değerine geri döner. Dedektör tüpü içerisindeki boşalmanın tamamlanabilmesi için belirli bir süre gereklidir. Bu süre içerisinde dedektör sayım yapamaz. Sayım işleminin

gerçekleştirilemediği süreye ölü zaman denir ve süresi 100 μ s kadardır. Bu nedenle, bu tip dedektörler düşük sayım hızlarının söz konusu olduğu durumlarda yetersiz kalabilir.



Şekil 3.1. Gazlı sayaçların basit çalışma mekanizması

Tez kapsamında gerçekleştirilen sayım hızı ölçümleri için, α , β ve γ radyasyonlarını algılayabilen, Alman Thermo firmasının ürettiği RadEye B20-ER adlı modern, entegre ve çok amaçlı kullanılabilen yassı pencereci, 300 gr ağırlığında, seyyar bir GM sayıcısı kullanılmıştır (Şekil 3.2). Bu cihaza ait teknik özellikler Çizelge 3.1'de ayrıntılı bir şekilde verilmektedir.



Şekil 3.2. Doz hızı ölçümlerinde kullanılan GM dedektörü

Çizelge 3.1. Radeye B20-ER cihazının teknik özellikleri (Thermo, 2012)

Radyasyon Tipi	Alfa, beta, gama, X-Işını radyasyonu
Ölçülen Nicelikler	Sayım hızı (cps, cpm) Yüzey kontaminasyonu (Bq, dps, dpm, Bq/cm ²) Gama filtresiyle ortam doz eşdeğeri H*(10) ve doz hızı Filtresiz 6-10 keV arası foton enerjileri ve beta radyasyonu (100-800 keV ortalama enerji) için doğrultusal doz eşdeğeri H(0,07)
Ölçüm Aralığı	Maksimum Sayım hızı (500000 cps) ve maksimum doz hızı (100 mSv/h)'e kadar
Aşırı Yük	Aşırı yük göstergesi 10 Sv/h'e kadar
Lineer Hata	En fazla ölçüm düzeyinin $\pm\%10$ 'u kadar
Hassaslık	Am-241:%28; Co-60: %25; C-14:%19 Yüzey emisyon hızı bakımından (2 Pi) ~ 4 cps/mSv/h (Cs-137)
Alarm Eşiği	İki alarm eşiği (sayım hızı, aktivite, doz ve doz hızının her biri için) var sayılan ayarlar
Tepki Süresi (%90'nını ölçebilmek için)	100µrem/h (1µSv/h) düzeyindeki fon radyasyonu için 10 s 300µrem/h (3µSv/h) düzeyindeki fon radyasyonu için 5 s 1mR/h (10µSv/h) düzeyindeki fon radyasyonu için 2 s
Foton Enerji Aralığı	H*(10) filtresi kullanıldığında doz ve doz hızı ölçümleri için 17 keV-1,3 MeV ($\pm 30\%$ ' dan daha az hata oranı ile ölçer) IEC 60846-1 (2009): 17 keV-3 MeV
Referans Noktası	Izgaranın 9 mm gerisindeki eksen boyunca maksimum tepki verir.
Çalışma Sıcaklığı	-20°C...+50°C
Muhafaza Sıcaklığı	-25°C...+50°C
Ortamdaki Hava Basıncı	700 hPa...100 hPa
Bağıl Nem	%10-%90 (35°C de)
Çalışma Voltaj Aralığı	1,8-4 V
Boyutları	130 mm x 67 mm x 62 mm
Ağırlık	Koruma kılıfı ve piller dahil ~300 g
Dâhili Hafıza	1600 ölçüm verisini kaydeder ve bilgisayar programı üzerinden okur. Maksimum ve ortalama doz değerlerini hesaplar.

Farklı tipteki radyasyonları ölçebilmek için cihaz ile birlikte özel hazırlanmış filtreler kullanılmaktadır (Şekil 3.3). Cihaz, filtresiz olarak kullanıldığında 6-10 keV aralığındaki foton enerjilerini ölçmektedir. Gama filtresi kullanıldığında, 17-1300 keV aralığında gama doz hızı ölçümleri yapılabilmektedir. Ayrıca, ortamdaki alfa parçacıklarının dedektörde sayılmasını engellemek için bir alfa bloklayıcı filtre opsiyonunda mevcuttur. Radeye B20-ER dedektörü ile sayım hızı, yüzey kontaminasyonu, ortam doz eşdeğeri ve beta radyasyonu için doğrultusal doz eşdeğeri gibi nicelikler ölçülebilmektedir (Thermo, 2012).



Şekil 3.3. GM dedektörü ile birlikte kullanılabilen H*(10) gama filtresi (solda) ve alfa bloklayıcı filtre (sağda)

Katı veya sıvı numunelere ait doz hızı ölçümleri yapmak için cihaz ile birlikte özel olarak tasarlanmış bir numune tutucusu (numune değiştiricisi) kullanılmaktadır (Şekil 3.4).

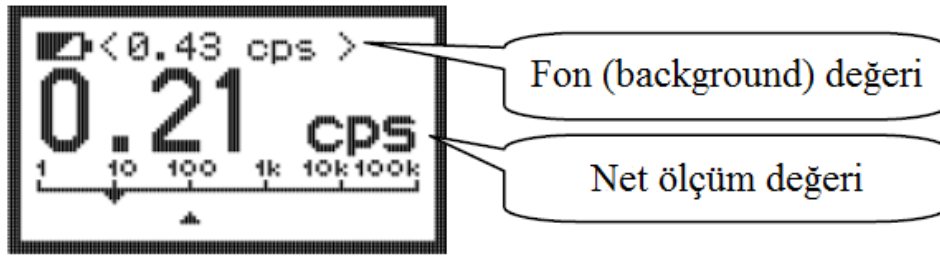


Şekil 3.4. Doz hızı ölçümlerinde kullanılan numune tutucu aparat

Doz hızı ölçümleri genellikle sayım hızı cinsinden yapılmaktadır (cps:saniye başına sayım veya cpm:dakika başına sayım). Ayrıca doz hızı, (Cs-137 test protokolünde, kalibrasyon çarpanının tersi alınarak) sayım/saniye biriminden $\mu\text{Sv/h}$ birimine çevirilebilir;

$$1 \text{ cps} = 0,1922 \mu\text{Sv/h.} \quad (3.1)$$

Radeye B20-ER ile brüt (gross) veya net sayım ölçümleri yapılabilir. Brüt sayım hızı ölçümlerinin, net sayım hızı ölçümleri olarak ifade edilebilmesi için ortamın doğal fon (background) radyasyonu bilinmelidir. Bunun için cihaz içerisinde fon radyasyonunu belirleyebileceğimiz bir menü bulunmaktadır. Fon radyasyonunun belirlenmesi için cihazla ön ölçümler yapılarak bu değer cihaza fon değeri olarak kaydedilir. Bu sayede, numunelerdeki anlık net sayım hızları otomatik olarak cihazda görüntülenebilir (Şekil 3.5).



Şekil 3.5. Net sayım ölçümünün cihaz ekranındaki görüntüsü

Herhangi bir numuneye ait doz hızı ölçümleri için cihaz iki farklı moda çalıştırılabilir (ratemeter modu veya skaler mod). Ratemeter moduyla yapılan ölçümler için gerçek okumalar anlık olarak ekranda gösterilir. Skaler moddaki ölçümlerde ise, ölçüm zamanı veya alınacak sayım miktarı önceden belirlenir ve cihaz ölçüm başlatıldıktan sonra birikmiş ölçümlerin ortalamalar ekrandan takip edilebilir.

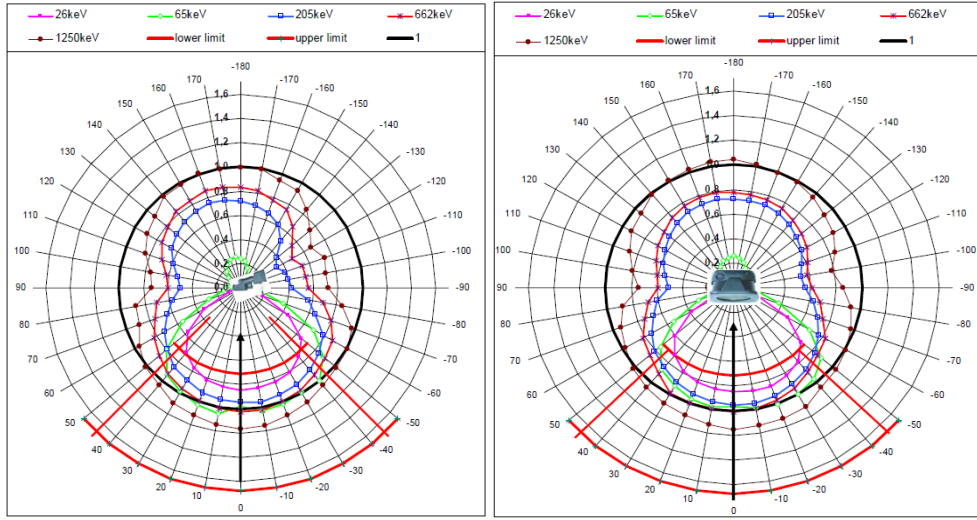
Ölçüm sonunda cihazla alınan veriler, cihazın hafızasına kaydedilir. Ölçülen verilerin, cihaza ait "Radeye.exe" yazılımında (Thermo, 2012) işlenebilmesi için bilgisayara aktarılması gerekmektedir. Bu işlem RS232 bağlantılı bir kızıl ötesi

aktarım elemanı ile sağlanır. Yazılımın Options/History menüleri takip edilerek ölçüme ait veriler, ölçüm zamanı ve ölçümde kullanılan birimle uyumlu bir dosya adı atanarak bilgisayarın sabit diskine data dosyası olarak kaydedilir. Bu veriler daha sonra, Microsoft Ofis Excel programında ayrıntılı bir şekilde görüntülenebilir. Şekil 3.6'da, bir porselen tozu numunesi için dedektörde herhangi bir filtre kullanılmaksızın, ratemeter modunda 300 saniyede bir alınan doz hızı ölçümlerine ait sonuçlar için Radeye.exe programında oluşturulan grafik gösterilmektedir. Grafiğin y-ekseni sayım/saniye cinsinden doz hızını, x eksenine ise 14 Ocak ve 15 Ocak tarihleri arasında alınan ölçüm zamanını saat ve dakika cinsinden göstermektedir.



Şekil 3.6. Radeye cihazında bir numune için alınan ölçümlere ait doz hızı verilerinin zamana bağlı değişimi (mavi çizgi ortalama sayım hızı değerlerini, kırmızı çizgi ise 300 saniyelik okuma aralığı içinde saptanan maksimum sayım hızı değerlerini göstermektedir)

RadEye B20-ER cihazının radyasyona verdiği tepki, radyasyon kaynağına olan uzaklığa ve açısal konuma göre değişmektedir (Şekil 3.7) (Thermo, 2012). Cihaz için değişik enerji aralıklarına göre yapılan çalışmada, H*(10) gama filtresi için 100 derecelik (Şekil 3.7), H'(0,07) alfa filtresi için ise yaklaşık 90 derecelik bir açı içerisindeki radyasyonun başarılı bir şekilde algılanabileceği bildirilmektedir (Thermo, 2012).



Şekil 3.7. RadEye B20-ER'ninH*(10) gama filtresiyle radyoaktif ^{137}Cs kaynağına verdiği tepkinin açısal dağılımı (Dedektörün, iki farklı bakış açısına göre radyasyonu algılayabilme yeteneği, uzaklığa göre ve doğrultusal olarak gösterilmektedir) (Thermo, 2012)

Cihazın kalibrasyonu, sadece üretici tarafından yapılmaktadır. Kullanıcılar, cihaz için özel üretilmiş sabit aktiviteli bir test diskini kullanarak (9 g ağırlığındaki Lutesyum oksit diskini kullanarak) cihazın kalibrasyonu durumunu kontrol edebilir.

3.2 Aktivite Ölçümlerinde Kullanılan Gama Spektrometresi

Spektrometre, dedektör ve bazı elektronik modüllerin uygun kombinasyonunun bir araya getirilmesiyle elde edilir. Gama spektrometresi, radyoaktivite içeren örneklerdeki radyoizotopların belirlenmesinde en çok kullanılan tekniklerden birisidir (Belgin, 2010). Bunun nedeni, radyonükleidlerin kararlı yapıya geçerken yayınladıkları alfa veya beta radyasyonunun yanında ölçülebilir büyüklükte bir gama ışını yaymalarıdır. (Örneğin, ^{238}U bozunma zincirindeki radyonükleidler bkz Çizelge 1.4). Bu yüzden çok sayıda radyonükleid gama spektrometresi kullanılarak tayin edilebilir. Diğer önemli özellik de yayınlanan gama ışınlarının enerjisinin, her bir radyonükleid için kesikli ve karakteristik enerji seviyelerinde olmasıdır. Bu yüzden aynı numunedeki farklı radyoaktif çekirdeklerin tek tek ve aynı zamanda nitel ve nicel olarak analizlerinin yapılması mümkündür (Belgin, 2010).

gama radyasyonu, katı bir dedektör materyaliyle etkileştiğinde; compton saçılması, fotoelektrik olay ve çift oluşumu gibi mekanizmalar söz konusudur. Gama ışını, her etkileşmesi için enerjisinin bir bölümünü kaybeder ve serbest elektronlar üretilir. Belli bir süre sonra gama fotonu tamamen absorblanarak yok olur. Böylelikle foton enerjisi dedektör kristaline aktarılmış olur. Üretilen elektronlar, analiz işleminin gerçekleştirilmesi için elektronik devre tarafından akım atmasına çevirilir ve çok kanallı analizörde toplanır. Böylece, ölçülen gama ışınlarının mevcut enerjisine bağlı olarak MCA'dan elde edilen elektrik sinyalleri, bir seri elektronik modülden geçirilerek enerji dağılımını gama spektrumuna çevirilir.

Numunelerin marinelli kabı veya kuyu içine yerleştirilen tüpler sayesinde yapılacak ölçüm işleminde sayım kayıplarının düşük olması beklenir. Bunun nedeni, kuyu tipi dedektör haznesinin sayım açısının geniş olmasından kaynaklanmaktadır. Gama spektrometresinde dedektör kristali, kristal yapısının bozulmaması için dedektör kristalinin sürekli olarak soğutması gereklidir. Bunun için sıvı azot gibi soğutucu maddeler ile sistem takviye edilmelidir. Eğer dedektör kristali HPGe içeriyor ise, soğutma işleminin sürekliliğine ihtiyaç duyulmaz. Dedektör kristaline yüksek voltaj uygulandığı durumlarda bu tip spektrometrelere soğutma işlemi uygulanması gereklidir. Bu durum, HPGe dedektörlerini içerisinde safsızlık bulunduran dedektörlerden üstün yapan bir özelliktir (Belgin, 2010).

Gama dedektörü ile yapılan ölçüm işlemlerinde, elde edilen bir spektrum için aşağıdaki denklem kullanılarak numunedeki her bir radyoizotop için aktivite değeri,

$$A(Bq/kg) = \frac{PA}{t \times \varepsilon \times f_{\gamma} \times D \times m} \quad (3.2)$$

bağıntısıyla hesaplanabilir. Burada; A : Aktivite derişimi, PA : Net pik alanı (count), t : numune sayım süresi (s), ε : ilgilenen enerjideki verim, f_{γ} : Yayınlanma olasılığı, D : Bozunma faktörü ve m : numunenin kütlesi (kg)'dir.

Her bir pike ait net pik alanı ilgilenilen pikin sınırlarının kullanıcı tarafından belirlenmesi sonrası spektrometreye bağlı yazılımın, bu pikin altında kalan alandan Compton fon alanının çıkarması ile

$$Net\ sayım = Toplam\ sayım - Background\ sayım \quad (3.3)$$

$$cps_{net} = \frac{Net\ sayım}{Sayım\ süresi} \quad (3.4)$$

elde edilmiştir.

Diğer denklem elemanları bozunma faktörü ve $f\gamma$ yayılma olasılığı için literatürde yayınlanan tablolardan ilgilenilen radyoizotop için kesin değerleri bulunabilir. Son olarak verim hesabı, oldukça zor bir işlemdir. Bunun nedeni verimin birçok etkene göre değişmesinden kaynaklanmasıdır. Verim, dedektör geometrisi, numunenin yapısı (yoğunluğu, tanecik boyutu, cinsi vb.) numune kabının cinsi, numunenin dedektör kristaline olan uzaklığı, numune hacmi ve numunenin dedektör kristaline olan yüksekliği gibi birçok durumdan etkilenmektedir. Numuneden yayınlanan gama ışınları dedektör kristaline ulaşana kadar birçok materyel ile etkileşime girebilir ve enerjisinin bir kısmını yada tamamını kaybedebilir. Yeterince yüksek enerjide ise numune kabı tarafından bir miktar enerjisi absorplanabilir, dedektör kabından kurtulduktan sonra kalan enerjisini dedektör kristalinin zırhlama malzemelerinde kaybedebilir. Bu durumlarda numuneden çıkan fotonların sayımları yapılamaz ve bu durum verimi düşürür.

Verim kalibrasyonu genel olarak deney yoluyla yapılmaktadır. Bunun için ilgilenilen pikteki enerjiyle uyumlu olacak şekilde ürünü olan aktivitesi belli bir radyoizotopa sahip standart örneğin ilgili enerjideki piklerin karşılaştırılması şeklinde verim hesabı yapılır. Bunun için; ölçülecek numuneyle aynı yoğunluk, partikül büyüklüğü, geometri ve matriste bir eşdeğer standart hazırlanmaya çalışılır. Hazırlanan standart ile teorik verinin deneysel olarak elde edilen verinin, her bir pik için hesaplanmasıyla verim değerleri,

$$\varepsilon = \frac{cps_{net}}{dps} \quad (3.5)$$

eşitliği ile hesaplanır. Burada; cps_{net} : birim zamandaki deneysel sayımı (pik alanı), dps : birim zamandaki gerçek bozunma sayısını ifade eder ve teorik olarak hesaplanır. Her bir pik için elde edilen verim değerleri uygun pik enerjilerine karşılık

gelecek şekilde grafiğe dönüştürüldüğünde, verim kalibrasyon eğrileri elde edilir. Elde edilen eğriler matematiksel bir fonksiyona uydurulabilirse verim kalibrasyon denklemleri elde edilebilir.

Ayrıca; sistem için düşük tayin etme sınırı (MDL-Minimum detection limits), ^{40}K için, 3,57 Bq/kg, ^{232}Th için, 0,19 Bq/kg, ^{226}Ra için, 0,14 Bq/kg ve ^{238}U için 0,120 Bq/kg olarak hesaplanmıştır.

3.3 Doz Hızı Ölçüm Düzenegi

08.11.2013 ile 28.06.2014 tarihleri arasında gerçekleştirilen doz hızı ölçümlerinin öncesinde, farklı markalara ait ve farklı uygulamalar için kullanılan porselen tozlarının her biri için hassas terazi kullanılarak 10'ar gramlık 2'şer numune hazırlanmıştır. 10 gramlık numune miktarı, ölçüm düzeneğindeki dedektör penceresi boyutu, numune tutucusunun ölçüleri ve burada kullanılacak petri kabı boyutları göz önüne alınarak belirlenmiştir (Ayrıca bu miktar, dental seramik tozları kullanılarak üretilen bir protez diş için bildirilen yaklaşık 6 gramlık değere (Thompson, 1976) de yakındır). Radyoaktivitenin rastgele bir proses olması nedeniyle radyoaktif element içeren bir malzemenin yayınladığı radyasyon miktarı zamana göre farklılıklar gösterebilmektedir. Bu durum göz önüne alınarak bir örnek için hazırlanan iki numunenin ölçümleri farklı zamanlarda gerçekleştirilmiştir.

Hazırlanan numuneler ölçüm için numune tutucusuna yerleştirilerek, her bir numuneden 4800 saniye boyunca ölçüm alınmıştır. Dedektör ratemeter moda, sayım hızı (cps) biriminde ölçüm alacak şekilde çalıştırılmış, dedektör ile filtresiz olarak, alfa bloklayıcı filtre ve daha sonra da gama filtresi kullanılarak üç ayrı doz hızı için ölçümler alınmıştır. Her bir ölçüm için dedektörün hafızasında tutabildiği maksimum kapasite olan 1600 veri alınarak kayıt edilmiştir. Böylelikle, Çizelge 4.1'de marka ve uygulama alanlarına göre listelenen 42 adet numune için 252 ölçüme ait veri grupları elde edilmiştir. Yani, bir numuneye ait herhangi bir brüt sayım hızı değerinin belirlenebilmesi için bir ölçümde alınan 1600 verinin ortalaması kullanılmıştır. Numunelere ait sayım hızları, cihaza özel olarak üretilmiş kızıl ötesi bağlantı kablosu ve yazılım programı "radeye.exe" kullanılarak elektronik ortamda işlenenmiştir. Şekil 3.9'da ölçüm düzeneği gösterilmektedir.



Şekil 3.9. Porselen tozu numunelerine ait doz hızlarının ölçülmesi için kullanılan deneysel düzenek

Elde edilen ölçümlerde numunelerin sahip olduğu net sayım hızının belirlenmesi için fon radyasyonu düzeyinin belirlenmesi büyük önem arz etmektedir. Bu durum için belirli dönemlerde ölçümler alınarak fon düzeyleri belirlenmiştir. Doz hızı ölçüm sonuçları ve fon radyasyonu ile ilgili veriler bölüm 4’de verilmektedir.

3.4. Aktivite Ölçüm Düzenegi

Dental porselen tozu numunelerine ait ölçüm işlemi, Muğla Üniversitesi Radyoaktivite Araştırma ve Analiz Laboratuvarı’nda Mayıs ve Ağustos 2014 tarihleri arasında gerçekleştirilmiştir. Analizlerde, numunelerin içerdiği ^{40}K , ^{238}U , ^{232}Th ve ^{226}Ra aktivite konsantrasyonlarına bakılmıştır.

3.4.1. Ölçüm sistemi

Gama spektrometrik analiz için; ^{60}Co ’ın 1,33 MeV’deki çözünürlüğü 3,78 keV olan, 110 cc hacmindeki, ORTEC marka kuyu tipi Germanyum (HPGe) dedektörü kullanılmıştır (Şekil 3.10). Detektöre bağlı olan 64 k çok kanallı analizörden alınan gama spektrumu bilgisayar ortamında analiz edilmiştir.



Şekil 3.10. Gama spektrometrik analiz için kullanılan dedektör sistemi

3.4.2. Numunelerin hazırlanması

Analiz işlemi için, farklı özelliklerde 42 ayrı feldspatik porselen tozu numunesi (Şekil 3.11), 30 gramlık numunelere ayrılmıştır (Şekil 3.12). Numuneler üzerinde herhangi bir kimyasal işlem yapılmadan çalışılmıştır. Ölçüm için uygun koşula sahip olan numuneler kapalı kaplarda radyoaktif dengeye (radon dengesine) ulaşması amacıyla 4 hafta bekletilerek gama spektrometrik analiz için ölçüme hazır hale getirilmiştir.



Şekil 3.11. Ölçümlerde kullanılan dental porselen tozları (8 farklı üreticiye ait toplamda 42 adet feldspatik porselen tozu)



Şekil 3.12. Numunelerin içine konulduğu 30 gr lık ölçüm kabı

3.4.3. Numunelerin aktivite ölçümü

Örnekler dedektör üzerine yerleştirilerek (Şekil 3.13) gama spektrometresinde 86400 sn süreyle sayım işlemine alınmıştır. Spektrumlar yazılım programını Maestro-ORTEC kullanılarak değerlendirilmiştir. Aktivite hesabı için gerekli olan fon sayımlarında numunelerle aynı geometri ve aynı sürede belirli tarihler arasında tekrarlanmıştır. Çizelge 3.2’de alınan bir fon düzeyi ölçümü sonuçları gösterilmektedir.

Çizelge 3.2. Fon radyasyonu kaynaklı sayım ölçümleri

Enerji (keV)	fon-pik alanı
63	0
93	0
185	271
351	3306
583	2055
609	3304
911	1268
1120	780
1460	11732
1764	1028
2613	2302



Şekil 3.13. Gama spektrometrisi dedektör üzerine ölçüm için yerleştirilen örnek numune

Verim hesabı için hazırlanan standartta; 1,00760 g ThO₂, 1,00443 g C₄H₆O₆U.2H₂O ve 1,00705g KIbileşikleri kullanılmıştır. Aktiviteleri bilinen bileşikler, porselen tozlarına benzer boyutlarda uyumlu taneciklere sahip 22,78073 g pudra şekeri içersine karıştırılarak standart hazırlanmıştır. Çizelge 3.3’de hazırlanan standartta ait sayımlar gösterilmektedir.

Çizelge 3.3. Verim için kullanılan standartın sayım sonuçları

Enerji (keV)	Standart için ölçülen sayımlar
63	368265
93	766651
185	152907
351	4887
583	350752
609	4721
911	214194
1120	71440
1460	17212
1764	1395
2613	97020

3.4.4. Ölçüm işlemindeki radyoaktif elementlerin enerji pikleri

Sayım sonucunda elde edilen spektrumda her bir örnek için farklı enerjideki fotopikler incelenmiştir. Çizelge 3.4’de bu enerjiler ve piklerin ait olduğu radyoizotoplar verilmektedir. Tek çekirdek spektrumunda birden fazla pik olması

durumunda, aktivite deęeri, her bir pikteki aktivite deęerinin elde edilmesi ile aritmetik ortalama ile bulunur.

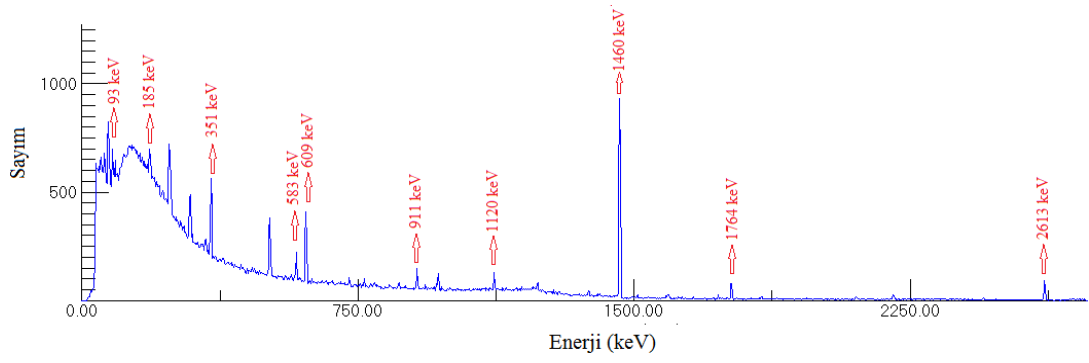
Çizelge 3.4. Enerji fotopikleri

İzotop	Enerji (keV)
U-238	63, 93
Ra-226	185, 351, 609, 1120, 1764
Th-232	583, 911, 2613
K-40	1460

Ölçümlerde elde edilen örnek spektrum Şekil 3.14’de rahatça görülmektedir. İlgilenilen piklerdeki sayımlar ise Çizelge 3.5’de gösterilmektedir Compton arka plan etkisini yok etmek için, fon sayımı gerçekleştirilmiştir. Denklem (3.2) ve (3.3) kullanılarak her enerjideki aktivite deęerleri hesaplanmıştır.

Çizelge 3.5. İncelenen bir numuneye (D2 numunesine) ait sayım sonuçları

Enerji (keV)	Sayım Deęeri
63	0
93	1156,464
185	974,5056
351	325,9872
583	-117,504
609	458,5248
911	144,0288
1120	224,9856
1460	6232,032
1764	179,5392
2613	-514,08



Şekil 3.14. Bir numuneye ait spektrum grafiği (grafikte gösterilen spektrum D2 numunesine aittir)

3.5. Doz hesaplamaları

Etkin doz, vücudun tüm doku veya organlarındaki eşdeğerağırlıklı dozların toplamıdır. Aşağıdaki denklem ile ifade edilir (UNSCEAR, 2000).

$$E = \sum_T w_T H_T \quad (3.6)$$

Burada H_T , bir organ veya doku için eşdeğer doz ve w_T ise bir organ veya doku için ağırlık katsayısıdır.

Eşdeğer doz, bir organ veya doku daki ağırlıklı radyasyon dozu dur, bir organın veya dokunun maruz kaldığı radyasyonun tipi ve enerjisi kullanılarak radyasyon ağırlık katsayısı ile hesaplanır.

$$H_T = W_R D_{T,R} \quad (3.7)$$

ile tanımlanır (UNSCEAR, 2000). Burada $D_{T,R}$, radyasyon nedeniyle oluşan organ veya doku üzerindeki ortalama doz absorplanmasını, W_R ise yine radyasyon ile oluşan radyasyon ağırlık katsayısını gösterir. Radyasyon ağırlık faktörleri Çizelge 3.6'de listelenmiştir.

Radyasyon ağırlık katsayısı, bir organ veya dokudaki ortalama dozu elde etmek için yine bir organ veya dokudaki absorplanmış dozu değiştirebilir, bir organın veya

dokunun maruz kaldığı radyasyonun tipi ve enerjisi kullanılarak, radyasyon ağırlık katsayısı ile hesaplanır.

Doku ağırlıklı katsayısı, bir organ veya dokudaki etkin doku dozunu elde etmek için yine bir organ veya dokudaki ortalama dozu değiştirebilir. Doku ağırlık faktörleri Çizelge 3.7’de listelenmiştir.

Çizelge 3.6. Radyasyon ağırlık faktörleri (DME, 1997)

Radyasyon çeşiti ve enerji aralığı	Radyasyon ağırlık faktörü (W_R)
Foton, tüm enerjiler	1
Elektron ve müonlar, tüm enerjiler	1
Nötron, enerjisi <10 keV	5
10 keV ile 100 keV	10
>100 keV ile 2 MeV	20
>2 MeV ile 20 MeV	10
>20 MeV	5
Fotonlar, geri tepme fotonlarının dışındakiler >2 MeV	5
Alfa parçacıkları, fisyon parçacıkları, ağır çekirdek	20

Çizelge 3.7. Organ ve dokular için ağırlık faktörleri⁽¹⁾(DME, 1997)

Doku veya organ	Ağırlık faktörü (W_T)
Gonadlar	0,2
Kemik iliği (kırmızı)	0,12
Kalın bağırsak	0,12
Akciğer	0,12
Mide	0,12
Mesane	0,05
Göğüs	0,05
Karaciğer	0,05
Yemek borusu	0,05
Tiroid	0,05
Cilt, deri	0,01
Kemik yüzeyi	0,01
Kalan doku ve organlar ⁽²⁾	0,05

1 Bu değerler referans nüfusun her iki cins ve geniş bir yaş aralığı için verilmektedir.

2 Kalan doku ve organlar: adrenal bezler, beyin, üst kalın bağırsak, ince bağırsak, böbrek, kas, pankreas, dalak, timus ve rahim kısımlarını belirtir.

Gama spektrometrik ölçümlerde her bir numune için hesaplanan doğal radyoizotoplara ait aktivite sonuçları ile UNSCEAR 2000 raporuna göre verilen doz hesabı yapılabilir. Bunun için yerden 1 m uzaklıkta oluşacak absorplanan doz hesabı

$$ADH(nGy/h) = 0,427 \times C(U-238) + 0,662 \times C(Th-232) + 0,043 \times C(K-40) \quad (3.8)$$

denklemini kullanılarak yapılmaktadır (UNSCEAR, 2000). Denkleminde, ADH: porselen tozlarındaki absorplanan doz hızını, C(U-238), C(Th-232) ve C(K-40) parametreleri sırasıyla Bq/kg cinsinden Uranyum-238, Toryum-232 ve Potasyum-40 aktiviteLERİDİR. Diğer sabit çarpanlar ise Uranyum-238 için 0,427, Toryum-232 için 0,662 ve Potasyum-40 için 0,043 dönüşüm katsayıları (nGyh⁻¹/Bqkg⁻¹ biriminde) olarak kullanılmaktadır (UNSCEAR, 1988). Elde edilen ADH değerleri ile yıllık etkin doz eşdeğeri (YEDE) hesabı yapmak için

$$YEDE = ADH(nGy/h) \times 8760 \text{ (h/yıl)} \times 1 \times 0,7 \text{ (Sv/Gy)} \quad (3.9)$$

denklemini kullanılır. Denklem elemanlarından, 1; meşguliyet faktörünü, 8760 bir yıldaki toplam saati, 0,7 Sv/Gy etkin doz eşdeğeri havadaki soğulmuş doza oranını gösterir.

4. ARAŞTIRMA BULGULARI VE TARTIŞMA

Tez kapsamında incelenen numunelerdeki sayım hızları ve aktivite ölçümlerine ait sonuçlar ve edilen doz hesapları ile birlikte değerlendirmeleri bu bölümde sunulmaktadır. İncelenen dental seramiklerin çeşitli özellikleri ve numuneler için belirlenmiş kodlar Çizelge 4.1’de gösterilmektedir.

Çizelge 4.1. İncelenen dental seramik numuneleri için kullanılan kodlama

Marka	Numune Kodu	Uygulama yeri	Renk Kodu	LOTNumarası
Ceramco	C1	Dentin	A2	10001816
	C2	Dentin	A3	08004557
	C3	Opak	A2	11002963
	C4	Opak	A3	09004017
	C5	Enamel	Natural	09002840
Noritake	N1	Dentin	A2	050850
	N2	Dentin	A3	050080
	N3	Opak	A2	053500
	N4	Opak	A3	051105
	N5	Enamel	E2	050368
Degudent Duceram Kiss	D1	Dentin	A2	58234
	D2	Dentin	A3	57901
	D3	Opak	A3	57326
	D4	Transparent	Clear	62585
	D5	Incisal	S2	55518
Vision Classic	VC1	Dentin	A2	2060
	VC2	Dentin	A3	2051
	VC3	Opak	A2	2071
	VC4	Opak	A3	2072
	VC5	Enamel	I-58	2082
	VC6	Transparent	Clear	1995
İvoclar Vivadent IPS	I1	Dentin	A2	P87269
	I2	Dentin	A3	R32101
	I3	Opak dentin	A2	R01378
	I4	Opak dentin	A3	R24797
	I5	Transparent	Natural	P67065
GC Intital	G1	Dentin	A2	+\$01232013012215D
	G2	Opak	A2	201207271
	G3	Opak dentin	A2	201302251
	G4	Enamel	E58	201301221
Vita WMK Master	V1	Dentin	2L1,5 ⁽¹⁾	14660
	V2	Dentin	2R2,5 ⁽²⁾	16640
	V3	Opak	A2	38840
	V4	Opak	A3	35220
Machmaker	M1	Dentin	A2	JN007930
	M2	Dentin	A3	JN008093
	M3	Opak	A1	JN007948
	M4	Opak	A2	JN004126
	M5	Enamel	E8	JN007969
	M6	Enamel	E9	JN007970
	M7	Enamel	Natural	JN005566
	M8	Enamel	Clear	JN007936

(1) V1 kodlu numune değerlendirme yapılırken A2 renk kodunda olduğu varsayılmıştır.

(2) V2 kodlu numune değerlendirme yapılırken A3 renk kodunda olduğu varsayılmıştır.

4.1. Doz Hızı Ölçümleri

GM dedektörü ile yapılan brüt sayım hızı ölçümlerine ait ortalamalar Çizelge 4.2’de gösterilmektedir. Dönüşüm denklemi (3.1) ve Çizelge 4.2’deki 1. ve 2. ölçüm ortalamalarının ortalamaları hesaplanmış ve numunelerdeki net α , β , γ ve toplam doz hızları Çizelge 4.3’de verilmiştir. Net sayım hızı ortalamalarını elde edebilmek için fon radyasyonunun bertaraf edilmesi gerekmektedir. Bunun için numune tutucuya boş bir petri kabı konularak GM dedektörü ile filtreli veya filtresiz durumlardaki fon düzeyleri belirlenmiştir. Fon seviyeleri için Kasım 2013 ve Haziran 2014 tarihleri arasında farklı tarihlerde alınan 4’er ölçüme ait ortalamalar kullanılmıştır. Bir fon seviyesi ölçümü, numuneler ile aynı şekilde 4800 saniyede gerçekleştirilmiş ve 1600 ölçümün ortalaması alınarak bulunmuştur. Böylelikle fon seviyeleri, filtresiz durumdayken 1,22 cps, alfa bloklayıcı filtre ile 1,20 cps ve gama filtresi kullanılarak 1,02 cps olarak tespit edilmiştir.

Çizelge 4.2’deki filtreli ve filtresiz durumlarda ölçülen radyasyon düzeylerine ait ortalamalar kullanılarak net α , net β ve net γ seviyelerinin (Çizelge 4.3) belirlenmesi için şu yaklaşım kullanılmıştır: GM dedektörü gama filtresi ile kullanıldığında numunelere ait gama radyasyonu kaynaklı doz hızının, alfa bloklayıcı kullanıldığında beta ve gama kaynaklı doz hızının ve filtresiz ölçümlerde ise α , β ve γ radyasyonlarının toplamı olan toplam doz hızının ölçüldüğü varsayılmıştır. Böylelikle, numunelerdeki net beta doz hızını belirleyebilmek için alfa bloklayıcı filtre ile alınan ölçümlerden, gama filtresi kullanılarak yapılan ölçümlerin çıkarılması yeterli olacaktır. Benzer şekilde, alfa doz hızlarını belirleyebilmek için, toplam doz hızı ölçümü sonuçlarından alfa bloklayıcı ile alınan ölçüm sonuçları çıkarılmıştır (Çizelge 4.3).

Çizelge 4.2. Dental seramik numuneler için elde edilen brüt sayımlarına ait ortalamalar

Numune Kodu	1. Sayım hızı ölçümleri			2. Sayım hızı ölçümleri		
	SH1 (cps)	SH2 (cps)	SH3 (cps)	SH1 (cps)	SH2 (cps)	SH3 (cps)
C1	2,24	2,20	1,23	2,38	2,22	1,14
C2	2,33	2,24	1,15	2,40	2,27	1,21
C3	2,35	2,18	1,15	2,30	2,20	1,18
C4	2,15	2,03	1,17	2,15	2,16	1,21
C5	2,09	1,98	1,14	2,12	2,08	1,19
N1	2,09	2,01	1,17	2,14	2,09	1,09
N2	2,19	2,09	1,19	2,10	2,03	1,15
N3	2,16	2,01	1,12	2,21	2,05	1,19
N4	2,23	2,11	1,17	2,17	2,10	1,16
N5	2,13	2,07	1,14	2,11	2,04	1,11
D1	2,48	2,33	1,13	2,49	2,35	1,14
D2	2,46	2,32	1,12	2,56	2,46	1,17
D3	2,47	2,36	1,14	2,50	2,35	1,13
D4	2,54	2,34	1,14	2,45	2,36	1,10
D5	2,28	2,14	1,11	2,36	2,27	1,20
VC1	2,28	2,13	1,11	2,24	2,16	1,13
VC2	2,30	2,19	1,18	2,35	2,13	1,09
VC3	2,21	2,15	1,13	2,19	2,15	1,12
VC4	2,23	2,10	1,12	2,19	2,06	1,12
VC5	2,17	2,09	1,13	2,16	2,02	1,11
VC6	2,33	2,22	1,08	2,18	2,14	1,13
I1	2,29	2,18	1,13	2,41	2,40	1,19
I2	2,30	2,21	1,10	2,39	2,39	1,21
I3	2,29	2,17	1,12	2,40	2,36	1,18
I4	2,33	2,20	1,12	2,43	2,34	1,20
I5	2,37	2,28	1,17	2,41	2,39	1,20
G1	2,24	2,08	1,15	2,22	2,13	1,15
G2	2,22	2,16	1,11	2,25	2,20	1,12
G3	2,16	2,02	1,12	2,37	2,12	1,12
G4	2,24	2,08	1,16	2,26	2,09	1,12
V1	2,13	2,05	1,09	2,17	2,08	1,12
V2	2,09	2,06	1,13	2,19	2,09	1,16
V3	2,09	1,92	1,10	2,08	1,95	1,13
V4	1,94	1,92	1,08	2,07	1,98	1,17
M1	2,33	2,27	1,20	2,24	2,15	1,09
M2	2,40	2,25	1,21	2,24	2,15	1,10
M3	2,37	2,25	1,22	2,24	2,17	1,09
M4	2,20	2,05	1,22	2,21	2,13	1,21
M5	2,24	2,13	1,21	2,16	2,13	1,12
M6	2,25	2,12	1,10	2,25	2,13	1,13
M7	2,26	2,17	1,10	2,29	2,16	1,10
M8	2,38	2,20	1,04	2,37	2,13	1,19

SH1
SH2
SH3

GM dedektörü ile filtresiz olarak alınan ölçümler, toplam sayım hızı (brüt)
GM dedektörü ile alfa bloklayıcı kullanılarak alınan ölçümler, $\gamma+\beta$ için sayım hızı (brüt)
GM dedektörü ile H*(10) filtresi kullanılarak alınan ölçümler, γ sayım hızı (brüt)

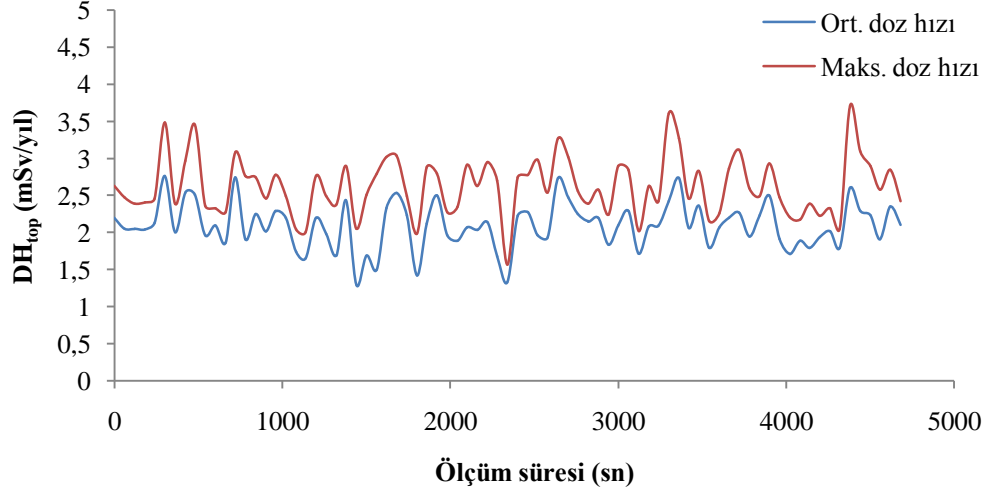
Çizelge 4.3. Numunelerin net doz hızı ortalamaları

Numune Kodu	DH _{top} (mSv/yıl)	DH _α (mSv/yıl)	DH _β (mSv/yıl)	DH _γ (mSv/yıl)
C1	1,84	0,13	1,43	0,28
C2	1,93	0,15	1,51	0,27
C3	1,86	0,19	1,43	0,24
C4	1,57	0,06	1,22	0,29
C5	1,49	0,09	1,15	0,25
N1	1,51	0,08	1,24	0,19
N2	1,56	0,11	1,21	0,25
N3	1,63	0,23	1,17	0,23
N4	1,65	0,12	1,29	0,25
N5	1,52	0,07	1,26	0,18
D1	2,14	0,21	1,72	0,20
D2	2,17	0,17	1,79	0,21
D3	2,13	0,18	1,75	0,19
D4	2,15	0,21	1,76	0,17
D5	1,85	0,16	1,47	0,22
VC1	1,75	0,17	1,42	0,17
VC2	1,86	0,24	1,42	0,20
VC3	1,65	0,05	1,43	0,18
VC4	1,67	0,18	1,31	0,17
VC5	1,59	0,15	1,27	0,17
VC6	1,74	0,09	1,51	0,14
I1	1,90	0,06	1,60	0,23
I2	1,89	0,04	1,62	0,23
I3	1,89	0,10	1,57	0,22
I4	1,95	0,14	1,57	0,24
I5	1,97	0,06	1,63	0,27
G1	1,70	0,18	1,31	0,22
G2	1,71	0,07	1,48	0,16
G3	1,76	0,29	1,30	0,17
G4	1,73	0,24	1,29	0,20
V1	1,57	0,12	1,31	0,14
V2	1,55	0,08	1,26	0,21
V3	1,46	0,22	1,08	0,16
V4	1,32	0,06	1,09	0,18
M1	1,80	0,10	1,49	0,21
M2	1,85	0,16	1,46	0,22
M3	1,83	0,13	1,47	0,23
M4	1,66	0,16	1,17	0,33
M5	1,65	0,09	1,32	0,24
M6	1,73	0,17	1,41	0,15
M7	1,78	0,15	1,49	0,14
M8	1,94	0,32	1,46	0,16
Genel Ortalama	1,76	0,14	1,41	0,21

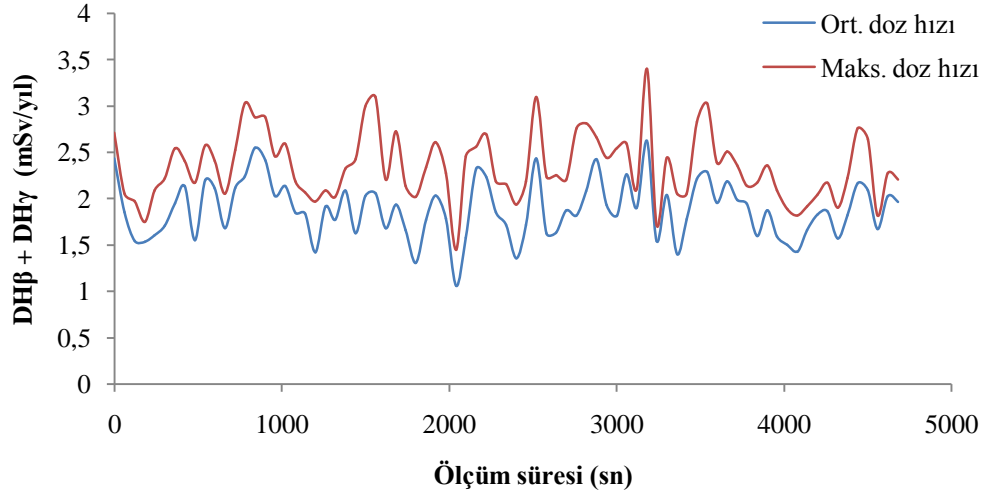
Çizelge 4.3'ebakıldığında, numunelerdeki net α , β ve γ radyasyonlarına ait doz hızları için, en düşük doz hızına katkı α radyasyonundan kaynaklanırken, ne büyük doz hızı değerleri sırasıyla γ ve β radyasyonlarından kaynaklanmaktadır. Bu durum feldspatik porselen tozlarında bolca bulunan Potasyum ile ilişkilendirilebilir (^{40}K radyoizotopunun zamanının %89'da 1,32 MeV enerjili beta radyasyonu yayınladığı bilinmektedir).

Veronese ve arkadaşlarının 2006 yılında yayınladığı bir çalışmada (Veronese vd., 2006), dental materyallerdeki doğal radyonükleidlerden kaynaklanan beta doz hızları araştırılmış ve feldspatik porselen tozlarına ait doz hızı seviyesinin, fon radyasyonundan 10 kat daha yüksek olduğu belirtilmiştir. Bu tez kapsamında yapılan beta doz hızı kaynaklı fon radyasyonunun 0,30 mSv/yıl düzeyinde olduğu bulunmuştur. Numunelerdeki net beta doz hızlarının ortalamasının ise, fon düzeyinin yaklaşık 5 katı civarında olduğu söylenebilir. Bunun nedeni, Isparta'daki fon radyasyonu seviyesinin dünya ortalamasından daha yüksek olması ile açıklanabilir.

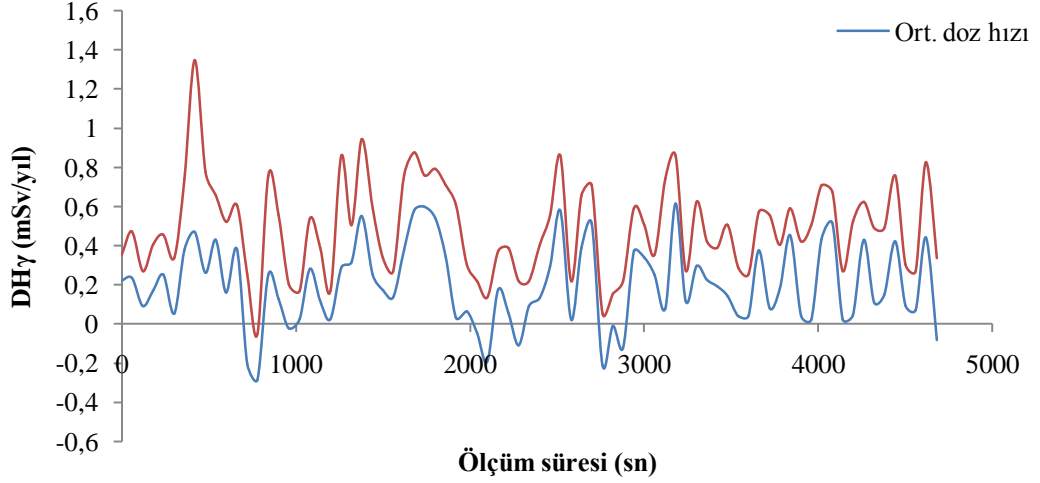
Örnek olarak, 20.12.2013 tarihinde Degudent dentin A3 numunesi için filtreli ve filtresiz durumlarda alınan ilk ölçümlere ait sayım hızları, fon seviyesi çıkarıldıktan ve dönüşüm denklemi (3.1) kullanıldıktan sonra mSv/yıl cinsinden doz hızı değerlerine dönüştürülerek radeye.exe programı yardımıyla elde edilen grafikler Şekil 4.1-4.3 ile sunulmaktadır. Zamana bağlı maksimum ve ortalama doz hızlarının verildiği grafiklerden Şekil 4.3' de gösterilen net gama doz hızı ölçümlerinden bazıları için negatif değerler söz konusudur. Bunun nedeni, fon seviyesinin zamana bağlı değişiminden kaynaklanmaktadır. Yani, ölçüm esnasındaki fon düzeyinin (ortalama fon seviyesi olarak belirlediğimiz değere göre) anlık olarak düşüşü, brüt ölçümden ortalama fon düzeyinin çıkartılması neticesinde negatif değerleri karşımıza çıkarmaktadır. Gama doz hızının, toplam doz hızına katkısının düşük olması ve GM dedektörünün, gama filtresi ile 17 keV-1,3 MeV aralığındaki enerjilere sahip fotonları algılayabilmesi gibi nedenlerle, net gama doz hızı grafiklerinde bu duruma rastlanması doğaldır.



Şekil 4.1. Degudent dentin A3 numunesi için ilk filtresiz sayım hızı ölçümlerinden elde edilen 1600 veriye ait net toplam doz hızı düzeylerinin değişimi

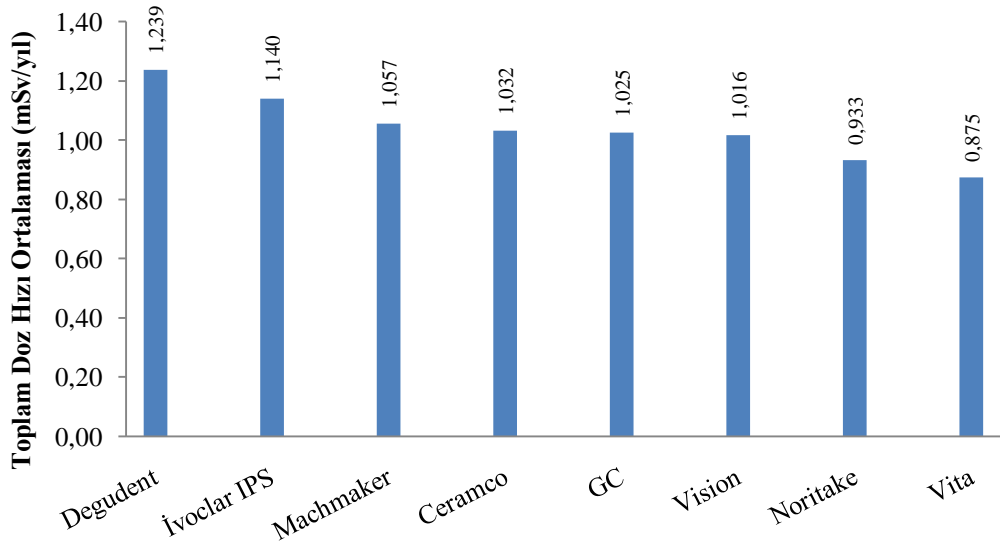


Şekil 4.2. Degudent dentin A3 numunesi için alfa bloklayıcı filtre kullanılarak yapılan ilk sayım hızı ölçümlerinden elde edilen 1600 veriye ait net $\beta+\gamma$ doz hızı düzeylerinin değişimi



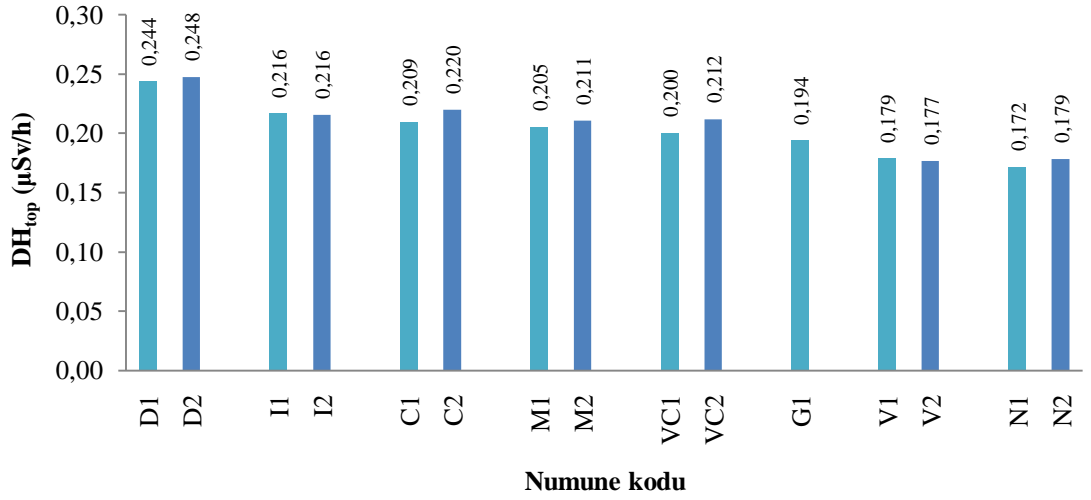
Şekil 4.3. Degudent dentin A3 numunesi için gama filtresi kullanılarak yapılan ilk sayım hızı ölçümlerinden elde edilen 1600 veriye ait net γ doz hızı düzeylerinin değişimi

Numuneler üreticilerine göre karşılaştırıldığında, net toplam doz hızlarına ait ortalamalar Şekil 4.4'deki gibi sıralanmaktadır. En yüksek net toplam doz hızı ortalaması Degudent markasındaki numunelerde, en düşük ortalama ise Vita markasındaki numunelerde gözlenmiştir. 42 numune arasında en düşük net toplam doz hızı değeri Vita markasına ait V4 örneğinde, 0,78 mSv/yıl ve en yüksek net toplam doz hızı Degudent D2 örneğinde, 1,29 mSv/yıl olarak ölçülmüştür (Çizelge 4.3).



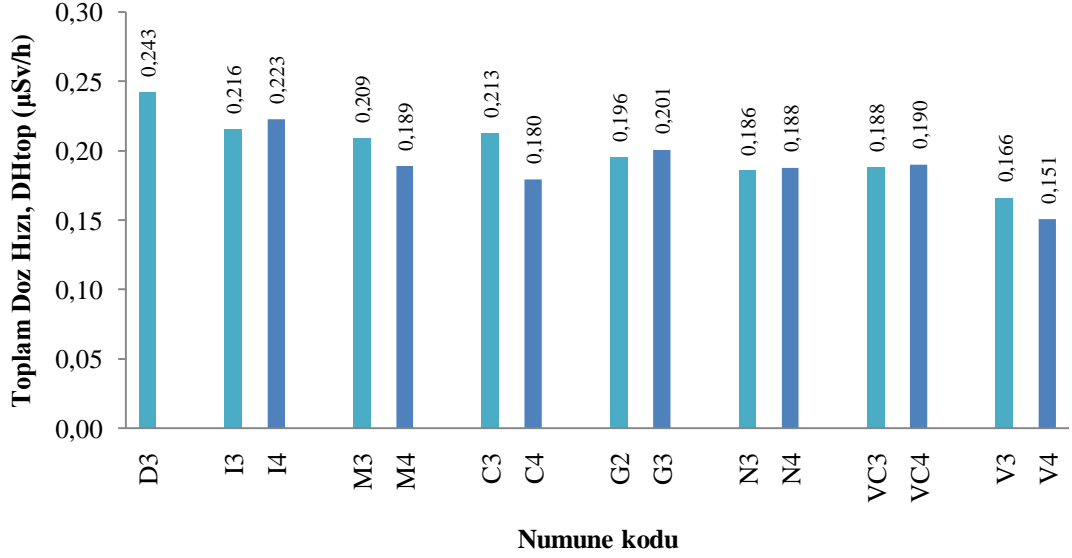
Şekil 4.4. Feldspatik porselen tozu numuneleri için marka bazında net toplam doz hızı ortalamalarının karşılaştırılması

Ölçülen numuneler kendi aralarındaki uygulama yeri ve renk kodlarına göre değerlendirildiğinde, dentin örnekleri için sıralama Şekil 4.5'deki gibi elde edilmektedir. Renk kodları açısından A2 ile A3 renk kodlarına sahip dentin, opak ve opak dentin gibi numunelerde, renk kodunun sayıca yüksek olması numunelerin daha koyu renklere sahip olduğunu göstermektedir. A2 dentin ve A3 dentin numuneleri incelendiğinde daha koyu görünüme sahip A3 kodlu dentin numunelerinde, net toplam doz hızlarının biraz daha yüksek olduğu söylenebilir (Şekil 4.5).



Şekil 4.5. A2 dentin(açık mavi) ve A3 dentin (koyu mavi) numunelerinin net toplam doz hızı seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması (ayrımın daha kolay fark edilebilmesi için doz hızları µSv/h cinsinden verilmektedir)

Opak numuneler için benzer bir değerlendirme yapıldığında, Şekil 4.6'da renk kodu ile net toplam doz hızı ölçümleri arasında anlamlı bir ilişki olmadığı görülmektedir. Opak numunelerinde en düşük doz hızı V4 örneğinde 0,15 µSv/h, en büyük doz hızı D3 örneğinde 0,23 µSv/h olarak tespit edilmiştir.



Şekil 4.6. A2 Opak ve A3 Opak numunelerinin toplam doz hızı seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması

4.2. Gama Spektrometrik Analizler

İncelenen numunelerdeki ^{238}U , ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite ölçümlerine ait sonuçlar Çizelge 4.4’de sunulmaktadır. Çizelge 4.4’de gösterilen relatif eşdeğer doz hesabı için, dental porselen tozlarındaki ^{238}U , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite değerleri denklem (3.8)’de kullanılarak, havadaki absorlanan doz hızı değerleri elde edilmiştir. Denklem (3.9) kullanılarak da eşdeğer doz hesabı yapılarak, edilen verilerden en düşük YEDE değerinin 1 au olacak şekilde düzenlenmesiyle bütün numunelere ait relatif yıllık eşdeğer doz tahminleri yapılmıştır.

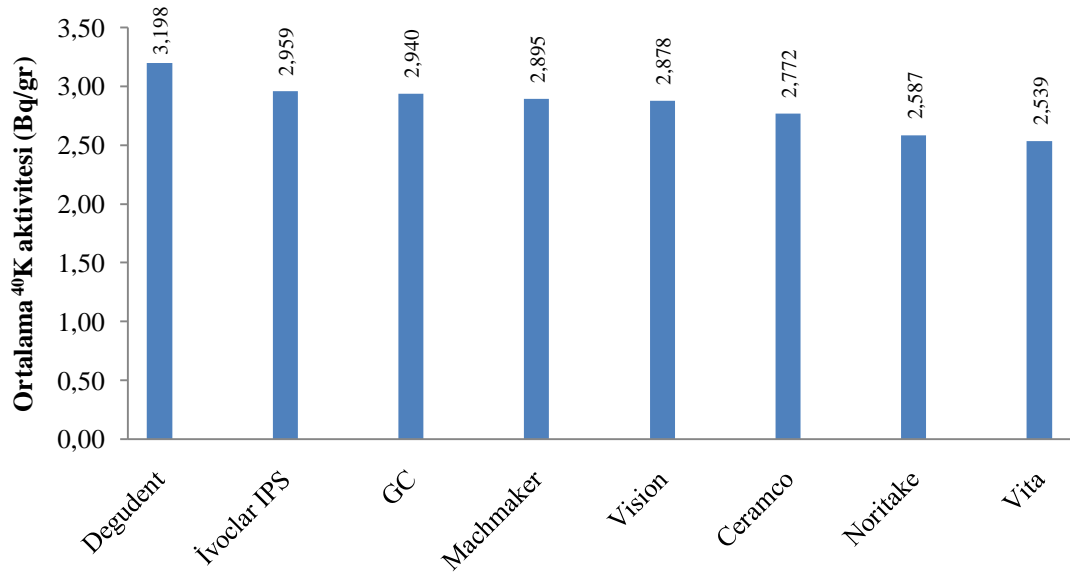
Çizelge 4.4 ile özetlenen ölçüm sonuçlarına bakıldığında, numunelerin içerdiği aktivite konsantrasyonlarının günümüzde geçerli olan limit değerleri (bkz Bölüm 1.5.5.4) geçmediği tespit edilmiştir. Bu da incelenen numunelerdeki doğal radyonükleid seviyelerinin izin verilen düzeylerin altında olduğu şeklinde yorumlanabilir. Bununla birlikte, tüm numunelerde, ölçüm sisteminin en düşük tayin etme sınırından yüksek aktiviteler gözlemlenmiştir (MDA değerleri: ^{238}U için 0,12 Bq/kg, ^{226}Ra için 0,14 Bq/kg, ^{232}Th için 0,19 Bq/kg ve ^{40}K için 3,57 Bq/kgdır).

Çizelge 4.4. Dental porselen numunelerine ait aktivite konsantrasyonları ve relatif eşdeğer dozlar

Numune Kodu	²³⁸ U (Bq/kg)	²²⁶ Ra (Bq/kg)	²³² Th (Bq/kg)	⁴⁰ K (Bq/kg)	Relatif Eşdeğer Doz (au)*
C1	184,46	11,90	5,84	3056,40	1,67
C2	85,53	8,08	5,43	3024,74	1,33
C3	177,36	30,97	10,67	2571,91	1,51
C4	129,48	5,81	1,10	2412,79	1,25
C5	66,57	5,87	3,66	2792,82	1,18
N1	117,86	11,18	3,91	2695,04	1,32
N2	212,96	20,47	8,48	2532,72	1,61
N3	106,13	10,90	3,96	2597,04	1,25
N4	185,92	7,45	9,12	2441,00	1,49
N5	152,16	5,68	0,68	2670,38	1,41
D1	100,32	19,77	8,51	3461,41	1,54
D2	146,46	6,89	3,42	3516,53	1,69
D3	357,10	26,69	8,27	2251,80	1,99
D4	119,85	17,58	7,01	3522,29	1,62
D5	49,83	9,78	7,26	3238,06	1,29
VC1	31,28	3,20	4,45	3051,84	1,16
VC2	84,15	7,38	4,93	3059,43	1,34
VC3	37,23	15,17	6,32	2600,98	1,03
VC4	162,88	21,35	9,98	2587,81	1,47
VC5	56,55	11,99	3,90	3212,39	1,29
VC6	17,63	14,22	2,39	2757,00	1,00
I1	143,13	19,09	0,31	2796,54	1,42
I2	156,80	17,97	3,92	3049,27	1,57
I3	146,26	22,46	2,84	3141,25	1,56
I4	122,94	15,43	4,15	3004,51	1,44
I5	46,54	17,79	5,38	2802,98	1,13
G1	89,79	8,93	4,28	2902,58	1,30
G2	202,12	25,62	7,60	2693,78	1,62
G3	90,68	6,72	6,15	3043,09	1,36
G4	164,51	7,80	8,10	3122,07	1,64
V1	100,44	8,64	6,20	2707,11	1,28
V2	204,74	6,14	6,25	2560,62	1,58
V3	110,56	22,07	6,96	2446,07	1,23
V4	120,38	13,05	6,56	2442,74	1,26
M1	174,74	5,72	7,21	2628,63	1,50
M2	195,13	11,11	6,02	2995,31	1,69
M3	92,19	7,42	7,51	2663,64	1,24
M4	166,59	9,76	5,45	2510,43	1,43
M5	93,25	9,02	7,77	3077,50	1,39
M6	145,46	11,73	6,35	3094,70	1,56
M7	84,17	11,87	4,22	3028,68	1,32
M8	55,02	3,90	2,51	3162,69	1,26
Genel Ortalama	125,88	12,73	5,60	2855,44	1,41

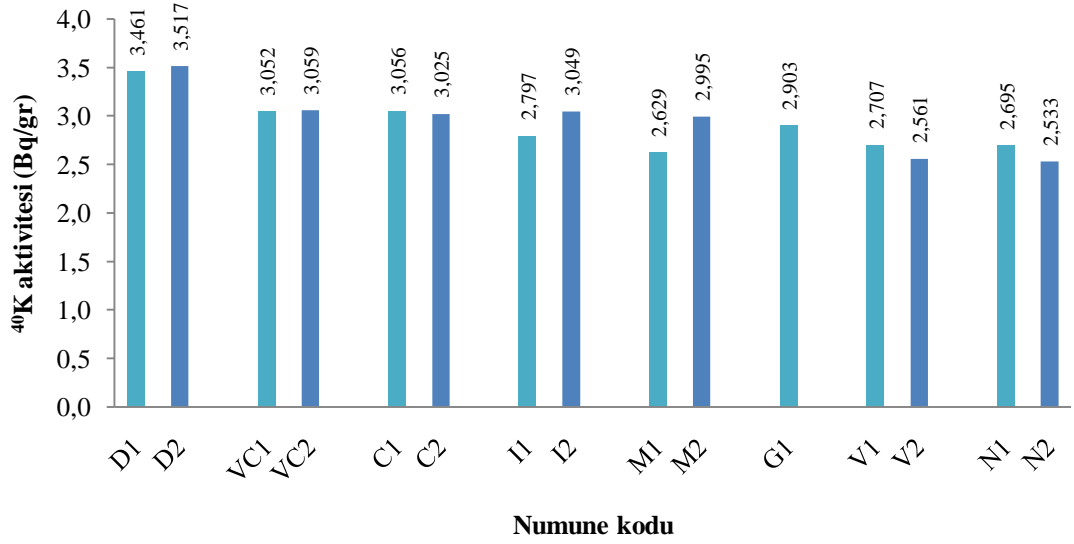
*1 au= 0,79 mSv/yıl

Şekil 4.7’de numunelerin sergilediği Potasyum-40 aktiviteleri, üretici firmaların ürünleri bakımından karşılaştırılmaktadır. Degudent markasına ait ürünlerdeki Potasyum-40 ortalaması, en yüksek aktiviteye (3198,02 Bq/kg) sahip iken Vita markasına ait numunelerin ortalaması en düşük düzeyde (2539,13 Bq/kg) bulunmuştur. Elde edilen gama spektrometrik ölçümlerde 42 numune arasında, en düşük Potasyum-40 aktivitesi D3 numunesinde 2251,80 Bq/kg ve en yüksek konsantrasyon D2 numunesinde 3516,53 Bq/kg olarak tespit edilmiştir (Çizelge 4.4).

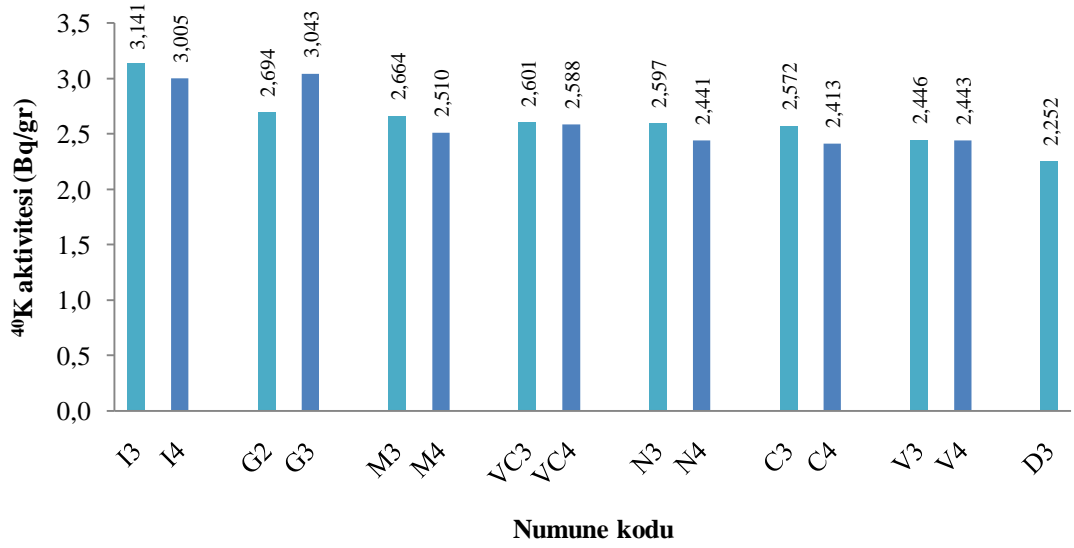


Şekil 4.7. Feldspatik porselen numuneleri için ticari marka bazında Potasyum-40 aktivite ortalamalarının karşılaştırılması

Potasyum-40 aktivite sonuçları numunelerin uygulama yerleri aynı olacak şekilde incelendiğinde, dentin ve opak numuneleri renk kodlarına göre Şekil 4.8 ve Şekil 4.9’deki gibi dağılımlı grafikler vermektedir. Grafiklerde gösterilen numuneler arasında renk koduna göre anlamlı bir ilişki kurulamamıştır. Fakat 42 feldspatik numunenin Potasyum-40 aktiviteleri (Çizelge 4.4) ile numunelere ait net β doz hızı ortalamaları (Çizelge 4.3) incelendiğinde, her iki tabloda yüksek değer alan numunelerin uyum sergilediği söylenebilir.



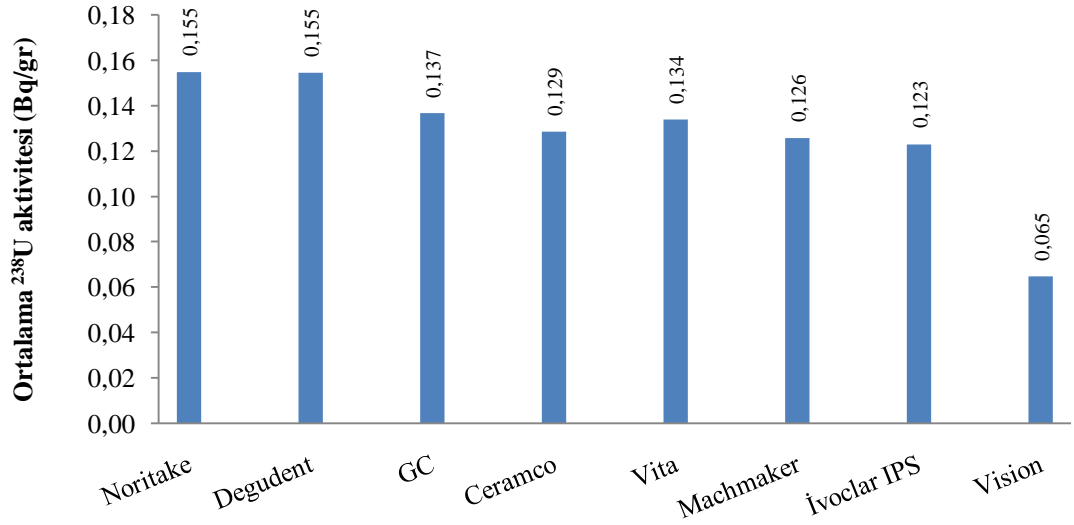
Şekil 4.8. A2 dentin ve A3 dentin numunelerinin Potasyum-40 aktivite seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması



Şekil 4.9. A2 Opak ve A3 Opak numunelerinin Potasyum-40 aktivite seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması

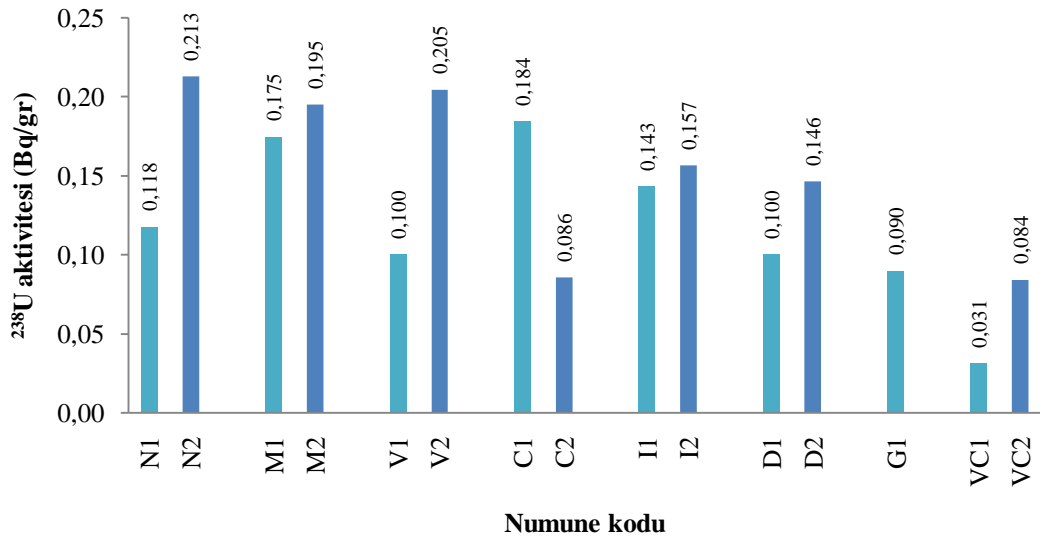
Numuneler Uranyum-238 aktivite ortalamaları bakımından üreticiler bazında karşılaştırıldığında, Şekil 4.10'daki gibi bir sonuca ulaşılmaktadır. En yüksek ²³⁸U aktivitesi ortalaması Noritake markası ürünlerine aittir. Numuneler bazında ise, en yüksek aktivite değeri (357,10 Bq/kg) D3 numunesinde tespit edilmiştir. Vision markasına ait ürünler, belirgin bir şekilde, en düşük Uranyum-238 aktivite ortalamasına sahiptir. Numuneler bazında da en düşük Uranyum-

238U konsantrasyonu 17,63 Bq/kg'lık değerle bu markadaki bir numune (VC6 numunesinde) ölçülmüştür.



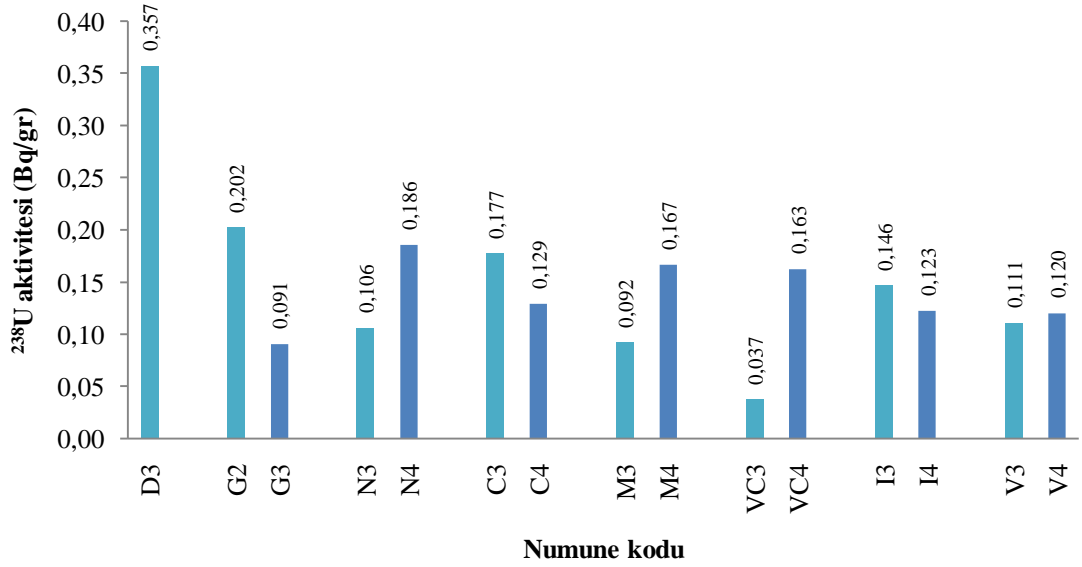
Şekil 4.10. Feldspatik porselen numuneleri için markalara ait Uranyum-238 aktivite ortalamalarının karşılaştırılması

Uranyum-238 aktiviteleri, dentin numuneleri özelinde değerlendirildiğinde Ceramco ve GC Intital markaları haricinde, A3 kodlu ürünlerin A2 kodlu ürünlere göre daha yüksek konsantrasyonlara sahip oldukları görülmüştür (Şekil 4.11).



Şekil 4.11. A2 dentin (açık mavi) ve A3 dentin (koyu mavi) numunelerinin Uranyum-238 aktivite seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması

Benzerbir değerlendirme opak numuneler için sözkonusu değildir. Numunelerdeki Uranyum-238 aktiviteleri ile renk kodları arasında anlamlı bir ilişki tesis edilememiştir (Şekil 4.12). Opak numunelerde en yüksek ölçülen Uranyum-238 aktivite değeri D3 numunesinde gözlemlenirken, en düşük Uranyum-238 aktivitesi VC3 örneğinde bulunmuştur.



Şekil 4.12. A2 Opak ve A3 Opak numunelerinin Uranyum-238 aktivite seviyesi açısından kendi aralarında karşılaştırılması

Numunelerdeki Toryum-232 ve Radyum-226 aktivite değerlerine bakıldığında, Potasyum ve Uranyum'a göre nispeten düşük değerlerle karşılaşılmıştır (Çizelge 4.4). Ayrıca, Toryum-232 aktiviteleri için elde edilen tüm sonuçlar, belirtilen 1 Bq/g'lık limit seviyesinin oldukça altındadır. Bu yüzden, numunelerdeki bu iki radyonükleid için özel bir değerlendirme yapılmamaktadır.

Gama spektrometrik analiz sonuçlarımız, bu konuda yapılmış sınırlı sayıdaki çalışma sonuçları ile karşılaştırıldığında, genel olarak, önceki çalışmalarla uyumlu sonuçlara ulaşıldığı söylenebilir. 1987 yılında, 22 porselen tozu numunesi için Uranyum-238 aktivite konsantrasyonlarının incelendiği bir çalışma, 3,6 Bq/kg ile 5,6 kBq/kg değerleri arasında sonuçlanmış ve günümüz limitini geçen yalnızca iki numune rapor edilmiştir (Papastefanou vd., 1987). Tez çalışmamızda ise limit değer 1000 Bq/kg'ı geçen ölçüm sonucumuz bulunmamaktadır. Aynı çalışma dahilinde

Potasyum-40 ölçümlerinde 6 adet numunede MDL'nin altında sonuçlar bulunurken, ölçümler 1,64 kBq/kg ile 3,76 kBq/kg arasında değişmektedir. 2006 yılında Veronese ve arkadaşları tarafından yapılan başka bir çalışmada ise Potasyum-40 aktiviteleri 2,01 kBq/kg ile 2,90 kBq/kg aralığında tespit edilmiştir (Veronese vd., 2006). Bizim ölçümlerimizdeki Potasyum-40 aktivite konsantrasyonları ise 2,25 kBq/kg ile 3,59 kBq/kg arasında değişmekte yani, önceki çalışmalar ile uyumlu sonuçlar sergilemektedir.

5. SONUÇ VE ÖNERİLER

Transludent özelliğinden dolayı estetik amaçlar için en doğal görünümlü restoratif materyal olarak kabul edilen dental seramikler, dayanıklı kimyasal yapıları ve optik özelliklerinden dolayı özellikle protetik diş hekimliğinde sıkça kullanılan bir malzemedir. Tarihi gelişimi içerisinde, dental seramiklerin görünümlerini doğal dişlere benzetmek ve floresans etki vermek amacıyla seramiklere Uranyum ilave edilme yoluna gidilmiş ancak olumsuz etkileri anlaşıldıktan sonra, dental seramiklerde radyoaktiviteyi arttıran floresans ajanların kullanımı kısıtlanmıştır. İnsanların doğal olarak maruz kaldıkları radyasyona ilave olarak, kullandıkları ürünler nedeniyle alacakları her ek doz sağlık açısından problemler ortaya çıkarabilir.

Bu tez çalışmasında, diş hekimliği uygulamalarında geniş bir kullanım alanına sahip dental seramik tozları için elde edilen doz hızı ve aktivite ölçümlerine ait ilk ulusal sonuçlar sunulmaktadır. Türkiye'deki dental malzeme sağlayan depolardan temin edilen 8 farklı ticari markaya ait feldspatik yapıdaki dental seramik tozları, ihtiva ettikleri radyoaktivite düzeyleri bakımından incelenmek üzere seçilmiş ve uygulama alanları ile renk skalaları göz önüne alınarak gruplandırılmıştır.

İlk olarak, doz hızı ölçümleri yapılmıştır. Deneysel düzeneğin hazırlanmasında, ölçüm odasına yerleştirilen petri kaplarının GM dedektör penceresi boyutları ile uyumlu olarak seçilmesine dikkat edilerek oluşturulan 10'ar gramlık 42 seramik tozu numunesi için ölçümler gerçekleştirilmiştir. 17keV-1,3MeV enerji aralığında çalışabilen alfa, beta, gama radyasyonlarını algılayabilen RadEye B20-ER dozimetre cihazı ile, toplam doz hızını ölçmek için filtre kullanılmaksızın, beta ve gama doz hızları toplamını ölçmek için bir alfa-bloklayıcı filtre kullanılarak ve sadece gama doz hızını ölçmek için H*(10) gama filtresi kullanılarak alınan sayım hızları kayıt edilerek doz hızı değerlerine çevrilmiştir. Her bir ölçüm için 1600 veri alınmış ve radyoaktivitenin rastgele bir proses olması nedeniyle yani, radyoaktif element içeren bir malzemenin yayınladığı radyasyon miktarının zamana göre farklılık gösterebileceği düşünülerek her bir numune için ölçümler yaklaşık 4 ay sonra tekrarlanmıştır. Sayım hızı ölçümlerine ait verilerin analizi sonucunda, numunelerin sahip olduğu net doz hızlarına ait ortalamalar; alfa doz hızı, beta doz hızı, gama doz hızı ve toplam doz hızı olarak belirlenmiştir. Isparta ili fon radyasyonu düzeyi

Türkiye ve dünya ortalamalarının üzerindedir. İncelenen porselen tozu numunelerinin hepsi için bu yüksek fon seviyesinin üzerinde ve kolaylıkla fark edilebilecek düzeyde ölçümler kayıt edilmiştir. Numunelere ait net doz hızları, ölçüm sonuçlarına ait ortalamalardan fon seviyelerinin çıkarılması ile elde edilmiştir. Buna göre, örnekler için elde edilen doğal kaynaklı doz hızları değerlerinin, toplam doz hızı 1,32 mSv/yıl ile 2,17 mSv/yıl aralığında ortalama 1,76 mSv/yıl, α doz hızı 0,04 mSv/yıl ile 0,32 mSv/yıl aralığında ortalama 0,14 mSv/yıl, γ doz hızı 0,14 mSv/yıl ile 0,33 mSv/yıl aralığında ortalama 0,21 mSv/yıl ve β doz hızı 1,08 mSv/yıl ile 1,79 mSv/yıl aralığında ortalama 1,41 mSv/yıl olduğu bulunmuştur. Numunelerdeki net α , β ve γ radyasyonlarına ait doz hızları incelendiğinde en büyük katkı β radyasyonlarından gelmektedir. Elde edilen β ölçümlerinin daha önce yapılmış çalışmalar ile tutarlı sonuçlar verdiği görülmüştür. Elde edilen β doz hızı düzeylerinin, beta fon düzeyinin yaklaşık 5 katı civarında olduğu söylenebilir.

Çalışmamızın ikinci kısmında, hazırlanan 30 gramlık 42 numune için dental seramik tozların içerdiği ^{238}U , ^{232}Th , ^{226}Ra ve ^{40}K aktivite konsantrasyonları, yüksek saflıkta Germanyum (HPGe) dedektörünün yer aldığı gama spektrometrik analizle tespit edilmiştir. Tüm ölçümler, MDA değerlerinin üzerinde aktivite derişimleri ile sonuçlanmıştır. Gama spektrometresi analizleri sonucunda, Uranyum-238 aktivitelevelerinin 17,63 Bq/kg ile 357,10 Bq/kg arasında değerler aldığı ve 42 numuneye ait ortalama ^{238}U düzeyinin 125,88 Bq/kg olduğu bulunmuştur. 1000 Bq/kg lık limit seviyesine göre değerlendirildiğinde, incelenen hiçbir numunede müsaade edilen seviyenin üzerinde Uranyum içeriğinin bulunmadığı rahatlıkla söylenebilir. Aynı markaya ait numunelerden dentin A2 ve dentin A3 örnekleri karşılaştırıldığında, genelde, A2 renk koduna sahip numunelerin A3 renk koduna sahip numunelerden daha az ^{238}U aktivitesi içerdiği görülmüştür. Numunelerde ölçülen Toryum-232 ve Radyum-226 aktivite konsantrasyonları ise, çok daha düşük seviyelerde çıktığı için ayrıca bir değerlendirme yapılmamıştır.

Feldspatik dental seramiklerin yapısında yüksek miktarda Potasyum mevcuttur. Bu yüzden numunelere ait Potasyum-40 aktivite konsantrasyonlarının belirlenmesi gerekir. Gama spektrometresiyle yapılan ölçümler sonucunda, 42 numuneye ait Potasyum-40 aktivite konsantrasyonlarının birbiri ile ve daha önce yapılmış ölçümlerle tutarlı sonuçlar verdiği görülmüştür. Numunelere ait Potasyum-40

aktiviteleri 2855,44 Bq/kg'lık bir ortalamaıyla, 2251,80 Bq/kg'dan başlayan derişimlerle 3522,29 Bq/kg deęerine kadar ulařmaktadır. Her ne kadar bu sonular Potasyum iin limit deęer olan 10000 Bq/kg seviyesinden dűřukse de feldspatik dental seramiklerin sahip olduęu radyoaktivitenin bařlıca kaynaęı ierięindeki Potasyum'dur. Bu durum, en yűksek Potasyum-40 aktivitelerine sahip Degudent dentin A3 ve Transparent Clear numunelerinde gerekleřtirilen toplam doz hızı ve beta doz hızı ۆlűmlerinde de en yűksek sonulara sahip numuneler olmasıyla desteklenmektedir.

Aktivite ۆlűmlerinden elde edilen sonular kullanılarak relatif yıllık etkin doz eřdeęeri iin fikir vermesi bakımından, toprak numunelerinin veya inřaat malzemelerinin havada, yerden 1 metre yűkseklikte oluřturdukları doz eřdeęeri forműlű kullanılmıřtır. Aslında bu yaklařım dental seramiklerle ilgili bu alıřmada pek uygun deęildir. Bunun iin ilerideki alıřmalarda, bu yaklařım yerine aęız ierisindeki protez diřin evresindeki oral mukoza ya da epitel doku gibi biyolojik yapılardaki doz hesaplamaları uygun biimde yapılabilir. Bűylece, bu malzemeler ile alıřan diř hekimi ve teknisyenlerin maruz kalacaęı radyasyon dozları ve protezleri kullananların karřı karřıya oldukları riskler daha saęlıklı bir biimde belirlenebilir.

KAYNAKLAR

- Abdel-Razek Y.A.,Bakhit, A.F.,Nada, A.A., 2008. Measurements of the Natural Radioactivity along Wadi Nugrus, Egypt. IX Radiation Physics & Protection Conference, Nasr City - Cairo, Egypt, 225-231.
- Akkoyun, S., 2003. Gama Işımlarının Yön Tayini. Ankara Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, 68s, Ankara.
- American National Standards Institute (ANSI)/American Dental Association (ADA), 1979. Specification No: 52. for Uranium Content in Dental Porcelain and Porcelain Teeth. Journal American Dental Association, 98, 755-757.
- American National Standards Institute/American Dental Association, 1991. Specification No: 69. Dental Ceramic, Council on Dental Materials, Instruments and Equipments. American Dental Association Chicago, Illinois.
- Bavbek, A.B., Ozcan, M., Eskitascioglu, G., 2014. Radioactive Potential of Zirconium-Dioxide Used for Dental Applications. Journal of Applied Biomaterials & Functional Materials, 12(1), 35-40.
- Bayraktar, G., 2011. Süleyman Demirel Üniversitesi'nde Bina İçi Radon Konsantrasyonlarının Nükleer İz Dedektörleri Kullanılarak Belirlenmesi. Süleyman Demirel Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans tezi, 91s, Isparta.
- Belgin, E.E., 2010. Monte Carlo Simülasyonu Kullanarak Kuyu Tipi HPGe Dedektörde Yarı-Ampirik Verim Kalibrasyonu Eşitliğinin Elde Edilmesi. Muğla Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, 79s, Muğla.
- Betti, M., 2003. Civil Use of Depleted Uranium. Journal of Environmental Radioactivity, 64, 113-119.
- Charalambous, S., Papastefanou, C., 1977. On the Radioactivity of Fossil Bones. Nuclear Instruments and Methods, 142, 581-588.
- Craig, R.G., Powers, J.M., 2002. Restorative Dental Materials. 11 th edition, Mosby St. Louis.
- Çelakıl, T., 2013. Asidik Maddelerin Farklı Dental Porselenlerin Yüzey Özellikleri ve İyon Çözünürlüğü Üzerindeki Etkinliğinin Değerlendirilmesi. İstanbul Üniversitesi, Sağlık Bilimleri Enstitüsü, Doktora tezi, 108s, İstanbul.
- Çelebi, N., 1995. Çevresel Örneklerde Uranyum, Radyum ve Radon Ölçüm Tekniklerinin Geliştirilmesi. İstanbul Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Doktora tezi, 83s, İstanbul.
- Cho, M.S., Yu, B., Lee, Y.K., 2009. Opalescence of All-Ceramic Core and Veneer Materials. Dental Materials, 25(6), 695-702.

- Değerlier, M., 2007. Adana İli ve Çevresinin Çevresel Doğal Radyoaktivitesinin Saptanması ve Doğal Radyasyonların Yıllık Etkin Doz Eşdeğerinin Bulunması. Çukurova Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Doktora Tezi, 189s, Adana.
- Department of Health and Social Security (DHSS), 1972. Code of Practice for the Protection of Persons Against Ionising Radiations Arising From Medical And Dental Use. Appendix B, Maximum Permissible Doses. London: Her Majesty's Stationery Office, 80(Table B₂).
- Department of Minerals and Energy (DME), 1997. Approved Procedure for Dose Assessment, Guideline RSGO5, Western Australia.
- DeWitt, R., Klein, D.M., Yukihara, E.G., Simon, S.L., McKeever, S.W.S., 2010. Optically Stimulated Luminescence (OSL) of Tooth Enamel and its Potential Use in Post-Radiation Exposure Triage. Health Physics, 98, 432-439.
- Dietz, C., 1942. United States Patent No 301, 174.
- European Commission (EC), 2012. laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, Council Directive Brussels, 242.
- Giussani, A., Gerstmann, U., Guzzi, G., La Porta, C., Cantone, M.C. Veronese, I., 2008. Natural Radioactivity in Zirconia-Based Dental Ceramics. 12th International Congress of the International Radiation Protection Association, Argentina.
- Gosney, J.F., 1975. A Health Hazard Warning to Technicians. Dental Technician 28,8.
- International Commission on Radiological Protection (ICRP), 1984. Nonstochastic Effects on Ionizing Radiation. ICRP Publication, 41 (Oxford: Pergamon Press).
- International Organization for Standardization (ISO), 2007. ISO FDIS 6872: Dental Ceramic. Geneva.
- Jacobson, I., Gamboa, I., Espinosa, G., Moreno, A., 1984. Uranium Determination in Dental Ceramics. Nuclear Tracks and Radiation Measurements, 8, 465-467.
- Joiner, A., 2004. Tooth Colour: a Review of the Literature. Journal of Dentistry, 32(1), 3-12.
- Karadem, A., 2011. CR-39 Dedektörleri ile Mağaralarda Radon Konsantrasyonu Ölçümleri. Süleyman Demirel Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, 97s, Isparta.

- Karakılıç, V., 2013. Türk Hızlandırıcı ve Radyasyon Laboratuvarı (Tarla, Ankara) Civarında Doğal Radyoaktivite Ölçümleri. Süleyman Demirel Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans tezi, 145s, Isparta.
- Kaya A., 2002. İyonize Radyasyonun Biyolojik Etkileri. Dicle Tıp Dergisi, 29(3), 65-75.
- Kaya, G., 2008. Metal Desteksiz Diş Porseleni Üretimi ve Karakterizasyonu. Anadolu Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Seramik Mühendisliği Anabilim Dalı, Doktora tezi, 255s, Eskişehir.
- Korkmaz, C., 2014. Tam Seramiklerin Diş Hekimliğindeki Yeri. Atatürk Üniversitesi Diş Hekimliği Fakültesi Dergisi, 24 (1), 136-140.
- Krane, K.S., 2001. Nükleer Fizik. 1.Cilt, Ders Kitabı, Birinci Baskı, Palme Yayıncılık, 404s, Ankara.
- Landa, E.R., Councell, T.B., 1992. Leaching of Uranium from Glass and Ceramic Foodware and Decorative Items. Health Physics, 63, 343–348.
- Lamarsh, J.R., 1975. Introduction to Nuclear Engineering. Reading, MA:Addison-Wesley.
- Lewis, J., Paynter, R.A., 1990. Uranium Content of Dental Porcelains, NRPB Contract Report M-247.
- Mack, P.J., MDS, FDSRCS, DRDRCST, 1988. The Recent History of Radioactive Fluorescers in Dental Porcelain. Australian Dental Journal, 33(5),404-406.
- Malling D. C., Fiorucci S., Pangilinan M., Chapman J. J., Faham C. H., Verbus J.R., 2013. Dark Matter Search Backgrounds from Primordial Radionuclide Chain Disequilibrium. Instrumentation and Methods for Astrophysics, In Press.
- McCabe, J.F., Walls, A.W.G., 2008. Applied Dental Materials. Ninty edition, Blackwell Publishing Ltd, 303, 9600Garsington Road, Oxford OX4 2DQ, UK.
- Miller, A.C., Satyamitra, M., Kulkarni, S., Walden T., 2012. Late low-level Effects of Ionizing Radiation. Mickelson, A.B. (Ed.), Medical Consequences of Radiological and Nuclear Weapons (195-215), Defense Department Army, Office of The Surgeon General, Borden Institute, USA.
- Monsenego, G., Burdairon, G., Clerjaud, B., 1993. Fluorescence of dental porcelain. The Journal of Prosthetic Dentistry, 69(1), 106-113.
- Moore, J.E., MacCulloch, W.T., 1974. The Inclusion of Radioactive Compounds in Dental Porcelains. British Dental Journal, 136,101-106.
- National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP) 1976, Environmental Radiation Measurements, Report No. 50.

- National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP), 1987. Radiation Exposure to us Population from Consumer Products and Miscellaneous Sources. Report No. 95.
- National Health and Medical Research Council (NHMRC), 1981. Recommended Radiation Protection Standard for Individuals Exposed to Ionising Radiation. Canberra, Australian Government Publishing Service.
- Noguchi, K., Shimizu., M., Sairenji, E., 1980. Nondestructive Neutron Activation Analysis of Dental Porcelain Powders. Radioisotopes. 29(6), 261-265.
- Noguchi, K., Shimizu., M., Sairenji, E., 1981. Uranium Content and $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ Isotopic Ratio in Dental Porcelain Powders Determined by Neutron Activation Analysis. International Journal Of Applied Radiation And Isotopes, 32, 56-57
- O'Riordan, M.C., G.J. Hunt., 1974., Radioactive Fluorescers in Dental Porcelains. National Radiological Protection Board Report 25, Oxfordshire, England.
- Papastefanou, C., Vitsentzos, S., Garefis, P., 1987. Uranium in Dental Porcelain Powders and Dose Induced in Oral Mucosa. Radiation Protection Dosimetry, 19(1), 49-53.
- Peplinski, D.R., Wozniak, W.T., Moser, J.B., 1980. Spectral Studies of New Luminophors for Dental Porcelain. Journal of Dental Research, 59(a), 1501-1506.
- Raghavan, R. N., 2012. Ceramics in Dentistr., Lakshmanan, A., (Ed.), Sintering of Ceramics - New Emerging Techniques. InTech, 610p, Janeza Trdine 9, 51000 Rijeka, Croatia
- Priest, N.D., 1990. The distribution and behaviour of metals in skeleton and bodies: studies with bone seeking radionuclides. In: Priest, N.D., Van de Vyver, F. (Eds.), Trace Metals and Fluoride in Bones and Teeth. CRC Press, Boca Raton, 83–140.
- Resmi Gazete 2004. (24.03.2000 tarihli ve 23999 sayılı Resmi Gazetede yayımlanan Radyasyon Güvenliği Yönetmeliğinin, 29 Eylül 2004 tarih ve 25598 sayılı Resmi Gazete'de yayımlanan Radyasyon Güvenliği Yönetmeliğinde Değişiklik Yapılmasına Dair Yönetmelik ile değişik 37.maddesi).
- Sabol, J., Weng, P.S., 1995. Introduction to Radiation Protection Dozimetry. World Scientific Publishing, 300, Singapore.
- Sairenji, E., Moriwaki, K., Shimizu, M., Noguchi, K., 1980a. Estimation of Radiation Dose from Porcelain Teeth Containing Uranium Compound. Journal of Dental Research, 57, 1136-1140.

- Sairenji, E., Moriwaki, K., Shimizu, M., Noguchi, K., Anzai, I., Ikeda, N., 1980b. Determination of Uranium Content in Dental Porcelains by Means of the Fission Track Method and Estimation of Radiation Dose to Oral Mucosa by Radioactive Elements. *Health Physics*, 38, 483-492.
- Sairenji, E., Soremark, R., Noguchi K., Shimizu, M., Moberg, L., 1982. Uranium Content in Porcelain Denture Teeth and in Porcelain Powders for Ceramic Crowns. *Acta Odontologica Scandinavica*, 40, 333-338.
- Sakaguchi, R.L., Powers, J.M., 2012, *Craig's Restorative Dental Materials*. Thirteenth Edition, 1600 John F. Kennedy Blvd. Ste 1800 Philadelphia, PA 19103-2899.
- Sheets, R.W., Thompson, C.C., 1995. Accidental Contamination from Uranium Compounds Through Contact with Ceramic Dinnerware. *Science of the Total Environment*, 175, 81-84.
- Schmalz G., Arenholt-Bindslev, D., 2009. *Biocompatibility of Dental Materials*. Springer-Verlag Berlin Heidelberg.
- Shen, J.Z., Kosmac, T., 2014. *Advanced Ceramics for Dentistry*. First edition, Butterworth-heinemann is an imprint of Elsevier, 402, 225 Wyman Street, Waltham, MA 02451, USA.
- Sholom, S., DeWitt, R., Simon, S.L., Bouville, A., McKeever, S.W.S., 2011. Emergency Dose Estimation Using Optically Stimulated Luminescence from Human Tooth Enamel, *Radiation Measurements*, 46(9), 778-782.
- SI (The International System of Units), 2008. National Institute of Standards and Technology Special Publication, 330. Eriřim tarihi: 03.09.2015. <http://physics.nist.gov/Pubs/SP330/sp330.pdf>
- Taner, A.C., 2006. İyonlařtırıcı Radyasyonların Biyolojik Etkileřme Mekanizmaları. *Çaęın Polis Dergisi*, 55. ve 56. Sayılar.
- Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK), 2015a, Doğal Radyasyon Kaynakları, Eriřim Tarihi: 26.03.2015. <http://www.taek.gov.tr/belgeler-formlar/yayinlar/bilgi-dokumanlari/Radyasyon-%C4%B0nsan-ve-%C3%87evre/>
- Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK), 2015b. Doğal Radyasyon Kaynakları. Eriřim Tarihi: 12.04.2015. <http://www.taek.gov.tr/bilgi-kosesi/184-radyasyonla-birlikte-yasiyoruz/501-dogal-radyasyon-kaynaklari.html>
- Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK), 2015c. Yapay Radyasyon Kaynakları. Eriřim Tarihi: 12.04.2015. <http://www.taek.gov.tr/bilgi-kosesi/184-radyasyonla-birlikte-yasiyoruz/502-yapay-radyasyon-kaynaklari.html>
- Thermo, 2012. *RadEye B20 and B20-ER Multi-Purpose Survey Meters User's Manual*.

- Thompson, D. L., HEW Publication (FDA), 1976. Uranium in Dental Porcelain. Bureau of Radiological Health, U.S. Food and Drug Administration: Rockville, Maryland.
- United Nations Scientific Committee on the Effect of Atomic Radiations (UNSCEAR), 1988. Sources, Effect and Risks of ionizing Radiation. Report to the General Assembly, with Anexes, United Nations Publications, New York.
- United Nations Scientific Committee on the Effect of Atomic Radiations (UNSCEAR), 2000. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radioation Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiations. United Nations Publications, New York.
- US Nuclear Regulatory Commission(NUREG/CR-1775), SAI01380-469LJ/F, Buckley, D.W., et al., 1980. Environmental Assessment of Consumer Products Containing Radioactive Material. NRC, Washington, D.C.
- US Nuclear Regulatory Commission (NUREG-1717), 2001. Systematic Radiological Assessment of Exemptions for Source and By Product Materials. Draft Report for Comment, Report 1717.
- Usta, T., 2006. Feldspatik porselenlerde uygulanan bitirme işlemlerinin yüzey enerjisi ve bakteriyel tutunuma olan etkisi. Genelkurmay Başkanlığı Gülhane Askeri Tıp Akademisi Sağlık Bilimleri Enstitüsü Protetik Diş Tedavisi Anabilim Dalı, Doktora tezi, 78s, İstanbul.
- Veronese, I., Guzzi, G., Giussani, A., Cantone, M.C., Ripamonti, D., 2006. Determination of Dose Rates from Natural Radionuclides in Dental Materials. Journal of Environmental Radioactivity 91, 15-26.
- Veronese, I., Galli, A., Cantone, M.C., Martini, M., Vernizzi, F., Guzzi, G., 2010. Study of TSL and OSL Properties of Dental Ceramics for Accidental Dosimetry Applications. Radiation Measurements, 45(1), 35-41.
- Volpato C.A.M., Fredel, M.C., Philippi, A.G, PetterC.O., 2010. Ceramic Materials andColor in Dentistry. Edited by Wilfried Wunderlich, Ceramic Materials (155-174), Publisher: Sciyo, 236, ISBN 978-953-307-145-9.
- Weaver, J.N., 1976. α and β Absorbed Dose from Uranium In Porcelain Teeth. Journal of Dental Research, 55, B187.
- Yavuzyılmaz, H., Turhan, B., Bavbek, B., Kurt, E., 2005. Tam Porselen Sistemleri I. Gazi Üniversitesi Diş Hekimliği Fakültesi Dergisi. 22 (1), 41-48.

EKLER

EK A. Dental Seramiklerin gama spektrometrik analizlerindeki sayım hızı sonuçları

Çizelge A.1. Ceremco numunelerine ait net sayım hızları

Enerji (keV)	ϵ (verim)	f_y	C1 (sayım/sn)	C2 (sayım/sn)	C3 (sayım/sn)	C4 (sayım/sn)	C5 (sayım/sn)
63	0,056	0,0381	0,001742	0,002373	0,000000	0,003241	0,006001
93	0,056	0,0272	0,015584	0,006123	0,016209	0,009520	0,001800
185	0,056	0,0328	0,005313	0,015087	0,018553	0,005087	0,006591
351	0,056	0,371	0,003241	0,001186	0,029219	0,000104	-0,003870
583	0,056	0,309	-0,001110	-0,002080	-0,001120	-0,001360	-0,001020
609	0,056	0,461	0,005532	0,004115	0,018877	0,003854	0,002940
911	0,056	0,29	0,002841	0,002645	0,005197	0,000538	0,001782
1120	0,056	0,15	0,005758	0,004005	0,005457	0,003096	0,003478
1460	0,0064	0,107	0,062581	0,062043	0,052755	0,049491	0,057286
1764	0,056	0,159	0,001510	0,000810	0,002309	-0,000810	-0,000940
2613	0,056	0,358	-0,007260	-0,006550	-0,006940	-0,005570	-0,006820

Çizelge A.2. Noritake numunelerine ait net sayım hızları

Enerji (keV)	N1 (sayım/sn)	N2 (sayım/sn)	N3 (sayım/sn)	N4 (sayım/sn)	N5 (sayım/sn)
63	0,005509	0,009253	0	0,00283	0
93	0,006829	0,012857	0,009699	0,014971	0,013906
185	0,011424	0,010356	0,013252	0,01228	0,012569
351	0,006389	0,011512	0,009931	0,004311	-0,00027
583	-0,001	-0,00172	-0,00245	-0,00044	-0,00196
609	0,008113	0,011963	0,005029	0,006047	0,001105
911	0,001904	0,00413	0,001927	0,004444	0,00033
1120	0,003223	0,006925	0,002587	0,001921	0,0032
1460	0,055231	0,05195	0,05327	0,050069	0,054774
1764	0,001406	0,000982	0,001574	0,000515	0,000775
2613	-0,00685	-0,0055	-0,00641	-0,0076	-0,00704

Çizelge A.3. İvoclar Vivadent numunelerine ait net sayım hızları

Enerji (keV)	I1 (sayım/sn)	I2 (sayım/sn)	I3 (sayım/sn)	I4 (sayım/sn)	I5 (sayım/sn)
63	0,003877	0	0,002269	0,003189	0
93	0,010313	0,014502	0,011748	0,008958	0,004253
185	0,009091	0,008322	0,007905	0,015556	0,012216
351	0,01202	0,011354	0,017431	0,011105	0,012135
583	-0,00111	0,000648	-0,00166	-0,0013	-0,00221
609	0,013241	0,013275	0,009994	0,012726	0,011383
911	0,00015	0,003252	0,001383	0,00202	0,002622
1120	0,005266	0,004838	0,006684	0,003032	0,004838
1460	0,057361	0,063299	0,064433	0,06162	0,057494
1764	0,000966	0,001493	0,00092	0,000972	0,000816
2613	-0,00734	-0,00638	-0,00745	-0,00682	-0,00707

Çizelge A.4. Degudent numunelerine ait net sayım hızları

Enerji (keV)	D1 (sayım/sn)	D2 (sayım/sn)	D3 (sayım/sn)	D4 (sayım/sn)	D5 (sayım/sn)
63	0,004954	0,000869	0,034942	0,001921	0
93	0,005602	0,012748	0,007685	0,009583	0,004554
185	0,008565	0,007685	0,017251	0,010752	0,010567
351	0,014306	0,016311	0,021134	0,011447	0,007043
583	-0,00299	-0,00172	-0,00049	-0,00512	-0,00179
609	0,009711	0,009763	0,016956	0,010845	0,004502
911	0,004132	0,001276	0,004028	0,003414	0,003536
1120	0,005949	0,006264	0,006111	0,005139	0,003079
1460	0,070764	0,072133	0,046181	0,072257	0,066418
1764	0,001285	0,001002	0,001366	0,002222	1,74E-05
2613	-0,00653	-0,00728	-0,00761	-0,00634	-0,00628

Çizelge A.5. Vision Classic numunelerine ait net sayım hızları

Enerji (keV)	VC1 (sayım/sn)	VC2 (sayım/sn)	VC3 (sayım/sn)	VC4 (sayım/sn)	VC5 (sayım/sn)	VC6 (sayım/sn)
63	0	0	0	0,002269	0	0
93	0,002859	0,00769	0,0034	0,013264	0,005168	0,001610
185	0,015428	0,01743	0,01719	0,006325	0,008142	0,016223
351	-0,00352	0,00516	0,01311	0,017847	0,002674	0,030418
583	-0,00377	-0,0023	0,00019	0,000197	-0,00259	-0,00126
609	0,0014	0,0029	0,01412	0,013646	0,007425	0,021677
911	0,00217	0,0024	0,00308	0,004861	0,001898	0,004998
1120	0,001962	0,00255	-0,002	0,004479	0,005567	0,005297
1460	0,062598	0,06276	0,05335	0,053073	0,065891	0,056555
1764	-0,00094	-0,0005	0,00167	0,00224	0,000914	0,001799
2613	-0,00751	-0,007	-0,0065	-0,00646	-0,00667	-0,00669

Çizelge A.6. Vita numunelerine ait net sayım hızları

Enerji (keV)	V1 (sayım/sn)	V2 (sayım/sn)	V3 (sayım/sn)	V4 (sayım/sn)
63	0	0,005069	0	0
93	0,009051	0,015093	0,010104	0,011001
185	0,010729	0,016875	0,011516	0,007911
351	0,000613	0,003738	0,015613	-0,00537
583	-0,00253	-0,00431	-0,00118	0,00191
609	0,004994	0,004861	0,011782	0,011227
911	0,00298	0,003044	0,003391	0,003194
1120	0,003438	0,004757	0,006539	0,004861
1460	0,054751	0,052523	0,050174	0,050104
1764	0,001464	-0,0001	0,001829	0,001429
2613	-0,00598	-0,00616	-0,00613	-0,00645

Çizelge A.7. GC numunelerine ait net sayım hızları

Enerji (keV)	G1 (sayım/sn)	G2 (sayım/sn)	G3 (sayım/sn)	G4 (sayım/sn)
63	0	0	0	0
93	0,008206	0,018472	0,008287	0,015035
185	0,013669	0,012951	0,007488	0,016632
351	0,005012	0,022824	0,001551	-0,00238
583	-0,00156	-0,00034	-0,00234	0,001296
609	0,006308	0,018391	0,004502	0,007199
911	0,002083	0,003704	0,002998	0,003947
1120	0,002674	0,002882	0,002002	0,002813
1460	0,059537	0,055255	0,062419	0,064039
1764	0,00147	0,00441	0,001713	0,000787
2613	-0,00722	-0,00628	-0,00638	-0,00519

Çizelge A.8. Machmaker numunelerine ait net sayım hızları

Enerji (keV)	M1 (sayım/sn)	M2 (sayım/sn)	M3 (sayım/sn)	M4 (sayım/sn)
63	0,003166	0,013102	0	0,001904
93	0,013709	0,008414	0,00842	0,013866
185	0,015104	0,007772	0,010162	0,007928
351	0,001464	0,004063	0,001302	0,004288
583	-0,00393	-0,00233	-0,00164	-0,00213
609	0,003073	0,008194	0,0043	0,006076
911	0,003513	0,002922	0,003657	0,002656
1120	0,002731	0,004057	0,003681	0,003669
1460	0,053918	0,061215	0,054601	0,051493
1764	0,000255	0,000608	-0,00012	0,000307
2613	-0,00753	-0,00693	-0,00719	-0,00672
Enerji (keV)	M5 (sayım/sn)	M6 (sayım/sn)	M7 (sayım/sn)	M8 (sayım/sn)
63	0,002373	0,001979	0,00412	0,002633
93	0,006829	0,011881	0,004751	0,003148
185	0,011262	0,007708	0,015694	0,006429
351	0,004103	0,004068	0,004682	0,003229
583	-0,00409	-0,00304	-0,00325	-0,0047
609	0,005133	0,008316	0,010689	0,00489
911	0,003785	0,003096	0,002054	0,001221
1120	0,00349	0,004514	0,003605	5,21E-05
1460	0,063125	0,063478	0,062124	0,064873
1764	-1,70E-05	-0,00119	0,000799	-0,00057
2613	-0,00547	-0,00725	-0,00598	-0,00618

EK B. Dental Seramiklerin aktivite konsantrasyonundaki hata değerleri

Çizelge B.1'de verilen sayısal değerler her bir numunenin ilgilenen enerji piklerindeki $\Delta A/A$ ifadelerini göstermektedir. Aktivite değerleri kullanılarak tablodaki veriler ile aktivitedeki hata (ΔA) her bir pik için hesaplandıktan sonra, ilgili radyonükleide ait enerjilerdeki (bkz Çizelge 3.4) aktivite hatalarının ortalaması alınarak aktivitedeki hata hesaplanır.

Çizelge B.1. Dental seramiklerin gama spektrometrik ölçümlerindeki aktivitedeki hata/aktivite ($\Delta A/A$) değerleri

Enerji (keV)	Aktivitedeki hata/aktivite ($\Delta A/A$)										
	C1	C2	C3	C4	C5	N1	N2	N3	N4	N5	D1
63	0,86	0,69	1,15	0,68	0,77	0,69	2,11	1,15	0,74	1,15	0,85
93	0,62	0,67	0,60	0,68	1,07	0,65	0,63	0,66	0,61	0,60	0,76
185	0,81	0,63	0,61	0,77	0,68	0,63	0,61	0,61	0,62	0,62	0,64
351	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
583	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
609	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
911	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
1120	0,57	0,57	0,57	0,58	0,58	0,58	0,57	0,58	0,58	0,58	0,57
1460	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
1764	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
2613	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
Enerji (keV)	D2	D3	D4	D5	VC1	VC2	VC3	VC4	VC5	VC6	I1
63	1,15	0,58	1,15	1,15	1,15	1,15	1,15	0,71	1,15	0,82	0,65
93	0,59	0,60	0,66	0,63	0,92	0,69	0,74	0,63	0,68	0,62	0,63
185	0,61	0,59	0,69	0,64	0,61	0,62	0,60	0,70	0,68	0,62	0,63
351	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
583	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
609	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
911	0,57	0,57	0,58	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
1120	0,57	0,57	0,58	0,58	0,58	0,58	0,59	0,57	0,58	0,57	0,57
1460	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
1764	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
2613	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
Enerji (keV)	I2	I3	I4	I5	G1	G2	G3	G4	V1	V2	V3
63	1,15	0,65	0,71	1,15	1,15	1,15	1,15	1,15	0,73	1,15	1,15
93	0,60	0,62	0,64	0,66	0,80	0,60	0,73	0,61	0,61	0,69	0,66
185	0,64	0,64	0,61	0,60	0,64	0,63	0,72	0,61	0,59	0,63	0,63
351	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
583	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
609	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
911	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
1120	0,57	0,57	0,57	0,57	0,58	0,58	0,58	0,58	0,57	0,58	0,57
1460	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
1764	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
2613	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57
Enerji (keV)	V4	M1	M2	M3	M4	M5	M6	M7	M8		
63	1,15	0,83	0,61	1,15	0,82	0,75	0,76	0,66	0,77		
93	0,60	0,63	0,63	0,65	0,60	0,73	0,64	0,68	0,81		
185	0,63	0,61	0,63	0,63	0,62	0,63	0,69	0,60	0,72		
351	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57		
583	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57		
609	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57		
911	0,57	0,71	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57		
1120	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,58		
1460	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57		
1764	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57		
2613	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57	0,57		

ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Fatih TOZUN
Doğum Yeri ve Yılı : Söke, 1989
Medeni Hali : Bekar
Yabancı Dili : İngilizce
E-posta : fatihtozun@gmail.com

Eğitim Durumu

Lise : Bağarası Çok Programlı Lisesi, 2006
Lisans: : SDÜ, Fen Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümü, 2006-2010

Katıldığı Kongreler

Türk Fizik Derneği 28. Uluslararası Fizik Kongresi 06-09 Eylül 2011
ADIM Fizik Günleri-II, Pamukkale Üniversitesi, Denizli, Türkiye, 25-27 Nisan 2012
Türk Fizik Derneği 29. Uluslararası Fizik Kongresi 05-08 Eylül 2012
Türk Fizik Derneği 30. Uluslararası Fizik Kongresi 02-05 Eylül 2013
ADIM Fizik Günleri-III, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta, Türkiye, 17-18 Nisan 2014

Yayınları

Makaleler

Kürkçüoğlu,M.E., Tozun, F., 2015. Isparta İl Merkezindeki İşyerlerinde Atmosferik Radon Ölçümleri. Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Dergisi, 10(1), 62-74.

SCI, SSCI ve AHCI tarafından taranan dergilerde yayımlanan teknik not, editöre mektup, tartışma, vaka takdimi ve özet türünden yayın

Kürkçüoğlu,M.E., Tozun,F., Kürkçüoğlu, I., Yıldırım, D., 2013 Atmospheric Radon Concentration Measurements at New Dental Faculty Buiding in Isparta, Turkey. International Dental Journal, 63 (1), p.295.

Ulusal toplantıda poster, sözlü sunum ve gösterim

- Çine,A. M. Kürkçüoğlu,E. F. Tozun ve Ö.Yılmaztürk, "S.D.Ü. Fen-Edebiyat Fakültesi Lisans Öğrencilerinin Radyasyon ve Nükleer Enerji Hakkındaki Görüşlerinin Araştırılması" ADIM Fizik Günleri-II, Pamukkale Üniversitesi, Denizli, Türkiye, 25-27 Nisan 2012, Bildiri Özetleri Kitabı, s. 143.
- M.E. Kürkçüoğlu, F. Tozun, I. Kürkçüoğlu ve S. H. Tuna, "Bazı Dental Seramiklerdeki Doğal Radyoaktivite Düzeylerinin Karşılaştırılması Üzerine Bir Çalışma" ADIM Fizik Günleri-II, Pamukkale Üniversitesi, Denizli, Türkiye, 25-27 Nisan 2012, Bildiri Özetleri Kitabı, s. 139.
- M.E. Kürkçüoğlu, A.Çine, F. Tozun ve H. Hepkarşı, "Isparta İl Merkezi için Havadaki Gama Doz Hızı Ölçümleri" ADIM Fizik Günleri-II, Pamukkale Üniversitesi, Denizli, Türkiye, 25-27 Nisan 2012, Bildiri Özetleri Kitabı, s. 142.
- F. Tozun, M. E. Kürkçüoğlu, A. Çine ve V. Karakılıç, "S.D.Ü. Fen-Edebiyat Fakültesi Binası ve Çevresinde Doz Hızı Ölçümleri" ADIM Fizik Günleri-II, Pamukkale Üniversitesi, Denizli, Türkiye, 25-27 Nisan 2012, Bildiri Özetleri Kitabı, s. 140.
- A. ÇİNE, M.E. KÜRKÇÜOĞLU ve F. TOZUN, "Isparta Okullarındaki Musluk Sularının İçerdiği Radon Düzeyinin Belirlenmesi" ADIM Fizik Günleri-III, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta, Türkiye, 17-18 Nisan 2014, Bildiri Özetleri Kitabı, s. 101.
- F. TOZUN, A. ÇİNE ve M.E. KÜRKÇÜOĞLU, "Isparta İl Merkezinde Bulunan İşyerlerinde Radon Nedeniyle Alınacak Yıllık Etkin Doz Eşdeğerinin Tahmini" ADIM Fizik Günleri-III, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta, Türkiye, 17-18 Nisan 2014, Bildiri Özetleri Kitabı, s.106.
- F. TOZUN, S. CEYLAN ve M.E. KÜRKÇÜOĞLU, "Ticari UHT Sütler ile Isparta'da Üretilen Sütlerdeki Radon Seviyelerinin İncelenmesi" ADIM Fizik Günleri-III, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta, Türkiye, 17-18 Nisan 2014, Bildiri Özetleri Kitabı, s.107.
- F. TOZUN, A. ÇİNE ve M.E. KÜRKÇÜOĞLU, "Isparta İl Merkezine ait Gama Doz Hızı Düzeylerinin Yıllık Olarak İncelenmesi ve Haritalandırılması" ADIM Fizik Günleri-III, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta, Türkiye, 17-18 Nisan 2014, Bildiri Özetleri Kitabı, s.108.
- M.E. KÜRKÇÜOĞLU, F. TOZUN, G. AYÇIK, I. KÜRKÇÜOĞLU, S.H. TUNA ve E. Eren BELGİN, "Diş Hekimliğinde Kullanılan Bazı Porselen Numunelerindeki U, Th, Ra ve K Aktivitelerinin Doz Hızı Ölçümleri Bakımından Değerlendirilmesi" ADIM Fizik Günleri-III, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta, Türkiye, 17-18 Nisan 2014, Bildiri Özetleri Kitabı, s.116.

M.E. KÜRKCÜOĞLU, F. TOZUN, G. COF ve V. KARAKILIÇ, "Isparta Meskenlerinde Yaz Dönemi Atmosferik Radon Yoğunluğu Ölçümleri" ADIM Fizik Günleri-III, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta, Türkiye, 17-18 Nisan 2014, Bildiri Özetleri Kitabı, s.117.

S. CEYLAN, F. TOZUN, T. ÖZSOY, M.E. KÜRKCÜOĞLU, "Şebeke Sularında Radon Yoğunluğu Ölçümleri" ADIM Fizik Günleri-III, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta, Türkiye, 17-18 Nisan 2014, Bildiri Özetleri Kitabı, s.127.

Uluslararası toplantıda poster, sözlü sunum ile gösterimleri

M.E.KÜRKCÜOĞLU,V. KARAKILIÇ,G.COF,F.TOZUN, Isparta İl Merkezindeki İş Yerlerinde Atmosferik Radon Ölçümleri, Türk Fizik Derneği 27. Uluslararası Fizik Kongresi 14-17 Eylül 2010, İstanbul-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, 757s

M.E. KÜRKCÜOĞLU,V. KARAKILIÇ,G.COF,F.TOZUN, Türkiye Bina İçi Atmosferik Radon Risk Haritası, Türk Fizik Derneği 28. Uluslararası Fizik Kongresi 06-09 Eylül 2011, Bodrum-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, ss.875-876

F. TOZUN, G. COF, V. KARAKILIÇ, A. ÇİNE ve M. E. KÜRKCÜOĞLU, Fukuşima Nükleer Santralindeki Kazanın Ardından Türkiye Atmosferik Gama Doz Hızı Düzeylerinin İncelenmesi, Türk Fizik Derneği 28. Uluslararası Fizik Kongresi 06-09 Eylül 2011, Bodrum-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, ss.881-882

F. TOZUN, M. E. KÜRKCÜOĞLU,I. KÜRKCÜOĞLU ve S. H. TUNA, BAZI Dental Seramiklerdeki Radyoaktivite Düzeylerinin Karşılaştırılması, Türk Fizik Derneği 29. Uluslararası Fizik Kongresi 05-08 Eylül 2012, Bodrum-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, ss.747

M.E. KÜRKCÜOĞLU, F. TOZUN ve A. ÇİNE, Isparta Şehir Merkezinde Kullanılan Bazı Su Örneklerindeki Radon Seviyelerinin İncelenmesi, Türk Fizik Derneği 29. Uluslararası Fizik Kongresi 05-08 Eylül 2012, Bodrum-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, ss.723

A. ÇİNE, M. E. KÜRKCÜOĞLU ve F. TOZUN, Isparta İl Merkezi için Havada Doz Hızı Ölçümleri, Türk Fizik Derneği 29. Uluslararası Fizik Kongresi 05-08 Eylül 2012, Bodrum-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, ss.687

F. TOZUN, M.E. KÜRKCÜOĞLU, D. YILDIRIM ve I. KÜRKCÜOĞLU, Süleyman Demirel Üniversitesi Diş Hekimliği Fakültesi Radyoloji Biriminde Doz Hızı Ölçümleri, Türk Fizik Derneği 30. Uluslararası Fizik Kongresi 02-05 Eylül 2013, İstanbul-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, ss.613

- F. TOZUN, M.E. KÜRKÇÜOĞLU ve A. ÇİNE, Isparta İşyerlerinde Mevsimsel Atmosferik Radon Ölçümleri, Türk Fizik Derneği 30. Uluslararası Fizik Kongresi 02-05 Eylül 2013, İstanbul-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, ss.614
- F. TOZUN, M.E. KÜRKÇÜOĞLU ve A. ÇİNE, Isparta İl Merkezindeki İşyerlerinde Kullanılan Şebeke Suları İçin Radon Konsantrasyonunun Belirlenmesi, Türk Fizik Derneği 30. Uluslararası Fizik Kongresi 02-05 Eylül 2013, İstanbul-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, ss.615
- V. KARAKILIÇ, M.E. KÜRKÇÜOĞLU, G. COF ve F. TOZUN, Isparta İl Merkezindeki Evlerde Radon Ölçümleri, Türk Fizik Derneği 30. Uluslararası Fizik Kongresi 02-05 Eylül 2013, İstanbul-Türkiye, Bildiri Özetleri Kitabı, ss.596