

CELAL BAYAR ÜNİVERSİTESİ * FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

NÜKLEER TIP PERSONELİNDE RADYASYON MARUZİYETİ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Yasemin HIZLI

Anabilim Dalı : Fizik

Programı : Nükleer Fizik

MANİSA 2012

y_hizli@hotmail.com

CELAL BAYAR ÜNİVERSİTESİ * FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

NÜKLEER TIP PERSONELİNDE RADYASYON MARUZİYETİ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Yasemin HIZLI

Tezin Enstitüye Verildiği Tarih : 11.06.2012

Tezin Savunulduğu Tarih : 03.07.2012

Tez Danışmanı : Prof. Dr. F. Serap EREEŞ

Diğer Jüri Üyeleri : Doç. Dr. F. Gül GÜMÜŞER

Yrd. Doç. Dr. Nermin KÜÇER

MANİSA 2012

İÇİNDEKİLER

Şekil Listesi	I
Çizelge Listesi	II
Teşekkür	III
Özet	IV
Abstract	V
1. GİRİŞ	1
2. GENEL BİLGİLER.....	3
2.1 Radyasyon ve Radyasyonun Madde ile Etkileşmesi	3
2.1.1. Parçacık Radyasyonlar	5
2.1.1.1. Alfa Parçacıkları	5
2.1.1.2. Beta Parçacıkları	5
2.1.1.3. Nötronlar	6
2.1.2. Elektromanyetik Radyasyonlar	6
2.1.2.1. X Işınları.....	7
2.1.2.2. Gama Işınları	8
2.2. Radyasyon Kaynakları	11
2.3. Radyoaktif Parçalanma Prensipleri	13
2.3.1. Bozunma Sabiti	13
2.3.2. Aktivite Birimleri	13
2.3.3. Fiziksel Yarılanma Süresi	14
2.3.4. Ortalama Ömür	14
2.3.5. Biyolojik Yarılanma Süresi	15
2.3.6. Efektif Yarılanma Süresi	16
2.4. Radyasyon Dozu	16
2.4.1. Radyasyon Birimleri	17
2.5. Radyasyon Dedektörleri	18
2.5.1. Geiger Sayaçları	18
2.5.2. Geiger Sayaçlarının Çalışması	18
2.6. Radyasyonun İnsan Sağlığı Üzerindeki Etkileri	19

2.6.1.	Radyobiyojinin Temel Kanunu ve Radyasyon Duyarlılıđı	20
2.6.2.	Radyasyonun Hcre ile Etkileřimi ve Hcre Duyarlılıđı	20
2.6.2.1.	Kromozom Hasarlarına Etki Eden Faktrler	23
2.6.3.	Organlar ve Dokular zerindeki Radyasyon Etkileri	24
2.7.	Biyolojik Etkilerin Sınıflandırılması	25
2.7.1.	Erken Etkiler	26
2.7.2.	Gecikmiř Etkiler	27
2.8.	Radyasyona Karřı Alınacak nlemler	29
2.8.1.	Radyasyon alıřanlarının Korunması	30
2.9.	Nkleer Tıp	31
2.10.	Personel Dozimetresi	32
2.10.1.	Dıř Iřınlamar İin Bireysel Dozimetreler	32
2.10.1.1.	Cep Dozimetresi	33
2.10.1.2.	Film Dozimetresi	33
2.10.1.3.	Termolminesans Dozimetresi (TLD)	33
2.10.1.4.	Sesle Uyarı Veren Cihazlar	34
2.10.2.	İ Iřınlamalarda Personel Dozimetre	34
2.10.2.1.	Biyolojik lm (Bioassay)	34
2.10.2.2.	Kısmi/Tm Vcut Sayımı	35
2.10.2.3.	evresel lm	35
2.10.3.	Doz Kayıtlarının Saklanması	35
3.	MATERYAL VE YNTEM	36
4.	BULGULAR	39
5.	TARTIřMA	47
6.	SONU ..	51
7.	KAYNAKLAR	52

ŞEKİL LİSTESİ

Şekil 2.1. Radyasyonun çeşitleri	4
Şekil 2.2. Elektromanyetik spektrum	7
Şekil 2.3. Röntgen tüpü	7
Şekil 2.4. Fotoelektrik olay	8
Şekil 2.5. Compton saçılması	10
Şekil 2.6. Çift oluşum	11
Şekil 2.7. Doğal ve yapay radyasyon kaynaklarının küresel radyasyon dozuna oransal katkıları	12
Şekil 2.8. Yarı ömür	14
Şekil 2.9. Hücrelerde radyasyonun etkisi	22
Şekil 2.10. Normal ve radyasyondan etkilenmiş hücrelerde hücre bölünmesi	23
Şekil 2.11. Radyasyonun biyolojik etkileri	25
Şekil 3.1. Elektronik cep dozimetre	36
Şekil 3.2. Kalem dozimetre	36
Şekil 3.3. Sağım işlemi	36
Şekil 3.4. Radyofarmasötik işaretleme	36
Şekil 3.5. Gatedli miyokard tarama işleminde elektrot takma ve çıkarma işlemi (ETK)	37
Şekil 3.6. Dinamik böbrek görüntüleme esnasında yapılan diüretik enjeksiyon işlemi (DE)	37
Şekil 3.7. Üç fazlı kemik sintigrafisi için alınan erken dinamik görüntüleme sonrası hasta kaldırma (ÜHK)	37
Şekil 3.8. Geiger-Müller	38
Şekil 3.9. Efor testi	38
Şekil 3.10. Personellerin aylık toplam doz değerleri (mSv cinsinden)	46
Şekil 3.11. Personellerin aylık toplam doz değerleri (mR cinsinden)	46

ÇİZELGE LİSTESİ

Çizelge 2.1. Fotoelektronların enerjisine bağlı olarak dokuda erişme uzaklıkları	9
Çizelge 2.2. Üç ana foton etkileşimindeki oluşan ürünler	11
Çizelge 2.3. Radyasyon kaynaklarına göre dağılımı	12
Çizelge 2.4. Radyasyon birimleri	17
Çizelge 2.5. Radyasyona karşı organların duyarlılıkları	24
Çizelge 2.6. Ani (akut) tüm vücut ışınlamalarının insanlarda oluşturabileceği etkiler	26
Çizelge 2.7. Radyasyon çalışanlarının ışınlanması sonucu oluşabilecek hasarın nitelikleri	28
Çizelge 2.8. Toplum üyesi kişilerin ışınlanması sonucu oluşabilecek hasarın Nitelikleri	28
Çizelge 2.9. Radyasyon çalışanları ve toplum üyesi kişiler için doz sınırları	29
Çizelge 3.1. Radyofarmasist için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri	39
Çizelge 3.2. Radyofarmasistin rutin işlemleri için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri	39
Çizelge 3.3. Gama kamera teknisyeni için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri	40
Çizelge 3.4. Teknisyenin MPS çekimlerinde hastaya elektrot takma ve çıkarma (ETK) işleminde G.M ile doz hızı ölçüm sonuçları ve doz değerleri	40
Çizelge 3.5. Teknisyenin dinamik böbrek çekimlerinde hastaya diüretik verme (DE) işleminde G.M ile doz hızı ölçüm sonuçları ve doz değerleri	41
Çizelge 3.6. Teknisyenin üç faz kemik hastalarını dinamik çekim sonrası gama kamera yatağından kaldırılması (ÜHK) işleminde G.M. ile doz hızı ölçüm sonuçları ve doz değerleri	41
Çizelge 3.7. Hemşire için yapılan ölçümden elde edilen doz değerleri	42
Çizelge 3.8. Hemşirenin efor testinde G.M ile doz hızı ölçüm sonuçları ve doz değerleri	43
Çizelge 3.9. Hemşire için efor testi işleminde elde edilen doz değerleri	44
Çizelge 3.10. Hekim için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri	44
Çizelge 3.11. Hekim için efor testi işleminde elde edilen doz değerleri	44
Çizelge 3.12. Temizlik personeli için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri	45
Çizelge 3.13. Temizlik personelinin tuvalet temizliği işlemi için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri	45

TEŞEKKÜR

Fizik eğitimim boyunca sonsuz emeği geçen, bu çalışmayı oluştururken beni yönlendiren ve yardımcı olan başta Danışman Hocam Prof. Dr. F. Serap EREEŞ' e, Sayın Bölüm Başkanımız Prof. Dr. Özhan KAYACAN'a, çalışmama başladığım dönemde görevde olan Sayın Bölüm Başkanımız Prof. Dr. Nurdoğan CAN'a , C.B.Ü. Nükleer Tıp A.B.D' da çalışmam için uygulama ve gözlem yapmama fırsat veren Sayın Prof. Dr. Elvan SAYIT BİLGİN'e, Doç. Dr. Gül GÜMÜŞER'e ve tezimin bütün aşamalarında katkısını her zaman gördüğüm, tecrübelerinden ve değerli fikirlerinden faydalandığım Sağlık Fizikçisi Dr. Yasemin PARLAK' a teşekkürlerimi sunarım.

Her şeyden önce yadsınamaz bir gerçek var ki o da bu çalışmanın aslında bir grup çalışması olmasıdır. C.B.Ü. Nükleer Tıp A.B.D.' nda çalışan ve bu çalışma için beni kırmayan, her türlü kahrımı çeken ve çalışmam için yapılan ölçümler de emeği geçen tüm çalışma arkadaşlarıma da çok teşekkür ederim.

Ayrıca eğitim hayatımda maddi, manevi her türlü desteğini esirgemeyen aileme ve sevgisiyle güç veren, yazım aşamasında yaşadığım sıkıntılarda bana nefes aldırın hep yanımda olan eşim Kubilay ESEN'e teşekkür ederim.

YASEMİN HIZLI

ÖZET

NÜKLEER TIP PERSONELİNDE RADYASYON MARUZİYETİ

HIZLI, Yasemin

Yüksek Lisans Tezi, Nükleer Fizik Anabilim Dalı

Tez Yöneticisi: Prof. Dr. F.Serap EREEŞ

Haziran 2012,

Nükleer Tıpta çalışan personeller, görevlerini yerine getirirken iyonlaştırıcı radyasyona maruz kalmaktadır. Çalışanların radyasyon dozlarını değerlendirmek üzere bir aylık süre içinde Celal Bayar Üniversitesi Tıp Fakültesi Nükleer Tıp Anabilim Dalı çalışanlarının external radyasyon dozlarını ölçtük.

Bir Nükleer Tıp hekimi (dinamik enjeksiyon ve miyokard perfüzyon sintigrafisi için egzersiz), bir gama kamera teknisyeni (gatedlı MİBİ çekimi için hasta hazırlama, görüntü için yataktaki hastaya yardımcı olma), bir hemşire (hastaya radyofarmasötik enjeksiyonu, egzersiz için hasta hazırlığı), bir radyofarmasist (Tc-99m jeneratör sağımı ve kişisel doz hazırlama) ve bir temizlik personeli (hasta tuvaletlerinin temizliği ve radyoaktif atık) için dijital dozimetre ile ölçümleri alınmıştır. Özetle bir ay boyunca her gün 5 kişinin radyasyon maruziyetini ölçerek not ettik. Dozimetreler vücudun ön kısmında bel hizasında olacak şekilde takıldı. Tüm personel için her bir görev başına ortalama doz hesaplandı.

Background doz düzeltilmesinden sonra, hekim, teknisyen, hemşire, radyofarmasist ve temizlik personeli için bir aylık radyasyon dozları sırasıyla, 0.127, 0.118, 0.073, 0.102 ve 0.33mSv olarak saptadık.

Bu bir aylık çalışma göstermiştir ki; Nükleer Tıp Bölümü çalışanları için etkin radyasyon dozu müsaade edilen seviye içindedir. Fakat çok sayıda Nükleer Tıp görevlisi içeren farklı bölümlerde radyasyon maruziyetlerini azaltmak için gerekli önlemlerin alınması amacıyla daha fazla çalışma gereklidir.

ABSTRACT

RADIATION EXPOSURE OF NUCLEAR MEDICINE STAFF

HIZLI, Yasemin

Supervisor: Prof. Dr. F.Serap EREEŞ

June 2011,

Nuclear medicine technologists are potentially exposed to ionising radiation while carrying out a variety of tasks associated with each nuclear medicine procedure. We measured external radiation doses to staff members working in our Nuclear Medicine department over a 1-month period, to assess the possible radiation doses to them.

Radiation doses to a nuclear medicine physician (dynamic injections and exercise for myocardial perfusion scintigraphy) ,a radiographer (set up patient for gated mibi, help patient off bed for image acquisition), a nurse (injection of radiopharmaceutical to the patient, prepare patient for exercise),a radiopharmacist (individual dose preparation and elution of Tc-99m generators) and a cleaning staff (cleaning the patients toilets and radioactive wastes) were measured by digital dosimeters. As a summary, we measured radiation exposure of 5 people everyday during one month. The dosimeters was worn by the technologist at waist level, on the anterior surface of the body. The average dose per each task were calculated for all staff.

After correction of natural background dose, the mean 1- month radiation dose to the physician, radiographer, nurse, radiopharmacist and cleaning staff were determined as 0.127, 0.118, 0.073, 0.102 and 0.33 mSv, respectively.

This 1 month study showed that effective radiation doses to nuclear medicine department staff members were within permissible level. But further studies including large number of Nuclear Medicine staff from different departments are needed in order to take necessary precautions for decreasing their radiation exposure.

1. GİRİŞ

Değişen ve gelişen dünya şartlarında radyasyondan farklı amaçlarla yararlanılması kaçınılmazdır. Radyasyonun hayatın hemen her alanında kullanımı ile insanların fazla doza maruz kalma riski ortaya çıkmıştır. Bu nedenle, teşhis ve tedavi amaçlı, mesleki veya kaza sonucu radyasyona maruz kalan kişilerin biyolojik dozlarının belirlenmesi önem kazanmıştır. Bu çalışma da, bu amaç doğrultusunda meslekleri gereği radyasyona maruz kalan Nükleer Tıp personellerinde gerçekleştirilmiştir.

Tecrübeler göstermiştir ki, eğer radyasyonun etki ve tehlikeleri iyi anlaşılır, bu tehlikeleri en aza indireyecek önlemler alınırsa radyasyon ile güvenli bir biçimde çalışmak mümkündür (Ho et al, 2002).

Radyasyon insan duyu organlarınca saptanamaz bir tehlikedir. Bu yüzden, belli bir çalışma alanındaki radyasyon değeri, radyasyon uyarı ve ölçüm cihazları yardımıyla saptanmalı ve radyasyondan korunma kuralları mutlaka uygulanmalıdır.

Son yıllarda dikkatlerin büyük bir kısmı Nükleer Tıp bölümlerinde radyasyondan korunmaya verilmiştir (Ho et al, 2002). Doktorlar, teknisyenler, hemşireler ve diğer sağlık çalışanları medikal uygulamalardan kaynaklanan radyasyona maruz kalmaktadır (Ho et al, 2002; Covens et al, 2007). Nükleer Tıp teknisyeni/çalışanı potansiyel olarak her Nükleer Tıp işlemi ile ilgili çeşitli görevleri yerine getirirken iyonize radyasyona maruz kalmaktadır. Örneğin, radyofarmasötik hazırlanması, hastaya verilmesi, gama kamerada hastaya pozisyon verilmesi, hastaya görüntü yatağında yardım edilmesi ve hastane el arabası ya da tekerlikli sandalye ile yardımcı olunması gibi durumlarda teknisyen radyasyona maruz kalmaktadır (Smart, 2004).

Nükleer Tıp uygulamalarında genellikle eksternal ışınlanmaya maruz kalınır. Radyasyon dozunun yenmesi/yutulması ile oluşabilecek kontaminasyonların meydana gelmesi düşüktür. İnternal ışınlanma ise genellikle basit tedbirler ile önlenabilir. İnternal radyasyon ihmal edilebilir olarak kabul edilmiştir ve bütün çalışmalarda önemsiz sayılmıştır. Çünkü iç doz ölçülemez (Ho et al, 2002). Eksternal ışınlanma şiddetlerini minimize etmek için ALARA prensiplerini uygulamak gerekir. Radyasyon korunması amacıyla kurşun önlük, gözlük, eldiven vb. bir takım materyaller kullanılır. Fakat bunlar yeterli değildir. Radyasyonla çalışan şahısların monitoringinin yapılması gereklidir. Radyasyon güvenliği yönetmeliğine göre radyasyonla çalışanların efektif doz sınırı her bir yıl için 20mSv olarak belirlenmiştir (Ho et al, 2002). Nükleer Tıp bölümlerinde çalışan personellerin bu sınırlar aşmadıklarını görmek için radyasyon monitoring programlarında kişisel doz ölçüm cihazları cep dozimetreler, termoluminesans dozimetreler (TLD) kullanılmaktadır. (Ho et al, 2002). Literatürde, Nükleer Tıp pratiklerini içeren personel için radyasyon dozu ölçümleri yıl başına doz, ay başına doz ya da işlem başına doz olarak belirtilmektedir. Bazı araştırmacılar, teknisyenin 0.5, 1.0, ve 2m gibi çeşitli mesafelerde aktif hastadan uzakta harcadığı tahmini sürede hastadan eksternal doz hızı ölçümelerini elde etmiştir. Diğerleri günlük toplam doz ya da çalışma başına toplam doz kayıtları için elektronik cep

dozimetreleri kullanmıştır. Bu çalışmalar geniş bir yelpazede olmasına rağmen Nükleer Tıp işlemleri için toplam doz verilerini sağlar, fakat her işlemle ilgili görevlerin her birinin görelî katkısı konusunda bilgi vermemektedir (Smart, 2004). Biz ise çalışmamızda personelin maruz kaldığı toplam dozun yanı sıra, rutinde yapılan hangi işlemin bu toplam doza ne kadar katkı sağladığını belirlemeye çalıştık.

2. GENEL BİLGİLER

2.1 Radyasyon ve Radyasyonun Madde ile Etkileşmesi

'Radyasyon' çok geniş kapsamlı bir kelime olmasına, ışık ve radyo dalgalarını da içine almasına rağmen çoğunlukla 'iyonlayıcı' radyasyon anlamında kullanılır. İyonlayıcı radyasyon çarptığı maddede yüklü parçacıklar (iyonlar) meydana getirebilen radyasyon demektir. Alfa, beta, gama radyasyonları, x ışınları ve nötronlar gibi çeşitli iyonlayıcı radyasyonlar vardır. Bunların hepsi farklı özelliklere sahiptir.

Cinsleri ve kaynakları farklı olan radyasyonların yegane ortak yönü maddeye, bu arada insan vücuduna nüfuz edebilmeleridir. Çeşitli radyasyonların giricilikleri farklıdır. Belli bir radyasyon türü için giricilik enerji ile ilgili bir özelliktir. Düşük enerjili ışınlar, örneğin görünür ışık girici değildir. Fakat X ışını ve gama ışını, özellikleri görünür ışıkla tamamen aynı olmakla beraber, giricilik yönüyle ondan ayrılırlar; zira enerjileri yüksek dalga boyları kısadır (Köklü, 2006).

Radyasyonun canlı üzerindeki etkisini, doğrudan ya da dolaylı etki olarak iki şekilde incelemek mümkündür. Doğrudan etki, bir canlıda radyasyon etkisi ile başlayan olayların DNA molekülü veya bir enzim molekülü gibi özel bir biyolojik yapıyı etkilemesidir; yani enerjinin doğrudan biyolojik bir moleküle transfer edilmesidir. Radyasyon, enerjisini içinden geçtiği ortamın moleküllerine transfer etmişse radyasyonun dolaylı etkisi söz konusu olur. Canlı maddelerin %70 – 90'ı su olduğu için en çok su moleküllerinin etkilenmesi ve bunun sonucunda vücut için oldukça zehirli olan hidroksil radikalleri ($\text{OH}^\bullet$) ve hidrojen radikallerinin ($\text{H}^\bullet$) oluşması beklenir. Bunların birbirleriyle ve biyolojik moleküllerle etkileşmeleri sonucunda, yine çok zararlı hidrojen peroksit (H_2O_2) molekülleri oluşabilir (Kaya, 2005).

Radyasyonun canlı organizma üzerinde biyolojik bir hasar meydana getirebilmesi, radyasyon enerjisinin canlı hücreye ve dokulara aktarılması ile olur. İyonizan radyasyonlar, içinden geçtiği ortamda rastgele iyonlaşma ve uyarılma olaylarına yol açarlar. Canlı sistemler gibi çok karmaşık yapıları ortamlarda, radyasyon yol açtığı bu olaylar da çok karmaşık bir şekilde olur (İlbelgi Güçlü, 2006).

Radyasyonun canlı sisteme oluşturduğu etkiler, radyasyonun cinsine göre farklılık gösterir ve iki temel değer olan LET (Lineer Enerji Transferi) ve RBE (Relatif Biyolojik Etki)'ye bağlıdır.

LET, bir radyasyonun birim yol boyunca meydana getirdiği iyonizasyon ve ortama transfer ettiği enerji miktarıdır ($\text{keV}/\mu\text{m}$). X ve gama ışınları düşük, alfa ve nötronlar yüksek LET'li radyasyonlardır. LET değeri arttıkça, radyasyonların canlı üzerindeki etkisi de artmaktadır.

RBE, farklı tip radyasyonların aynı etkiyi oluşturması için gerekli dozların kıyaslanmasıdır. Buna göre RBE, 250 keV'lik X ışını dozunun herhangi bir radyasyon çeşidi tarafından aynı

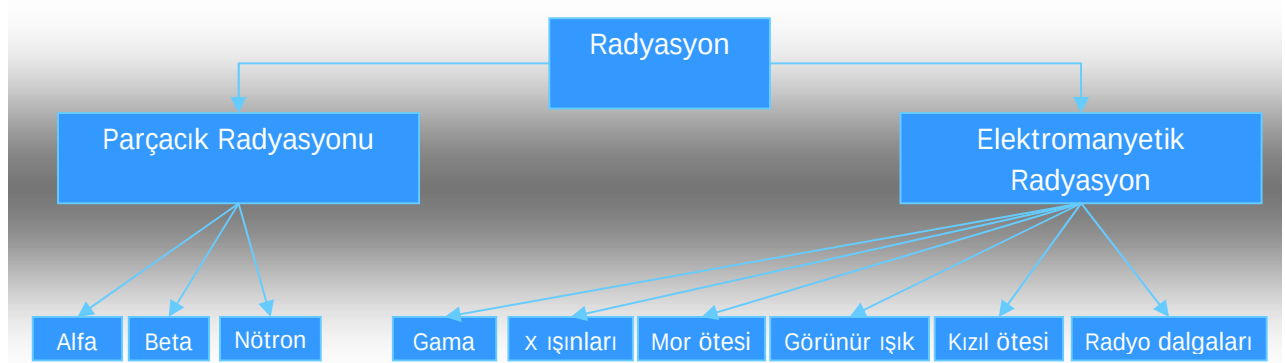
biyolojik etkiyi oluşturmaları için gerekli olan dozuna oranıdır. Buna bağlı olarak, alfa ve nötronların RBE değerleri X ışını ve gama ışınlarından daha yüksektir.

Bir radyasyonun RBE ve LET değerleri paralel bir artış gösterir. Ancak çok yüksek LET değerlerinde bu paralellik bozulur ve RBE değeri azalmaya başlar. Bunun nedeni ise, hücrelerin belli dozlardan sonra ölmesi ve aşırı transfer edilen radyasyon enerjisinin daha fazla bir etki gösterememesidir (Kaya, 2005).

Radyasyon üç ana parametrede incelenebilir (Şekil 2.1).

- Enerjisi (düşük ve yüksek enerjili radyasyon)
- Türü (parçacık radyasyonu ve elektromanyetik radyasyon)
- Kaynağı (doğal ve yapay radyasyon kaynakları)

İyonlaştırıcı radyasyonlar, elektromanyetik ve parçacık radyasyonlar olmak üzere iki gruba ayrılırlar.



Şekil 2.1. Radyasyonun çeşitleri (Demir, 2011)

Gerek deneysel çalışmalarda ve gerekse radyoterapide kullanılan alfa (α) parçacıkları, beta (β) parçacıkları, proton (p), nötron (n) ve ağır yüklü iyonlar gibi radyasyon tipleri parçacık radyasyon adını alan grubu oluştururlar. Yüksek enerjili radyasyon iyonize radyasyon olarak da tanımlanır ve atomdan elektron koparabilen dolayısıyla atomu iyonize edebilen radyasyon türüdür. Bunlar alfa, beta, gama ve X ışınlarıdır. (Demir, 2011; Beiser, 1995).

Düşük enerjili ya da iyonize olmayan radyasyon ise etkileştiği materyal içindeki atomları yeteri kadar enerjisi olmadığı için iyonize edemez ve sadece uyarmakla yetinir.

Mikrodalgalar, görünür ışık radyo dalgaları, kızıl ötesi ve (çok kısa dalga boyluları hariç olmak üzere) morötesi ışık iyonize olmayan radyasyona örnektir (Demir, 2011; Serway, 1990).

Elektromanyetik spektrumu oluşturan bütün radyasyonlarda enerji, yüksüz ve kütesiz fotonlar tarafından taşınmaktadır (Serway, 1990).

2.1.1 Parçacık Radyasyonlar

Gerek deneysel çalışmalarda ve gerekse radyoterapide kullanılan alfa (α) parçacıkları, beta (β) parçacıkları, proton (p), nötron (n) ve ağır yüklü iyonlar gibi radyasyon tipleri parçacık radyasyon adını alan grubu oluştururlar (Kaya, 2005).

2.1.1.1 Alfa (α) Parçacıkları

İki proton ve iki nötrondan oluşan parçacıklardır. (Kaya, 2005). Daha büyük bir kararsız atom çekirdeği tarafından yayınlanan, pozitif yüklü helyum çekirdeğidir (IAEA, 2004; Maher, 2004-2006). Nispeten daha ağır bir parçacıktır, ancak havada kısa menzile (sadece 1-2 cm) sahiptir; ince kağıt veya cilt tarafından tamamen soğurulabilir. Bununla beraber alfa radyasyonu solunum ya da sindirim yoluyla vücuda alındığında, yakınındaki akciğer veya mide dokularının yüksek radyasyona maruz kalmasına neden olabilir. (IAEA, 2004).

2.1.1.2 Beta (β) Parçacıkları

Çekirdekteki enerji fazlalığı çekirdek civarında, $E = mc^2$ eşitliğiyle açıklanabilen, bir kütle oluşturur. Bu kütle çekirdekteki fazla yükü alır ve dışarıya bir beta ışını olarak çıkar. Bunlar pozitif veya negatif yüklü elektronlardır. Pozitif yüklü elektronlar (β^+) ile negatif yüklü iyonlar ise (β^-) işaretiyle sembolize edilirler. Çekirdekteki enerji fazlalığı proton fazlalığından ileri geliyorsa (β^+), nötron fazlalığından meydana geliyorsa (β^-) çıkar. (IAEA, 2004; Maher, 2004-2006).

Beta parçacıkları da alfa parçacıkları gibi belli bir yük ve kütleyle sahip olduklarından madde içersinden geçerken yolları üzerinde iyonlaşmaya sebep olurlar. Ancak bu iyonlaşma, alfa parçacıklarının oluşturduğu iyonlaşmadan daha azdır. Çünkü bu parçacıklar alfa'lara göre daha hafif ve yüz kere daha giricidirler. Korunmak için ince alüminyum levhadan yapılmış bir zırh malzemesi yeterlidir (IAEA, 2004).

2.1.1.3 Nötronlar (n)

Atom çekirdeğinin yapında bulunan yüksüz parçacıklardır. Bu özelliklerinden dolayı herhangi bir madde içerisine kolaylıkla nüfuz edebilirler (Köklü, 2006).

Nükleer güç elde edilirken oluşurlar, kendileri iyonlaştırıcı değildir. Ancak başka bir atomun çekirdeğine çarparak onu aktif hale getirebilirler ve gama ışınları yayınlanmasına neden olurlar. Durdurmak için kalın beton, su veya parafin kullanılmaktadır (Kaya, 2005).

2.1.2 Elektromanyetik Radyasyonlar

X ve gama (γ) ışınları, özellikleri açısından birbirlerinin aynısıdır, aralarındaki tek fark meydana geliş şekillerindendir. X ışınları, çekirdek dışında oluşan elektron kaynaklı ışınlardır. γ ışınları ise, atom çekirdeğinde oluşur.

X ve γ ışınları, iki önemli özelliğe sahiptir. Bunlardan birincisi, bu radyasyonların uzayda dalga hareketi ile yayılmalarıdır. Bu dalgalar daima aynı hızla hareket ederler, c ile tanımlanan bu hızın değeri 3×10^8 m/s'dir ve ışık hızı olarak adlandırılır. Bir dalga hareketinde birbirini izleyen iki dalgaın tepe noktaları arasındaki uzaklığı dalga boyu adını alır ve λ harfi ile gösterilir. Belli bir noktadan bir saniye geçen dalgaların sayısı ise, frekans adını alır ve ν harfi ile gösterilir. Frekans ile dalga boyunun çarpımı, hızı verir (2.1).

$$c = \lambda \cdot \nu \quad (2.1)$$

X ve γ ışınlarının ikinci önemli özelliği ise, foton adı verilen enerji paketlerinden oluşmuş olmalarıdır. Her bir fotonun taşıdığı enerji (2.2) bağıntısında verildiği gibidir.

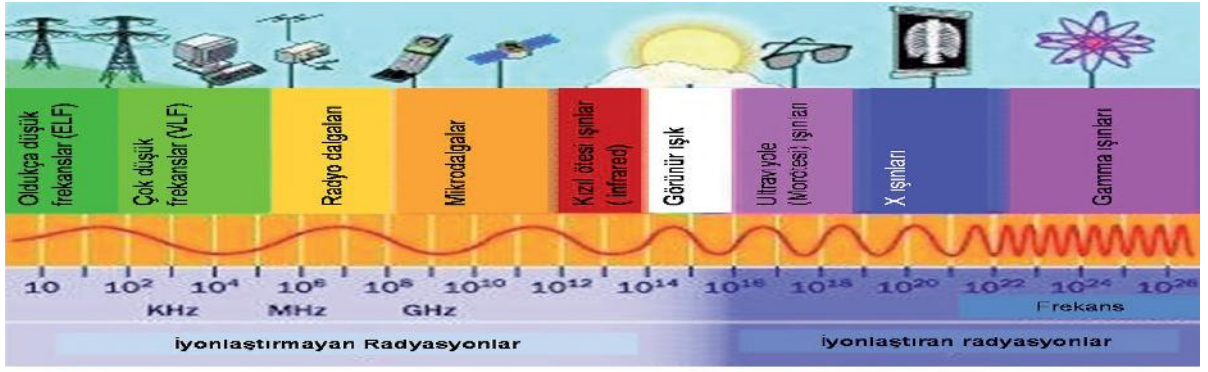
$$E = h \cdot \nu \quad (2.2)$$

formülü ile gösterilir. Burada E foton enerjisi, h Planck sabiti ve ν frekanstır. Bu formülü aynı zamanda

$$E = h \cdot c / \lambda \quad (2.3)$$

(2.3) bağıntısı şeklinde de göstermek mümkündür. Burada c ışık hızını, λ ise dalga boyunu göstermektedir. Bu formüllerden açıkça anlaşılacağı gibi, bir elektromanyetik radyasyonun dalga boyu uzunsa frekansı küçüktür ve her bir fotonun enerjisi de küçüktür. Buna göre, bir elektromanyetik radyasyonun dalga boyu ne kadar küçük olursa frekansı ve buna bağlı olarak foton enerjisi o oranda büyür (Kaya, 2005; Serway, 1990).

Elektromanyetik dalgaların tümünün dalga boylarına ve enerji düzeylerine göre sınıflandırıldığı tabloya 'elektromanyetik spektrum' adı verilmektedir (Daşdağ, 2010).



Kaynak: <http://img266.imageshack.us/img266/2985/specow2.jpg> den çevrilmiştir.

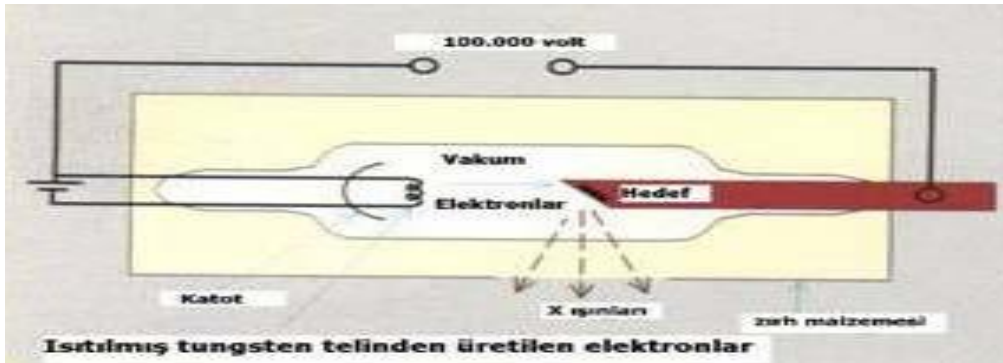
Şekil 2.2. Elektromanyetik spektrum (Daşdağ, 2010).

2.1.2.1 X Işınları

Bir atoma dışarıdan gelen veya gönderilen yüksek enerjili elektronlar o atomun ilk halkalarından elektron koparırlar. Atomdan kopan bu elektronun yerine daha yüksek seviyelerden (üst halkalardan) elektronlar atlayarak kopan elektronun yerindeki boşluğu doldururlar. Bu sırada ortaya çıkan enerji fazlalığı X ışını şeklinde dışarı salınır.

Çekirdek içerisinde bulunan protonlardan bir tanesi hareketi esnasında atomun ilk halkalarındaki elektronu yakalar ve nötrleşir. Yakalanan bu elektronun halkasındaki boşalan yere diğer bir halkadan bir elektron atlamasıyla X ışını meydana gelebilir.

Bunların dışında da X ışını yapay olarak, röntgen tüplerinde de elde edilir. Şekil 2.3' de görüldüğü gibi, tüp içerisinde ısıtılmış katottan yayılan elektronlar, on binlerce voltluk gerilimle hızlandırılarak karşıdaki hedef anoda çarptırılır. Bu çarpışma sonucu elektronlar durdurulurken elektronların kaybettiği enerji X ışınları olarak yayınlanır. Bu olaya 'Bremmstrahlung (Frenleme ışını)' olayı, çıkan X ışınlarının oluşturduğu sürekli spektruma da Bremmstrahlung adı verilir (Köklü, 2006).



Şekil 2.3. Röntgen tüpü (Köklü, 2006).

2.1.2.2 Gama Işınları

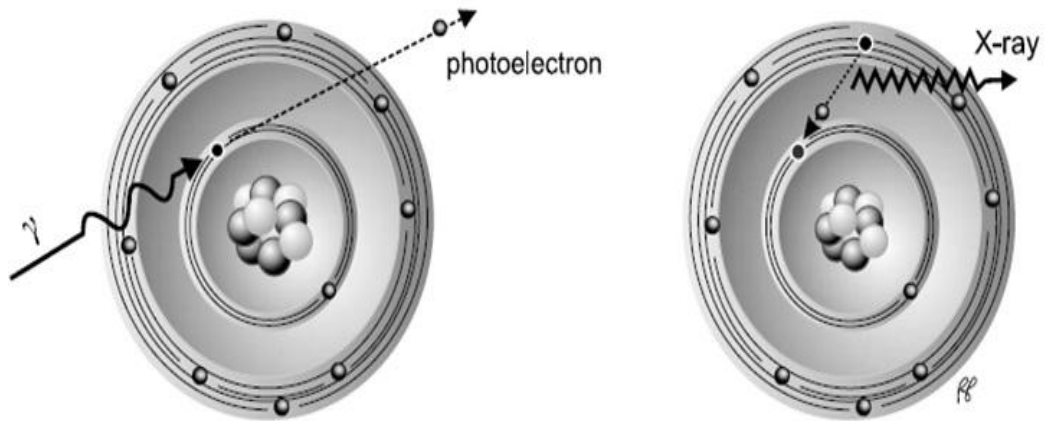
Gama ışınlarının kaynağı atomun çekirdeğidir. Bu ışınlar atom çekirdeğinin enerji seviyelerindeki farklılıklardan meydana gelir. Çekirdek bir alfa veya beta parçacığı çıkarttıktan sonra genellikle kararlı bir durumda olmaz. Fazla kalan çekirdek enerjisi bir elektromanyetik radyasyon halinde yayınlanır. Gama ışınları, beta ışınlarından daha yüksek enerjili ve dolayısıyla daha girici ışınlardır. γ ile sembolize edilirler.

Gama ve X ışınlarının, alfa ve beta parçacıklarına göre madde içine nüfuz etme kabiliyetleri çok daha fazla, iyonlaşmaya sebep olma etkileri ise çok daha azdır. Ancak birkaç santimetre kalınlığındaki tuğlalarla ve sadece belli bir kısmı durdurulabilir. Madde içersinden geçerken üstel bir fonksiyon şeklinde bir şiddet azalmasına uğrarlar. Yüksüz olduklarından elektrik ve manyetik alanda sapma göstermezler (Köklü, 2006).

X ve γ ışınları, madde içinde başlıca üç farklı etkileşme ile enerji kaybederler (Kaya, 2005; Maher, 2004-2006).

Bu üç olayın meydana gelme ihtimali, X ve γ ışınlarının enerjileri ile etkileşen maddenin atom numarasına bağlı olarak değişir.

- a) Fotoelektrik Olay:** Bu olay, 0.5 MeV'den daha küçük enerjili fotonların içinden geçtiği ortam atomları tarafından soğuruluşunda en yaygın görülen olaydır. (Kaya, 2005). Gelen foton bir atomun elektronlarından birine çarptığında enerjisinin tamamını elektrona transfer ederek onu yörüngesinden fırlatır. Fırlayan elektron 'fotoelektron' adını alır. (Kaya, 2005; Maher, 2004-2006). Bu olayda fotoelektronun enerjisi, gelen fotonun enerjisi ile elektronun bağlanma enerjisinin farkına eşittir. Şekil 2.4' de fotoelektrik olayın şematik gösterimi verilmiştir.



Şekil 2.4. Fotoelektrik olay (Powsner et al, 2006).

Gelen fotonun enerjisi orbital elektronunun enerjisinden fazla olmadıkça fotoelektron meydana gelmez. Gelen fotonun bir iç tabaka elektronuna çarpması durumunda, şayet enerjisi yeterli ise onu da yörüngesinden fırlatması mümkündür. Bu durumun meydana gelme ihtimali dış tabaka elektronlarına göre daha azdır. İç tabakaların birinden atılan fotoelektronun yerine üst tabakalardan başka elektronların göçmesi ile karakteristik X ışınları (ya da Auger elektronları) meydana gelir. Düşük atom numaralı elementlerde bağlanma enerjileri ve karakteristik X ışını enerjileri çok düşüktür. Ağır elementlerde (örneğin iyot, kurşun) bağlanma enerjileri 20 – 100 keV aralığındadır. Bu nedenle gelen fotonun enerjisini önemli oranda absorbe ederler. Fotoelektronların enerjilerine bağlı olarak dokuda erişme uzaklıkları Çizelge 2.1.' de verilmiştir.

Çizelge 2.1. Fotoelektronların enerjilerine bağlı olarak dokuda erişme uzaklıkları

E (KeV)	Erişme Uzaklığı (mm)	E (KeV)	Erişme Uzaklığı (mm)
34	0.023	270	0.64
40	0.034	400	1.24
68	0.070	590	2.8
86	0.108	1240	4.4
146	0.180		

Ağır elementler ile (kurşun, iyot) enerjileri 500 KeV'den düşük olan fotonların etkileşmesi durumunda fotoelektrik olayın olma olasılığı ön plana çıkar. Gelen fotonun fotoelektrik olaya taratma ihtimali enerjisinin üçüncü kuvveti ile orantılıdır.

Örneğin, enerjileri $E(\gamma_1) = 90 \text{ KeV}$ ve $E(\gamma_2) = 45 \text{ KeV}$ olan iki fotonun aynı ortamda fotoelektrik olay yaratma ihtimallerini karşılaştırsak;

$$E(\gamma_1) / E(\gamma_2) = 90^3 / 45^3 = 8$$

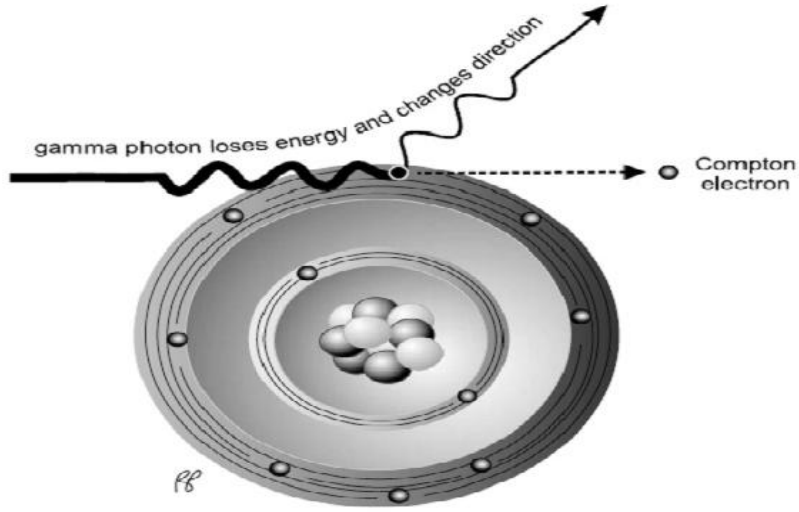
O halde; enerjisi 90 KeV olan foton, enerjisi 45 KeV olan fotona göre 8 kat daha fazla fotoelektrik olay yaratabilir.

Fotoelektrik olayın meydana gelme olasılığı etkileşim ortamının atom numarasının (Z) dördüncü kuvveti ile orantılıdır.

Örneğin; kurşun ($Z = 82$) ve oksijen ($Z = 8$) ile ayrı ayrı etkileşen 50 KeV enerjili bir gama ışını için düşünüldüğünde, kurşunda fotoelektrik olay ihtimali, oksijene göre 11000 kat daha fazladır (Demir, 2011).

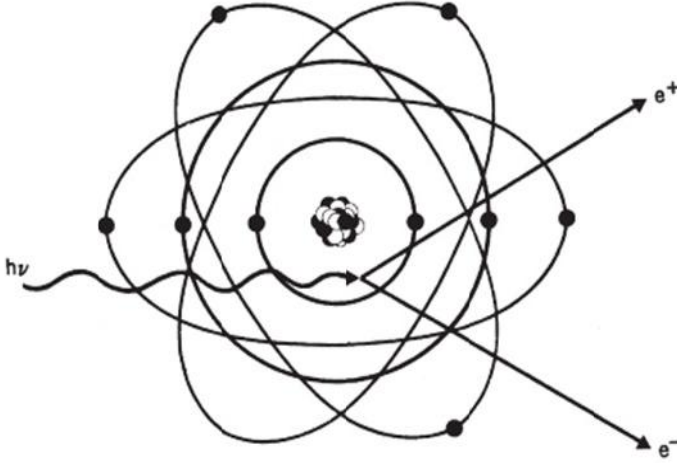
b) Compton Saçılması: Fotonun enerjisi, 0.5 MeV'den 5 MeV düzeyine doğru yükseldikçe, fotonun içinden geçtiği madde ile etkileşmesi, daha çok compton saçılması şeklinde gerçekleşmektedir. Bu olayda, Şekil 2.5' de gösterildiği gibi, atomun en dış yörüngesinde bulunan ve düşük bağ enerjisine sahip elektron, foton tarafından saçılır. Gelen foton, enerjisinin bir kısmını elektrona yerinden kopartıp ona kinetik enerji kazandırarak fırlatmada harcar. (Kaya, 2005). Fırlayan elektrona 'recoil elektron' denir. Geri kalan enerjisi, geliş doğrultusu ile bir açı yaparak (geliş doğrultusu değişmiş olarak) yoluna devam etmesini sağlar.

Enerji transferi absorblayıcı materyalin yoğunluğuna, atom numarasına veya başka bir özelliğine bağlı değildir. Compton saçılması tam anlamıyla foton-elektron etkileşmesine bağlıdır (Demir, 2011).



Şekil 2.5. Compton saçılması (Powsner et al, 2006).

c) Çift Oluşum: Fotoelektrik ve compton olaylarından daha ender görülen bir olaydır ve bu olayın oluşabilmesi için gelen fotonun enerjisinin en az 1.022 MeV olması gerekir. (Kaya, 2005; Stabin, 2010). Çift oluşumda atom çekirdeğinin çevresindeki güçlü elektrik alana giren yüksek enerjili bir foton yok olarak Şekil 2.6' da da gösterildiği gibi bir elektron ve bir pozitron açığa çıkar. Bu olayda, elektromanyetik enerji maddeye dönüşür ve foton enerjisi, elektron ve pozitronu hızlandırmada kullanılır (Kaya, 2005).



Şekil 2.6. Çift oluşum (Kaya, 2006).

Çizelge 2.2.' de her bir etkileşimin ürünleri olan ikincil fotonlar ve yüksek enerjili elektronlar verilmektedir (Cherry et al 2003).

Çizelge 2.2. Üç ana foton etkileşimindeki oluşan ürünler (Cherry et al 2003).

ETKİLEŞİMLER	İKİNCİL FOTONLAR	YÜKSEK ENERJİLİ İKİNCİL ELEKTRONLAR
FOTOELEKTRİK	Karakteristik X Işınları	Fotoelektronlar Auger Elektronlar
COMPTON	Saçılan Foton	Recoil Elektron
ÇİFT OLUŞUM	Anihilasyon Fotonları	Pozitif-Negatif Elektron Çifti

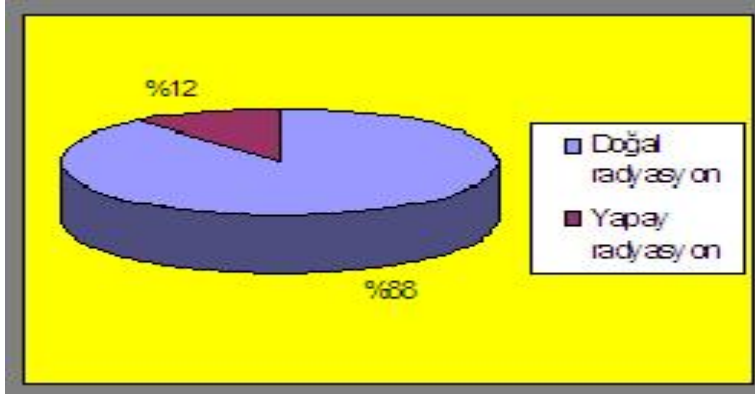
2.2 Radyasyon Kaynakları

Radyasyon kaynaklarını, doğal ve yapay olmak üzere iki sınıfa ayırabiliriz. Doğal radyasyon, insanların katkısı olmaksızın oluşan radyasyonlardır. Dış ve iç kaynaklı olabilirler. Dış kaynaklı olanlar kozmik radyasyon ve yeryüzündeki kayalar ve toprakların yapısında bulunan radyoaktif elementlerin yaydığı radyasyonlardır. İç kaynaklı olanlar ise canlıların vücudunda doğal olarak bulunan Potasyum-40, Karbon-14, Radium-226 gibi radyoaktif izotopların yaydığı radyasyondur. Bütün canlıların etkisi altında olduğu bu radyasyona çevre radyasyonu (background radyasyonu) adı verilmektedir (Coşkun, 2011).

Yapay radyasyon, insan aktiviteleri sonucu çevreye ilave olan radyoaktif maddeler nedeniyle oluşur. Son yüzyılda silah testleri ve nükleer güç tesisleri gibi aktivitelerle doğal radyasyon düzeylerinde artışlar olmuştur (Coşkun, 2011). Ancak, küresel radyoaktif kirlenmenin en önemli kaynağı, 1945-1980 yılları arasında atmosferde gerçekleştirilen nükleer silah denemeleri sonucu meydana gelen radyoaktif serpintilerdir (Arıkan, 2007). Radyasyonun barışçıl amaçla kullanımı ise bugün hayatımızın hemen her alanında işimizi kolaylaştırmaktadır.

Doğal çevre radyasyonu herkesi etkilediği halde, yapay radyasyonlar belli zamanlarda ve ilgili kişileri etkiler (meslekleri gereği veya teşhis ve tedavi amaçlı). Yapay radyasyonlar bugün birçok alanda kullanılmaktadır (Coşkun, 2011).

Yapay radyasyon kaynakları da tıpkı doğal radyasyon kaynakları gibi belli miktarda radyasyon dozuna maruz kalınmasına neden olurlar. Ancak bu doz miktarı, talebe bağlı olarak artsa da, doğal kaynaklardan alınan doza göre çok daha düşüktür. Doğal radyasyon kaynaklarının aksine tamamen kontrol altında olmaları da maruz kalınacak doz miktarı açısından önemli bir özelliktir (Köklü, 2006).



Şekil 2.7. Doğal ve yapay radyasyon kaynaklarının küresel radyasyon dozuna oransal katkıları (Köklü, 2006; Togay, 2002).

Doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından maruz kalınan radyasyon dozunun dünya ortalaması 2.7 mSv/yıl'dır. Bu dozun, radyasyon kaynaklarına göre dağılımı ise Çizelge 2.3.'deki gibidir (Togay, 2002).

Çizelge 2.3. Radyasyon kaynaklarına göre dağılımı (Togay, 2002).

Kozmik	0.39 mSv	Serpinti	0.007 mSv
Gama	0.46 mSv	Mesleki	0.002 mSv
İç	0.23 mSv	Atıklar	0.001 mSv
Radon	1.30 mSv	Tüketici Ürünleri	0.0005 mSv
Tıbbi	0.30 mSv		

2.3 Radyoaktif Parçalanma Prensipleri

2.3.1. Bozunma Sabiti

N sayıda radyoaktif atom içeren bir örneğin t zamanı içinde ortalama bozunma hızı $\Delta N / \Delta t$ ile verilir. Bozunma hızı : $\Delta N / \Delta t = - \lambda N$ eşitliğine uyar. Burada λ bozunma sabitidir. Bozunma sabiti her radyonüklid için karakteristik bir değerdir (Kekilli, 2001).

Tanım olarak bozunma sabiti: Belli bir zaman dilimi içindeki bozunan çekirdek miktarının oransal değeridir. λ 'nın birimi zaman⁻¹ dir. (Cohen, 1993).

2.3.2 Aktivite Birimi

Bozunma hızı, zaman dilimi saniyedeki bozunma sayısı (cps) ya da dakika başına bozunma sayısı (cpm) olarak verilir.

Aktivitenin temel birimi Curie (Ci)'dir. 1Curie: saniyedeki $3,7 \times 10^{10}$ parçalanma yapan radyoaktivite miktarıdır. Dakika biriminde bozunma hızı ise $2,2 \times 10^{12}$ parçalanmaya karşılık gelmektedir (Demir, 2011; Özden, 1990; Young 2004).

Uluslararası Radyasyon Birimleri ve Ölçümleri Komisyonu (ICRU) 1974'de aldığı bir kararla 10 yıllık bir süreç içinde SI birimlerine geçişi önermiştir. Böylece günümüzde yeni birimlerde Curie birimine karşılık Becquerel kullanılmaktadır. 1Becquerel: Saniye başına bir parçalanma yapan radyoaktivite miktarıdır (Demir, 2011; Özden, 1990). Başka bir ifade ile Becquerel, bozunma hızı 1 saniye⁻¹ olan radyoaktiviteye karşılık gelmektedir. Curie ile Becquerel arasında:

$1\text{Ci} = 3,7 \times 10^{10}\text{Bq}$ veya $1\text{Bq} = 0,27 \times 10^{-10} \text{Ci}$ eşitlikleri vardır (Demir, 2011; Young 2004).

Nükleer Tıpta Curie miktarındaki aktivite kullanım açısından oldukça büyük miktardır. Bu nedenle genellikle Ci'nin alt katları kullanılır. Bu durumda,

1mili Curie, $1\text{mCi} = 10^{-3} \text{Ci}$

1mikro Curie, $1\mu\text{Ci} = 10^{-6} \text{mCi}$

1nano Curie, $1\text{nCi} = 10^{-9} \mu\text{Ci}$

Ayrıca,

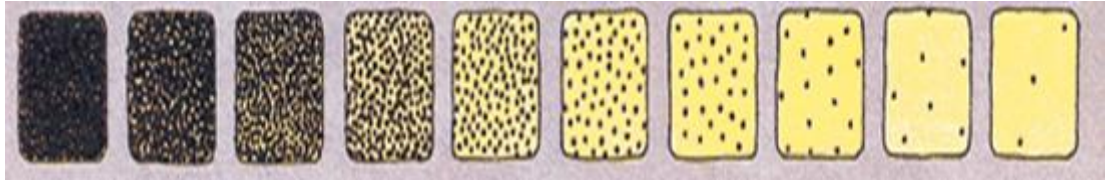
1kilo Curie, $1\text{KCi} = 1000\text{Ci}$ eşitlikleri mevcuttur (Demir, 2011).

2.3.3 Fiziksel Yarılanma Süresi (T_f veya $T_{1/2}$)

Fiziksel yarı ömür ya da fiziksel yarılanma süresi (T_f veya $T_{1/2}$), radyoaktif yarı-ömür olarak da adlandırılır. Tanım olarak: Belli bir zaman başlangıcındaki radyoaktif atomlarının yarısının parçalanması için geçen süre fizik yarı-ömür veya fiziksel yarılanma süresi olarak tanımlanır. Şekil 2.8. Çekirdeklerin parçalanması sonucu atom sayısının azalması radyoaktif parçalanma (decay) olarak bilinir. Radyoaktif parçalanma süresince radyoizotopun parçalanma hızı sabit kalır. Parçalanma hızı sıcaklık, basınç ve kimyasal değişikliklerden etkilenmez (Beiser, 1995; Cohen, 1993; Demir, 2011; Young 2004).

Radyoaktif parçalanma süresince bazı atomlar parçalanmadan kalırken, bazıları da parçalanır. Parçalanmış atom sayısının parçalanmadan kalan atom sayısına oranı eşit zaman dilimlerinde sabit kalır ki bu değere 'parçalanma sabiti' (λ) denir. Parçalanma sabiti radyoizotopun fiziksel yarılanma süresi ($T_{1/2}$) ile ters orantılıdır. Yani fiziksel yarılanması uzun olan radyoizotoplar zaman içinde daha az parçalanma gösterecekler ve bu nedenle parçalanma sabitlerinin sayısal değeri nispeten küçük olacaktır. Yarı-ömür saniyenin binde biri gibi sürelerden milyon yıllara kadar değişen süreler alabilir. Radyoizotopların parçalanmaları zaman içinde eksponansiyel olarak değişir (Demir, 2011).

Radyoaktif bozunma: on yarı ömür sonra, radyasyon seviyesi binde bir azalır.



Zaman: bir yarı ömür iki üç dört beş altı yedi sekiz dokuz

Şekil 2.8. Yarı ömür (Körpınar, 2011).

2.3.4 Ortalama Ömür

Herhangi bir radyoaktif atomun aktif ömrü sıfır ile sonsuz arasında bir değer alabilir. Bununla beraber çok sayıda atomun ortalama ömrü sonlu bir sayıdır. Ortalama ömür parçalanma sabitinin tersine ($1/\lambda$) eşittir. Ortalama ömür, bir elementin tüm atomlarının aynı hızla parçalanıp başka bir elemente dönüşmesi için geçen sürenin ortalamasıdır. (Beiser, 1995; Demir, 2011). Zira başlangıçta aynı zaman dilimi içinde daha çok sayıda atom parçalanırken, zaman geçtikçe kalan atom sayısı azalacağından parçalanmış atom sayısı da buna paralel olarak azalmış olur. Ortalama yarı-ömür, fiziksel yarılanma süresinin 1,443 katına eşittir (Demir, 2011).

Parçalanma Formülü,

$$N_t = N_0 e^{-\lambda t}$$

Burada,

N_t = Belli bir andaki atom sayısı

N_0 = Zaman başlangıcındaki atomların sayısı

e = Doğal logaritma tabanı (2.718...)

λ = Parçalanma sabiti

t = Süre

- = Azalmayı gösterir.

Parçalanma sabiti (λ) = $0.693 / T_f$ ifadesi ile verilir. Bu ifadeyi yukarıdaki formülde yerine yazarsak,

$N_t = N_0 e^{0.693/T_f}$ Eşitliğini elde ederiz. Bu formül aktivite terimlerine de benzer şekilde uygulanabilir.

$$1/\lambda A_t = A_0 e^{-0.693/T_f}$$

A_t = Bir periyot için geçen zaman

A_0 = Orijinal örnekteki aktivite (Demir, 2011; Kekilli, 2001; Young 2004; Taylor et al, 1991).

2.3.5 Biyolojik Yarılanma Süresi

Vücuda alınan radyoaktif maddenin biyolojik yollardan (idrar, tükürük, terleme, solunum, vs) vücut dışına atılarak başlangıçtaki miktarının yarıya inmesi için geçen süreye 'biyolojik yarılanma süresi (T_b)' denir. Vücuda alınan radyoaktif maddeler aynen radyoaktif olmayan izotopları gibi metabolik işleme tabii tutulurlar. Radyonüklidlerin internal olarak ışınlama yapmaları nedeniyle vücutta kalış süreleri ve dolayısıyla biyolojik yarılanma süreleri önemlidir. Radyonüklidlerin vücutta kalış süreleri fiziksel yarılanma süreleriyle karşılaştırıldığında uzun veya kısa olabilir (Demir, 2011; Young 2004; Powsner et al, 2006).

2.3.6 Efektif Yarılanma Süresi

Vücuda alınan radyoaktif maddeler hem fiziksel, hem de biyolojik yollardan yarılanırlar.

Bu nedenle her iki terimi de birlikte ifade eden üçüncü bir yarılanmadan bahsedilir. Fizik yarılanma ve biyolojik eliminasyon (eleme) ile radyonüklidlerin başlangıçtaki miktarlarının yarıya düşmesi için geçen süreye 'efektif yarılanma süresi' denir. Efektif yarılanma süresi genellikle deneysel olarak tayin edilir.

Fizik, biyolojik ve efektif yarılanmalar arasında;

$$\frac{1}{E_f} = \frac{1}{T_f} + \frac{1}{T_b} \quad \text{veya} \quad T_e = \frac{T_f T_b}{T_f + T_b} \quad \text{matematiksel bağıntıları vardır.}$$

Radyonüklidin fiziksel yarılanması bellidir. Efektif yarılanma ölçümle belirlenir. Biyolojik yarılanma ise,

$$T_b = \frac{T_f T_e}{T_f + T_e} \quad \text{Matematiksel bağıntıları yardımıyla hesaplanabilir (Demir, 2011; Powsner et al, 2006).}$$

2.4 Radyasyon Dozu

Doz, herhangi bir maddenin belli bir zaman içerisinde kullanılan veya tüketilen miktarı demektir. Radyasyon dozu ise hedef kütle tarafından, belli bir sürede, soğurulan veya alınan radyasyon miktarıdır.

Bütün zararlı maddeler, genellikle vücutta bir takım biyolojik hasarlara neden olurlar. Bu hasarların büyüklüğü ise o maddenin cinsinin yanı sıra, vücuda alınış şekli, süresi ve miktarına bağlı olarak değişir. Örneğin günlük yaşantısında belli bir miktarda alkol tüketen bir kişide, vücutta oluşacak zararlar farklı olacaktır. Bu miktarın tüketim hızı yani ne kadar zamanda tüketildiği de zararın büyüklüğünü belirleyici bir etkidir. Tüketim hızı artıkcı meydana gelecek zarar da buna paralel olarak büyüyecektir. Bunların yanı sıra, yaşam boyunca tüketilen toplam miktar da oluşabilecek zararı belirleyn önemli bir unsur olacaktır.

Gerekli önlemler alınmadığı takdirde, belli bir sürede belli bir miktarın (kabul edilebilir sınırların) üzerinde radyasyon enerjisi soğuran yani radyasyon dozu alan canlılarda da bazı zararlı etkilerin meydana gelmesi kaçınılmazdır. Bu etkinin büyüklüğü ise ancak yukarıdaki örnekte de anlatıldığı gibi, radyasyon çeşidi, soğuruluş hızı ve soğurulan radyasyonun miktarı bilindiği zaman mümkündür. Bütün bu faktörler bilindiğinde radyasyonun insan sağlığı veya diğer canlı ve cansız varlıklar üzerinde bırakacağı etki kolayca belirlenebilir. (Togay, 2002).

2.4.1 Radyasyon Birimleri

İyonlaştırıcı radyasyonlarla yapılan çalışmalarda sonuca ulaşabilmek ve zararlı biyolojik etkileri belirleyebilmek için radyasyon miktarının bilinmesi gerekir. Bu amaçla geliştirilecek ölçüm yöntemleri için her şeyden önce radyasyon miktarının ölçümünde kullanılan birimlerin tanımlarının yapılması zorunludur (Togay, 2002).

İyonlaştırıcı radyasyonların tüm etkileri radyasyonun geçtiği ortamda meydana getirdiği iyonlaşmaya bağlıdır. Bu iyonlaşma da radyasyonun enerjisi ile yakından ilişkilidir. Ayrıca radyasyonun penetrasyon gücü, iyonizasyon yeteneği, fiziksel, biyolojik ve efektif yarılanma süreleri radyasyonun doğuracağı etkilerin belirlenmesinde önemli faktörlerdir (Demir, 2011).

Uluslararası Radyasyon Birimleri Komitesi (ICRU), radyasyon çalışmalarında kullanılan kavramlar olan aktivite, ışınlama dozu, soğurulma dozu ve doz eşdeğeri için özel birimler tanımlamıştır. Bunlar sırasıyla; **Curie (Ci)**, **Röntgen (R)**, **rad ve rem**' dir (Togay, 2002). Bu özel birimler, 1986 yılından itibaren terk edilmeye başlanmış ve yerine tüm dünyada kullanılan tüm birimlerin aynı olması düşüncesi ile MKS sistemini esas alan Uluslararası Birimler Sistemi International System of Unit (SI)' nin kabul edilmesiyle ICRU 1971 yılında SI birimlerini tanımlamıştır (Demir, 2011). Aynı kavramlar için SI birimleri sırasıyla; **Becquerel (Bq)**, **Coulomb/kg**, **Gray (Gy)**, **Sievert (Sv)** olarak seçilmiştir (Leslie et al, 2003). Aşağıdaki Çizelge 2.5.' de radyasyon terimleri ve doz hesaplamalarında kullanılan özel birimler ile SI birimleri arasındaki ilişki topluca verilmiştir (Togay, 2002).

Çizelge 2.4. Radyasyon birimleri

TERİM	BİRİMİ		DÖNÜŞÜM
	ESKİ	YENİ	
AKTİVİTE	Curie (Ci) ; 3.7x10 ¹⁰ parçalanma / 1 saniye	Becquerel (Bq) ; 1 parçalanma/1 saniye	1Ci=3.7x10¹⁰ Bq 1 Ci=37GBq
İŞINLANMA DOZU	Röntgen (R) ; Normal hava şartlarında (0°C ve 760 mm Hg basıncı) havanın 1kg'ında 2.58x10 ⁻⁴ Coulomb'luk elektrik yükü değerinde (+) ve (-) iyonlar oluşturan X veya γ radyasyonu miktarıdır.	Coulomb / kilogram (C/kg) ; Normal hava şartlarında havanın 1 kg'ında 1 Coulomb'luk elektrik yükü değerinde (+) ve (-) iyonlar oluşturan X veya γ radyasyonu miktarıdır.	1C/kg=3876 R 1R=2.58x10⁻⁴ C/kg
SOĞURULMUŞ DOZ	radiation absorbed doz (rad) ; Işınlanan maddenin 1 kg'ında 10 ⁻² Joule'lük enerji soğurulması meydana getiren herhangi bir radyasyon miktarıdır.	Gray (Gy) ; Işınlanan maddenin 1 kg'ında 1 Joule'lük enerji soğurulması meydana getiren herhangi bir radyasyon miktarıdır.	1Gy=100rad 1rad=0.01 Gy
DOZ EŞDEĞERİ	röntgen equivalent man (rem) ; 1 Röntgenlik X veya γ ışını ile aynı biyolojik etkiyi oluşturan herhangi bir radyasyon miktarıdır. rem=(rad)x(W _R)*	Sievert (Sv) ; 1 Gy'lik X ve γ ışını ile aynı biyolojik etkiyi meydana getiren herhangi bir radyasyon miktarıdır. Sv= (Gy)x(W _R)*	1Sv=100 rem 1rem=0.01Sv

*WR, "Radyasyon ağırlık faktörü" olarak adlandırılır. Farklı radyasyonların biyolojik etkilerindeki farklılıkları hesaba katmak ve aynı zamanda radyasyondan korunma hesaplarını basitleştirmek için kullanılan bir faktördür.

2.5 Radyasyon Dedektörleri

Radyasyonun ölçümünde en temel ve basit yöntem bize radyasyonun varlığını gösterecek dedektörlerdir. Nükleer Tıp bölümlerinde ihtiyaca göre farklı dedektörler kullanılmaktadır.

Bunlar;

- a- İyon Odaları (doz kalibratörü)
- b- Geiger Sayaçları
- c- İnorganik Kristal Kullanan Dedektör

Burada ise sadece çalışmamızda kullandığımız Geiger sayacına yer verilecektir.

2.5.1 Geiger Sayaçları

Radyasyonun deteksiyonu için en çok kullanılan sistemlerden biridir. Nükleer tıpta genellikle radyasyonun varlığının ve şiddetinin ölçülmesi amacıyla kullanılırlar. Herhangi bir kontaminasyon (radyoaktif bulaşma) tespiti ve dekontaminasyon (bulaşmanın temizlenmesi) işleminden sonraki güvenlik değerlendirmelerinde sıklıkla kullanılırlar.

Bir Geiger sayıcısının işleyişi iyonizasyon odasına benzer. Ancak iyonizasyon odasında gaz amplifikasyonu olmadan radyasyonun meydana getirdiği primer iyonizasyon ölçülür. Geiger-Müller sayıcısında ise primer iyonların meydana getirdiği sekonder iyonlar, dolayısıyla gaz-amplifikasyonu ile ölçüm yapılır (Demir, 2011).

Pozitif iyonların elektronlara göre daha yavaş hareket etmesi nedeni ile dedektör içinde elektrik alanı azaltan bir alan oluştururlar. Bu sırada gelen radyasyonun yaratacağı iyon çiftlerinin elektrotlara gitmesini bu alan engelleyeceği için dedektör belirli bir süre radyasyon dedekte etmez. Bu süreye 'ölü zaman' denir (Demir, 2011; Maher, 2004-2006; Stabin, 2010). G-M dedektöründe oluşan gerilim pulsları yaklaşık 10^{10} iyon çiftini temsil eder (Evren, 2002).

G-M dedektörleri enerji ayrımı yapmaması ve düşük enerjili X ve gama ışınlarına hassas olmamasına rağmen düşük şiddetteki radyasyona duyarlı, dış etkilere dayanıklı olması ve düşük maliyetleri nedeni ile sağlık fiziği alanında yaygın olarak kullanılmaktadır(Evren, 2002).

2.5.2 Geiger Sayaçlarının Çalışması

Tüpün içine giren bir iyonlaştırıcı radyasyon, iyon çiftleri meydana getirir. Elektronlar pozitif yüklü orta tele, pozitif iyonlar da negatif yüklü silindire doğru giderler. Böylece zıt yüklerin kutuplara çekilmesi sırasında bir iyon akımı oluşur. Voltajın yüksek olmasından primer iyonlar sekonder iyonları meydana getirirler. Bir an gelir ki, orta tel üzerinde bir elektrot bulutu (çığı)

meydana gelir. Bu bir deşarja neden olur ve alette bir puls meydana getirir. Bu sırada pozitif iyonlar daha yavaş olarak katoda doğru yönelirler ve yolları üzerindeki gaz moleküllerini iyonlaştırır veya silindirin çeperine çarpmak suretiyle yeni elektronlar meydana gelir ve yeni puls oluşturur. Böylece bir defa deşarj başlayınca bu devam eder. Gerçek sayımla, pozitif iyonların meydana getirdikleri iyonlaşma dolayısıyla gerçek olmayan sayımı ayırt etmek için pozitif iyonların silindire gelmelerini önlemek gerekir. Boşalmanın durdurulması için iki yol vardır:

- 1) **Dış Söndürme:** Her pulstan sonra bir süre orta telin voltajı Geiger bölgesinden daha küçük değere indirilir veya bir an için voltaj kesilir. Bu elektronik olarak yapılır.
- 2) **İç Söndürme:** Zamanımızda daha çok kullanılan bir yöntemdir. Bunun için sayıcıdaki gaza az miktarda çok atomlu bir gaz katılır. Pozitif iyonlar katoda giderken katılan gazın moleküllerine çarparak enerjilerinin bir kısmını kaybederler, böylece katoda gidip sekonder iyonlar meydana getirmeleri olanağı azalmış olur. Söndürme gazı olarak bütan, etil alkol gibi cisimler kullanılırsa bunlara organik söndürücü denir. Bunların ömürleri 10^8 sayım kadardır. Bu nedenden bir süre sonra tekrar gaz karışımı ile tekrar doldurulmaları gerekir.

Söndürme cismi olarak klor, brom ve bunların bileşiklerinin gazları da kullanılır. Bunlara halojen söndürücü denir. Bu tip sayıcıların ömürleri çok daha uzun olur (Gök ve diğerleri, 2002).

2.6 Radyasyonun İnsan Sağlığı Üzerindeki Etkileri

Radyasyonun insan sağlığı üzerinde yaratabileceği zararlı etkiler uzun zamandır bilinmektedir. Bu etkiler radyasyon yanıkları, radyasyon hastalıkları, doğal ömür süresinin kısalması, kanser ve kalıtsal bozukluklardır. Hatta çok büyük miktarda radyasyon dozuna maruz kalınması halinde ani ölümlere bile rastlamak mümkündür (Togay, 2002).

Radyasyon yanığı olaylarına ilk kez 1895 yılında Röntgen'in X ışınını bulduğunu açıkladığı ilk ay içerisinde rastlanmaya başlanmıştır. Doğal radyoaktiviteyle çalışan ilk araştırmacılarda da bu tür etkiler görülmüştür. Örneğin Becquerel, cebinde taşıdığı bir radyum numunesiyle kendi kendini yakmış, Marie ve Pierre Curie radyumla yaptıkları çalışmalar esnasında ciddi şekilde cilt yanıklarına maruz kalmışlardır (Demir, 2011; Togay 2002).

Bu çalışmaların başlamasını takip eden iki üç yıl içerisinde ise radyasyondan korunmak gerektiği artık yaygın bir şekilde anlaşılmıştır. Bu konuda uyarılan radyasyon çalışanlarının bazıları gerekli önlemleri almışlarsa da önlem almayanlar da olmuş ve sonuç olarak da bu kişiler ciddi radyasyon yanıklarına maruz kalmışlardır (Köklü, 2006).

1905 yılına gelindiğinde artık aşırı derecede radyasyon dozunun kansere de neden olduğu birçok tıp dergisinde yayınlanan onlarca bilimsel makaleyle ispatlanmaya başlanmıştır. O tarihlerde elleri defalarca radyasyona maruz kalan birçok işçi ölümcül deri kanserine yakalanmış, kanserin yayılmasını önlemek için 100'den fazla kişinin organları kesilmiş ve birçok radyolog ise bu tip deri kanserinden ölmüştür. Bay ve bayan Curie'lerin her ikisinin ölümlerine, belki de radyasyonun sebep olduğu, kan kanser neden olmuştur (Köklü, 2006; Togay 2002).

1920'lerin sonuna gelindiğinde, böcekler üzerinde yapılan araştırma sonuçları radyasyonun genetik bozukluklara da neden olduğu ortaya koymaktaydı. Bu gerçeği ortaya çıkaran Herman Müller daha sonra Nobel barış ödülünü kazanmıştır (Coskun 2011).

2.6.1 Radyobiyojinin Temel Kanunu ve Radyasyon Duyarlılığı

Canlı organizmasının temel yapısı olan hücre ve hücre çekirdeğinin içinde genetik bilgileri barındıran DNA'nın, hücrenin bölünmesinden ve protein sentezinden sorumlu olarak ışınlanmış hücrelerde, esas hedef olduğu kanıtlanmıştır. Özellikle hücre bölünmesi sırasında hücre, radyasyona karşı en duyarlı evrededir ve bunda mitoz bölünme ile çoğalma sırasında DNA'nın iki katına çıkması ve radyasyon için daha fazla ışınlanacak bölge oluşturmalarının da payı olduğu kabul edilmektedir. Radyasyon etkisi ile DNA'nın tek kolunda, çift kolunda kırıklar ve bazı hasarlar oluşabilir.

Bergonie ve Tribondeau, 1906 yılında 'Rayobiyojinin Temel Kanunu' olarak adlandırılan ve radyasyonun biyolojik etkilerine dayanan bir hipotez geliştirdiler. Buna göre, ışınlanan canlılarda gözlenen biyolojik etkiler, ışınlanan hücrelerin bölünme kapasiteleri le doğru, farklılaşma dereceleri ile ters orantılıdır (Kaya, 2005).

2.6.2 Radyasyonun Hücre ile Etkileşmesi ve Hücre Duyarlılığı

Rayobiyojinin Temel Kanunu'na göre radyasyona karşı duyarlılık en hassastan en dirençliye doğru sıralanırsa: hızla bölünen, farklılaşmamış en duyarlı hücreler; eritroblastlar (eritrosit ana hücreleri), bağırsak kript hücreleri, sperm ana hücreleri ve epidermis bazal hücreleridir. Hücreler farklılaştıkça hızlı bölünme devam etmesine rağmen hassasiyet azalmaktadır. Miyelositler ve sperm oluşturan hücreler bu gruba girmektedir. Düzensiz bölünen ve dokulara destek sağlayan bağ dokusu hücrelerinin hassasiyetleri aradadır. Normalde bölünmeyen ancak ihtiyaç halinde bölünme kapasitesine sahip olan karaciğer, pankreas hücrelerinde az olmakla beraber duyarlılık vardır. Radyasyona karşı en dirençli hücreler ise, bölünmeyen ve ileri derecelerde farklılaşmış olan kas, sinir hücreleri, olgun eritrositlerdir. Bu sınıflamaya uymayan tek hücre grubu, dolaşan kana geçtikten sonra bölünmeyene ve son

derece farklılaşmış olmasına rağmen, radyasyona karşı duyarlı olan lenfositlerdir. Bu özellikleri, biyolojik doz tayinleri için büyük avantaj sağlamaktadır (Kaya, 2005).

Hücre, kabaca bir çekirdek bu çekirdeği çevreleyen jelsi yapıdaki sitoplâzma ve en dışta bunları saran bir zardan oluşur. Çekirdeğin içersinde hücre davranışlarıyla ilgili şifre bilgileri içeren ve görevi bunları bir sonraki nesillere değiştirmeden taşımak olan 'kromozomlar' bulunur. Kromozomlar ise histon denilen proteinler ile DNA zincirinden oluşur. Hücrenin yapı ve işlevleri DNA tarafından kontrol edilir (Togay, 2002).

İyonlaştırıcı radyasyonun bir canlıda biyolojik bir hasar yaratabilmesi için radyasyon enerjisinin hücre tarafından soğurulması gerekir. Bu soğurma sonucu hedef moleküllerde iyonlaşmalar ve uyarılmalar meydana gelir. Daha sonra ortaya çıkabilecek biyolojik hasarların başlatıcı olayları olan bu iyonlaşmalar, hücrenin genetik bilgilerini taşıyan DNA zincirlerinde kırılma ve hücre içerisinde kimyasal toksinlerin üremesine neden olabilir. Kırılmaların hemen ardından bir onarım faaliyeti başlar. Hasar çok büyük değilse DNA da meydana gelen kırılmalar onarılabilir. Ancak bu onarım esnasında da hatalar oluşabilir ve yanlış şifre bilgileri içeren kromozomlar meydana gelebilir (Köklü, 2006; Leslie et al, 2003; Togay 2002).

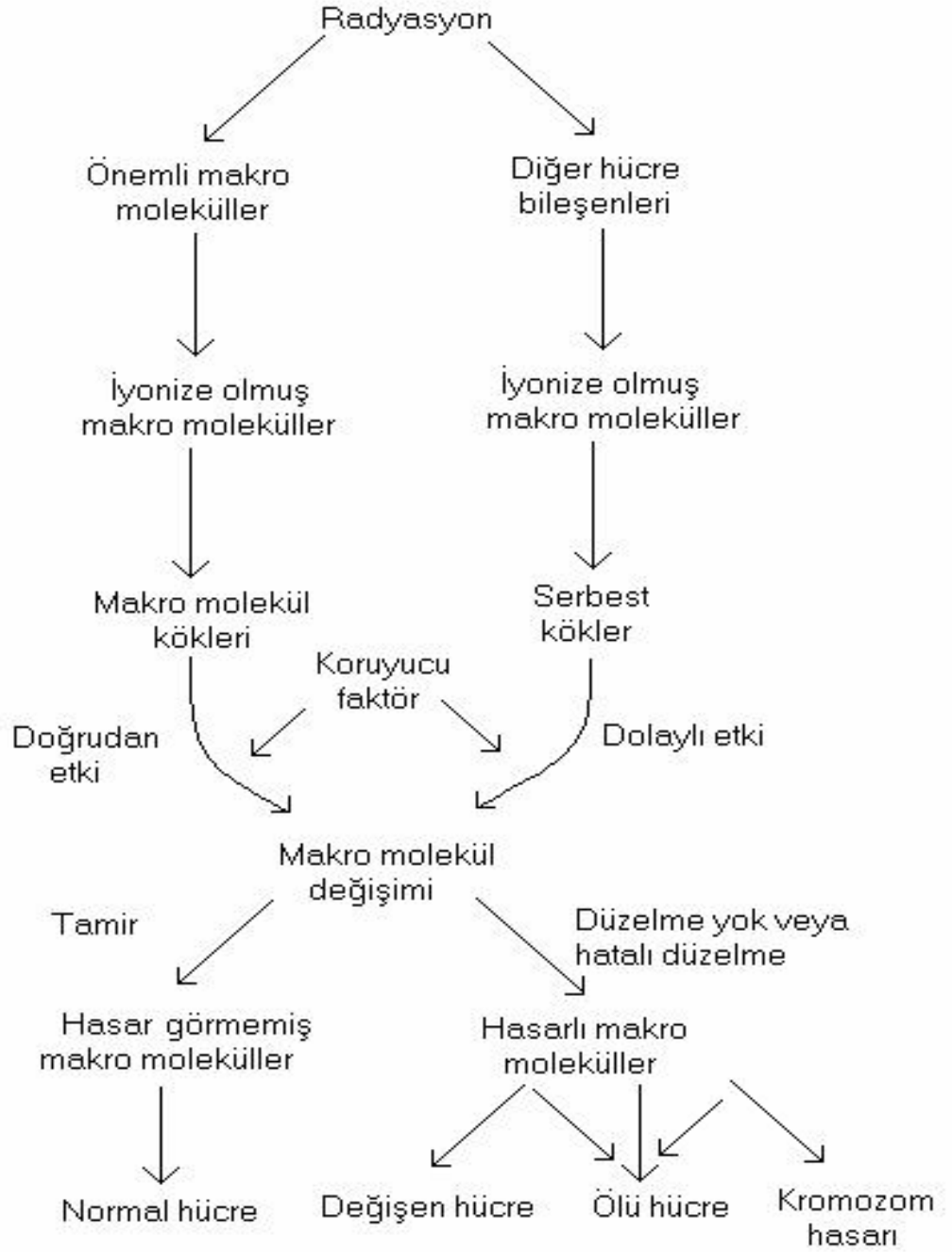
Radyasyon canlı vücudunu hava akımlarıyla, beslenmeyle veya absorbisyonla etkileyebilir. Radyasyon, bünyede, normal hücre faaliyetlerine son derece ciddi zararlar verir. Radyasyonun hücrelere verdiği zararlar;

1. Fiziksel
2. Kimyasal
3. Metabolik

Fiziksel kademe; enerji absorbisyon süreci olarak düşünülür ve çok hızlı gerçekleşir (10^{13} sn).

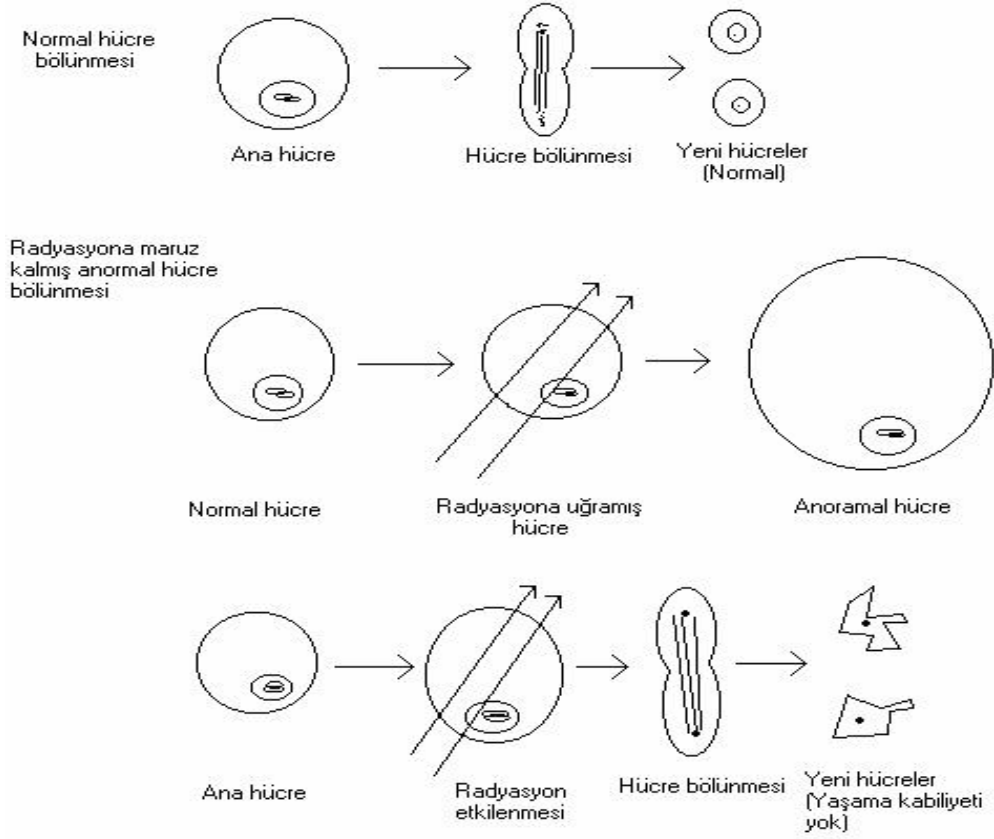
Kimyasal kademe; aktivite olmuş moleküllerin diğerleri ile ve normal hücrelerle reaksiyon periyodlarını içine alır. Saniyenin milyonda biri kadar kısa sürede gerçekleşir ve kimyasal denge kuruluncaya kadar devam eder.

Metabolik kademe; hücrelerde biyokimyasal değişme söz konusu olur (Köklü, 2006).



Şekil 2.9. Hücrelerde radyasyonun etkisi (Coskun, 2011)

Radyasyon, atomların yapısını veya elektrik yükünü değiştirdiğinden moleküllerin bağ mekanizmaları bozulur. Bu parçalardan yeni ve farklı moleküller meydana gelebilir, Şekil 2.12. Büyüme ve bölünme gibi hücre faaliyetleri enzimler tarafından kontrol edildiğinden, hücre hayatı radyasyondan tamamen etkilenir. Radyasyon hücrelerin erken ya da geç bölünmesine veyahut da hiç bölünmemesine sebep olur. Aynı zamanda yeni hücreler normal olmayan büyüme hızına sahip olabilir ve bölünme özelliğini kaybederler (Coşkun, 2011).



Şekil 2.10. Normal ve radyasyondan etkilenmiş hücrelerde hücre bölünmesi (Coşkun, 2011).

2.6.2.1 Kromozom Hasarlarına Etki Eden Faktörler

Kromozomda meydana gelen hasarın büyüklüğüne etki eden faktörleri özelliklerinden dolayı genel olarak iki grupta inceleyebiliriz;

- 1) Radyasyonun özelliklerine bağlı faktörler
- 2) Hedefin özelliklerine bağlı faktörler

Radyasyonun özelliklerine bağlı faktörler; Hasarın büyüklüğüne etki eden en önemli radyasyon özelliklerinden biri radyasyonun çeşidi ve sahip olduğu enerjidir; vücuda alınan veya enerjisi soğurulan iki radyasyon çeşidinden enerjileri aynı ancak iyonlaştırma yeteneği daha fazla olanı veya iyonlaştırma yeteneği aynı ancak enerjisi daha büyük olanı DNA'da daha büyük bir hasar meydana getirir.

Bir diğer önemli radyasyon özelliği doz hızıdır. Eşit dozdaki radyasyonların yüksek doz hızlarında uygulanmasıyla oluşacak hasar, düşük doz hızlarında uygulanmasına oranla

oluşacak hasarlardan daha büyük olacaktır. Örneğin, 1 Gy'lik bir dozun bir saatte alınması sonucu oluşacak hasar, aynı dozun bir hafta boyunca alınması sonucu oluşacak hasardan daha büyük olacaktır.

Radyasyon dozuna maruz kalış süresi de hasarın büyüklüğüne etki eden radyasyon özelliklerinden biridir; radyasyon kaynağının yakınında ne kadar çok zaman geçirilirse o kadar çok doza maruz kalınır. Bir ölçüm cihazının 5 mSv/saat doz hızı okuduğu bir bölgede kalınması halinde maruz kalınacak doz 1 saatte 5mSv, 2 saatte 10 mSv, 3 saatte 15 mSv, vs.'dir böylece süre arttıkça maruz kalınan doz miktarı artacak ve hasar da buna bağlı olarak büyüyecektir.

Hedefin Özelliklerine Bağlı Faktörler; Farklı doku hücreleri, radyasyona karşı farklı duyarlılık gösterir. Oksijen konsantrasyonu yüksek dokular ile sık sık bölünen, tam olarak farklılaşmamış, metabolik aktivitesi düşük ve bölünme safhasında olan hücrelerin radyasyona karşı duyarlılığı fazladır. Ayrıca, radyasyona maruz kalınan bölge ve bu bölgenin büyüklüğü de biyolojik hasarın büyüklüğünü etkiler. Bunların yanı sıra, radyasyona karşı duyarlılık kişiden kişiye, yaşa, cinsiyete ve organizmanın sağlığına göre de değişebilir (Togay, 2002). Ayrıca vücut sıcaklığı, metabolizma faaliyetleri ve oksijen miktarı radyasyona karşı duyarlılığı arttıran faktörler olarak bulunmuştur. Vücut sıcaklığının yükseldiği durumlarda (ateşli hastalıklar, vb.), organizmada metabolizma faaliyetlerinin arttığı durumlarda ve ortamdaki oksijen konsantrasyonunun arttığı durumlarda radyasyona karşı duyarlılık da artmaktadır (Arıkan, 2007).

2.6.3 Organlar ve Dokular Üzerindeki Radyasyon Etkileri

Radyasyon hasarlarına karşı tepkiler, ışınlanan organ ve dokuların radyasyon duyarlılıklarıyla bu organ ve dokuların vücutta gördüklerin fonksiyonlara bağlıdır Çizelge 2.5. Beyin dahil olmak üzere bütün sinir dokusu ve kalp dahil bütün kas dokusu genel olarak radyasyona duyarlı değildir. Bu dokulara öldürücü dozlar verilmesinden sonra ufak hemorajiler (kanamalar) dışında önemli bir etki görülmemiştir (Köklü, 2006).

Çizelge 2.5. Radyasyona karşı organların duyarlılıkları

Duyarlılar	Daha duyarlılar	Çok duyarlılar
Beyin	Cilt	Kemik iliği
Lenf dokusu	Safra kesesi	Tiroid bezi
Karaciğer	Dalak	Akciğer
Pankreas	Böbrek	Göğüs
İnce bağırsak	Kemik	Mide
Yumurtalık		Kalın bağırsak

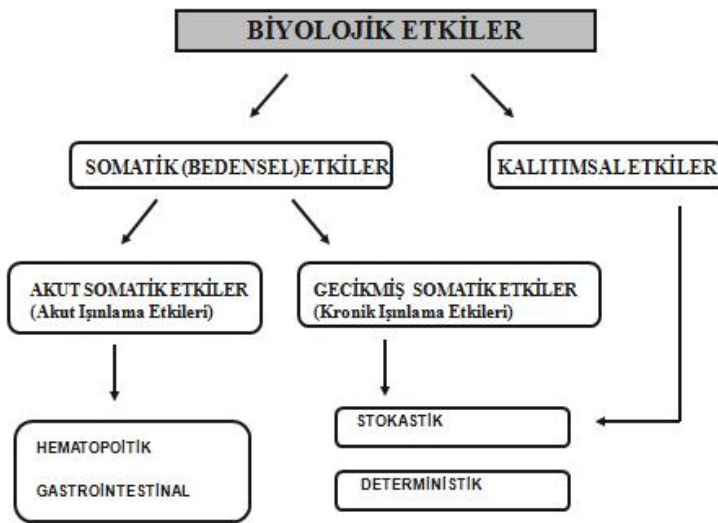
Bir doku veya organ üzerindeki radyasyon hasarı dokunun veya organın meydana getirdiği ürünlerin (hormonlar, özel hücreler, enzimler, vb.) artmasına veya azalmasına, dokunun veya organın büyümesinde aksaklıklara veya ölümüne sebep olabilir. Doku veya organ ürünlerinde meydana gelecek artma veya azalmalar, radyasyona maruz kalmayan diğer organ ve dokuların

faaliyetlerinin artmasına veya azalmasına sebep olabilir. Büyümedeki aksaklıklar hücre bölünmesini kontrol eden faktörlerin değişmesinden ileri gelmekte ve tümörlerin oluşmasına sebep olmaktadır. Doku ölümü ise, ışınlama sırasında meydana gelen tamiri olmayan hasardan ileri gelmektedir (Coşkun, 2011; Köklü, 2006).

Radyasyon etkisiyle hasara uğrayan bir doku, eğer tamamen tahrip olmamış ise, ışınamadan sonra tamir olayı başlayacaktır. Tamir olayı sırasında normal hücre fonksiyonları geçici olarak duracak ve ölen hücreleri yenilemek üzere hücreler hızla çoğalacaktır. Bu nedenle tamir olayı devam ederken vücudun diğer kısımları vücut için hayati öneme sahip bazı doku ürünlerinden mahrum kalabilirler. Böylece radyasyon hastalığının tedavisinde, özellikle vücudun hayati ihtiyacı olup o sırada vücut tarafından yapılan maddelerin sağlanması göz önünde tutulmalıdır (Coşkun, 2011).

2.7 Biyolojik Etkilerin Sınıflandırılması

Radyasyonun hücre ile etkileşmesi sonucunda kromozomda meydana gelen hasarlar bir takım biyolojik etkilerin oluşmasına yol açar. Bu etkiler, bedensel ve kalıtsal etkilerdir Şekil 2.12. Işınlanan kişinin kendi bedeninde meydana gelebilecek hasarlar bedensel etkiler, kendisinden sonraki nesillerde çıkabilecek hasarlar ise kalıtsal etkiler olarak adlandırılır. Bedensel ve kalıtsal etkiler de erken ve gecikmiş etkiler olarak iki farklı kategoride incelenebilir. Erken etkiler, kısa bir süre içinde ve bir defada yüksek dozlarla maruz kalınması sonucunda kısa bir zaman aralığı içerisinde ortaya çıkabilecek hasarlardır. Gecikmiş etkiler ise uzunca bir süre aralıklı olarak düşük dozlarla maruz kalınması sonucu ortaya çıkarlar. Erken etkiler akut ışınlanma etkileri, gecikmiş etkiler ise kronik ışınlanma etkileri olarak da adlandırılırlar (Togay, 2002).



Şekil 2.11. Radyasyonun biyolojik etkileri

2.7.1 Erken Etkiler (Akut Işınlanma Etkileri)

Vücudun belli bir bölgesi, tamamı veya büyük bir kısmı kısa bir zaman dilimi içerisinde büyük miktarlarda radyasyon dozuna maruz kaldığında ortaya çıkabilecek hasarlar kişiden kişiye değişmekle birlikte genel olarak birkaç gün veya hafta içerisinde şiddetli hasarlar, hastalıklar ve hatta ölüm meydana gelebilir.

Akut ışınlamalar olarak adlandırılan bu tip ışınlamalar, genellikle bir kaza sonucu meydana gelen istem dışı ışınlamalardır. Kazaların ana nedeni, radyasyon kaynaklarının kaybedilmesi, çalınması veya başka bir yolla kontrol dışı kalmaları olarak gözlenmektedir (Togay, 2002).

Bu tür radyasyon etkileşmesini izleyen dönemlerde, maruz kalınan radyasyon dozunun büyüklüğüne bağlı olarak farklı etkiler oluşabilir, Çizelge 2.6. (Daşdağ, 2010).

Çizelge 2.6. Ani (Akut) Tüm vücut ışınlamalarının insanlarda oluşturabileceği etkiler

Doz (Rem) (1rem=0.01Sv)	Gözlenen Klinik Etkiler
0 – 25	Gözlenen klinik etki yok
25 -100	Kan tablosunda meydana gelebilecek değişiklikler dışında gözlenebilen etki yok
100-200	Yorgunluk ve iştahsızlık Mide bulantıları ve 3 saat içinde kusmalar Kan tablosunda orta derecede değişiklikler Kan yapıcı organlar dışında birkaç hafta içinde iyileşme
2000 – 600	2 saat veya daha kısa sürede kusmalar (300 Rem ve üzerinde doz alanlarda) İç kanamalar ve enfeksiyon Kan tablosunda büyük değişiklikler 2 hafta içinde saç dökülmesi (300 Rem ve üzerinde doz alanlarda) Alınan radyasyon dozuna bağlı olarak bir ay ile bir yıl arasında % 20 - % 100 oranında iyileşme
600 – 1000	1 saat veya daha kısa sürede kusmalar Kan tablosunda büyük değişiklikler İç kanama ve enfeksiyon 2 ay içinde % 80 - % 100 oranında ölüm gerçekleşecek. Sağ kalanların ise iyileşmesi oldukça uzun sürecektir.

Radyasyon kazalarında yüksek dozlara, ani ve şiddetli olarak maruz kalma sonucunda Akut Radyasyon Sendromları (ARS) denilen hastalık belirtileri ortaya çıkar. ARS düzeyi; maruz kalınan doz seviyesine, doz hızına, ışınan dokuların radyasyona olan duyarlılığına, ışınlanan vücut bölgesi ve ışınlamadan etkilenen organ sisteminin genişliğine bağlıdır. Tüm vücut ışınlandığında hasarın şiddeti daha fazladır. Aynı dozun, vücuda kısmi uygulanması sağlık üzerinde daha az etki yapar (Kaya, 2005).

2.7.2 Gecikmiş Etkiler (Kronik Işınlanma Etkileri)

Akut ışınlanma etkileri her ne kadar ürkütücü gözükse de bunlara neden olan ve genellikle bir kaza sonucu meydana gelen yüksek dozlu ışınlanmaların nadiren görülmesi sevindiricidir. Radyasyona en fazla maruz kalan kişiler olan radyasyon çalışanlarının kontrollü olarak aldıkları düşük dozların bu tür etkileri yoktur. Ancak, bu kişilerin uzunca bir süre içinde aralıklı olarak düşük dozlara maruz kalması yani kronik olarak ışınlanması sonucu meydana gelebilecek etkiler yıllar sonra ortaya çıkabilir (Togay, 2002). Örneğin, bir radyoterapi, radyoloji veya nükleer tıp kliniğinde çalışanlar veya endüstride meslekleri gereği iyonize radyasyonlarla etkileşenler düzenli ve sürekli bir şekilde ışınlamalara maruz kalır. Bu yüzden bu tür alanlarda çalışanlar için radyasyonun kronik etkileri risk oluşturabilmektedir (Daşdağ, 2010). Bunun sebebi ise, doz düşük dahi olsa tekrarlanan ışınlamalarda organizmanın bir sonraki ışınlamaya kadar hasarı onaramaması ve hasarın gittikçe artmasıdır (Togay, 2002).

Kronik olarak ışınlanan kişilerde, yıllar sonra katarakt ve kanser vakarlı görülebileceği gibi doğal ömür sürelerinde de bir kısalma söz konusu olabilir. Ayrıca, bu kişilerin kendilerinden sonraki nesillerinde kalıtsal bozukluklara rastlanabilir. Göz merceğinin uzun yıllar boyunca yıllık olarak 0.1 Sv' in üzerinde bir doza maruz kalması gözde fark edilebilir bir opasite (saydamlık kaybı) oluşumuna neden olabilirken bu doz 0.15 Sv'in üzerine çıktığında katarakt meydana gelebilir (Köklü, 2006).

Hayvanlar üzerinde yapılan deneyler, radyasyonun yaşlanmayı hızlandırdığını ve buna bağlı olarak da doğal yaşam süresinde belli bir kısalmanın söz konusu olabileceğini ortaya koymaktadır. Bu deney sonuçlarının insanlara ekstrapole edilmesiyle yapılan çalışmalar, bu etkinin insanlar için de doğru olduğunu göstermektedir (Togay, 2002).

Birçok bilim adamı, ne kadar az olduğunu önemsemeksizin, radyasyon ışınlamalarının kanser riski taşıdığını kabul eder. Bir kişi kansere yakalandıktan sonra bunun nedeninin ne olduğunu anlamak bugün için imkânsızdır. Radyasyonu sebep olduğu kanseri başka bir etmenin sebep olduğu kanserden ayırt etmek mümkün değildir. Bu yüzden radyasyonun sebep olduğu kanserle ilgili çalışmalar, ortalama doğal radyasyon seviyesinden çok daha fazla bir doza maruz kaldıkları tespit edilmiş kanserli hasta grupları üzerinde sürdürülmektedir. Kişisel olarak maruz

kaldıkları dozlar aşağı yukarı tahmin edilebilen bu gruplardan elde edilen verilerle bir risk tahmini yapmak mümkün olabilmektedir. Sözü edilen bu gruplar, atom bombasından sağ kalanları, tıbbi ışınlanmaya maruz kalan hastaları, mesleği gereği ışınlananları, çevreye yayılan atıklardan etkilenenleri ve çok yüksek rakımlarda yaşayanları kapsamaktadır (Köklü, 2006).

Vücudun bazı bölgeleri diğerlerine nazaran daha meyilli olsa da, radyasyon hemen hemen her doku ve organda kansere yol açabilir. Atom bombasından sağ kalanlar üzerinde yapılan ortalama ömür çalışmaları mide, kalın bağırsak, karaciğer, akciğer, göğüs, dişi üreme bezi ve mesane kanserleri kadar tüm katı tümörler için de radyasyonun istatistiki olarak kayda değer etkilerini ortaya koyarak kanser vakaları ile ölüm oranlarının benzer olduğunu göstermektedir (Togay, 2002).

Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu (ICRP), sürekli olarak radyasyonla çalışanları ve toplum üyesi kişilerin maruz kaldıkları düşük dozların etkileri ile ilgili veriler toplamakta ve bu veriler dayanarak risk tahminleri yapmaktadır. Bu komitenin yaptığı tahminlere göre, radyasyon çalışanlarının 18 il 64 yaş arası 46 yıllık çalışma yaşamı boyunca 10, 20, 30 ve 50 mSv'lık, toplum üyesi kişilerin ise 70 yıllık bir yaşam süresi boyunca yıllık 1, 2, 3 ve 5 mSv'lık dozlara maruz kalmaları halinde ortaya çıkabilecek sonuçlar Çizelge 2.7 ve Çizelge 2.8.' de gösterilmektedir (Kaya, 2005).

Çizelge 2.7. Radyasyon çalışanlarının ışınlanması sonucu oluşabilecek hasarın nitelikleri

Yıllık etkin doz (mSv)	10	20	30	50
Yıllık ömür dozu (Sv)	0.5	1	1.4	2.4
Ölümlerle sonuçlanma olasılığı (%)	1.8	3.6	5.3	8.6
Ölümcül olmayan kanser katkısı (%)	0.36	0.72	1.06	1.72
Kalıtımsal etkilerin katkısı (%)	0.36	0.72	1.06	1.72
Toplam (%)	2.52	5.04	7.42	12.04
Ölüme bağlı ömür kaybı (yıl)	13	13	13	13
18 yaşından itibaren tahmini ortalama yaşam süresi kaybı (yıl)	0.2	0.5	0.7	1.1

Çizelge 2.8. Toplum üyesi kişilerin ışınlanması sonucu oluşabilecek hasarın nitelikleri

Yıllık etkin doz (mSv)	1	2	3	5
Yaklaşık ömür dozu (mSv)	70	140	210	350
Ölümlerle sonuçlanma olasılığı (%)	0.4	0.8	1.1	2
Ölümcül olmayan kanser katkısı (%)	0.08	0.16	0.22	0.4
Kalıtımsal etkilerin katkısı (%)	0.11	0.21	0.29	0.53
Toplam (%)	0.59	1.17	1.61	2.93
Ölüme bağlı ömür kaybı (yıl)	13	13	13	13
Doğumdan itibaren tahmini ortalama yaşam süresi kaybı (yıl)	0.05	0.11	0.16	0.3

ICRP, bu risk seviyelerine dayanarak radyasyon çalışanları ve toplum üyesi kişiler için bazı doz sınırları belirlemiştir. Radyasyona maruz kalmış kişilerde herhangi bir vücut hasarı ve aşırı bir genetik etki yaratması eklenmeyen bu doz sınırları Çizelge 2.9 'da verilmiştir (Kaya, 2005).

Çizelge 2.9. Radyasyon çalışanları ve toplum üyesi kişiler için doz sınırları (Demir, 2011; Url-1, 2012; Leslie et al, 2003; Powsner et al, 2006).

		Radyasyon çalışanları (mSv)	Toplum üyesi kişiler (mSv)
Etkin doz sınırı	Ardışık 5 yılın ortalaması	20	1
	Herhangi bir yılda	50	5
Yıllık eşdeğer organ dozu sınırı	Göz merceği	150	15
	Deri (cm ²)	500	50
	Eller ve ayaklar	500	50
Hamile bir radyasyon çalışanının batın (abdomen) eşdeğer dozu		Hamileliğin bildirilmesinden sonra 2 mSv	

2.8 Radyasyona Karşı Alınacak Önlemler

Radyasyondan korunma konusu açıldığında, nedense hep mesleki radyasyon akla gelir. Tıbbi radyasyona fütursuzca göğüs açılırken onun benzeri riskleri hiç düşünülmez. Vücut için tıbbi ve mesleki radyasyonlar aynı risklere sahiptir. Diğer taraftan, güvenli doz sınırları hekimi bağlamayıp, hekim tedavinin gerektirdiği radyasyon dozunu tıbbi usullerle belirler ve uygular. Ancak tıbbi teşhiste mutlaka gerekmedikçe röntgene başvurulmamalıdır. Tüm radyasyonlu çalışmalar, insanlara makul olan en az doza mal olacak şekilde düzenlenmelidir (Epik ve diğerleri, 2001).

Radyasyon korunmasında temel ilkeler, uygulamaların gerekliliği ve uygulamalardaki etkinliktir. Doz sınırlarının uygulanmasıdır.

Radyasyon korunmasının hedefi ise, doku hasarına sebep olan deterministik etkileri önlemek ve stokastik etkilerin meydana gelme olasılıklarını kabul edilebilir düzeylerde sınırlandırmaktır.

Fiziksel korunma yöntemleri ise,

Zaman; bir radyasyon kaynağından alınan radyasyon dozu kaynak yakınında bulunma süresiyle doğru orantılıdır. Kaynak yakınında çalışma sürelerinin azaltılmasıyla alınan radyasyon dozu da aynı oranda azalmış olacaktır.

Uzaklık; radyasyon kaynağına yaklaştıkça maruz kalınacak radyasyon şiddeti artar. Radyasyon dozu kaynağa olan mesafenin karesiyle ters orantılı olarak değişir (ters kareler kanunu).

Örneğin,

- Ölçülen doz şiddeti 1 m de 400 μSv / saat
- Beklenen doz şiddeti 2 m de 100 μSv / saat
- 10 m de 4 μSv / saat
- 20 m de 1 μSv / saat

Zırhlama; radyasyon kaynağı ile kişi arasına havadan daha yoğun bir maddenin konulmasıyla radyasyon şiddeti azaltılabilir. Zırhlama materyalinin seçiminde, radyasyonun tipi; radyasyonun enerji; malzemenin atom numarası ve malzemenin yoğunluğu göz önünde bulundurulur.

Radyasyon korunmasının temelindeki varsayım; radyasyonun zararlı etkilerinin olamayacağını söyleyebilecek bir değer olmamasıdır. Düşük seviyeler bile zarar riski taşımaktadır. Korunma yöntemleriyle, radyasyon dozları mümkün olabildiğince düşük düzeyde tutulmalıdır (Url-1, 2012).

2.8.1 Radyasyon Çalışanlarının Korunması

Radyasyon ve radyoaktif maddeler ile çalışanlar doğal radyasyonlara maruz kalmaktadır. Buna, **mesleki ışınlama** denir. Mesleki ışınlamaların en büyük grubunu tıpta radyasyon alanlarında çalışanlar ve radyoaktif maddeler kullanarak teşhis ve tedavi yapanlar oluşturur. Görevi gereği nükleer veya radyolojik departmanlarda radyasyon veya radyoaktif maddelerle çalışan personelin, radyasyon dozu ölçen cihazlarla dikkatli ve sürekli bir şekilde kontrol edilmeleri gerekir. Personelin radyasyon kaynakları yanında gereğinden fazla kalmaması ve kendisi ile radyasyon kaynağı arasına gerekli zırh malzemesi konarak radyasyon tehlikelerinden korunmalar sağlanır. Çalışanın maruz kaldığı radyasyon dozları film veya diğer tıp dozimetrelerle ölçülerek 5 yılın ortalaması olarak yılda müsaade edilen 20 mSv'lik doz sınırını aşanlar ikaz edilmelidir.

Türkiye'nin TAEK aracılığıyla üye olduğu uluslararası radyasyondan korunma komisyonu (ICRP), uluslararası atom enerjisi ajansı (IAEA) ile bu kurumların belirlediği standartlara uygun düzenlemeler olan AB direktiflerinde:

-Uygulanabilir, yeterli ve güvenli bir denetleme sistemi ile bu sistemin kontrol dışı kalması durumunda yerine geçecek bir mekanizmanın kurulması,

-Kişisel dozimetre ve çevresel izleme işlevlerinin yerine getirilmesi ve radyasyon izleme cihazlarının standart dozimetre laboratuvarlarına uygun olarak kalibrasyonlarının yapılması gerektiği,

-Mesleki maruziyet olasılığı ve bu olasılığın derecesine uygun olarak korunma ve güvenlik için uygun ve yeterli donanım, ekipman ve hizmetlerin sağlanması gerektiği,

-Çalışanların sağlık kontrollerinin düzenli olarak yapılması gerektiği,

-Her ülkenin radyoaktif kaynaklar için ulusal kayıt sisteminin bulunmasının gerektiği, bu bilginin korunması ve diğer ülkelerle uyumu için aynı formatta tutulması gerektiği belirtilmektedir (T.C.M.E.B., 2008).

2.9 NÜKLEER TIP

En basit tanımıyla nükleer tıp, hastalıkların tanı ve tedavisinde radyoaktif maddelerin kullanımınıdır.

Halen ülkemizde üniversitelerde, büyük illerin devlet ve sigorta hastaneleri ile bazı özel merkezlerde hizmet veren nükleer tıp bölümlerinde hemen her organ sistemiyle ilgili hastalıklarda fonksiyon (işlev) görüntülemesi yapılmaktadır. Bu merkezlerde yapılan tanısal tetkikler; tiroid, kemik, kalp, böbrek ve diğer birçok organın ve hastalığın sintigrafik görüntülenmesi olup aynı zamanda tiroid hastalıkları başta olmak üzere bazı tümör ve enflamatuar hastalıkların tedavisi de yapılmaktadır.

Nükleer tıp tarihçesi 1800' lü yılların başında İngiliz kimyager John Dalton'un atom teorisini ortaya atmasına, Alman Wilhelm Konrad Roentgen' in 1895' de X ışınlarını bulmasına, 1928' de Amerika Ernest Lawrence' ın siklotronu yapmasına kadar uzanmaktadır. Nükleer tıp gelişimindeki en önemli adım 1934 yılında Marie Curie'nin yapay radyoaktiviteyi keşfetmesidir. Ancak birçok tarihçi nükleer tıpın gerçek başlangıcı olarak radyoaktif iyodun toksik guatr (zehirli guatr) tedavisinde kullanılmaya başlandığı 1940'lı yılları göstermektedir.

Halen nükleer tıp görüntülemelerinde en sık kullanılan radyoaktif madde olan teknesyum yapay olarak 1937 yılında üretilmiştir, 1965 yılından sonra ticari üretim, dağıtım ve kullanımı başlamıştır. Takip eden yıllarda karaciğer-dalak ve beyin görüntülemesinde kullanılan ajanlar bulunarak nükleer tıp günümüze kadar süren hızlı gelişmesine başlamıştır.

Nükleer tıp alanında ilk uzmanlar 1972 yılında Amerika Birleşik Devletleri'nde yetişmeye başlamıştır.

Nükleer tıp bir organ, doku veya kemik fonksiyon bozukluğuna dayanan tıbbi problemin belirlenmesinde kullanılan bir yöntemdir. Sintigrafi olarak bilinen Nükleer Tıp testleri güvenli ve ağrısızdır.

Nükleer Tıp testinde düşük miktarda radyoaktif madde vücuda enjeksiyon, ağız yolu veya solunum yolu ile verilmektedir. Vücudun değişik bölümleri için değişik radyoaktif izleyiciler kullanılmaktadır. Radyoaktif maddenin miktarı hastanın en düşük radyasyon dozu alacağı şekilde dikkatle belirlenir. 'GAMMA Kamera' ismi verilen özel bir cihaz kullanılarak görüntüler alınır. Kamera, görüntülenen organ içindeki radyoaktif maddeyi görüntüler ve bu bilgileri bir bilgisayar ekranına veya filme kaydeder (Köklü, 2006).

2.10. PERSONEL DOZİMETRESİ

Personel monitoringi, radyasyon alanında çalışan kişilerin almış olduğu radyasyon dozlarının ölçülmesidir. İki temel amacı vardır. Bunlar;

- 1- Radyasyonla çalışanların dozlarını mümkün olduğu kadar düşük tutmak.
- 2- Kişilerin maruz oldukları tüm radyasyonları ölçülmesi, değerlendirilmesi ve kayıtlarının tutulmasıdır.

Bu sistemle kişilerin hem dış he de iç ışınlamalarla maruz oldukları tüm vücut veya belirli organ dozlarının ölçülmesini içermelidir. Dozimetre işlemi şu yöntemlerle yapılmaktadır.

- Dış ışınlamalar için bireysel dozimetrelerin taşınması
- İç ışınlamalarda personel dozimetri (Stabin, 2010).

2.10.1. Dış Işınlamalar İçin Bireysel Dozimetreler

Dozimetreler vücut üzerinde, boyun ile bel arasında taşınmalıdır. Çünkü gonad ile kan üretici organların çoğu vücudun bu bölgesinde kalmaktadır. Dozimetreler göğüs cebi üzerine konulduğu zaman cepte unutulmuş cisimler bir zırh teşkil edebilir o yüzden yaka veya kemere takılmalıdır.

Eğer kurşun önlük gibi koruyucu giysi giyiliyorsa, bir tek dozimetrenin koruyucu giysi dışında taşınması, tüm vücut dozunu doğru olarak göstermez. Çünkü gövde içinde yer alan gonad ve kırmızı kemik iliği organlarının alacağı doz az olacağı için tüm vücut dozu fazla olarak görülecektir. Sade bir dozimetre kullanılıyorsa, tüm vücut dozunun ölçülmesi bakımından kurşun önlük altında taşınmalıdır.

Kapalı ve açık radyoaktif kaynakların kullanıldığı yerlerde özellikle el dozunun belirlenmesi önemlidir. Ele takılan dozimetreler, olası ışınlamanın maksimum olduğu yere takılmalıdır. Tüm

vücudun, deri el/bilek ve lens dozlarının ölçülmesi amacıyla genellikle dört çeşit dozimetre kullanılmaktadır.

- 1- Cep (kalem) dozimetresi
- 2- Film dozimetresi
- 3- Termolüminesans dozimetresi (TLD)
- 4- Sesle uyarı veren cihazlar (Stabin, 2010).

2.10.1.1. Cep Dozimetresi

Temel olarak hava dolu iyon odasıdır. Temelde elektroskop ile çalışır.

Dozimetreye gelen radyasyonun oluşturacağı iyonlar metal tel ve fiber üzerindeki yükleri nötralize edecektir. Yüklerin azalması ile fiber, metal tele yaklaşacaktır. Dozimetrenin içine bakıldığı zaman görünen fiber ile skala üzerinde doz miktarı okunabilecektir.

Cep dozimetrelerini kullanırken dikkat edilecek noktalar şunlardır.

;

- İşe başlarken cep dozimetresi yüklenip, okunan değer kaydedilmelidir.
- Radyasyon alanında çalışırken giysiye takılmalıdır.
- Ara sıra okunmalı ve iş bitiminde okunan değer kaydedilmelidir.
- Dozimetre düşer ya da bir şeye çarparsa okumanın normal olup olmadığı kontrol edilmelidir.
- Cep dozimetreleri el veya lens dozu ölçmek için kullanılmamalıdır (Stabin, 2010).

2.10.1.2. Film Dozimetresi

Film dozimetresinde kullanılan filmler 150 KeV altında enerjiye bağlıdır. Bu bağımlılıktan kurtulmak ve farklı türdeki radyasyonları ayırt edebilmek için taşıyıcı içinde çeşitli kalınlıkta metal filtreler kullanılır. Taşıyıcı içindeki filmler maruz oldukları beta, X ve gama ışınları ile kararır. Taşıyıcıya gelen radyasyon miktarı ne kadar fazla ise film de o kadar fazla kararacaktır. Bu kararlar 'densitometre' denilen cihaz ile ölçülür ve film dozimetre servisi de bu kararlara karşı gelen radyasyon dozunu hesaplar.

2.10.1.3. Termolüminesans Dozimetresi

LiF, CaSO₄ (Mn) ve CaF₂ (Mn) gibi maddelerden yapılmış kristaller radyasyonla ışılandıkları zaman radyasyonun bıraktığı enerjiyi depolarlar. Depolanan bu enerji kristal

ısıtıldığında ışık enerjisine dönüşmektedir. Bu yüzden bu dozimetrelere ısı ile ışık yayılımı anlamına gelen termolüminesans dozimetre (TLD) denir. 'TLD okuyucusu' denilen cihazlar kristalleri ısıtarak, yaydıkları ışık miktarını hassas bir şekilde ölçer (Stabin, 2010).

2.10.1.4. Sesle Uyarı Veren Cihazlar

Bunlar dozimetreler yanında kullanılmak üzere küçük elektronik devrelerden yapılmış cihazlardır. Genellikle kemer üzerinde taşınırlar. Bunlarla doz ölçümü yapılamaz, sadece radyasyon seviyesinin yüksek olup olmadığı anlaşılır (Stabin, 2010).

2.10.2. İç Işınlamalarda Personel Dozimetre

Açık radyoaktif maddelerle çalışan personelin iç ışınlamaya maruz olup olmadıklarının ölçülmesi gereklidir. Bu ölçüm, radyoaktif maddelerin vücut içerisine girip girmediğinin belirlenmesi ve tüm vücut veya belirli organlar için alınan dozu hesaplamak amacıyla yapılır. İç ışınlamayı ölçmek için üç yöntem kullanılır.

- 1- Vücuttan alınan biyolojik örneklerin analiz edilmesi (Bioassay).
- 2- Kısmi/tüm vücut sayımı.
- 3- Çevresel ölçüm (Stabin, 2010).

2.10.2.1. Biyolojik Ölçüm (Bioassay)

Vücuttan alınan kan, tükürük, saç, gaita, idrar vb. örneklerindeki aktivite ölçümlerinin yapılarak açık radyoaktif maddelerle çalışan personelin iç ışınlamaya maruz olup olmadıklarının belirlenmesi veya ışınlamaya maruz kalmış iseler aldıkları dozların hesaplanmasıdır. Alınacak biyolojik örnekler radyoaktif maddenin fiziksel ve kimyasal formuna, vücuda giriş şekline bağlıdır. Suda çözünebilen maddeler hızla vücut sıvılarına (kan, idrar vb.) karışmaktadır. Solunum yoluyla alınan suda çözünmeyen maddeler vücut sıvılarında görülmez, ancak gaitada görünebilir.

İdrar analizi rutin olarak kullanılan en yaygın biyolojik ölçümdür. Toplam alfa ve beta aktivite ölçümü sonucunda, belirli radyoizotoplar için vücutta birikim olup olmadığı tespit edilebilir.

Kan analizi, yüksek miktarda suda çözünür radyoaktif maddelerin vücutta alınması veya yüksek düzeyde nötron dozu ölçümünde kullanılır.

Tükürük ve burundan alınan örnekler genellikle partikül yapıdaki maddelerle çalışan personele uygulanmaktadır (Stabin, 2010).

2.10.2.2. Kısmi/Tüm Vücut Sayımı

Ağız veya solunum yoluyla vücut içine alınan gama ışını yayan radyoaktif maddelerin aktivitelerinin ölçülmesidir. Bu ölçümlerden yararlanarak belirli organların veya tüm vücudun aldığı doz hesaplanabilir.

2.10.2.3. Çevresel Ölçüm

Çevresel ölçüm radyoaktif maddelerle çalışılan yerlerdeki hava ve yüzeydeki radyoaktivite miktarlarının belirlenmesidir. Havadaki radyoaktivite miktarı çeşitli filtreler (kağıt, glass fiber vb.) kullanılarak ölçülmektedir. Filtreler üzerinden hava geçirilerek partikül veya aerosol yapıdaki maddelerin burada tutulması sağlanır. Hassas aktivite ölçüm cihazları ile toplanan aktivite ölçülür. Filtreden geçen aktivite miktarı göz önüne alınarak 1m³ havadaki aktivite miktarı bulunur. Uluslar arası Radyasyon Korunma Komitesi (ICRP)'nin yayınlamış olduğu dönüşüm değerleri kullanılarak çalışanların alacakları dozlar hesaplanır.

Yüzeydeki kontaminasyonun ölçülmesi ya doğrudan ya da dolaylı olarak yapılmaktadır. Doğrudan ölçüm metodu cihazın probunun kontamine alanın üzerinde gezdirilmesi, dolaylı ölçüm metodu ise kirlenen yüzeyden kir örneklerinin alanın dışında ölçülmesidir (Stabin, 2010).

2.10.3. Doz Kayıtlarının Saklanması

Radyasyonla çalışan kişilerin do limitleri yıllık ve 50 yıllık gibi uzun periyodlarla verildiği için doz kayıtlarının saklanması zorunludur. Kayıtlar hem dış hem de iç ışınlana dozlarını ayrı ayrı içermelidir (Stabin, 2010).

3. MATERYAL VE YÖNTEM

Celal Bayar Üniversitesi Hastanesi Nükleer Tıp Anabilim Dalı'nda çalışan 5 personel (radyofarmasist, gama kamera teknisyeni, hemşire, hekim ve temizlik personeli) çalışmamıza dahil edilmiştir. Bir ay boyunca mesai saatleri içerisinde elektronik (mSv) ve kalem (mR) dozimetre olmak üzere iki farklı dozimetreyi bel hizasında taşımışlardır (Şekil 3.1 ve Şekil 3.2).



Şekil 3.1. Elektronik cep dozimetre



Şekil 3.2. Kalem dozimetre

Radyofarmasistin bir ay boyunca her iki dozimetre de kurşun önlük altında kalacak şekilde doz takibi yapıp kayıtları tutulmuştur. Bu çalışan için günlük rutin olarak yaptığı işlemler sağım (Şekil 3.3) ve radyofarmasötik işaretleme (Şekil 3.4) olarak belirlenmiştir. Radyofarmasistin bu işlemlerden aldığı radyasyon dozunu hesaplamak için aynı dozimetrelerle ölçüm alınmıştır.



Şekil 3.3. Sağım işlemi



Şekil 3.4. Radyofarmasötik işaretleme

Gama kamera teknisyeni için aylık doz değerleri kaydedilmiştir. Bu süre içerisinde rutin olarak yaptığı 3 işlem belirlenmiştir. Bunlar;

- Gatedlı miyokard tarama işleminde elektrot takma ve çıkarma işlemi (ETK) (Şekil 3.5),
- Dinamik böbrek görüntüleme esnasında yapılan diüretik enjeksiyonu (DE) (Şekil 3.6),
- Üç fazlı kemik sintigrafisi için alınan erken dinamik görüntüleme sonrası hasta kaldırma (ÜHK) (Şekil 3.7) işlemleridir.



Şekil 3.5. ETK

Şekil 3.6. DE

Şekil 3.7. ÜHK

Teknisyenin bu üç işlemten maruz kaldığı radyasyon dozu ayrı ayrı hesaplanmıştır. Bunun için Geiger-Müller dedektörüyle (Şekil 3.8), kurşun önlük altından doz hızı ölçümü yapılarak işlem başına alınan ortalama radyasyon dozu değerleri elde edilmiştir.



Şekil 3.8. Geiger-Müller



Şekil 3.9. Efor testi

Hemşire için de aynı dozimetre ve yöntemler kullanılarak aylık radyasyon dozu tespit edilmiştir. Gatedli miyokard tarama işleminde efor testi rutin işlem olarak belirlenmiştir (Şekil 3.9). Bu test sırasında hemşirenin hastayı efora hazırlama, efor sırasında enjeksiyon işlemi ve bu işlemler arasında bekleme boyunca Geiger-Müller dedektörüyle kurşun önlük altından doz hızı ölçümü yapılmıştır. Elde edilen değerler kullanılarak tek bir efor testi için maruz kaldığı ortalama radyasyon değeri hesaplanmıştır.

Hekim için de yine aynı dozimetre ve yöntemler kullanılarak bir aylık maruz kaldığı radyasyon dozu belirlenmiştir. Rutin işlem olarak gatedli myokard tarama işleminde efor testi dikkate alınmıştır. Bu test sırasında işlem başına maruz kalınan ortalama radyasyon dozu hesaplanmıştır. Bölümün hekimi işlem sırasında kurşun önlük kullanmayı tercih etmediği için ölçümleri önlüksüz olarak alınmıştır.

Burada hekim ve hemşire için aynı rutin işlem seçilmiş olsa da elde edilen değerler her iki çalışanın görev ve hastayla olan mesafeleri farklılık gösterdiğinden birbirinden ayrı maruziyet oluşturmaktadır.

Temizlik personeline de aynı kalem ve elektronik cep dozimetreleri kullanarak bir ay boyunca maruz kaldığı doz değerleri günlük olarak kaydedilmiştir. Personel rutin olarak yaptığı işlem de günün sonunda radyoaktif olan hastaların kullandığı tuvalet temizliği ele alınmıştır. Bu işlemi yaparken kurşun önlük kullanmamıştır.

Ayrıca 5 personelin aylık ölçümlerinde açılan elektronik cep dozimetre bir ay boyunca hiç kapatılmamıştır ve ölçüm dışında radyasyon olmayan bir alanda bırakılmıştır. Bu şekilde background değerleri göz önünde bulundurulmuştur.

4. BULGULAR

Celal Bayar Üniversitesi Hastanesi Nükleer Tıp Anabilim Dalı' nda görev alan 5 personel için (radyofarmasist, gama kamera teknisyeni, hemşire, hekim ve temizlik personeli) çalışma boyunca yapmış olduğumuz ölçümler sonucunda her bir çalışan için tespit ettiğimiz maruz kaldıkları doz değerleri ayrı ayrı çizelgeler halinde aşağıda verilmiştir.

Radyofarmasist :

Nükleer tıp alanında, uygun radyonüklid ile kimyasal bir ajanın (farmasötik) işaretlenmesiyle elde edilen hastalıkların teşhis ve tedavisinde kullanılan maddeye 'radyofarmasötik' adı verilir.

Radyofarmsötiklerin formülasyonu, geliştirilmesi, hazırlanması, işaretlenmesi, kalite kontrolü, kayıtların tutulması ve hastaya uygulanmasına kadar geçen süreçten sorumlu olan kişiye de 'radyofarmasist' denilmektedir.

Aşağıdaki Çizelge 3.1.' de bu personel için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri yer almaktadır. Ölçümün yapıldığı 4 hafta içerisinde bölümde 232 inceleme yapılmıştır.

Çizelge 3.1. Radyofarmasist için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri

HAFTALAR	TOPLAM DOZLAR(μ Sv)
1.Hafta	31
2.Hafta	26
3.Hafta	18
4.Hafta	27
BİR AYLIK TOPLAM DEĞERLER	102 = 0.102mSv
HAFTALIK ORTALAMA DEĞERLER	25.5
Kalem Dozimetre (4 Haftalık Ölçüm)	11 mR
Tahmini Yıllık Doz	1,22mSv

Radyofarmasist için belirlenen rutin işlemler sırasında yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri Çizelge 3.2.' deki gibidir.

Çizelge 3.2. Radyofarmasistin rutin işlemleri için yapılan ölçümden elde edilen doz değerleri

İşlem	Elektronik Cep Dozimetre(μ Sv)	Kalem Dozimetre (mR)
Sağım için doz değeri	22	6.25
Radyofarmasötik İşaretleme için doz değeri	-	4.25

Gama kamera teknisyeni;

Gama kamera teknisyeni, radyofarmasötik verilen hastalardan, gama kamera ile görüntüleme işlemini yapan kişidir. Çizelge 3.3.' de bu çalışan için bir ay boyunca yapılan ölçümler sonucunda elde edilen maruz kaldığı doz değerleri yer almaktadır.

Çizelge 3.3. Gama kamera teknisyeni için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri

HAFTALAR	TOPLAM DOZLAR(μ Sv)
1.Hafta	30
2.Hafta	25
3.Hafta	33
4.Hafta	30
BİR AYLIK TOPLAM DEĞERLER	118 = 0.118mSv
HAFTALIK ORTALAMA DEĞERLER	29.25
Kalem Dozimetre (4 Haftalık Ölçüm)	10mR
Tahmini Yıllık Doz	1.42mSv

Aşağıdaki Çizelge 3.4, 3.5 ve 3.6 'da teknisyen için belirlenen farklı 3 rutin işlem sırasında süre de dikkate alınarak G.M ile elde edilen doz hızları ve bu doz hızlarından hesaplanarak elde edilen maruz kaldığı doz değerleri verilmiştir.

Çizelge 3.4. Teknisyenin MPS çekimlerinde hastaya elektrot takma ve çıkarma (ETK) işleminde G.M ile doz hızı ölçüm sonuçları ve doz değerleri

ÖLÇÜMLER	SÜRE (saniye)	DOZ HIZI (mR/h)	DOZ (mR)
1	79	7	0.154
2	61	3	0.051
3	69	2	0.038
4	60	5	0.083
5	68	3	0.057
6	59	7	0.118
7	68	4	0.076
8	60	3	0.050
9	47	4	0.052
10	55	4	0.061
İŞLEM BAŞINA ORTALAMA DEĞER		4.2	0.074±0.03

Çizelge 3.5. Teknisyenin dinamik böbrek çekimlerinde hastaya diüretik verme (DE) işleminde G.M ile doz hızı ölçüm sonuçları ve doz değerleri

ÖLÇÜMLER	SÜRE (saniye)	DOZ HIZI (mR/h)	DOZ (mR)
1	36	1.2	0.012
2	43	1.3	0.016
3	59	0.8	0.013
4	60	0.9	0.015
5	47	0.8	0.010
6	33	0.6	0.006
7	46	1.2	0.002
8	34	0.9	0.009
9	28	0.1	0.001
10	39	0.9	0.010
İŞLEM BAŞINA ORTALAMA DEĞER		0.87	0.009 ±0.004

Çizelge 3.6. Teknisyenin üç faz kemik hastalarını dinamik çekim sonrası gama kamera yatağından kaldırılması (ÜHK) işleminde G.M ile doz hızı ölçüm sonuçları ve doz değerleri

ÖLÇÜMLER	SÜRE (saniye)	DOZ HIZI (mR/h)	DOZ (mR)
1	50	1.4	0.019
2	37	0.7	0.007
3	40	1.4	0.016
4	53	1.0	0.015
5	38	0.3	0.003
6	60	0.4	0.007
7	20	0.3	0.002
8	52	0.4	0.006
9	76	1.3	0.027
10	47	0.8	0.010
İŞLEM BAŞINA ORTALAMA DEĞER		0.8	0.011±0.008

Hemşire:

Sintigrafi çekilecek hastalara damar yolu açan, radyofarmasötiği damar yolundan veren, çekimler sonrasında radyoaktif olan hastadan damar yolunu çıkartan, MPS (miyokard sintigrafisi) çekimlerinde radyoaktif olan hastaları efor testi için hazırlayan, hastalara ikinci kez damar yolundan radyofarmasötik enjekte eden ve test sonunda damar yolunu hastadan çıkartan kişidir. Çizelge 3.7.' de hemşire için bir ay boyunca yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri yer almaktadır.

Çizelge 3.7. Hemşire için yapılan ölçümden elde edilen doz değerleri

HAFTALAR	TOPLAM DOZLAR(μSv)
1.Hafta	12
2.Hafta	22
3.Hafta	20
4.Hafta	19
BİR AYLIK TOPLAM DEĞERLER	73 = 0.073mSv
HAFTALIK ORTALAMA DEĞERLER	18.25
Kalem Dozimetre (4 Haftalık Ölçüm)	10mR
Tahmini Yıllık Doz	0.88mSv

Hemşire için rutin işlem olarak belirlenen MPS (myokard sintigrafisi) çekiminde efor testi sırasında süre de dikkate alınarak G.M ile elde edilen doz hızları, bu doz hızlarından hesaplanarak elde edilen doz değerleri ve elektronik cep dozimetre ile hemşirenin işlem başına maruz kaldığı ortalama doz değerleri Çizelge 3.8.' de verilmiştir.

Çizelge 3.8. Hemşirenin efor testinde G.M ile doz hızı ölçüm sonuçları ve doz değerleri

	ETK			ENJEKSİYON			BEKLEME						
ÖLÇÜMLER	Süre (sn)	Doz Hızı (mR/h)	Doz (mR)	Süre (sn)	Doz Hızı (mR/h)	Doz (mR)	Süre (sn)	Doz Hızı (mR/h)	Doz (mR)	Süre (sn)	Doz Hızı (mR/h)	Doz (mR)	TOPLAM DOZLAR (mR)
1	100	0.5	0.014	14	1.3	0.005	347	0.08	0.008	74	0.04	0.0008	0.028
2	86	0.4	0.009	12	1	0.003	345	0.08	0.008	92	0.05	0.0013	0.022
3	128	0.8	0.028	17	1.2	0.006	480	0.07	0.009	50	0.04	0.0006	0.044
4	77	0.6	0.013	15	1.2	0.005	490	0.05	0.007	30	0.04	0.0003	0.025
5	109	0.8	0.024	12	1.3	0.004	415	0.03	0.003	129	0.04	0.0014	0.032
6	131	0.4	0.015	13	1.5	0.005	347	0.04	0.004	134	0.05	0.0019	0.026
7	156	0.3	0.013	31	1.2	0.010	540	0.03	0.005	84	0.04	0.0009	0.029
8	80	0.6	0.013	14	1.3	0.005	222	0.05	0.003	138	0.05	0.0019	0.023
9	107	0.6	0.018	14	0.5	0.002	242	0.05	0.003	60	0.08	0.0013	0.024
10	81	0.7	0.016	13	0.8	0.003	580	0.06	0.010	71	0.07	0.0014	0.030
İŞLEM BAŞINA ORTALAMA DEĞER													0.0283

Aynı rutin işlem için elektronik cep dozimetre ile efor testiden elde edilen sonuç Çizelge 3.9'daki gibidir.

Çizelge 3.9. Hemşire için efor testi işleminde elde edilen doz değerleri

Bir efor testi başına maruz kalınan ortalama doz	0.66 μ Sv
Bir ay boyunca efordan alınan toplam doz	23.8 μ Sv

Hekim:

Bölümün doktoru için de bir ay boyunca yapılan ölçümlerden elde edilen maruz kaldığı doz değerleri Çizelge 3.10'da verilmiştir.

Çizelge 3.10. Hekim için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri

HAFTALAR	TOPLAM DOZLAR(μSv)
1.Hafta	30
2.Hafta	38
3.Hafta	28
4.Hafta	31
BİR AYLIK TOPLAM DEĞERLER	127 = 0.127mSv
HAFTALIK ORTALAMA DEĞERLER	31.75
Kalem Dozimetre (4 Haftalık Ölçüm)	11mR
Tahmini Yıllık Doz	1.52mSv

Hekim için rutin işlem olarak belirlenen MPS (myokard sintigrafisi) çekiminde elektronik cep dozimetre ile efor testi için elde edilen doz değerleri Çizelge 3.11.'deki gibidir.

Çizelge 3.11. Hekim için efor testi işleminde elde edilen doz değerleri

Bir efor testi başına maruz kalınan ortalama doz	0.7 μ Sv
Bir ay boyunca efordan alınan toplam doz	42.7 μ Sv

Temizlik personeli;

Bölümün temizliğinden sorumlu olan kişidir. Çizelge 3.12.' de bu çalışan için bir ay boyunca yapılan ölçümlerden elde edilen maruz kaldığı doz değerleri yer almaktadır.

Çizelge 3.12. Temizlik personeli için yapılan ölçümden elde edilen doz değerleri

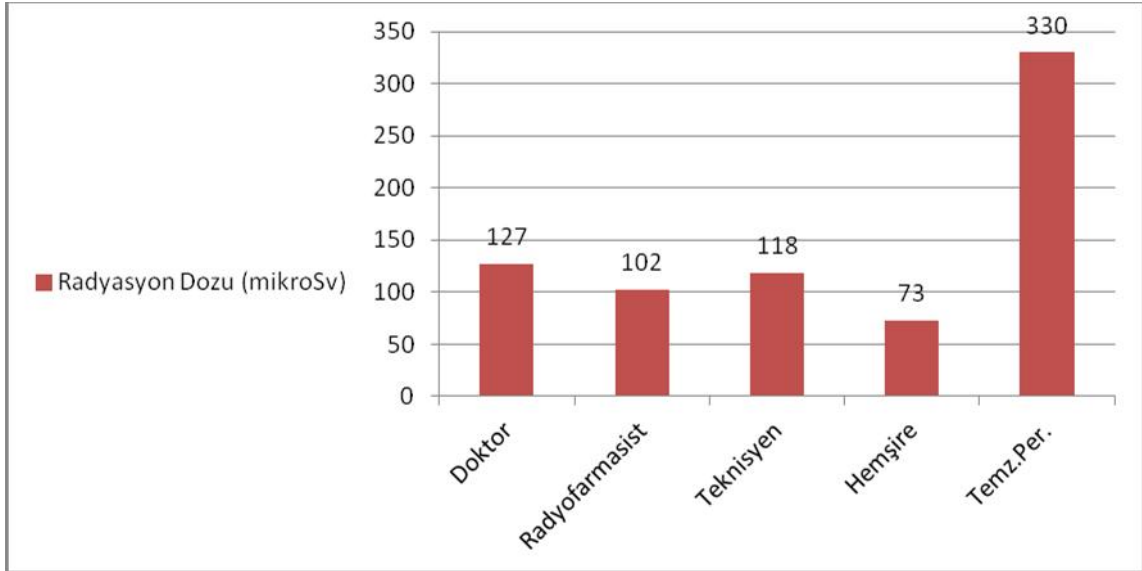
HAFTALAR	TOPLAM DOZLAR(μ Sv)
1.Hafta	102
2.Hafta	90
3.Hafta	49
4.Hafta	89
BİR AYLIK TOPLAM DEĞERLER	330 = 0.33mSv
HAFTALIK ORTALAMA DEĞERLER	82.5
Kalem Dozimetre (4 Haftalık Ölçüm)	19mR
Tahmini Yıllık Doz	3.96mSv

Temizlik personeli için belirlenen rutin işlem radyoaktif hastaların bölümü terk etmesinden sonra, hasta tuvaletlerinin temizlenmesi ele alınmıştır ve elektronik cep dozimetre ile yapılan ölçüm sonuçları Çizelge 3.13.' de verilmiştir.

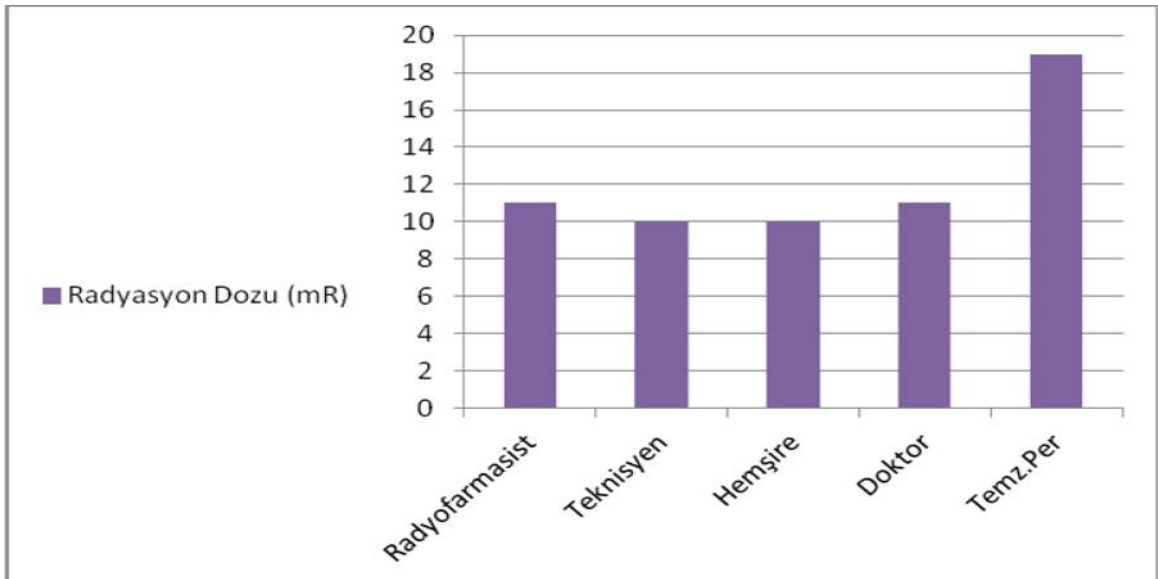
Çizelge 3.13. Temizlik personelin tuvalet temizliği işlemi için yapılan ölçümlerden elde edilen doz değerleri

ÖLÇÜMLER	DOZ (μ Sv)
1	3
2	2
3	3
4	4
5	3
6	4
7	4
8	3
9	2
10	4
İŞLEM BAŞINA ORTALAMA DEĞER	3,2= 0,032mSv

Ölçümleri yapılan bütün personelin aldığı toplam aylık radyasyon dozları aşağıdaki Şekil 3.10 ve 3.11' de karşılaştırmalı olarak verilmektedir.



Şekil 3.10 Personellerin aylık toplam doz değerleri (μSv cinsinden)



Şekil 3.11 Personellerin aylık toplam doz değerleri (mR cinsinden)

5. TARTIŞMA

Gelişen ve değişen günümüz şartlarında insanlar teşhiş ve tedavi amacı ile birçok fiziksel ve kimyasal mutajene maruz kalmaktadır. Bu medikal yöntemleri her gün farklı kişilere uygulayan sağlık personeli ise daha büyük risk altındadır. Dolayısıyla bu kişilerde olumsuz etkileri tespit etme ve önlemler alma ihtiyacı doğmaktadır. Bu alanda önemli bir grubu oluşturan Nükleer Tıp personelinin maruz kalabileceği zararlı durumları tespit ederek gerekli önlemlerin alınması, bu kişilerin sağlıklarının korunması açısından büyük önem taşımaktadır (Kaya, 2005).

Nükleer Tıp çalışanları çalışma günlerinde birçok durumda iyonize radyasyona maruz kalmaktadır. Biz biliyoruz ki radyasyonun yararlı yönü olduğu gibi canlı organizmalara zarar verme özelliği de mevcuttur. Bu sebeple radyasyonun kullanımı sırasında bu zararlı yönü de dikkate alınmalıdır (Ho et al, 2002). Nükleer Tıp çalışanları için göz önünde bulundurulması gereken en önemli faktörlerden biri de radyasyon maruziyetidir. Çalışanların maruz kalma ölçümlerinin çoğu, her bir mesafede teknisyenin harcadığı ortalama zaman ile beraber çeşitli mesafelerde ölçülen external doz hızlarından alınmaktadır (Smart, 2004).

Çalışmamızda Nükleer Tıpta çeşitli görevleri olan personeller için ilk olarak aylık external radyasyon maruziyeti araştırıldı. Araştırmaya hekim, gama kamera teknisyeni, radyofarmasist, hemşire ve temizlik personeli olmak üzere toplam 5 kişi dahil edildi. Seçili bu kişiler bir ay boyunca kalem ve dijital dozimetreyi bel hizasında olacak şekilde çalışma saatleri boyunca hiç çıkartmadan taşıdılar. Gerekli background doz düzenlemeleri yapıldıktan sonra aylık maruz kaldıkları radyasyon dozları tespit edildi. 2002 yılında Hong Kong'da Queen Mary Hastanesi Nükleer Tıp Bölümü'nde Ho ve ark. tarafından dijital cep dozimetre kullanılarak yapılan benzer bir çalışmada hekim için ortalama yıllık doz $0.29 \pm 0.21\text{mSv}$, teknisyen için $2.07 \pm 0.97\text{mSv}$ ($p=0.017$), laboratuvar görevlisi için $1.97 \pm 0.05\text{mSv}$ (0.064) değerleri bulunmuştur.

Çalışmanın yapıldığı Celal Bayar Üniversitesi Tıp Fakültesi Hastanesi Nükleer Tıp Anabilim Dalı'nda bir ay boyunca ortalama 200 inceleme yapılmaktadır. 5 çalışanın bir ay boyunca maruz kaldığı dozlar günlük olarak kayıtları tutulmuştur. Gerekli düzenlemeler sonrasında bir ay içerisindeki 4 hafta için ayrı ayrı doz değerleri, haftalık ortalama değerleri, bir aylık toplam değerleri ve bu verilerden yola çıkarak tahmini yıllık maruz kaldıkları doz değerleri, radyofarmasist için Çizelge 3.1. , gama kamera teknisyeni için Çizelge 3.3. , hemşire için Çizelge 3.7. , hekim için Çizelge 3.10 ve temizlik personeli için de Çizelge 3.12.' de verilmiştir. En fazla doz alandan en düşük dozu alana göre sıraladığımızda temizlik personeli, hekim, gama kamera teknisyeni, radyofarmasist ve hemşire sonucuna ulaşırız.

Sonuçlar göstermiştir ki, Nükleer Tıpta farklı görevleri olan kişilerin maruz kaldıkları yıllık doz müsaade edilen seviyelerin içinde olmaktadır.

Gama kamera teknisyeni ve radyofarmasist için aylık maruz kalınan dozlarda önemli ölçüde bir fark yoktur (0.016mSv). Bu sonuç daha önce de aynı görevleri üstlenmiş personeller için

yapılmış olan (Ho et al, 2002) çalışmayla da uyum içersindedir. Hekimin, çoğu zamanını tarama odasında harcayan teknisyenle ya da radyofarmasötikleri hazırlayan görevliyle (radyofarmasist) kıyaslandığında daha düşük doz alması beklenirken hekim için elde edilen doz değeri çok fark olmamakla birlikte hem gama kamera teknisyeninden hem de radyofarmasistin doz değerlerinden daha yüksek çıkmıştır. Teorik olarak ve yapılan başka çalışmalarla karşılaştırıldığında beklenmeyen bir sonuçtur. Bunun sebebi çalışmada ölçümü alınan hekim radyasyondan korunma ilkelerini ön planda tutmamaktadır. Örneğin kamera altı enjeksiyon yapımında ya da miyokard egzersiz sürecinde kurşun önlük kullanmamaktadır. Maruz kaldığı dozun yüksek olmasının bundan kaynaklandığını düşünüyoruz.

Önceki çalışmalar göstermiştir ki nükleer tıp çalışanları tarafından alınan dozların büyük bir kısmı radyofarmasötik hazırlama, enjeksiyonda enjektör taşımadan ziyade hastadan olmaktadır. Sonuçlarımız bu bulgularla tamamen uyushmaktadır. Çalışmamızda enjeksiyon yapan görevli kişi (hemşire) enjeksiyon yapmayanlardan daha düşük radyasyon dozuna sahiptir.

Göz ardı edilmemesi gereken bir gerçekte şudur ki çalışmamızda yer alan hemşire deneyimlidir. Dolayısıyla deneyimi olan personel radyasyondan korunma önlemlerinde daha dikkatli olma eğilimindedir (kurşun önlük kullanmak, işi hızlı yaparak süreyi minimumda tutmak gibi) ve bu da maruz kalınan dozun düşük olmasına katkı sağlamaktadır.

Ayrıca TAEK Radyasyon Güvenliği Yönetmeliğinin 9.maddesinde yer alan; 'radyasyon korunmasını sağlamak amacı ile yıllık radyasyon doz sınırlarının aylık dönemlerde radyasyon görevleri için 0.2mSv değerini aşması durumlarında kayıtların tutulmaya başlanması uygun görülmüştür (TAEK, 2000), ifadesine göre çalışmadaki 5 kişiden sadece temizlik personelinin elde edilen maruz kaldığı doz değeri bu sayısal değerin çok olmamakla birlikte üstünde çıkmıştır.

Yine UNSCEAR 2008 Raporu'nda yer alan farklı ülkelerdeki nükleer tıp çalışanlarının iş kategorilerine göre 2000 - 2002 yılları için yıllık doz maruziyetlerini –Kıbrıs için, teknisyen 1.78mSv, hekim 1.33mSv; Yunanistan için teknisyen 1.41mSv, hekim 1.08mSv, hemşire 1.49mSv; Kuveyt için, teknisyen 1.72mSv, hemşire 1.14mSv; Çek Cumhuriyeti için, teknisyen ve hemşire 1.36, hekim için 1.18mSv; İsveç için, hekim 0,67mSv ve hemşire 0.76mSv (UNSCEAR, 2008), değerleriyle genel olarak bir tutarlılık içersindedir. Var olan farklılıklar ise çalışma yerlerinin iş yükünden, çalışma ortamının imkân ya da koşullarından kaynaklanıyor olabilir. Örneğin bazı bölümlerde tarama sırasında teknisyenin bulunduğu ortam kurşun cam ile tarama alanından ayrılmış olabiliyor bu da ekstra bir korunma ve dolayısıyla daha düşük maruziyet anlamına gelmektedir.

Çalışmamızda nükleer tıp personelinin maruz kaldığı toplam radyasyon dozunu elde ettikten sonra çalışmada yer alan 5 kişi için rutinde yapmış olduğu işlemlerden yola çıkarak ölçüm için en uygun olan dozimetreyi ya da dozimetreleri kullanarak görev/işlem başına maruz kalınan

yaklaşık radyasyon doz değerlerini tespit ettik. Çünkü gün içinde personel tarafından yapılmakta olan rutin işlemlerin maruz kaldıkları toplam doz değerlerine görece katkısı bilinmemektedir.

Radyofarmasist için hem kalem hem de dijital cep dozimetre kullanılarak sağım, radyofarmasötik işaretleme ve diğer işlemler olacak şekilde gruplandırılarak maruz kalınan doz değerleri ölçülmüştür. Elde edilen değerler Çizelge 3.2.' de yer almaktadır. Sonuçlar bize göstermiştir ki, bu personel maruz kaldığı toplam dozun %56.80'i sağım, %38.60'ı radyofarmasötik işaretleme ve geriye kalan %4.60 ise diğer işlemler olarak tespit edilmiştir. Burada toplam maruz kalınan doza en büyük katkı sağım işleminden gelmektedir. Bu elde edilen sonuca göre bu katkıyı azaltmak adına yeni önlemler alınması faydalı olacaktır.

Gama kamera teknisyeninin yaptığı gatedli miyokard tarama işleminde elektrot çıkarma ve takma işlemi (ETK), dinamik böbrek görüntüleme esnasında yapılan diüretik enjeksiyonu (DE), üç fazlı kemik sintigrafisi için alınan erken dinamik görüntüleme sonrası hasta kaldırma (ÜHK) işlemleri için ayrı ayrı hesaplanan maruz kalınan radyasyon doz değerleri Çizelge 3.4. , 3.5. , 3.6.'da verilmiştir. Tek bir ETK işleminde alınan radyasyon dozu ortalama $0.074 \pm 0.03 \text{ mR}$, DE için $0.009 \pm 0.004 \text{ mR}$, ÜHK için $0.011 \pm 0.008 \text{ mR}$ ' dir. 2004 yılında Smart tarafından Avustralya'da nükleer tıp çalışanları için yapılan benzer bir çalışmada Gatedli stres Tc-99m-sestamibi miyokard taraması için hastanın hazırlanması sırasında bir 0.5mm kurşun önlük, dozu yaklaşık olarak 2 faktör kadar azalttığı bulunmuştur. Bu iş için hasta başına ortalama doz 1.1'den $0.6 \pm 0.6 \text{ mikroSv'a}$ (0.06 mR) düşürülmüştür (Smart, 2004). Bu değer bizim elde ettiğimiz ölçüm sonuçlarımızla uyumaktadır. Yine aynı çalışmada hastaya yataktan kalkmasına yardımcı olan teknisyen için ortalama doz $0.5 \pm 0.4 \text{ mikroSv}$ (0.05 mR) olarak tespit edilmiştir. Fakat teknisyen bu işlemi yaparken kurşun önlük giymemiştir dolayısıyla çalışmamızda elde ettiğimiz değere kıyasla daha fazla doza maruz kalmıştır. Çalışmanın yapıldığı dönemdeki hasta sayıları da göz önüne alınarak toplam doza katkıları hesaplandığında ETK işlemi %22.5' ni (61 hasta), DE işlemi % 0.7'sini (15 hasta), ÜHK işlemi %0.9'unu (15 hasta) oluşturduğu bulunmuştur. Toplam doza en fazla katkı ETK işleminden gelmektedir. Bunun sebebi teknisyenin bu işlem sırasında diğer iki işlemde (DE ve ÜHK) yakın temasta bulunduğu hastalara nazaran daha yüksek aktivitenin verildiği hastalarla yakın temasta bulunması ve buna bağlı olarak da daha yüksek doz hızına sahip radyasyona maruz kalması olabilir. Ayrıca teknisyenin ETK işlemi için hastanın yanında harcadığı süre DE ve ÜHK işlemleri için harcadığı süreden daha fazladır. Toplam doza olan bu katkıyı düşürmek için zamanı çok daha iyi kullanmak gerekmektedir ve bunun sonucunda da maruz kalınan toplam doz değeri de düşecektir. Teknisyen belirlenen rutin üç işlemden toplam doza ikinci büyük katkıda bulunan ÜHK olarak izlenmiştir. Kısa süre önce enjeksiyon yapılmış olan üç fazlı kemik hastasına yataktan kalkmasında yardım ederken teknisyen hastayla sık olarak vücutsal temastadır. Radyasyon dozunu en aza indirmek için, ek personel kullanılması faydalı olabilir ama daha da önemlisi hastaya fazla yaklaşmamak esastır, dolayısıyla da maruz kalınan zaman en aza indirilmiş olur.

Hemşire için rutin işlem olarak belirlediğimiz miyokard sintigrafisi çekiminde efor testi sırasında süre de dikkate alınarak G.M ile elde ettiğimiz doz hızlarından hesaplayarak ulaştığımız doz değerlerini (Çizelge 3.9.) ve elektronik cep dozimetre ile işlem başına ortalama doz değerini (Çizelge 3.9.) incelediğimizde, hemşirenin maruz kaldığı toplam doza katkıları sırasıyla %10.02 ve %32.6 olarak tespit edilmiştir. Bu değer bize aynı işlemin farklı katkılar sağladığını ifade etse de aslında bu ölçüm tekniğinden kaynaklanmaktadır. Çünkü bahsettiğimiz ilk ölçümler G.M ile yapıldığından hemşirenin hareketlerine uyum sağlamakta sıkıntı yaşanılmıştır. Ayrıca efor da hasta varken hemşire zaman zaman radyoaktif enjeksiyon yapılmış olan hastaların beklediği salona giderek efor testine katılmasına sağlıklı müsaade etmeyen hastalara ilaç vererek, bunu hastaya izah ederken belli bir süre orada bulunmuştur. İşte bu süreçlerde G.M ile ölçüm alınamamıştır. Dijital cep dozimetre ile yapılan ölçüm ise tüm bu süreçlerde de hemşirenin üzerinde bulunmuştur. Dolayısıyla katkı yüzdeleri farklılık göstermektedir. G.M. ile hemşirenin hastayı efora hazırlarken elektrot takma işleminden işlem başına ortalama aldığı doz 0.016mR iken, gatedli miyokard taraması için hastaya ikinci enjeksiyon işlemini yaparken bu değer 0.005mR olduğu gözlenmiştir.

Hekim bir aylık alınan ölçüm sırasında diğer personellerden farklı olarak kurşun önlük giymesinin gerekli olduğu durumlarda önlük kullanmamıştır. Gatedli miyokard taraması öncesinde efor testini yaptırırken dijital cep dozimetre ile bu işlem sırasında aldığı doz tespit edilmiştir. Bu ölçüm sırasında dozimetre kurşun önlük altında bulundurulmuştur. Bu işlemi yaptırdığı hasta sayısı da göz önüne alınarak yapılan hesaplamalardan çıkan sonuç ise maruz kaldığı toplam radyasyon dozuna %33.6' lık katkı bu işlemde kaynaklandığıdır. Burada da kurşun önlük kullanılmadığı düşünülecek olursa bu katkı yaklaşık olarak iki katına çıkacağını rahatlıkla söyleyebiliriz.

Aylık maruz kalınan doz değerleri arasında beş personel arasından en fazla maruziyet temizlik personeline gözlenmiştir. Haftalık doz kayıtlarına bakıldığında en fazla doz aldığı haftada, radyoaktif enjeksiyonu yapılmış olan bir hastaya kurşun önlük olmadan bant takma işlemini yapmıştır ve hasta bekleme odasında hasta istifra sonucu oluşan kontaminasyona dekontaminasyon uygulamıştır. Yine aynı hafta içerisinde enjeksiyonlu hastaların kullandığı tuvaletlerde çok fazla kontaminasyon oluşmuştur. Genel olarak temizlik personeli diğerlerine kıyasla yüksek doz değerlerine sahiptir. Her gün yapmış olduğu hasta tuvalet temizliğinden işlem başına ortalama 3.2 μ Sv'dir. Bu da toplam doza %19.4' lük bir katkı demektir.

Ayrıca temizlik personeli her gün mesai sonunda bölümdeki radyoaktif atıkları toplayarak bekletilmek üzere atık deposuna taşımaktadır. Biz yapmış olduğumuz bu çalışmadan çıkan sonucu dikkate alarak bu işlem için fayda sağlayacak bir değişiklik önerdik. Personel artık radyoaktif atık toplama işini gün sonunda değil, ertesi günün sabahında yapmaktadır. Böylece personelin maruziyetini azaltmasına katkı sağlamış olmaktadır. Çünkü yapılan zaman değişikliği sonucunda radyoaktif atıklar 2.5 defa daha yarılanma süresi geçtikten sonra toplanmış olmaktadır. Bu da daha az maruziyet demektir.

6. SONUÇ

ICRP' ye göre; radyasyon çalışanları için müsaade edilen maksimum doz sınırı, birbirini takip eden beş yılın ortalaması 20mSv ve yılda en fazla 50mSv'tir. Celal Bayar Üniversitesi Tıp Fakültesi Nükleer Tıp Bölümünde çalışanların maruz kaldığı radyasyon dozu maksimum müsaade edilen dozun oldukça altında olduğu bu çalışmayla tespit edilmiştir.

İyonlaştırıcı radyasyonun zararlı etkileri keşfedilmesinden hemen sonra anlaşılmış, ancak yararları göz önüne alındığında kullanılması kaçınılmaz olan bu uygulamalarda mümkün olan en düşük doz ile en iyi sonucun alınabilmesi amacıyla sürdürülen çalışmalar sonucunda "radyasyon kaynaklarının güvenliği ve iyonlaştırıcı radyasyona karşı korunma" bilimsel bir disiplin olarak ortaya çıkmıştır. Günümüzde, iyonlaştırıcı radyasyon ile işinmalarda en büyük pay medikal işinlanmalardan ileri gelmektedir (%14). Bu nedenle görevlilerin, halkın ve hastanın radyasyon güvenliğinin sağlanması, insan sağlığı yönünden önem arz etmektedir. Bu amaçla, korunma prensiplerinin uygulanması, çalışma pratiğı, koruyucu giysi, kişisel dozimetre, doz takibi ve kayıt, hizmetiçi eğitim ve sağlık izlemi gibi faktörler göz ardı edilmemelidir.

Belli bir standart sınırları içersinde de olsa birbirinden farklı imkan ve koşullara sahip bir çok Nükleer Tıp bölümü mevcuttur. Bu da birçok Nükleer Tıp çalışanı için radyasyon maruziyeti açısından farklılıklar demektir. Dolayısıyla bu alanda yapılan çalışma ne kadar çok olursa, radyasyon korunması için o kadar fayda sağlayacaktır.

7. KAYNAKLAR

Arıkan İ. H., 2007. Çevresel Radyasyonun Canlılığında Sürdürülebilirliğine Etkileri. T.C. Ankara Üniversitesi Sosyal Bilimleri Enstitüsü.

Beiser A., 1995. Concepts of Modern Physics. Mc Graw-Hill Inc.

Cherry S.R., Sorenson J.A., Phelps M.E., 2003. Physics in Nuclear Medicine. Elsevier Saunders

Cohen B.L., 1993. Concepts of Nuclear Physics. Mc Graw-Hill.Inc.

Coşkun Ö., 2011. Süleyman Demirel Üniversitesi Teknik Bilimler Yüksek Meslek Okulu SDU Teknik Bilimler Dergisi; Cilt: Sayı:2. Isparta.

Covens P., Berus D., Buls N., Clerinx P., Vanhayere F., 2007. Personal dose monitoring in hospitals: global assessment, critical applications and future needs. Radiat Prot Dosimetry; 124(3):250-9

Daşdağ S., 2010. İyonlaştırıcı Radyasyon ve Kanser. Dicle Tıp Dergisi Cilt/Vol 37, No: 2; Diyarbakır.

Demir M., 2011. Nükleer Tıp Fiziği ve Klinik Uygulamaları. İstanbul Üniversitesi Cerrahpaşa Tıp Fakültesi Anabilim Dalı. İstanbul.

Epik Ö., Karadeniz S. 2001. Endüstriyel Radyografide İnsan Sağlığı. Makine Mühendisleri Odası, Kaynak Teknolojisi III. Ulusal Kongresi Bildiriler Kitabı. İstanbul.

Evren İ., 2002. Nükleer Tıp Fiziğine Giriş. Dokuz Eylül Üniversitesi Sağlık Hizmetleri Meslek Yüksek Okulu, İzmir.

Gök A.A., Zambak S, Altürk M., Ergün A., Yazar L., Turhan S., Decdeli C. 2002. Geiger Müller Dedektörü İle Deneysel Çalışmalar. Celal Bayar Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü Bitirme Projesi 2002, Danş. : Prof. Dr. F. Serap Ereeş.

Ho W.Y., Wong K.K., Leung Y.L., Cheng K.C., Ho F.T.H., 2002. Radiation Doses to Staff in a Nuclear Medicine Department. Nuclear Medicine Unit Queen Mary Hospital, Hong Kong.

IAEA, 2004. 'Radiation, People and Environment'. AEA/PI/A.75/04-00391.

İlbilgi Güçlü İ., 2006. T.C.İstanbul Üniv.. Fen Bilimleri Enstitüsü; Radyasyona Maruz Kalmış Kişilerde Sitogenetik Doz Tayini ve Zaman Bağlı Değişimi. İstanbul.

Kaya E., 2005. T.C. Yıldız Teknik Üniv. Fen Bilimleri Enstitüsü; Nükleer Tıp Alanında Çalışan Personelin Uygulamalarda Maruz Kaldığı Radyasyonun Biyolojik Dozimetri ile Belirlenmesi; İstanbul.

Kekilli E.,2001. Nükleer Tıp'a Giriş. İnönü Üniv. Malatya.

Köklü N., 2006. T.C. Selçuk Üniv. Fen Bilimleri Enstitüsü; Radyasyonun İnsan Sağlığı Üzerindeki Etkileri ve Tıpta Uygulama Alanları. Konya.

Körpınar M.A., 2011. Radyasyonun Biyofiziksel Özellikleri. İ.Ü. Cerrahpaşa Tıp Fakültesi.

Leslie W.D., Greenberg I., 2003. MedicL Physics Nuclear Medicine. Landes.

Maher K., 2004 -2006. Basic Physics of Nuclear Medicine. Wikibooks.

Özden N., 1990. Sanayide Radyasyondan Korunmanın Esasları. Aliağa Petrokimya Sanayi ve Tic. A.Ş Yayın no:04.

Powsner R.A., Powsner E.R., 2006. Essential Nuclear Medicine Physics. Blackwell Publishing

Serway R.A., 1990. Serway Physics for Scientists and Engineers.Saunders. Golden Sunburst Series.

Smart R., 2004.Task-specific Monitoring Of Nuclear Medicine Technologists' Radiation Exposure. Radiation Protection Dosimetry, Vol. 109, No. 3, pp. 201±209

Stabin M.G., 2010. Radiation Protection and Dosimetry; An Introduction to Health Physics.

TAEK, 2000. Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği. Resmi Gazete Sayısı: 23999

Taylor J.R., Zafiratos C.D., 1991. Modern Physics for Scientists and Engineers. Prentice-Hall,Inc.

T.C. M.E.B., 2008. MEGEP (Mesleki Eğitim ve Öğretim Güçlendirilmesi Projesi); Biyomedikal Cihaz Teknolojileri. Nükleer Tıp Üniteleri. Ankara.

T.C. M.E.B., 2010. Orta Öğretim Projesi, Radyoloji; Radyasyondan Korunma.

Togay Y.E., 2002. Radyasyon ve Biz; TAEK Yayınları.

UNSCEAR Report 2000. Vol. I: Sources and Effects of Ionizing Radiation; Annex E: Occupational Radiation Exposures.

UNSCEAR Report, 2008. Sources And Effects of Ionizing Radiation; Annex B: Exposures of the Public and Workers From Various Sources of Radiation.

Url-1 < http://www.tumradder.com/.../rad._guvenligi_ve_korunma_yont._sunumu > alındığı tarih 25.03.2012. (Gündüz H. Radyasyon Güvenliği, Korunma Yöntemleri ve Dozimetre Kullanımında Dikkat Edilecek Hususlar; TAEK/ Sarayköy Nükleer Araştırma Merkezi).

Young H. D., 2004. Sears and Zemansky's University Physics, 11th Edition with Modern Physics. Young and Freedman International Edition.