

**ANKARA ÜNİVERSİTESİ  
NÜKLEER BİLİMLER ENSTİTÜSÜ**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**ANKARA ÜNİVERSİTESİ  
NÜKLEER BİLİMLER ENSTİTÜSÜ  
RADYASYONDAN KORUNMA PROGRAMI VE  
RADYASYONDAN KORUNMA OPTİMİZASYONU**

**Selcan ÇELİK**

**MEDİKAL FİZİK ANABİLİM DALI**

**ANKARA**

**2013**

**Her hakkı saklıdır**

Yard. Doç. Dr. Özlem BİRGÜL danışmanlığında, Selcan ÇELİK tarafından hazırlanan “Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü Radyasyon Uygulamaları için Radyasyondan Korunma Optimizasyonu, Radyasyondan Korunma Programı ve Radyasyon Güvenliği El Kitabı hazırlanması” adlı tez çalışması 24 Mayıs 2013 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından oy birliği ile Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü Medikal Fizik Anabilim Dalı’nda **YÜKSEK LİSANS TEZİ** olarak kabul edilmiştir.

Başkan:  
Prof. Dr. Haluk YÜCEL  
Ankara Üniversitesi  
Nükleer Bilimler Enstitüsü

imza:

Üye:  
Prof. Dr. Metin KIR  
Ankara Üniversitesi  
Tıp Fakültesi  
Nükleer Tıp Anabilim Dalı

imza:

Üye:  
Yard. Doç. Dr. Özlem BİRGÜL  
Ankara Üniversitesi  
Nükleer Bilimler Enstitüsü

imza:

**Yukarıdaki sonucu onaylarım**

Doç. Dr. Niyazi MERİÇ y.  
Enstitü Müdürü

## ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

### ANKARA ÜNİVERSİTESİ NÜKLEER BİLİMLER ENSTİTÜSÜ RADYASYONDAN KORUNMA PROGRAMI VE RADYASYONDAN KORUNMA OPTİMİZASYONU

SELCAN ÇELİK

Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü  
Medikal Fizik Ana Bilim Dalı

Danışman: Yrd.Doç.Dr. Özlem BİRGÜL

Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü; medikal fizik, çevresel ölçümler ve dozimetri konuları başta olmak üzere radyasyon uygulamaları alanında, ülkemizin, uluslararası standartlarda araştırma ve eğitim altyapısına sahip tek kuruluşudur. Bu tez çalışması ile AÜ NBE (Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü)'nin radyasyondan korunma programı oluşturularak, Enstitü bünyesindeki bazı laboratuvarlarda radyasyondan korunma optimizasyonu yapılmıştır.

Radyasyondan korunmada temel güvenlik standartlarının NBE şartlarına uyarlanabilmesi için uluslararası yetkin kuruluşlar tarafından yapılan bilimsel çalışmalar incelenmiş, ICRP (Uluslararası Radyolojik Korunma Komitesi), IAEA (Uluslararası Atom Enerji Ajansı)'nın en son tavsiyeleri ile teknik dokümanları, ilgili AB direktifleri ve ulusal mevzuatta belirtilen kriterler esas alınmıştır.

Çalışma kapsamında; Enstitünün ölçekli krokisi üzerinde cihazların yerleşim durumları belirlenmiş, zırlama imkanları, çalışma koşulları, radyoaktif madde hareketleri incelenmiş, iş yeri ölçümleri yapılarak, işyeri ölçüm programları, kaza ve tehlike durumu planları oluşturulmuş, yerel kurallar, sorumluluklar belirlenerek, alan sınıflandırılması, laboratuvar kategoarizasyonu yapılmış, elde edilen verilerle NBE'nin risk kategorizasyonunda öne çıkan üç laboratuvarında radyasyondan korunma optimizasyonuna gidilmiş, yerleşim alanlarında yeni düzenlemeler yapılmış, en son kabullerle yapılan zırlama hesapları ile normal çalışma koşullarında mümkün olan en düşük dozun alınmasına yönelik iyileştirmeler yapılmıştır. Bunun sonucunda istenmeyen durumların ortaya çıkma olasılığının düşürülmesine çalışılmıştır.

NBE'nin tüm laboratuvarları, Enstitü faaliyete geçmeden önce ulusal yetkili otorite TAEK (Türkiye Atom Enerji Kurumu) tarafından lisanslanmıştır. Lisans; bir kuruluşun radyasyondan korunma kriterlerinin ulusal standartlara uygunluğunun sağlanması halinde, ülkenin bu konuda yetkili Düzenleme ve Denetleme Kuruluşu tarafından yapılan bir yetkilenmedir. Yetkilendirme ile bu koşulların sürekliliğinin sağlanması ve iyileştirilmesi için sorumluluk kuruluşa verilmektedir. Burada önemli olan husus, lisans almış kuruluşların yükledikleri sorumlulukların bilincinde olmalarıdır. Sorumlulukların yerine getirilebilmesi ancak kuruluşların kendi radyasyondan korunma programlarını oluşturmaları ile mümkündür. Sorumluluğun diğer önemli bir parçası da mevcut sistemin izlenerek, sistemin işleyişinin, sürekliliğinin sağlanması ve iyileştirmelerin yapılabilmesidir.

Bu çalışma; NBE Radyasyondan Korunma El Kitabında yer alması gelen temel bilgileri kapsamaktadır. Bu bilgilerin kullanılması ve tez kapsamında yer alan NBE için hazırlanan El Kitabı içeriğinin kullanılması ve geliştirilmesiyle, Türkiye'deki diğer Kurumların örnek alabileceği değerlendirilen bir doküman oluşturulabilecektir.

**2013, 211sayfa**

**Anahtar Kelimeler:** Radyasyondan korunma, optimizasyon, radyasyondan korunma programı, radyasyon güvenliği el kitabı, tehlike durumu planı, zırlama, işyeri ölçüm programı, yerel kurallar

## ABSTRACT

Master Thesis

### PREPARATION OF THE RADIATION SAFETY PROGRAMME - OPTIMIZATION OF THE RADIATION PROTECTION OF THE NUCLEAR SCIENCES INSTITUTE OF UNIVERSITY OF ANKARA

SELCAN ÇELİK

Ankara University, Institute of Nuclear Sciences  
Department of Medical Physics

Supervisor: Assist.Prof.Dr. Özlem BİRĞÜL

Ankara University Institute of Nuclear Sciences (AU NBE) is a unique organization that has a research and education infrastructure in international standards in radiation applications, especially in medical physics, environmental measurements and dosimetry. In this thesis work, Radiation Protection Programme for AU NBE had been constituted and radiation protection optimization was performed for some laboratories within our institute.

In order to adopt the basic safety standards to the conditions in NBE, scientific studies carried out by international authorities and latest recommendations and documents provided by ICRP and IAEA, EU directives and criteria specified in national regulations were studied.

Within the study; the locations of the instruments on scaled institute plan were identified; work conditions and transportation of radioactive materials were inspected; workspace monitoring program was prepared using measurements acquired according to workspace monitoring measurements; emergency plans and local rules were prepared; responsibilities were identified; laboratories were categorized based on space specifications; using collected data, radiation protection optimization was made for three of the laboratories in NBE. Based on this optimization, working spaces were reorganized towards minimum dose uptake. With this approach, the probability of undesired situations was minimized.

All laboratories within NBE were licenced by the regulatory institution of Turkey (TAEK) before the institute started its activities. A license is an authorization provided by the regulatory and inspection body which is granted only if the organisation's radiation protection criteria is in compliance with national standards. The continuity and improvement of necessary conditions is the responsibility of the authorized institution. The awareness of the authorized institution regarding their responsibility is essential and these responsibilities can be fulfilled through establishment of a radiation protection programme. The other important step is to monitor the system and provide continuity through constant improvement.

This study covers the essential information that has to be included in NBE Radiation Protection Manual. With the implementation of these practices and preparation of the manual with the content here, a document that can guide other institutions in Turkey will be provided.

**2013, 211 pages**

**Key Words:** Radiation protection, optimization, radiation safety programme, radiation safety manual, hazard emergency plan, shielding, workplace measurement programme, local rules

## TEŞEKKÜR

Bu tez çalışmasında bilgi, öneri ve yardımlarını esirgemeyerek akademik ortamda olduğu kadar beşeri ilişkilerde de engin fikirleriyle yetişme ve gelişmeye katkıda bulunan değerli hocam Sayın A.Gönül BUYAN'a; tezin tamamlanmasında yardım ve katkılarıyla beni yönlendiren sevgili danışman hocam Yard. Doç. Özlem BİRGÜL'e; kuşkusuz, ortaya çıkan bu tez çalışmasında bana olanakları sağlayan Sayın Prof. Dr. Doğan BOR'a teşekkürü bir borç bilirim.

Laboratuvar çalışmalarım ve yazım sürecinde beni destekleyen arkadaşım Arş. Gör. Emre GÜLLÜOĞLU, ayrıca Arş. Gör. Şölen ÇUBUKÇU, Uzm. Asena YALÇIN, Uzm. Şule KAYA KELEŞ, Aytaç BARIŞ ve Nükleer Bilimler Enstitüsündeki tüm arkadaşlarıma ve çalışanlarına teşekkür ederim.

En zor zamanlarımda bile çalışabilmem için bana her konuda destek olan Sayın Numan YÜKSELEN'e, üzerimdeki sonsuz emekleri, sevgileri ve desteklerini esirgemeyen aileme; son olarak, neşesiyle ve gülücükleriyle bana her daim enerji veren canım yeğenim Lara ONARAN'a teşekkürlerimi sunarım.

Selcan Çelik  
Ankara, Mayıs 2013

## İÇİNDEKİLER

ÖZET .....	i
ABSTRACT .....	ii
TEŞEKKÜR .....	iii
SİMGELER DİZİNİ .....	vii
ŞEKİLLER DİZİNİ .....	viii
ÇİZELGE DİZİNİ .....	ix
1. GİRİŞ .....	1
2. KURAMSAL TEMELLER .....	4
2.1 Nicelikler ve Kavramlar .....	4
2.1.1 Aktivite (Radyoaktivite) .....	4
2.1.2 Işınlama (Exposure) .....	5
2.1.3 Işınlama hızı .....	5
2.1.4 Doz .....	5
2.1.4.1 Soğrulan doz .....	5
2.1.4.2 Kerma .....	6
2.1.4.3 Doz hızı .....	7
2.1.4.4 Eşdeğer doz .....	7
2.1.4.5 Etkin doz .....	9
2.2 Radyasyon Ölçümü .....	11
2.2.1 Gaz Odalı Dedektörler (İyon Odası, Orantılı Sayaç ve Geiger Müller) .....	11
2.2.2 Sintilasyon Dedektörleri .....	13
2.2.3 Yarı İletken Dedektörler .....	14
2.2.4 TLD Dozimetre ve OSL Dozimetre .....	16
2.2.5 Film Dozimetre .....	16
2.2.6 Nötron Dedektörleri .....	17
2.2.7 Kişisel Dozimetreler .....	18
2.3 Ölçümlerin değerlendirilmesi .....	20
2.4 Radyasyonun Etkilerinin Biyolojik Olarak Değerlendirilmesi .....	20
2.4.1 Doz ve Doz Hızı Etkinlik Faktörü (DDREF) .....	23
2.5 Uluslararası Kuruluşlar .....	24
2.5.1 ICRP (International Commission on Radiological Protection) .....	24
2.5.1.1 ICRP 103, 2007 .....	25
2.5.1.2 Risk Değerlendirmeleri .....	29
2.5.1.3 Acil Durum doz düzeyleri .....	32
2.5.1.4 Radyasyondan Korunma Sisteminin Yapısı ve Temeli .....	35

2.5.2	IAEA, BSS (Basic Safety Standarts).....	38
2.5.3	UNSCEAR (The United Nation Scientific Committeon The Effects Of Atomic Radiation) .....	39
2.6	Ulusal Mevzuatlar ve Yönetmelikler .....	40
2.7	Radyasyondan Korunma Programı.....	41
2.7.1	Sorumluluklar .....	42
2.7.1.1	Lisans/İzin Sahibi ve İşverenin Sorumlulukları .....	43
2.7.1.2	Çalışanların Sorumlulukları.....	43
2.7.2	Alanların Sınıflandırılması ve Çalışma Koşulları .....	43
2.7.2.1	Açık Kaynaklarla Çalışılan Alanlarda Laboratuvar Kategorizasyonu ..	44
2.7.3	İşyeri Ölçüm Programı .....	46
2.7.4	Yerel Kurallar .....	46
2.7.5	Tehlike Durum Planı.....	47
2.7.6	İç Denetim .....	52
2.7.7	Eğitim.....	52
2.7.8	Kayıtlar.....	53
2.8	Doz Hesapları.....	53
2.8.1	Kişisel doz hesapları .....	53
2.8.2	Zırhlama hesapları .....	54
2.8.2.1	Birincil koruyucu engel kalınlığı hesabı .....	54
2.8.2.2	İkincil Koruyucu Engel Kalınlık Hesabı .....	56
2.8.3	İş Yüğü, Meşguliyet ve Kullanma Faktörlerinin Belirlenmesi .....	57
2.8.3.1	İş Yüğü (W).....	57
2.8.3.2	Kullanma Faktörü (U) .....	57
2.8.3.3	Meşguliyet Faktörü (T) .....	58
3.	MATERYAL VE YÖNTEM .....	59
3.1	Nükleer Bilimler Enstitüsünde Bulunan Laboratuvarların Yerleşim Planları .....	59
3.1.1	Tanısal Radyoloji Laboratuvarı.....	61
3.1.2	Nükleer Tıp Laboratuvarı .....	62
3.1.3	<sup>137</sup> CsKalibrasyon Laboratuvarı.....	63
3.2	Nükleer Bilimler Enstitüsünde Bulunan Radyasyon Ölçüm Cihazları...64	
3.2.1	Tanısal Radyoloji Laboratuvarı.....	64
3.2.2	Nükleer Tıp Laboratuvarı .....	66
3.2.3	<sup>137</sup> Cs Kalibrasyon Laboratuvarı.....	68
4.	BULGULAR .....	71
4.1	Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü Radyasyondan Korunma Programı .....	71
4.1.1	Sorumluluklar.....	71

4.1.2	Alanların Belirlenmesi .....	71
4.1.2.1	Tanısal Radyoloji Laboratuvarında alan sınıflandırılması .....	71
4.1.2.2	Nükleer Tıp Laboratuvarında alan sınıflandırılması .....	71
4.1.2.3	Cs Kalibrasyon laboratuvarında alan sınıflandırılması .....	74
4.1.3	İş Yeri Ölçümleri .....	75
4.1.3.1	Tanısal Radyoloji Laboratuvarı.....	75
4.1.3.2	Tanısal radyoloji laboratuvarında doz optimizasyonu .....	78
4.1.3.3	Nükleer Tıp laboratuvarı.....	84
4.1.3.4	Nükleer tıp Laboratuvarı doz hesapları.....	90
4.1.3.5	Cs 137 Laboratuvarı.....	92
4.1.3.6	<sup>137</sup> Cs Laboratuvarında doz hesapları .....	94
4.1.4	İş Yeri Ölçüm Programı .....	96
4.1.5	Yerel Kurallar .....	98
4.1.5.1	Radyoloji Laboratuvarı yerel kuralları.....	98
4.1.5.2	Nükleer Tıp Laboratuvarı yerel kuralları .....	98
4.1.5.3	<sup>137</sup> Cs Laboratuvarı yerel kuralları.....	100
4.1.6	Tehlike Durumu Planı.....	100
4.1.6.1	Tanısal Radyoloji Laboratuvarı tehlike durumu planı .....	100
4.1.6.2	Nükleer tıp laboratuvarı tehlike durumu planı .....	101
4.1.6.3	<sup>137</sup> Cs Laboratuvarı tehlike durumu planı .....	108
4.1.7	Kayıtlar .....	109
4.1.8	İç Denetim .....	110
4.1.9	Eğitim.....	111
5.	TARTIŞMA VE SONUÇ .....	113
	<b>KAYNAKLAR .....</b>	<b>116</b>
	<b>EKLER .....</b>	<b>119</b>
	<b>EK 1 .....</b>	<b>120</b>
	<b>EK 2 .....</b>	<b>122</b>
	<b>EK 3 .....</b>	<b>124</b>
	<b>EK 4 .....</b>	<b>126</b>
	<b>EK 5 .....</b>	<b>129</b>
	<b>EK 6 .....</b>	<b>134</b>
	<b>EK 7 .....</b>	<b>137</b>
	<b>EK 8a .....</b>	<b>138</b>
	<b>EK 8b .....</b>	<b>144</b>
	<b>EK 9 .....</b>	<b>157</b>
	<b>ÖZGEÇMİŞ.....</b>	<b>161</b>



## SİMGELER DİZİNİ

ALARA	Ekonomik ve sosyal faktörler göz önüne alınarak mümkün olan en düşük dozun alınması
ALI	Yıllık vücuda alınma sınırı
Bq	Becquerel
C	Coulomb
CaF <sub>2</sub>	Kalsiyum florür
Ci	Curie
DDREF	Doz ve doz hızı etkinlik faktörü
D <sub>T,R</sub>	Dokuda veya organda soğurulan doz
E	Enerji
Gy	Gray
HPGe	Yüksek saflıkta germanyum
H <sub>T</sub>	Radyasyon ağırlık faktörü ile biçimlendirilen doku veya organdaki eşdeğer doz
HVL	Yarı değer kalınlığı
kV	Tüp gerilimi
kVp	Kilovolt tepe değeri
LiF	Lityum florür
LNT	Lineer eşiksiz model
mAs	Miliampersaniye
OSL	Optik Uyarımlı Lüminesans
PMT	Foto çoğaltıcı tüp
R	Röntgen
RBE	Rölatif biyolojik etkinlik
RKS	Radyasyondan Korunma Sorumlusu
RKU	Radyasyondan Korunma Uzmanı
Sv	Sivert
TLD	Termolüminesans dozimetre
Q	Kalite faktörü
W <sub>R</sub>	Radyasyon ağırlık faktörü
W <sub>T</sub>	Doku ağırlık faktörü

## ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1 Gaz odalı dedektörler için tüp gerilimi ve çalışma bölgeleri (Bor, 2009) .....	12
Şekil 2.2 Sintilasyon dedektörü çalışma şeması .....	14
Şekil 2.3 Yüksek saflıkta germanyum yarı iletken dedektör .....	16
Şekil 2.4 Termoluminesans dozimetre örneği.....	18
Şekil 2.5 Film dozimetre örneği.....	19
Şekil 2.6 Elektronik dozimetre örneği .....	20
Şekil 2.7 Ulusal mevzuatların oluşum şeması.....	24
Şekil 3.1 Enstitü tek kat planı .....	60
Şekil 3.2 Tanısal Radyoloji Laboratuvarı Yerleşim Planı (EMD; Anjiografik Sistem) .....	61
Şekil 3.3 Nükleer Tıp Laboratuvarı Yerleşim Planı.....	62
Şekil 3.4 <sup>137</sup> Cs Laboratuvarı Yerleşim Planı.....	63
Şekil 3.5 EMD anjiografik sistemin primer alan gösterimi .....	65
Şekil 3.6 Sıcak odada bulunan çeker ocak .....	66
Şekil 3.7 GM enerji bağımlılığı grafiği.....	68
Şekil 3.8 Mevcut <sup>137</sup> Cs sistemi.....	69
Şekil 4.1 Radyoloji laboratuvarındaki sistemler, bu sistemlerin tüp konumları ve ölçüm noktaları .....	75
Şekil 4.2 Konvansiyonel x-ışını sisteminde primer radyasyon alanı gösterimi .....	79
Şekil 4.3 Konvansiyonel x-ışını sisteminde sekonder radyasyon alanı gösterimi .....	80
Şekil 4.4 EMD Anjiografik sisteminde primer radyasyon alanı gösterimi, duvara bakan .....	80
Şekil 4.5 EMD Anjiografik sisteminde primer radyasyon alanı gösterimi, koridora bakan .....	81
Şekil 4.6 Radyoloji laboratuvarının son yerleşim planı (paravanlar kurşundur). .....	82
Şekil 4.7 Nükleer tıp laboratuvarında ölçüm noktaları .....	84
Şekil 4.8 Nükleer tıp gama kamera odası .....	90
Şekil 4.9 Nükleer Tıp Laboratuvarı önerilen plan .....	91
Şekil 4.10 Cs-137 Laboratuvarının ölçüm noktalar .....	92
Şekil 4.11 <sup>137</sup> Cs Laboratuvarında zırhlama hesabı için kullanılan geometri .....	94
Şekil Ek 6.1 Primer ışın, kurşun kalınlığı .....	134
Şekil Ek 6.2 Primer ışın, beton kalınlığı .....	134
Şekil Ek 6.3 Sekonder ışın, kurşun kalınlığı .....	135
Şekil Ek 6.4 Sekonder ışın, beton kalınlığı .....	135
Şekil Ek 6.5 Zırhlama malzemesine göre HVL ve TVL değerleri .....	136

## ÇİZELGE DİZİNİ

Çizelge 2.1	ICRP 26, ICRP 60 ve ICRP 103 raporlarında radyasyon tiplerine göre $W_R$ değerleri.....	9
Çizelge 2.2	Doku ağırlık faktörleri .....	10
Çizelge 2.3	ICRP 60 ve 103 stokastik etkiler için risk katsayıları.....	22
Çizelge 2.4	Doz ve doz hızı etkinlik faktörü (DDREF), (Buyan 2010).....	23
Çizelge 2.5	Doz sınırlarının yıllara göre değişimi .....	28
Çizelge 2.6	Önerilen doz sınırları, (ICRP 103, 2007).....	29
Çizelge 2.7	ICRP 26, belirli organlara göre risk tablosu .....	30
Çizelge 2.8	ICRP 60 Risk değerlendirmesi .....	31
Çizelge 2.9	Çalışanlar ve halk için baskın tek bir kaynaktan ışınlanma durumunda, doz tahdidi ve referans seviyelerle ilgili örnekler (ICRP 103, 2007) .....	34
Çizelge 2.10	$^{99m}\text{Tc}$ parametreleri .....	45
Çizelge 2.11	Laboratuvar kategorisi .....	45
Çizelge 2.12	Laboratuvar kategorisine göre aranan özellikler; .....	45
Çizelge 2.13	TVL değerleri (Radyoloji) (NCRP 147 2004).....	55
Çizelge 2.14	$^{137}\text{Cs}$ HVL ve TVL değerleri (NCRP151 2007).....	56
Çizelge 2.15	Kullanma faktörleri (NCRP 147,2004).....	57
Çizelge 2.16	Meşguliyet faktörleri (NCRP 147,2004) .....	58
Çizelge 3.1	Primer demet ölçümlerinde kullanılan dedektör bilgileri .....	64
Çizelge 3.2	Sekonder demet ölçümlerinde kullanılan dedektör bilgileri.....	64
Çizelge 3.3	Konvansiyonel x-ışını sisteminde ölçüm parametreleri.....	65
Çizelge 3.4	İş yeri ölçümü yaparken jeneratörden sağılan aktiviteler .....	67
Çizelge 3.5	Kullanılan dedektörlerin özellikleri .....	67
Çizelge 3.6	Primer demet ölçümlerinde kullanılan dedektörlerin özellikleri .....	70
Çizelge 3.7	Sekonder demet ölçümlerinde kullanılan dedektörlerin özellikleri .....	70
Çizelge 4.1	Konvansiyonel X-ışını ölçüm değerleri .....	76
Çizelge 4.2	EMD anjiyografik sisteminin ölçüm değerleri .....	77
Çizelge 4.3	Çalışanların ve öğrencilerin önceki durumda ve son durumda aldıkları dozlar .....	78
Çizelge 4.4	Tanısal Radyoloji Laboratuvarındaki sistemlerin kurşun paravan kalınlıkları .....	81
Çizelge 4.5	30,95mCi aktivitedeki $^{99m}\text{Tc}$ kaynak, gama kamera üzerinde şişe içerisinde (zırhsız).....	87
Çizelge 4.6	30,95mCi aktivitedeki $^{99m}\text{Tc}$ kaynak şırınga içerisinde, havada asılı.....	87
Çizelge 4.7	60mCi aktivitedeki $^{99m}\text{Tc}$ kaynak, çeker ocakta zırhın içindeyken; .....	88
Çizelge 4.8	60mCi aktivitedeki $^{99m}\text{Tc}$ kaynak, çeker ocakta zırhın dışındayken .....	89
Çizelge 4.9	60mCi aktivitedeki $^{99m}\text{Tc}$ kaynak, sıcak oda tezgahının üzerindeyken (zırhsız) .....	89
Çizelge 4.10	Zırhlama değeri tablosu .....	90
Çizelge 4.11	$^{137}\text{Cs}$ laboratuvarında 47mCi'lik kaynak ile alınan ölçüm değerleri .....	93
Çizelge 4.12	$^{137}\text{Cs}$ laboratuvarında 8,58 Ci'lik kaynak ile alınan ölçüm değerleri .....	93
Çizelge 4.13	Konvansiyonel X-ışın sisteminin ölçekli planda belirlenen noktalarda ölçüm sıklığı .....	96
Çizelge 4.14	EMD Anjiyografik sisteminin ölçekli planda belirlenen noktalarda ölçüm sıklığı .....	96

Çizelge 4.15 Nükleer Tıp Laboratuvarında ölçekli planda belirlenen noktalarda ölçüm sıklığı .....	97
Çizelge 4.16 <sup>137</sup> Cs laboratuvarında 8,58 Ci'lik kaynak ile ölçekli planda belirtilen noktalarda ölçüm sıklığı.....	97
Çizelge 4.18 Yüzey kontaminasyonu için verilmiş limitler (Bq×cm <sup>2</sup> );.....	105
Çizelge 4.19 Dekontaminasyon kitinde bulunması gereken diğer malzemeler .....	106
Çizelge Ek 2.1 Radyasyon çalışanları için vücuda solunum ve sindirim yolu ile alınan radyoaktivite düzeylerine göre doz çevrim faktörleri .....	122
Çizelge Ek 4.1Radyasyon dedeksiyon ve ölçüm laboratuvarında bulunan cihaz listesi .....	126
Çizelge Ek 6.1 Zırlama hesabında kullanılan açı değerleri.....	136

## 1. GİRİŞ

Tıpta hastalıkların tanı ve tedavisi amacıyla, sanayide tahribatsız kontrol amaçlı endüstriyel radyografi uygulamalarından, yoğunluk nem ölçümlerine, proses kontrollerine, petrol aramalarına ve nükleer güç santrallerinden elektrik enerjisi elde edilmesine kadar çok geniş bir kullanım alanı olan radyasyon uygulamalarının avantajları yanı sıra radyasyonun zararlı biyolojik etkileri vardır. Bu etkinin tespiti, Röntgen'in 1895 yılında X ışınlarının keşfinden hemen sonrasına rastlar. Daha sonraki yıllarda ise uzun süre X ışınlarına maruz kalan insanlarda çeşitli deri reaksiyonlarına ve saç ve kıl dökülmesine rastlandığı belirlenmiştir. Bununla birlikte 1898'de Curie'ler tarafından X ışınlarından tip olarak farklı, fakat etkilenildiğinde X ışınları ile aynı zararı meydana getiren Radyum'un yayınladığı gama ışınları ve daha sonraları da radyoaktif çekirdeklerin keşfine rağmen, radyasyonun zararlı etkileri uzun bir süre boyunca pek önemsenmemiştir. (Braestrup and Wyckoff 1958)

Radyasyondan korunma ile ilgili ilk tavsiyeler, 1928 yılında 2. Radyoloji Kongresi sırasında kurulan Uluslararası Radyasyondan Korunma Komitesi (ICRP-International Commission on Radiological Protection) tarafından ortaya konulmuştur. Radyasyondan korunma konusunda ilk rapor 1928 tarihinde yayınlamış ve daha sonraki yıllarda Hiroşima ve Nagazaki'de sağ kalanlar üzerinden yapılan araştırmalar, bilimsel ve teknolojik gelişmeler doğrultusunda, radyasyondan korunma ile ilgili kavramlar daha anlamlı ve uygulanabilir bir duruma gelmiştir. Bu gelişmeler radyasyondan korunmanın bir bilim alanı olarak tanımlanması ihtiyacını ortaya koymuştur. Bu bağlamda konu ile ilgili yetkin uluslararası ve ulusal kuruluşlar radyasyonun biyolojik etkilerine yönelik çalışmalarını sürdürmekte olup bu bulgulara dayandırılarak ICRP tarafından radyasyondan korunma tavsiyeleri oluşturulmakta, Uluslararası Atom Enerji Ajansı tarafından bu tavsiyeler esas alınarak ülke mevzuatlarına temel teşkil edecek temel güvenlik standartları oluşturulmaktadır.

Türkiye'de kişilerin radyasyondan korunması ve radyasyon kaynaklarının güvenliği ile ilgili kriterlerin konulması, uygulanması ve denetlenmesi yetkisi 2690 sayılı Yasa ile TAEK'e verilmiştir. Radyasyon kaynakları ile ilgili faaliyet gösterilebilmesi için TAEK Radyasyon Güvenliği mevzuatı hükümlerinin yerine getirilmesi şarttır. Bu konuda

temel mevzuat TAEK Yasasına dayandırılarak hazırlanmış olan Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği ve ilgili diğer mevzuatlardır.

AÜ NBE radyasyon teknolojileri alanında eğitim ve araştırma amacıyla başta medikal fizik ve çevresel ölçüm konuları olmak üzere 2006 yılında kurulmuş, bünyesinde çeşitli tip ve özellikte radyasyon kaynakları bulundurmakta olan bir Enstitüdür. AÜ NBE ülkenin bu konudaki araştırma geliştirme ve eğitim misyonuyla mükemmeliyet Merkezi olması amaçlanarak kurulmuştur. Türkiye gibi 20000 civarında radyasyon kaynağının bulunduğu (TAEK, www.taek.com.tr, 2011), teknolojik gelişmelerin yakından takip edildiği bir ülkenin en temel gereksinimi nitelikli insan gücüdür. Uluslararası standartlarda verilecek eğitim ve yapılacak araştırmalar için gerekli teknik donanımın önemli bir kısmına sahip Enstitüde, çalışmalar sırasında başta öğrenciler olmak üzere tüm çalışanların ve halkın radyasyondan korunmasını sağlamak temel bir zorunluluktur. Bunun kadar önemli bir başka husus ise yetiştirilen öğrencilerin çalışacakları alanlarda uluslararası kriterlere uygun, sürdürülebilir bir radyasyondan korunma sistemini kurabilecekleri bir ortamda çalışmasının sağlanmasıdır.

AÜ NBE kuruluş aşamasında ulusal mevzuat hükümleri gereğince gerekli tüm başvuruları yapmış ve Enstitüdeki tüm radyasyon kaynaklarının TAEK'ten lisanslanmasını takiben çalışmalarına başlamıştır.

Ancak, Radyasyondan Korunma ve Radyasyon Kaynaklarının Güvenliği (Bu kavramları ifade etmek üzere kısaca 'Radyasyon Güvenliği' terimi kullanılacaktır) mevzuatlara uygun olarak izin/lisans alınarak garanti altına alınamaz. Radyasyon Güvenliği sürekliliği sağlanmış sürdürülebilir bir sistemin kurulmasını gerektirir.

ICRP tavsiyelerinde (ICRP 103 2007) ve IAEA'nın 115 sayılı BSS (Basic Safety Standards) Raporunda belirtildiği gibi radyasyondan korunma, radyasyon kaynaklarının bulundurulduğu tesislerde sürdürülebilir bir radyasyondan korunma sisteminin kurulmasını gerektiren bir kavramdır. Bu sistem; tesisin planlanması, zırhlanması, çalışma alanlarının sınıflandırılması, sorumlulukların belirlenmesi, doz hesapları, risk değerlendirmeleri, araştırma, müdahale seviyelerinin, doz tahditlerinin belirlenmesi,

yerel kurallar ve çalışma talimatlarının, işyeri ölçüm programlarının oluşturulması, kaza ve tehlike durumu yönetimi, kayıtların tutulması, çalışanların eğitimi, iç denetim gibi hususları içeren, radyasyon kaynaklarının güvenliği ve radyasyondan korunma için ulusal ve uluslararası mevzuatın yakından takip edilmesinin zorunlu olduğu bir alandır. Daha önemlisi bu alanda akademik çalışmalar yapmakta olan bir kuruluş olma sorumluluğu nedeni ile çalışmaların yakından izlenerek koşulların radyasyondan korunma yönünden optimize edilmesini gerektiren bir alandır. Bu, ALARA prensibi gereği ekonomik ve sosyal faktörlerin dikkate alınarak çalışmalar sırasında mümkün olan en düşük dozun alınmasının sağlanmasıdır. Burada temel husus bir tesisde veya medikal merkezde lisans koşullarının sağlanması ile yetinmeyip çalışanlar ve o tesisi kullanan toplumun alacağı dozun daha da düşürülebileceği yöntem ve tüm iyileştirmelerin ortaya konulmasıdır.

Bu tez çalışmasının amacı bir mükemmeliyet merkezi olma hedefine uygun altyapısına sahip olan Ankara Nükleer Bilimler Enstitüsü için standartlarına uygun ve uygulanabilir bir “Radyasyondan Korunma Programının” hazırlanması, mevcut laboratuvarlarda radyasyondan korunma optimizasyonunun sağlanmasına yönelik ölçüm, değerlendirme ve iyileştirmelerin yapılmasıdır.

Nihai hedef, NBE'nin radyasyon güvenliğinin garanti altına alınması ve radyasyondan korunma sisteminin sürekliliğinin sağlanması için Enstitüde çalışan, yeni göreve başlayan kişiler ve öğrencilerin ilk başlangıçta ve ihtiyaç duyduklarında kolaylıkla ulaşacakları AÜ NBE Radyasyondan Korunma El Kitabının (EK9) hazırlanması olmalıdır. Bu, tez çalışmasında el kitabın hazırlanmasında kullanılacak temel yöntem ve bilgilerin oluşturulmasında ihtiyaç duyulacak bilgiler oluşturulmasına ve değerlendirilmesine çalışılmıştır.

## 2. KURAMSAL TEMELLER

Radyasyon teknolojisindeki hızlı gelişmeler, tüm dünyada olduğu gibi ülkemizde de radyasyondan korunma ve güvenlikle ilgili konularda yapılan çalışmaların daha nitelikli ve uygulanabilir hale getirilmesi ihtiyacını ortaya koymaktadır. Bunun yöntemi radyasyon kaynağı bulundurulmuş tesislerde Radyasyondan Korunma Sisteminin kurulmasıdır. Radyasyondan korunmada kullanılan nicelikler ve kavramların bilinmesi, radyasyon ölçümü, ölçülen değerlerin değerlendirilebilmesi sistemin en temel bileşenleridir. Bu kısımda, nicelikler, kavramlar ve radyasyon ölçüm teknikleri ile ilgili bilgiler yer almaktadır. Diğer tanımlar ise EK 1’de verilmiştir.

### 2.1 Nicelikler ve Kavramlar

#### 2.1.1 Aktivite (Radyoaktivite)

Aktivite, bir radyonüklitin birim zamanda ölçülen bozunum miktarıdır ve kararsız bir atomun parçalanma hızının ifadesidir. SI birim sisteminde aktivite birimi “Becquerel” kullanılır. Becquerel (Bq) saniyedeki parçalanma sayısının ifadesidir. Tıpta ve endüstride kullanılan radyoaktif kaynakların aktivite değeri Bq olarak ifade edildiğinde çok büyük sayılar kullanılması gerekir. Bu nedenle kısaltmalar yapılmış ve bunlar büyüklüklerine göre adlandırılır.

SI birim sisteminde aktivite birimi olarak Becquerel kullanılmakla birlikte özellikle nükleer reaktör teknolojisi gelişmiş ülkelerde halen eski birimlerin kullanıldığı ve bu genelel yaklaşımın yavaş yavaş terk edildiği bilinmektedir.

Eski aktivite birimi Curie (Ci)’dir. Curie çok büyük bir sayıda otom çekirdeği bozunmasını ifade eder.

$$1\text{Ci} = 37 \times 10^9 \text{ Bq} = 37 \text{ GBq} \quad (1)$$

$$1\text{Bq} = 2,703 \times 10^{-11} = 27 \text{ pCi} \quad (2)$$



### 2.1.2 Işınlama (Exposure)

Işınlama (exposure) iyonlaştırıcı elektromanyetik radyasyonun havada iyonizasyon meydana getirme kapasitesine dayalı dozimetrik bir niceliktir. Bu nicelik iyonlaştırıcı elektromanyetik radyasyonun sadece havadaki etkileşmeleri için tanımlanmıştır.

Işınlama, havanın birim kütlesi başına fotonlar tarafından yayımlanan elektronların havada tamamen durdurulmasıyla havada ortaya çıkan tek işaretli iyonların (artı veya eksi yüklü) toplam yükünün mutlak değeridir.

SI birim sisteminde ışınlama birimi kilogram başına Coulomb (C/kg) ile ifade edilir. Eski birimi Röntgen'dir.

$$1 \text{ C/kg} = 3876 \text{ R (SI birim sisteminde)}$$

$$1 \text{ R} = 2,58 \times 10^{-4} \text{ C/kg (eski birimde)}$$

### 2.1.3 Işınlama hızı

Birim zamanda ortaya çıkan ışınlamadır. SI birim sisteminde saniyede C/kg.s olarak, eski birimlerde R/saat olarak ifade edilir. Radyasyondan korunma ile ilgili genellikle saat başına ışınlama hızı değeri kullanılır (R/saat, mR/saat, µR/saat).

### 2.1.4 Doz

#### 2.1.4.1 Soğrulan doz

Radyasyon bir maddeden geçerken birim kütlesinde bırakılan enerjidir. Yani doz Enerji/Kütle'dir. Maddenin oluşturduğu elementlere, maddenin yoğunluğuna, radyasyonun cinsine ve enerjisine bağlıdır.

Soğrulan doz, radyasyona maruz kalan maddenin (cinsinden bağımsız olarak) birim kütlesinde soğrulan (aktarılan) enerji miktarıdır. Bu nicelik ışınlama biriminde olduğu

gibi sadece elektromanyetik radyasyon için değil her türlü radyasyon ve her türlü madde için geçerlidir.

SI birim sisteminde sorulan doz birimi Gray (Gy)'dir.

1Gy = 1 Joule/kg

Eski birimi Rad (rad)'dır.

1 Gy = 100 rad

1 rad = 100 erg/gr

(1 Joule = 10<sup>7</sup>erg'dir)

Herhangi bir doku veya organda soğurulan ortalama doz, organda soğurulan dozun, organın kütlesine bölünmesi ile hesaplanır.

#### 2.1.4.2 Kerma

Kerma, X-ışını ve  $\gamma$ -ışınları gibi iyonize radyasyonun bıraktığı enerjiyle radyasyon alanını ilişkilendirmek için kullanılan bir kavramdır. Kerma tanımlanırken, gelen radyasyonun taşıdığı ve malzeme içinde gerçekleşen etkileşim sonrasında oluşan ürün parçacıklarca (Compton elektronları, fotoelektronlar, çift üretimi gibi) etkileşim noktasında soğurulan kinetik enerji tanıma dahil edilir. Etkileşim bölgesinde soğurulmayan enerji ise (Compton'da saçılan foton, karakteristik floresan ışınması, yokolma fotonları gibi) tanım dışı bırakılır.

$$\frac{\Phi E \mu_x}{\rho} \quad (3)$$

Burada  $\Phi$ , parçacık akısı;

E, radyasyon eneji;

$\mu_x$ , Enerjiye bağlı doğrusal zayıflama katsayısı;

$\rho$ , yoğunluk,

Kerma birimi J/kg ya da Gray'dir.

### 2.1.4.3 Doz hızı

Doz hızı, ölçülebilen önemli parametrelerden birisidir. Herhangi bir durumda belli bir zaman periyodunda alınan dozun ifadesidir. Doz hızı portatif (elle taşınabilir) dedektörleri ile genellikle saatte mSv veya mSv cinsinden ölçülebilir ( $\mu\text{Sv/saat}$ , mSv/saat).

Doz hızının bilinmesi ile çalışma ortamındaki doz potansiyeli hakkında bilgi edinilebilir, normal veya kaza durumlarına yönelik değerlendirmeler yapılabilir.

### 2.1.4.4 Eşdeğer doz

Soğurulan doz birimi, radyasyona maruz kalan maddenin ve radyasyonun cinsinden bağımsızdır. Ancak, farklı radyasyon tiplerinin dokuda yarattığı hasar birbirlerinden farklılık gösterir. Bu nedenle farklı radyasyon türlerinin biyolojik etkilerini hesaba katabilmek için  $W_R$  Radyasyon ağırlık faktörü tanımlanmıştır.

Eşdeğer doz; soğurulan dozun radyasyon ağırlık faktörü ile çarpılarak düzeltilmesiyle edilmesi ile bulunan radyasyonun cinsine bağlı olarak doku veya organdaki biyolojik etkilerin dikkate alındığı bir doz birimidir. SI birim sisteminde birimi Sievert (Sv) tir.

1977 tarihinde yayınladığı ICRP 26 sayılı raporunda,

$$H_T = Q \times D_T \quad (4)$$

olarak tanımlanmış olup doz eş değeri olarak isimlendirilmiştir.

Q; radyasyonun su içindeki lineer enerji transferine (LET) dayandırılan “kalite faktörü”dür. (X-ışınları için  $Q = 1$  dir.) Görüldüğü üzere Q kalite faktörü LET’e yani enerjiye bağlıdır.

$D_T$  ise doku içinde belirli bir noktada soğurulan doz değeridir.

1991 yılında yayınladığı ICRP 60 sayılı raporunda ise, önceki rapordan önemli değişikliklerden birisi Q kalite faktörünün yerine  $W_R$  radyasyon ağırlık faktörünün kullanılması olmuştur.  $W_R$  radyasyonun tipine ve enerjisine bağlı olup doku veya organın tipinden bağımsız RBE (rölatif biyolojik etkinlik) verilerinin rehberliğinde belirlenmiş bir faktördür.  $W_R$  doku içinde depolanan enerji miktarı aynı olsa dahi farklı tipteki radyasyonların biyolojik etkilerinin farklı olması nedeniyle radyasyonun tipine bağlı olarak belirlenmiş bir faktördür.

Dokuda veya organdaki ortalama soğurulan doz  $D_{T,R}$ ,

Birim kütle başına soğurulan enerji E,

Radyasyon ağırlık faktörü ile çarpılarak elde edilen doku veya organdaki eşdeğer doz  $H_T$ ,

Etkin doz, doku ağırlık faktörü  $W_{T,R}$ , ile biçimlendirilen ve dokular üzerinden toplanması ile eşdeğer dozdur.

ICRP 60 raporunda önemli diğer bir değişiklik ise doku veya organ içindeki bir nokta yerine her doku için ortalama doku dozunun kullanılması olup doz eşdeğeri tanımı isim olarak “eşdeğer doz” olarak yeniden tanımlanmıştır.

$$H_T = \sum W_R \times D_{T,R} \quad (5)$$

X-ışınları, gama ışınları, beta parçacıkları için gray ve Sv he sayısal olarak eşittir.

$$Sv = Gy \times W_R = Gy \times 1$$

Doku veya organ tarafından soğurulan doz radyasyon ağırlık faktörü ile çarpılınca, organ veya doku eşdeğer doz bulunur. Daha sonra bu değerlerin her biri doku ağırlık faktörleri ile çarpılıp toplanırsa etkin doz ( $H_{etkin}$ ) bulunur.

Çizelge 2.1 ICRP 26, ICRP 60 ve ICRP 103 raporlarında radyasyon tiplerine göre  $W_R$  değerleri

<b>ICRP 26 Radyasyon ağırlık faktörleri <math>W_R</math></b>	
X ve gama ışınları için	1
Nötron ve protonlar	10
Alfa	20
Termal Nötronlar	2,3
<b>ICRP 60 Radyasyon ağırlık faktörleri <math>W_R</math></b>	
Foton, tüm enerjilerde	1
Elektron ve müon, tüm enerjilerde	1
Nötronlar < 10keV	5
Nötronlar 10-100keV	10
Nötronlar > 100-2000keV	20
Nötronlar > 2-20MeV	10
Nötronlar > 20keV	5
Geri tepen fotonların haricindeki fotonlar>2MeV	5
Alfalar, füzyon parçaları, ağır çekirdekler	20
<b>ICRP 103 Radyasyon ağırlık faktörleri <math>W_R</math></b>	
Foton	1
Elektron ve Müon	1
Yüklü pionlar	2
Alfalar, füzyon parçaları, ağır çekirdekler	20

#### 2.1.4.5 Etkin doz

Etkin doz kavramı 1975 yılında vücudun belirli bölümünün ışınlanması nedeniyle ortaya çıkacak radyasyon hasarlarının değerlendirilmesi için ortaya konulan, tüm vücut ışınlanmasından elde edilen verilerden türetilmiş bir kavramdır. Etkin doz, vücudun belirli bölgesinin ışınlanması durumunda aynı hasara neden olan ortalama soğurulan dozun ifadesidir.

Etkin doz, deęişik doku ve organlardaki ortalama soęurulan dozu ile belirli doku ve organlar için belirlenmiş olan doku ve organın radyasyon hasarı ile ilişki aęırlık faktörünün çarpımı ile hesaplanır.

Çizelge 2.2 Doku aęırlık faktörleri

Doku veya Organ	Doku aęırlık faktörleri		
	ICRP 26 (1977)	ICRP 60 (1991)	ICRP 103 (2007)
<b>Gonadlar</b>	0,25	0,20	0,08
<b>Kırmızı kemik ilięi</b>	0,12	0,12	0,12
<b>Kolon</b>	-	0,12	0,12
<b>Mide</b>	-	0,12	0,12
<b>Akcięer</b>	0,12	0,12	0,12
<b>Yemek borusu</b>	-	0,05	0,04
<b>Karacięer</b>	-	0,05	0,04
<b>Mesane</b>	-	0,05	0,04
<b>Meme</b>	0,15	0,05	0,12
<b>Tiroit</b>	0,03	0,05	0,04
<b>Deri</b>	-	0,01	0,01
<b>Kemik yüzeyi</b>	0,03	0,01	0,01
<b>Tükürük bezi</b>	-	-	0,01
<b>Beyin</b>	-	-	0,01
<b>Dięer organlar</b>	0,30*	0,05**	0,12***
<b>Toplam</b>	1	1	1

\*ICRP 26 dięer organlar; yüksek oranda doz alan beş organ için (her bir organın aęırlık faktörü 0,06)

\*\*ICRP 60 dięer organlar; böbrek üstü bezi, üst kalın baęırsak, ince baęırsak, böbrek, kas, pankreas, dalak, timus ve rahim

\*\*\*ICRP 103 dięer organlar; böbrek üstü bezi, ekstratorasik doku, kalp duvarı, böbrek, lenf nodları, kas, aęız mukozası, pankreas, prostat, ince baęırsak, dalak, timus ve rahim

Etkin doz, herhangi organ için eşdeęer dozun ( $H_T$ ), o organ için belirlenen doku aęırlık faktörleri( $W_T$ ) ile çarpımının toplamıdır. Burada  $i$  organları gösterir. Tüm vücut dozu olarak düşünülebilir.

$$H = \sum W_T \times H_T \quad (6)$$

## 2.2 Radyasyon Ölçümü

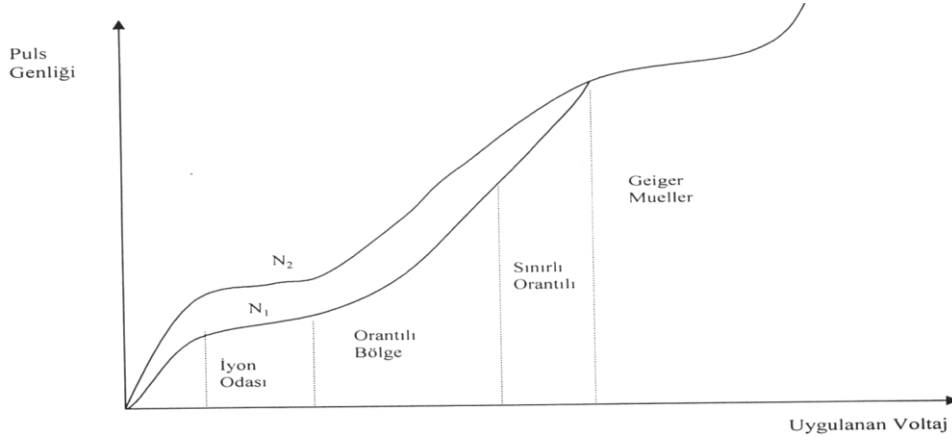
Radyasyon ölçüm cihazlarının çalışma prensibine göre; gaz odalı dedektörler, sintilasyon dedektörleri, yarı iletken dedektörler, TLD (Termoluminesans Dozimetre) ve OSL (Optik Uyarımlı Lüminesans Dozimetre), film dozimetreler ve nötron dedektörleri olarak sınıflandırılabilir.

### 2.2.1 Gaz Odalı Dedektörler (İyon Odası, Orantılı Sayaç ve Geiger Müller )

Gaz odalı dedektörler isminden de anlaşılacağı gibi içerisinde çeşitli gazların bulunduğu tüplerden oluşur. Gelen radyasyonun oluşturduğu iyon çiftlerinin, dedektörün içerisinde bulunan gaz atomları ile etkileşmeleri prensibine göre çalışır. Dedektörler uygulanan yüksek gerilim sonucunda, dedektör plakaları arasında oluşturulan elektrik alan ile elde edilmiş olan iyon çiftleri elektrotlara ulaşırlar. Bunun sonucunda oluşan pulslar ile radyasyon ölçümü sağlanır. Uygulanan yüksek gerilim ile elektrik alan doğru orantılıdır ve her dedektör tipi için uygulanacak olan yüksek gerilim farklıdır. Devre üzerinden geçen akım miktarı tüp üzerine düşen radyasyon miktarı ile doğru orantılıdır.

Dedektöre uygulanan gerilimin sıfırdan itibaren yükseltilmesi ile farklı çalışma bölgeleri elde edilir.

Şekil 2.1’de uygulanan gerilim ile dedektör çıkışındaki puls yüksekliği ilişkisi ve farklı çalışma bölgeleri görülmektedir.



Şekil 2.1 Gaz odalı dedektörler için tüp gerilimi ve çalışma bölgeleri (Bor, 2009)

İyon odası bölgesinde tüpe uygulanan gerilim sadece iyonizasyon sonucu meydana gelen iyonların elektrotlara toplanmasına yeterli olacak kadardır. Uygulanan gerilim iyon odasındaki gazın cinsine, basıncına, elektrotların geometrik yapısına bağlı olarak değişir. Bu bölgede anot tarafından toplanan elektronların sayısı radyasyon tarafından meydana getirilen elektron sayısına eşittir. İyon odası bölgesinde çalışan bir cihazdan elde edilen puls yüksekliği iyon odasında meydana gelen iyon sayısına bağlı olduğundan, iyon odaları değişik enerji ve iyonizasyon yeteneğine sahip gama, beta ve alfa gibi radyasyonları ayırt etmek için kullanılır.

Gaz odalı dedektöre uygulanan yüksek gerilim arttırılırsa orantılı bölgeye ulaşılır. Bu bölgede uygulanan gerilimin arttırılması ile elektrotlarda toplanan iyon sayısında da artış görülür. Bu artış gelen radyasyon tarafından meydana getirilen birincil elektronların, iyon odasına uygulanan yüksek voltaj nedeniyle ikincil iyonizasyon meydana getirecek kadar yüksek hızlara erişmesinden kaynaklanır. Meydana gelen puls yüksekliğinin uygulanan gerilim ve birincil iyon sayısı ile orantılı olarak artması sebebiyle bu bölgeye orantılı bölge denir. İyon odası bölgesinde olduğu gibi orantılı bölgede çalışan dedektör ile de iyonizasyon yeteneği farklı olan radyasyon tiplerinin oluşturacağı pulsları birbirinden ayırmak mümkün olmaktadır.

Tüpe uygulanan gerilimin arttırılmaya devam etmesi ile iyonizasyonun tüm anot teli boyunca yayıldığı Geiger Müller bölgesine ulaşılır. Bu bölgede iyonizasyonun tüm anot teli boyunca yayılmasının nedeni radyasyon tarafından meydana getirilen birincil iyon



çiftlerinin çok yüksek hız kazanması ve çok sayıda ikincil iyon çiftleri meydana getirerek bir iyon çığı oluşturmalarıdır. Bu bölgede tüm pulsların yüksekliği aynı olduğundan farklı radyasyon tiplerini ve enerjilerini ayırt etmek mümkün değildir.

Bahsedilen bu üç gerilim bölgesinde çalışan radyasyon ölçüm cihazlarına sırasıyla iyon odası (Ion Chamber), orantılı sayaç (Proportional Counter) ve Geiger Müller (GM) dedektörleri adı verilir.

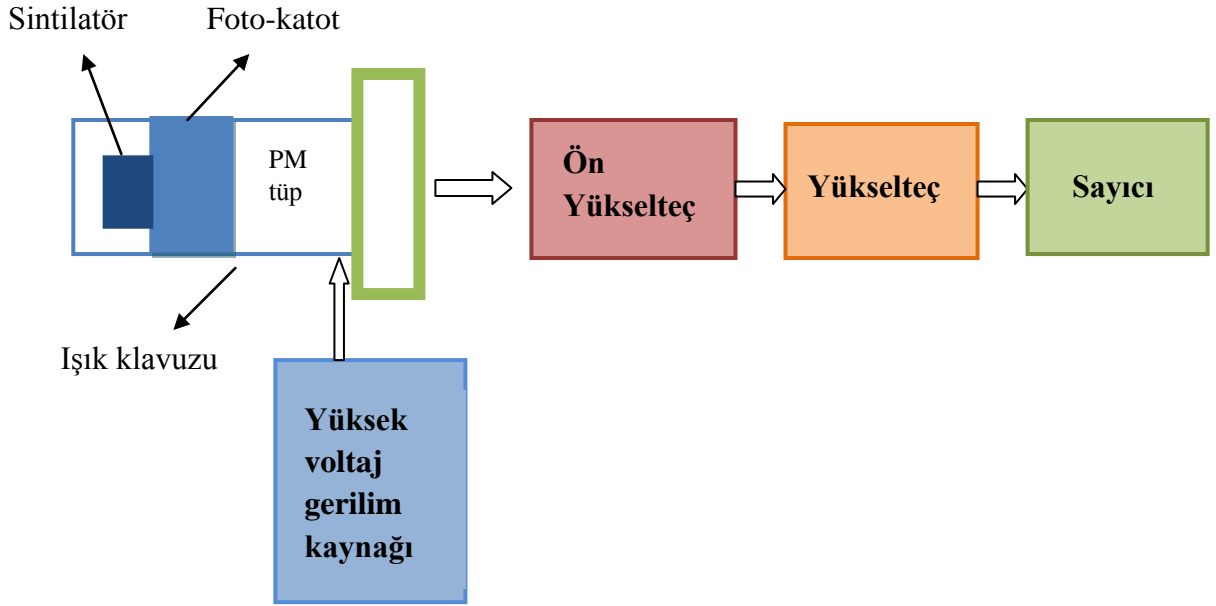
### 2.2.2 Sintilasyon Dedektörleri

İyonlaştırıcı radyasyonun bazı maddelerde oluşturduğu sintilasyon ışığı ile algılanması eski yöntemlerden biri olup, farklı radyasyonların dedeksiyonu ve spektroskopisinde en kullanışlı tekniklerden bir tanesidir. İdeal bir sintilasyon maddesinin özellikleri aşağıdaki gibi olmalıdır.

- Yüklü parçacıkların kinetik enerjilerini, yüksek bir sintilasyon etkinliği ile dedekte edilebilecek ışığa çevirmelidir.
- Bu dönüşüm doğrusal olmalıdır. Yani, ışık verimi soğurulan enerji ile geniş bir aralıkta orantılı olmalıdır.
- Işığın etkin bir şekilde toplanması için ortam kendi salınımının dalga boyunu geçirgen olmalıdır.
- Hızlı sinyal pulslarının oluşumu için oluşan lüminesansın (aydınlanmanın) azalım zamanı kısa olmalıdır.
- Materyalin optik kalitesi iyi olmalı ve istenilen boyutta dedektör yapılabilmelidir.
- Sintilasyon ışığının fotoçoğaltıcı tüpe (PM tüp) etkin bir şekilde aktarımı için kırılma indisi camın kırılma indisine yakın olmalıdır. (Knoll 2000)

Sintilasyon dedektörlerinin çalışma şekli kısaca şu şekilde özetlenebilir. Gelen radyasyon dedektöre girer ve atomları uyarılmış düzeylere çıkaran çok fazla sayıda etkileşme yapar. Uyarılmış durumlar hızla, görünür bölgede (veya görünür bölgeye yakın) ışık yayarlar. Böyle materyallere fluoresans denir. Bu ışık fotonları PM tüpte bulunan fotokatoda çarparak foton başına en çok bir fotoelektron salınmasına neden olur. Bu ikincil elektronlar PM tüpte çoğaltılır, hızlandırılır ve çıkış pulsları şekline dönüştürülür (Krane 1987). Elde edilmiş olan bu pulsların işlenmesiyle radyasyon

ölçümü gerçekleştirilir. Gelen fotonların enerjisi ile anotta elde edilen pulsun genliği orantılıdır. Bu sayede enerji ayırımı yapılır.



Şekil 2.2 Sintilasyon dedektörü çalışma şeması

Sintilasyon dedektörleri temelde inorganik sintilasyon dedektörleri ve organik sintilasyon dedektörleri olmak üzere ikiye ayrılır. İnorganik kristaller arasında sodyum iyodür, organiklerde ise plastik ve organik yapılu sıvılar en yaygın olanlarıdır. İnorganiklerin ışık verimi ve doğrusallığı yüksekken, cevap zamanları nispeten yavaştır. Organik sintilatörler ise daha az ışık veriminde ama çok hızlıdır. Bileşik maddelerin yüksek atom numaraları ve yoğunlukları inorganikleri gama spektroskopisi için en uygun yaparken, organikler beta spektroskopisi ve hızlı nötron dedeksiyonun da tercih edilirler (Knoll 2000).

### 2.2.3 Yarı İletken Dedektörler

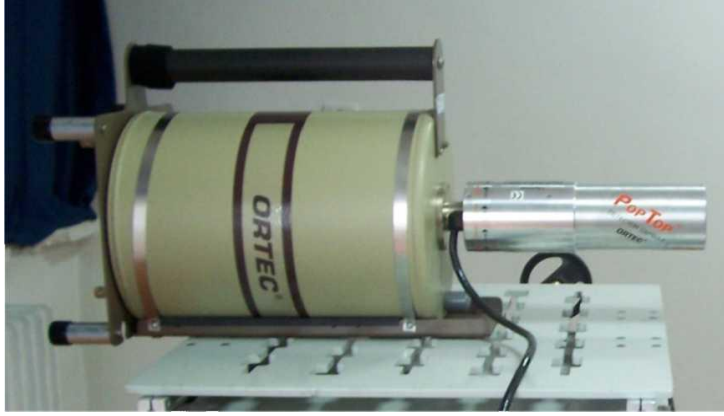
Yarı iletken dedektörlerin işlevleri genelde iyon odalarına benzer ancak yük taşıyıcıları elektron ve pozitif iyonlar değil elektron ve deşiklerdir. En yaygın olarak kullanılan yarı iletken dedektörler silikon ve germanyumdan yapılmışlardır. Bu dedektörlerin diğerlerine göre en önemli üstünlükleri enerji ayırma güçlerinin son derece yüksek olmasıdır. Diğer önemli özellikleri ise;

- Geniş bir enerji aralığında radyasyona karşı yanıtları doğrusaldır.
- Belirli bir boyut için etkinlikleri yüksektir, zira yapılarında yüksek yoğunlukta sert madde kullanılmaktadır.
- Farklı geometrik tasarımlarda yapılmaları mümkündür.
- Puls doğma zamanları hızlıdır (gaz dedektörlerine göre).
- Vakum altında çalışırlar.
- Manyetik alanlara karşı hassas değildirler. (Knoll 2000)

### **Yüksek saflıkta germanyum yarı iletken dedektörler;**

P-i-N yapısında yarı iletken diyotlardır. Gelen gama ışınlarının germanyum kristali ile etkileşerek oluşturduğu elektron-deşik çiftleri uygulanan elektrik alanın etkisiyle p ve n elektrotlarına hareket ederek sinyal oluştururlar. Germanyum kristalinde bir elektron deşik çifti oluşturmak için gerekli ortalama enerji 77 K'deki sıvı azot sıcaklığında 2,96 eV'dur. Oluşan yüklerin (elektron-deşik çiftlerinin) en az tuzaklandığı (yapısal kusurların en az olduğu) germanyumun bant aralığı enerjisi 0,67 eV'dur. Uygun elektron-deşik mobilitelerine (elektronlar için  $3.6 \times 10^4 \text{ cm}^2 \text{V}^{-1} \text{s}^{-1}$  ve deşikler için  $4.2 \times 10^4 \text{ cm}^2 \text{V}^{-1} \text{s}^{-1}$ ) ve yeterli foton soğurma katsayısı, atom numarası (32) ve yoğunluğa ( $5,32 \text{ g.cm}^{-3}$ ) sahiptirler. Ancak sızıntı akıma bağlı oluşan gürültü sinyalinin önlenmesi için HPGe dedektörler sıvı azot sıcaklığında (77 K) çalıştırılır.

HPGe dedektörler p-tipi (pozitif alıcı safsızlıklara sahip) veya n-tipi (negatif verici safsızlıklara sahip) düzlemsel (planar) ve eş-eksenli (coaxial) olarak tasarımlanabilirler. Eş eksenli geometrinin avantajı gama spektrometresinde ihtiyaç duyulan geniş aktif hacmin sağlanmasıdır. Eş eksenli HPGe dedektörler aynı zamanda kuyu tipi olarak da kullanılır. Kaynağın bu kuyu içine yerleştirilmesiyle kaynak neredeyse tamamen kristal tarafından sarılmış olur ve dedeksiyon verimi artar (Knoll 2000).



Şekil 2.3 Yüksek saflıkta germanyum yarı iletken dedektör

#### 2.2.4 TLD Dozimetre ve OSL Dozimetre

Bazı kristaller radyasyona maruz kaldıktan sonra belli sıcaklığa kadar ısıtıldıklarında Termolüminesans denilen olay sonucunda görünür bölgede ışık yayarak salıverilirler. Kristalden kaynaklı bu ışığın şiddeti ile kristalin maruz kaldığı radyasyon dozu orantılıdır. Yayınlanan görünür bölgedeki bu ışığın foto çoğaltıcı tüp (PMT) adı verilen cihazlarla elektrik sinyaline dönüştürülmesi ile dozimetrenin maruz kaldığı radyasyon dozu belirlenir. Bu prensipten hareket edilerek Termolüminesans Dozimetreler (TLD) geliştirilmiştir.

Benzer şekilde bazı kristaller, radyasyona maruz kaldıktan sonra belli dalga boyunda ışık ile uyarılırsa maruz kaldığı radyasyon dozu ile orantılı olarak görünür bölgede ışık yayarlar. Yayınlanan bu ışığın foto çoğaltıcı tüp yardımıyla elektrik sinyaline dönüştürülmesi ile dozimetrenin maruz kaldığı radyasyon dozu belirlenir. Bu prensipten hareket edilerek OSL (Optically Stimulated Luminescence) dozimetreler geliştirilmiştir.

#### 2.2.5 Film Dozimetre

İyonlaştırıcı radyasyonun fotoğraf filmi üzerindeki etkisinin, görünür ışığına benzer özellikte olmasından yararlanılarak yapılmış dozimetrelerdir. İyonlaştırıcı radyasyona bağlı olarak film üzerindeki kararma miktarı densitometre adı verilen cihaz yardımıyla belirlenerek, dozimetrenin maruz kaldığı radyasyon doz miktarı bulunur.

## 2.2.6 Nötron Dedektörleri

Nötronlar yüksüz parçacık olduklarından direkt olarak etkileştikleri ortamda iyonizasyona neden olmamakla beraber malzeme içinde etkileştiklerinde ikincil iyonlaştırıcı parçacıklar açığa çıkarılırlar ve bu parçacıkların uygun ölçüm cihazları ile detekte edilebilmesi mümkündür. Nötron dedektörlerinde yaygın olarak meydana gelen etkileşmeler şunlardır:

- Bor – 10 ile etkileşmesi sonucu alfa parçacıklarının oluşması,
- Helyum-3 ile etkileşmesi sonucu proton oluşması,
- Hidrojen çekirdeği ile yapılan esnek saçılma.

İlk iki reaksiyon 0,5 eV'luk enerjiye kadarki düşük enerjili nötronlar tarafından meydana gelen reaksiyonlardır. Bu nötronlar orta enerjili nötron bölgesinin en altında ve termal bölgede (0,025 eV) olan nötronlardır. Esnek saçılmalar hızlı nötronların dedekte edilmesinde kullanılırlar.

Nötron Dedektör Tipleri; uygun nötron dedektörü tasarlanırken birçok faktörün göz önünde alınması gerekir. Bunlar:

- Hızlı nötronların dedekte edilebilmesi için nötronların yavaşlatıcı moderatör malzemelerinin kullanılması,
- Dedektör fiziksel boyutlarını dikkate alabilmek için dedektör malzemesinin belirli bir reaksiyon için etki kesrinin yüksek olması,
- Dedektörün aktif hacminin, nötronun dedektör malzemesi ile etkileşmesi sonucunda meydana gelen ağır yüklü parçacıkları durduracak kadar büyük olmasıdır.

Bu koşulları sağlayan dört tip nötron dedektörü vardır.

- Borflorür (BF<sub>3</sub>) orantılı sayaçları,
- Helyum orantılı sayaçları,
- Gaz çarpışma orantılı sayaçları,
- Kabarcık dedektörleri.

### 2.2.7 Kişisel Dozimetreler

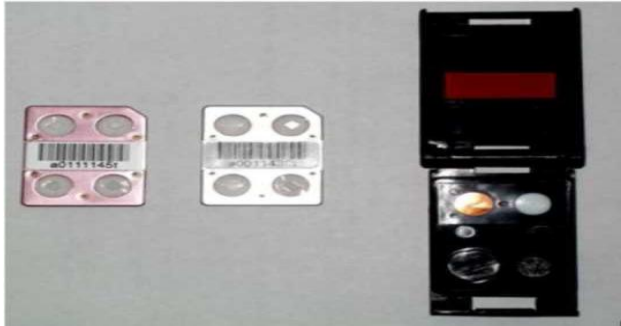
Kişilerin üzerlerinde taşıdıkları ve üzerlerinde taşıdıkları süre boyunca anlık ya da toplam süredeki dozu ölçen dedektörlere kişisel dozimetreler denir. Kişisel dozimetreler kendi içlerinde üçe ayrılabilirler.

- a) Termolüminesans dozimetreler
- b) Film dozimetreler
- c) Elektronik dozimetreler

#### a)Termolüminesans dozimetreler

İyi bir termolüminesans dozimetre aşağıdaki özelliklere sahip olmalıdır.

- Basit ışığa eğrisine sahip olmalıdır.
- Gama ışınlarına hassasiyeti yüksek olmalıdır.
- Tekrar edilebilir olmalıdır.
- Doz hızından bağımsız olmalıdır.
- Yeniden kullanım için basit tavlama prosedürüne sahip olmalıdır.
- Gün ışığına karşı duyarsız olmalıdır.
- TL sönmeye uğramadan oda sıcaklığında birkaç hafta depolanabilmelidir.
- Boyutları küçük ve kullanım uygunluğu yüksek olmalıdır.
- Doku eşdeğeri olmalıdır.

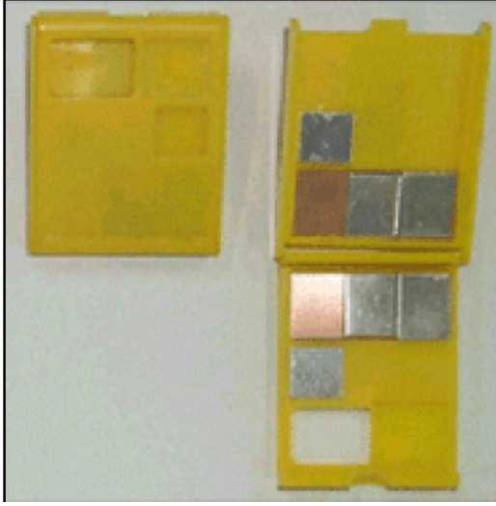


Şekil 2.4 Termolüminesans dozimetre örneği

## b)Film Dozimetreler

Film dozimetreler kişisel dozimetride kullanılan en eski sistemlerden biridir. Dozimetrenin içerisinde bulunan radyografik filmde meydana gelen kararma ile kişinin maruz kaldığı doz hesaplanır. Film komponentleri veya emülsiyon cinsi radyasyonun cinsine ya da ölçülecek radyasyon seviyelerine göre değişebilir. Filmler üzerlerinde bir pencere bulunan taşıyıcılarla korunur.

Film dozimetrelerin kişisel dozimetrideki en önemli avantajları küçük, hafif, dayanıklı olmaları, birden fazla tipteki radyasyonları aynı zamanda kaydetmeleri ve geniş bir ölçü sahasındaki toplam ışınlamaların ölçümünü temin edebilmeleridir. Dezavantajları ise belli bir enerji aralığında enerjiye fazla miktarda bağımlı olmaları, filmlerin banyo ve densitometre problemleridir. Enerji bağımlılığını ortadan kaldırmak ve farklı tipteki radyasyonların sebep oldukları kararmaları ayırt edebilmek için film üzerine alüminyum, kalay, bakır, gümüş gibi metalik filtreler yerleştirilir. Film dozimetrelerin bir diğer dezavantajı, termolüminesans dozimetrelere oranla hassasiyetlerinin düşük olmasıdır.



Şekil 2.5 Film dozimetre örneği

### c)Elektronik dozimetreler

Piyasadaki elektronik dozimetreler kullanıcının üzerinde taşıyabileceği ve kişisel eşdeğer doz nicelikleri de ( $H_p(10)$ ,  $H_p(0,07)$ ) dahil olmak üzere pek çok doz niceliğini ölçebilecek şekilde tasarlanmışlardır. Çoğu elektronik dozimetre dedektör olarak Geiger Müller (GM) ya da katı hal cihazlarını kullanır. GM kullanılan modellerdeki enerji bağımlılığı düşük enerjilerde yüksektir.



Şekil 2.6 Elektronik dozimetre örneği

### 2.3 Ölçümlerin değerlendirilmesi

Radyasyondan korunma amaçları için ölçümlenen değerlerin değerlendirilmesi; normal durumlarda koşulların sürekliliğinin teyidi, kaza durumlarında müdahale yöntemi açısından büyük öneme sahiptir. Normal koşullarda ölçülen değerlerde küçük bir artış bazen radyasyon kaynağı ya da ölçüm düzeneği ile ilgili önemli bir problemin göstergesi olabilir. Ölçümlerin değerlendirilmesinde dikkat edilmesi gereken bir diğer husus ise çalışma şartlarının iyi belirlenmesidir. Bir X ışını sisteminde alınan doz ölçüm değerinin cihazın açık kalma süresi ve kullanım koşulları ile birlikte değerlendirilmesi önemlidir. Bu koşulların dikkate alınmadığı durumlarda gereksiz koruyucu ekipmanlar ve zırhlama harcamaları yapılması bilimsel olarak kabul edilemez durumlardır.



## 2.4 Radyasyonun Etkilerinin Biyolojik Olarak Değerlendirilmesi

İyonlaştırıcı radyasyonla ışınlanan doku ve organlardaki biyolojik etkileri; alınan toplam doza, doz hızlarına, radyasyona maruz kalan alan genişliğine, radyasyon hassasiyetine (radyosensivite) ve radyasyon tipine bağlı olarak stokastik ve deterministik etkiye sebep olur.

### **Radyasyonun etkileri;**

Radyasyonun sağlık üzerine zararlı etkileri iki grupta incelenebilir. Bunlar; deterministik ve stokastik etkilerdir.

Farklı büyüklüklerde radyasyon dozları ile farklı sıklıkla vücudun farklı bölgelerinin doz alması farklı radyasyon hasarları meydana getirir. Tüm vücudun tek seferde yüksek dozda radyasyona maruz kalması haftalar içinde ölüme neden olabilir. Tüm vücut yerine vücudun belli bir bölgesinin ışınlanması ölümlü sonuçlanmaz ancak diğer bazı erken etkiler görülür. Üreme organının doz alması bir veya birkaç hafta içinde kısırlık başlayabilir. Bu tip etkilere “deterministik etki” denir. Bunlar ancak belli bir eşik doz değerinin aşılması halinde görülür. Bazı deterministik etkilerse daha uzun zaman periyodunda ortaya çıkar. Bunların arasında en çok bilinen ise “katarakt”tır.

Eğer doz düşükse veya tek seferde değil, daha uzun bir zaman diliminde alınmışsa hücrelerin kendini onarma olasılığı daha büyüktür. Ancak hemen fiziksel bir etki görülmesi bile hayatın ileri evresinde veya diğer nesillerde ortaya çıkabilecek hasarlar oluşmuş olabilir. Bu tip etkilere de “stokastik etki” denir. Bu etkilerin görüleceğine dair kesin bir yargı yoktur, tamamen olasılıkla ifade edilir. Bilinen tek şey, yüksek dozlarda artan dozla beraber bu *olasılığın* da artmasıdır (ICRP 103 2007).

En iyi bilinen stokastik etki kanserdir. Sebebi hala hemen hemen bir bilinmez olarak kalsa da sigara, asbest, ultraviyole ışın ve iyonize radyasyonun belli tip kanserlerin gelişmesine katkısının olduğu bilinmektedir (ICRP 103 2007).

Bu kanser vakalarının radyasyondan mı yoksa diğer faktörlerden mi kaynaklandığının ayrımını yapmak neredeyse imkansızdır. Kanser olma riskini hesaplamak için epidemiyolojik çalışmalar kullanılmaktadır. Günümüzde kanser olma riski bilgisinin temelini 1945'te Hiroşima ve Nagazaki'ye atılan atom bombalarından hayatta kalan popülasyondan meydana gelen kontrol grubu oluşturmaktadır. O gün kurtulanların hala birçoğu hayatta olduğundan bu grupta ne oranda bir kanser artışının gözleneceğini öngörülebilmektedir.

Bu amaç doğrultusunda birçok matematiksel metot kullanılmaktadır. Ancak bu kaçınılmaz bir hata payını da beraberinde getirmektedir.

Diğer risk verileri, tedavi ve tanı amaçlı dış ışınlamaya maruz kalanlardan, radyasyon çalışanlarından, radyasyon kazalarından (Çernobil vb.) ayrıca Marshall Adalarındaki nükleer silah denemeleri sonucu ışın alan insanlardan elde edilmiştir. Bu gruplar üzerinde yıllar süren çalışmalar yapılmış ve görülen kanser vakalarında, 200 mSv in altındaki dozlarda kanser etkisi gözlenmediğini ortaya koymaktadır. (ICRP 103 2007)

Yukarıda belirtilen çalışmalarının sonucunda ve nesillere aktarımının en son bilimsel verilere göre ICRP 60 da belirlenen kalıtsal risk faktörleri ICRP 103 raporunda önemli ölçüde düşürülmüştür (bkz Çizelge 2.3).

Çizelge 2.3 ICRP 60 ve 103 stokastik etkiler için risk katsayıları

Işınlanan Grup	Kanser		Kalıtsal Etki		Toplam	
	ICRP-103	ICRP-60	ICRP-103	ICRP-60	ICRP-103	ICRP-60
<b>Tüm</b>	5,5	6,0	0,2	1,3	5,7	7,3
<b>Yetişkin</b>	4,1	4,8	0,1	0,8	4,2	5,6

#### 2.4.1 Doz ve Doz Hızı Etkinlik Faktörü (DDREF)

ICRP tarafından radyasyondan korunma amaçları için yüksek doz ve doz hızlarından düşük doz ve doz hızlarına geçişte yüksek doz ve doz hızları için azaltma faktörünün kullanılmasını öngörmektedir (bkz Çizelge 2.4).

Radyasyon nedenli kanser için düşük doz ve doz hızı bölgesinde radyasyonun etkisinin gözlemlenmesi mümkün olmadığından, risk katsayıları yüksek doz ve doz hızında ışınlanmış popülasyonlardan elde edilen verilere dayandırılır. Çalışmalar etkinin, doz ile birlikte artış gösterdiğini göstermektedir. Gözlemlenebilir bölgedeki yüksek doz ve doz hızlarından düşük dozlara lineer extrapolasyon yapıldığında kanser olasılığı tahminlerin daha gerçekçi olabilmesi için doz, doz hızı etkinlik faktörü olarak tanımlanan DDREF faktörünün kullanılmaktadır.

Çizelge 2.4 Doz ve doz hızı etkinlik faktörü (DDREF), (Buyan 2010)

<b>Referans</b>	<b>DDREF</b>
<b>ICRP 1977</b>	2
<b>NCRP 1980</b>	2-10
<b>UNSCEAR 1986</b>	> 5
<b>UNSCEAR 1988</b>	2-10
<b>NRPB 1988</b>	3
<b>BEIR V</b>	2
<b>ICRP 1991</b>	2
<b>BEIR VII</b>	1,5

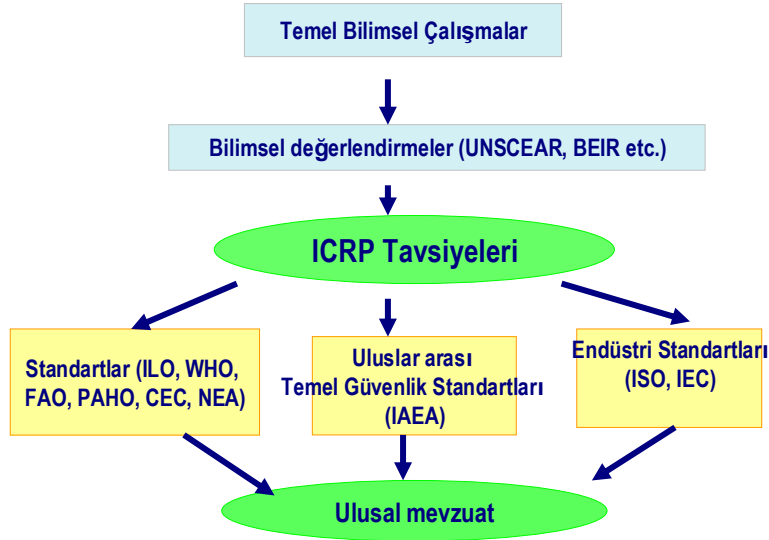
Göz önünde bulunması gereken faktörlerden birisi de kısa süre içinde veya uzun bir süreçte ortaya çıkan kanser türleri için yaklaşımların belirlenmesidir. Tek bir ışınlama için gelecekte ortaya çıkabilecek kanser riskinin öngörülebilmesidir. ICRP tarafından ve

epidemiyolojik verilerle iyi bir uyum gösteren, öldürücü kanser riski olasılığının tahmini için “Multiplicative risk modeli” kullanılmaktadır.

## 2.5 Uluslararası Kuruluşlar

Radyasyondan Korunma ile ilgili bilimsel çalışmaların yürütülmesi, bu çalışmalara dayalı tavsiyelerin oluşturulması ve tavsiyelere dayalı temel güvenlik standartlarının oluşturulmasında yetkin üç uluslararası kuruluş;

- ICRP (International Commission on Radiological Protection)
- IAEA (International Atomic Energy Agency)
- UNSCEAR (United Nations Scientific Committee On The Effects Of Atomic Radiation)



Şekil 2.7 Ulusal mevzuatların oluşum şeması

### 2.5.1 ICRP (International Commission on Radiological Protection)

1928 yılında 2. Uluslararası Radyoloji Kongresinde, o günkü adıyla ‘X Işınları ve Radyumdan Korunması Komitesi’, bugünkü adıyla ‘Uluslararası Radyasyondan Korunma Komitesi’ kurulmuş aynı yıl ilk raporu hazırlanmıştır. ICRP tavsiyelerinin

temel amacı; gerekli görülen radyasyon uygulamalarında, gereksiz sınırlamalara gidilmeksizin insan ve çevrenin radyasyonun hasarlarından korunması için korunma düzeylerinin oluşturulmasıdır. Diğer amaçları ise; yeni biyolojik ve fiziksel bilgilerin dikkate alınarak radyasyon güvenliği standartlarına uyarlanması, tavsiyelerin sunumunun geliştirilmesi ve kolaylaştırılması, yeni bilimsel bulgular ve sosyal beklentiler ile uyumlu mümkün olduğunca kararlı bir durumun tesis edilmesidir.

Komisyon halen ‘Uluslararası Radyoloji Komitesi’ ve ‘Uluslararası Birimler ve Ölçümler Komitesi (ICRU)’ ile çok yakın, WHO (Dünya Sağlık Örgütü) ve IAEA resmi ilişkilerini sürdürmektedir. Aynı zamanda ILO (Uluslararası Çalışma Örgütü), UNSCEAR, BM Çevre Programı, AT, OECD-NEA, ISO, IEC ve büyük ulusal organizasyonlar ile ilişki halinde olup tavsiyelerin hazırlanmasında bu kuruluşlarca hazırlanan raporları dikkate almaktadır.

Komisyon, ‘As Low As Reasonably Achievable Principle, ALARA (Ekonomik Ve Sosyal Faktörler Göz Önüne Alınarak Mümkün Olan En Düşün Dozun Alınması)’ felsefesi ile hazırladığı güvenlik önerilerini 1977 yılında ilk olarak 26 sayılı rapor ile yayınlamıştır.

### **2.5.1.1 ICRP 103, 2007**

1990 yılında yayınlanan Radyasyondan Korunma Sistemi tavsiyelerinin; gözden geçirildiği, güncellendiği, geliştirildiği ve ışınlanmanın kontrolü için ilave hususların yer aldığı rapordur.

Bu raporda;

- Risk tahminleri daha ileri düzeyde irdelenmiştir.
- Doz sınırlama sistemi radyasyondan korunma sistemi olarak ele alınmıştır.
- $W_R$  (Radyasyon Ağırlık Faktörü),  $W_T$  (doku ağırlık faktörü) ve radyasyon hasarları en son bilimsel veriler doğrultusunda değerlendirilmiştir.
- Bu tavsiyelerde değişiklikten daha fazla süreklilik vardır.
- Yeterince açıklık kazanmış ve uygulanabilirliği olan tavsiyeler değişmeden kalmıştır.
- Bazı maddeler, daha anlaşılır hale getirilmek üzere geliştirilmiştir,

- Boşluk bulunan konularda bazı ilaveler getirilmiştir.
- Kılavuzluk gerektiren bazı kavramlar daha iyi ifade edilmiştir.
- 1991 den beri verilen nümerik tavsiyeler başka bir durum ortaya çıkmadıkça geçerli kalmıştır.
- Bu tavsiyeler radyasyondan korunma mevzuatlarında büyük değişiklikler öngörmemektedir.

Genel çerçeve olarak, radyasyondan korunmanın üç temel prensibi olan justifikasyon, optimizasyon ve doz limitlerinin radyasyon kaynaklarına ve kişilere uygulanması ile ilgili hususlara açıklık getirilmiştir. ICRP 60'daki uygulama ve müdahale için "*süreç temelli*" korunma yaklaşımları yerine planlı, mevcut, acil durumlar için "*durum temelli*" yaklaşımlar getirilmiştir.

ICRP 103 sayılı raporunda justifikasyon, korunmanın optimizasyonu ve doz sınırları kavramları aşağıdaki şekilde tanımlanmaktadır.

#### **a. Justifikasyon;**

Radyasyon ışınlamasının veya potansiyel riskin arttığı/azaldığı durumlarda, radyasyon hasarı ile ilgili beklenen değişiklikler açıklıkla ortaya konulması gerekir. Sonuçlar sadece radyasyonla ilgili hasarlar olmayabilir. Diğer riskler ve fayda zarar analizlerinin de yapılması gerekir. Bazen radyasyon riski total risk içerisinde küçük bir oranda olabilir. Justifikasyon "net yararın pozitif olması" olarak değerlendirilmelidir. Radyasyondan Korunma Otoritelerinin ötesinde sorumluluk gerektirir.

Diğer raporlardan farklı olarak justifiye edilmeyen ışınlamalar tanımlanmıştır. Bu ışınlamalar;

- Yiyecek, içecek, kozmetik, oyuncak, mücevher veya güzellik mühtehsarları
- Mesleki, sağlık sigortası veya yasa amaçlı ışınlamalar (klinik bulgu olmaksızın) (Kriminal araştırmalar, kişiye yarar sağlayacak uygulamalar dışında)
- Belirgin bir durum olmaksızın radyasyon içeren toplum ışınlamaları (kişilere beklenen bir avantajı olmadıkça ekonomik ve sosyal yönden dengelenmedikçe)dır.

## **b. Korunmanın Optimizasyonu;**

Optimizasyon prensibi; justifiye edilmiş durumlar ve justifiye edilmeyen diğer üç ışınlama durumları için de uygulanır. Optimizasyon, kaynak-ilişkin bir prensip olarak; ışınlama olasılığı, kişisel doz ve risk sınırlandırılması, ışınlanan kişi sayısı, ekonomik ve sosyal faktörler dikkate alınarak mümkün olan en düşük dozun alınmasının başarılmasıdır. Optimizasyon ile ilgili önceki raporlarda belirtilen yaklaşımlarda (ICRP 60) değişiklik yoktur. Planlanan ışınlama durumları için kişisel doz sınırlarında değişiklik olmamıştır. Korunmanın optimizasyonu prensibinin tüm ışınlama durumlarına uyarlanması hususu kuvvetlendirilmiştir. Planlanan ışınlama durumları için doz ve risk kısıtlamaları tehlike durumu ve mevcut ışınlamalar için referans seviyeler tanımlanmıştır. Çevrenin radyasyondan korunması tavsiyeleri geliştirilmiştir.

Optimizasyon, koruyucu eylemlerin planlanmasında, doz kısıtlama veya referans seviyeleri kullanılarak tüm ışınlamalar için uygulanabilir. Doz kısıtlama veya referans seviyeleri ile karşılaştırılan dozlar genellikle beklenen dozlar olup koruyucu eylemler için karar vermede kullanılır. Teknik ve sosyoekonomik gelişmeler ile niteliksel ve niceliksel hususların dikkate alınmasını gerektirir. Optimizasyon düşünce çerçevesi olup ilgili tüm organizasyonlarla uygun prosedür ve imkanlar konusunda onay gerektirir. Optimize edilen durumlar bir değerlendirmenin sonuçları olup radyasyon hasarı ile kişilerin radyasyondan korunması için gerekli kaynakların dengelenmesidir, dozun minimize edilmesi değildir. Her ışınlama durumu kendine ait değerlendirme gerektirebilir. En iyi seçenek ışınlama durumuna bağlı olarak doz kısıtlama düzeyi veya referans seviyesine yakın veya altında olmaktır. Kişisel dozun azaltılması kadar önemli diğer bir parametre ışınlanan kişi sayısının azaltılmasıdır. Geniş insan topluluklarının, büyük coğrafik alanların veya uzun süreli ışınlamaların söz konusu olduğu durumlarda etkin doz kavramı uygun bir yaklaşım değildir. Çok fazla bilginin birleştirilmesi uygun koruyucu önlemlerle ilgili kararlarda hatalara neden olabilir. Kollektif efektif doz değerlendirmesinde, kişisel karakteristikler ve ışınlama parametrelerini belirlemek için her bir ışınlama durumu dikkatlice analiz edilmelidir. Analizlerde, nerede, ne zaman, ne kadar soruları sorularak değişik popülasyonların homojen grupları için etkin doz optimizasyon prensibine uygun olarak hesaplanabilir.

### c. Doz Sınırları

Doz sınırları, tanı ve tedavi gören hastalara yani medikal ışınlamalara uygulanmaz. ICRP 60 raporunda doz sınırları iki grup için vermiştir. Bunlar; radyasyon çalışanları (mesleki) ve toplum üyeleridir. Bu iki grup içinde doz sınırları Çizelge 2.6'da gösterilmiştir. Çalışanların aldığı doz, 5 yıllık periyot boyunca yılda 20 mSv ile sınırlandırılmıştır. Bunun dışında tek 1 yılda efektif dozun 50 mSv'i geçmemesi koşul olarak belirtilmiştir. Hamile çalışanlar, hamileliğin açıklanmasından sonra geri kalan süresinde embriyo/fetusun alacağı toplam dozun 1 mSv'i geçmeyeceği koşullar sağlanmalıdır. Ayrıca iç ışınlamalar için 1/20 ALI değerini geçmemelidir.

Hastalanma sonucu tıbbi alınan doz veya doğal radyasyon kaynaklarından aldığı doz mesleki doz içine dahil edilmez.

Halk için verilen doz 5 yıllık süre boyunca yılda maksimum 1 mSv'dir. Bazı spesifik durumlarda tek bir yılda daha yüksek etkin doz alınabileceği fakat 5 yıllık periyot boyunca ortalama 1 mSv'i aşmaması gereklidir. Komisyon, tıbbi ışınlamaların hastanın yararı için yapıldığından doz sınırlaması getirmemiştir. Fakat gereksiz ışınlamalardan kaçınılması ve hastaya verilecek doz mümkün olduğunca en az düzeyde tutulmasını önermiştir. Doz sınırlarının ICRP tavsiyelerine göre değişimi aşağıda verilmiştir.

Çizelge 2.5 Doz sınırlarının yıllara göre değişimi

<b>1934 yılında</b>	5 mSv / hafta
<b>1951 yılında</b>	3 mSv / hafta
<b>1956 yılında</b>	50 mSv / yıl çalışanlar, 5 mSv / yıl halk
<b>1973 yılında</b>	ALARA
<b>1990 yılında</b>	20 mSv/yıl çalışanlar (5 yılın ortalaması), 1 mSv / yıl halk (5 yılın ortalaması) Tek yıl için 5mSv ( ICRP 60 )
<b>2007 yılında</b>	20 mSv/yıl çalışanlar (5 yılın ortalaması), 1 mSv / yıl halk (5 yılın ortalaması) Spesifik durumlarda tek bir yılda daha yüksek ( ICRP 103 )



Çizelge 2.6 Önerilen doz sınırları, (ICRP 103, 2007)

Uygulama	Mesleki	Toplum Üyeleri
Efektif Doz	5 yıllık periyotta ortalama, yıllık 20mSv	Yılda 1 mSv*
Yıllık Eşdeğer Dozlar		
Göz	150	15
Deri	500	50
El-Ayak	500	-

\* Özel durumlarda tek bir yıl için 5 yılın ortalaması 1 mSv değerini geçmemek üzere daha yüksek değere izin verilebilir.

*Yapılan son çalışmalara göre ICRP 2011 yılında göz için eşdeğer doz sınır değerini 20 mSv/yıl olarak değiştirmiştir.*

#### 2.5.1.2 Risk Değerlendirmeleri

Risk, kişilerde ortaya çıkabilecek radyasyon nedenli kanser olasılığının değerlendirilmesi için kullanılan bir değerdir. Radyasyon risk tahminleri esas olarak 1945 yılında Hiroşima ve Nagasaki'deki atom bombasından sağ kalanlardan 86 500 kişi üzerinde yapılan LSS (Life Span Study-Yaşam süresi çalışmalarından) elde edilen bilgilere dayanmaktadır. 7800 kanser ölümünden % 5'i radyasyon ilişkili bulunmuştur.

#### ICRP 26 Risk Değerlendirilmesi:

Stokastik olgunun kabul edilebilir risk düzeyi yıl başına  $10^{-6}$  ile  $10^{-5}$  aralığında olduğunda halk bireyleri için kabul edilebilir risk;

Risk =  $2 \times 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$  dir.

Çizelge 2.7 ICRP 26, belirli organlara göre risk tablosu

Organ	Risk/Sv	$W_T^*$	Doz Eşdeğer Sınırları mSv/yıl
Üreme Organları	$4 \times 10^{-3}$	0,25	0,2
Göğüs	$2,5 \times 10^{-3}$	0,15	0,33
Kırmızı Kemik İliği	$2 \times 10^{-3}$	0,12	0,4
Akciğer	$2 \times 10^{-3}$	0,12	0,4
Tiroit	$0,5 \times 10^{-3}$	0,03	1,65
Kemik	$5 \times 10^{-3}$	0,03	1,65
Geri Kalanlar	$5 \times 10^{-3}$	0,3	0,8
Toplam	$16,5 \times 10^{-3}$	1	0,05

\*  $W_T$  : Sv başına risk değerlerinin toplam riske (  $16,5 \times 10^{-3}$  ) bölünmesiyle elde edilir. Yıllık doz eşdeğeri 50 mSv in ağırlık faktörüne bölünmesiyle bulunan doku ve organların doz sınırı için yıllık sınırın hiçbir şekilde 50 mSv i aşamayacağı kabul edilmiştir.

#### ICRP 60 Risk Değerlendirilmesi:

Öldürücü kanser riski, 1 Gy doz alan bir kişinin radyasyon nedeniyle kanser olarak ölme riskinin ifadesidir.

Radyasyon nedenli kanserden ölüm için yaşam boyu risk;

$$Risk: 5 \times 10^{-2} Sv^{-1}$$

olarak belirlenmiştir.

Ciddi genetik etki katsayısı;

$$Tüm Toplum İçin: 1,3 \times 10^{-2} Sv^{-1}$$

$$Radyasyon Görevlileri İçin: 0,8 \times 10^{-2} Sv^{-1}$$

Çizelge 2.8 ICRP 60 Risk değerlendirmesi

Etki	Toplum	İşinlama Süresi	Olasılık
Genetik Etki	Tüm Toplum	Yaşam Boyu	1% / Sv (Tüm gruplar)
Ölümcül Kanser	Tüm Toplum	Yaşam Boyu	5% / Sv
Ölümcül Kanser	Radyasyon Görevlileri	18-65 Yaş	4% / Sv
Sağlık Hasarı	Tüm Toplum	Yaşam Boyu	7,3% / Sv
Sağlık Hasarı	Tüm Toplum	18-65 Yaş	5,6% / Sv

### ICRP 103 Risk Değerlendirilmesi:

Komisyon'un risk tahminleri "nominal" olarak isimlendirilmektedir. Çünkü tahminler kadın ve erkeklerden oluşan toplumda her iki cinsiyet için tüm yaş gruplarının ortalaması üzerinden hesaplanan nominal bir toplumun ışınlaması ile ilgilidir. Radyasyondan korunma için dozimetrik olarak yaş ve cinsiyet ortalamasından gidilerek hesaplanan etkin doz kavramı kullanılır. Etkin dozun değerlendirilmesinde nominal faktörlerin belirlenmesinde pek çok belirsizlik söz konusudur. Ölümcüllük ve sağlık hasarı katsayıları radyasyondan korunma maksatları için uygundur. ICRP 103'e göre epidemiyolojiden türetilen nominal risk katsayıları tek bir kişi için uygulanamaz. Bir kişi veya bilinen bir toplumun risk tahmini için ışınlanan kişiyle ilgili özel verilerin kullanılması gerekir.

Herhangi bir durumda bir organın eşik doz değerini geçebileceği tüm durumlar için koruyucu eylemler yapılmalıdır. Eşik değerin tahminindeki belirsizlikler özellikle uzayan ışınlama durumları için dikkate alınmalıdır. Sonuç olarak yıllık doz 100 mSv civarına geldiğinde koruyucu eylemler gerekçelendirilmelidir.

Lineer eşiksiz (linear-non-threshold, LNT) model olarak isimlendirilen yaklaşımın radyasyon ışınlamaları nedeniyle risk yönetiminde en iyi yaklaşım olduğu düşünülmektedir.

Komisyon, düşük doz ve doz hızlarında LNT modelinin radyasyondan korunma için kalmasını öngörmektedir (ICRP 2005). Bir bireyin birden fazla kaynaktan ışınlanmasının söz konusu olduğu durumlarda değerlendirme ışınlanmalarının total ışınlanma üzerinden yapılması gerekir ki bu durum “kişi ilişkin ışınlanma” olarak isimlendirilir. Aynı zamanda bir tek kaynak veya kaynak grubundan tüm bireylerin ışınlanması söz konusu olabilir. Bu durum ise “ kaynak ilişkin ışınlanmalar” olarak isimlendirilir.

Stokastik etkilerin olasılıklı yaklaşımı ve LNT modelinin niteliği “güvenli” ve “tehlikeli” arasında net bir ayrımı imkansız kılmaktadır. Bu durum radyasyon riskinin kontrolünde güçlükler neden olmaktadır. LNT modelinin uygulanmasındaki temel anlayış kabul edilebilir risk düzeyine dayandırılan korunma seviyesinin belirlenmesidir.

### **2.5.1.3 Acil Durum doz düzeyleri**

Acil durum veya mevcut kontrol edilebilir ışınlanma durumlarında, ışınlanma planlanan ışınlanmaya uygun olmadığına, doz veya riskin düzeyini gösteren referans seviyeleri kullanılır. Bu durumlarda koruyucu eylemler optimize edilmeli ve planlanmalıdır. Referans seviyelerinin değerleri durumun önemine göre seçilir. Acil bir durumda veya mevcut ışınlanma durumları ortaya çıktığında, koruyucu eylemler uygulanır, halkın ve görevlilerin dozları ölçülür ve değerlendirilir.

Dozun 100 mSv üzerinde olması halinde deterministik etki olasılığı ve kanser riski olasılığı artar. Bu sebepten Komisyon referans seviyesi olarak bir defada veya bir yılda en fazla 100 mSv öngörmektedir. Yalnız çok özel durumlarda, ışınlanma engellenemiyorsa veya hayat kurtarma ve seri bir felaketi önleme gibi durum söz konusu ise 100 mSv üzerindeki akut veya bir yıla yayılmış ışınlanmalar justifiye edilebilir. Kişisel veya sosyal yararlarla ilgili olarak bu gibi olaylar dışındaki hiçbir durum justifiye edilemez.

ICRP 60 ve takip eden raporlarda doz tahdidi ve referans seviyelerine yönelik birçok deęer tavsiye edilmiřti. Komisyon izelge 2.9'da bu deęerlerle ilgili yaklařımları faydalı olacaęı dūřüncesiyle u band ierisinde ifade etmektedir.

Birinci bant, 1 mSv veya ařaęısı dozlarda, kiřilerden ok toplumsal yarar dikkate alınarak belirlenir, genellikle planlanan iřinlamalara uygulanır. Planlanan uygulamalardan iřinlamalar bunların tipik rnekleridir. Bu bantta tahditler ve referans seviyeleri, genel bilgilendirme, evresel izleme veya lum, deęerlendirme ve kiřilerin (eęitim deęil) bilgi alabildikleri durumlar iin belirlenmiř olacaktır. Karřılık gelen dozlar doęal radyasyonunun uzerinde 2-3 kat yukselme ve referans seviyenin maksimum deęerinden en az iki basamak dūřuk seviye olarak belirlenecektir ki bu en sıkı korunma dūzeyidir.

İkinci bant, 1mSv'den bŸyŸk 20 mSv'den kŸk aralıktta olup kiřilere net yarar saęlanan durumlar iin uygulanır. Bu bantta tahditler ve referans seviyeleri doęal radyasyon dŸzeyinin anormal yŸkseldięi veya kaza sonrası rehabilitasyon dnemlerinde uygulanır.

ŸŸncŸ bant 20 mSv'den bŸyŸk 100 mSv'den kŸk aralıktadır. Beklenmeyen, sıklıkla anormal durumlarda uygulanır. Radyolojik acil durumda iřinlamayı azaltıcı eylemler yapılır. Dozun 100 mSv'e ulařtıęı durumlarda koruyucu eylemler gerekelendirilir.

Çizelge 2.9 Çalışanlar ve halk için baskın tek bir kaynaktan ışınlama durumunda, doz tahdidi ve referans seviyelerle ilgili örnekler (ICRP 103, 2007)

Doz tahdidi ve referans seviyesi bandı (mSv)	İşinleme durumlarının karakteristikleri	Radyasyondan korunma gereksinimleri	Örnekler
> 20 to 100b	Kişilerin ışınlanmasına neden olan kaynakların kontrol edilemediği veya doz azaltılması için yapılacak eylemlerin oransız ve karmaşık olduğu durumlar da ışınlamalar genellikle işinleme yolları ile kontrol edilebilir.	Dozun azaltılmasına yönelik görüşler oluşturulmalıdır. Kişisel dozlar 100 mSv üzerinde ise dozazaltıcı işlemler artırılmalıdır. . Kişiler radyasyon riski ve doz azaltıcı eylemler hakkında bilgilendirilmelidir. Kişisel doz hesapları yapılmalıdır.	Radyolojik acil bir durumda planlanan en yüksek doza göre referans seviyesinin oluşturulması
>1 to 20	Kişilerin genellikle fayda sağladığı işinleme durumlarıdır.  İşinlamalar kaynak kontrolü ya da işinleme yolu üzerindeki eylemlerle kontrol altına alınır.	Mümkün olduğunca kişilere dozların azaltılmasına yönelik genel bilgiler verilir. Planlanan işinlamalar için kişisel değerlendirmeler ve eğitim yapılmalıdır.	Planlanan durumlarda mesleki işinlamalar için tahditler oluşturulur.. Radyofarmasötik tedavisi alan hastaların yardımcıları ve bakıcıları için doz tahditleri oluşturulur. Kapalı mekanlarda radon nedeniyle en yüksek doz için Reference seviyesinin belirlenmesi
1 veya <	Kişilerin bir kaynaktan ışınlaması sonucu kişisel bir kazanım olmadığı veya çok küçük olduğu, ancak sosyal kazanımların söz konusu olduğu durumlar. İşinlamalar genellikle kaynakların kontrolü ile kontrol edilir. Bu durumlar için ileri düzeyde planlamalar yapılmalıdır.	Radyasyon seviyesi ile ilgili uygun bilgilendirme yapılmalı, işinlama yolları üzerinde düzenli kontroller yapılmalıdır.	Planlanan işinlamalarda halk için doz tahditleri oluşturulmalıdır.

#### 2.5.1.4 Radyasyondan Korunma Sisteminin Yapısı ve Temeli

İnsanlar doğal ve yapay kaynaklar nedeniyle radyasyona maruz kalmaktadır. Bu ışınlanmalar bir ağ olarak düşünülebilir. Stokastik etki doz ve risk artışı arasında kabul edilen oransal ilişki ağın ışınlanmaya neden olan farklı parçalarının ayrı ayrı ele alınmasını mümkün kılar.

Bu ayrımı yapmak için; ağın her parçasının, hedeflerin, korunmadan sorumlu kişi ve organizasyonların, sorumluluk çizgisinin ve gerekli bilgilere kolay şekilde ulaşma yollarının belirlenmiş olması gerekir. Bunlar karmaşık prosedürlerdir.

ICRP radyolojik durumların yönetimi için kaynak ilişkin ve kişi ilişkin olmak üzere iki farklı basitleştirme öngörmektedir.

İlk basitleştirme 1990 yılı tavsiyelerinde kullanılmıştır.

İlk olarak kaynak ilişkin basitleştirmede; Radyasyondan korunmak için her bir kaynak veya kaynaklar grubu kendi içinde işlem görmelidir. Daha sonra tüm bireylerin bu kaynak ve kaynak grupları nedeniyle ışınlanması değerlendirilmelidir.

Işınlamalar;

Mesleki ışınlamalar, tıbbi ışınlamalar ve halk ışınlamaları olarak üç grupta incelenmiştir.

**Mesleki Işınlamalar:** Yapılan iş nedeniyle çalışanların tüm ışınlamalarının ifadesidir. Işınlamaların kontrolü, işletme yönetiminin sorumluluğu altında, doz sınırlamalarıyla sağlanır. Muafiyet sınırları içindeki kaynak ve ışınlamaların mesleki korunmaya dahil edilmesi gerekmez (örneğin vücuttaki Potasyum). Lisans sahibi esas sorumluluk sahibi olup kaynaklar ve çalışanların korunmasından sorumludur. Yapılan işin işverenin sorumluluğunda olmayan bir kaynağı içermesi durumunda işverene bilgi verilmeli veya işyerinde gerekli korunma sağlanmalıdır.

**Tıbbi Işınlamalar:** Planlanan ışınlamalar içerisinde diğerlerinden farklı korunma kriterleri gerektirir. Tanı ve tedaviden hastanın net fayda sağlaması esastır.

**Halk ışınlamaları:** En önemli kaynak doğal ışınlamalardır. Yapay kaynakların kontrolü daha kolaydır. Hamilelikte embriyo ve fetusun ışınlanması halk ışınlaması olarak değerlendirilir.

İkinci basitleştirme, ışınlama yollarının kaynak ilişkin ve kişi ilişkin olarak sınıflandırmasıdır.

Kaynak ilişkin yaklaşım; radyasyondan korunmak için her bir kaynak veya kaynaklar grubu kendi içinde işlem görmelidir. Daha sonra tüm bireylerin bu kaynak ve kaynak grupları nedeniyle ışınlanması değerlendirilmelidir.

Işınlanan kişiler; Çalışanlar, hamileler, süt veren anneler, uçuş personeli, toplum üyeleri ve hastalardır.

#### Çalışanlar;

Çalışan; tam gün, yarı zamanlı veya geçici olarak çalışan kişidir. Radyasyondan korunma ile ilgili hak ve görevleri vardır. Kendi işinde çalışan bir kişi hem işveren hem de çalışan olarak sayılır. İşveren ve/veya lisans sahibinin en önemli fonksiyonlarından birisi mesleki olarak ışınlananların radyasyondan korunması ve tüm kaynakların kontrolünün sağlanmasıdır. Çalışanların sınıflandırılmasından ziyade çalışma alanları sınıflandırılmalıdır (Denetimli / Gözetimli Alanlar). Kontrollü alanlarda çalışanlar iyi bilgilendirilmiş ve özel eğitilmiş olmalıdır. Bu kişiler çalışma alanında ortaya çıkan radyasyon ışınlamalarını ölçerler ve zaman zaman özel tıbbi gözetim alabilirler.

#### Hamileler;

Hamileliğin açıklanmasından sonra geri kalan süresinde embriyo / fetusun alacağı toplam dozun 1 mSv'i geçmeyeceği koşullar sağlanmalıdır. Hamile kadının alandan



uzaklaştırılması gerekmez. Gerekirse hamilelik süresince çalışma koşulları değiştirilmelidir. Kaza dozuna maruz kalma ve radyonüklit alma olasılığı çok düşük seviyelerde olmalıdır (ICRP 84, 2000 ve ICRP 88, 2002).

#### Süt veren annelerin ışınlanması:

Süt veren annelerin bebek dozu ICRP 95 raporunda verilmektedir. Hamileliğin açıklanmasından sonra ve bebek bakılırken kesinlikle yüksek doz radyasyondan kaçınılmalıdır.

#### Uçuş personelin ışınlanması:

ICRP 60 da ticari uçuşlar ve uzayla ilgili uçuşlarda kozmik radyasyonla ışınlanmaların mesleki ışınlanmaların bir parçası gibi değerlendirilmesi tavsiye edilmişti. Bu tavsiye ICRP 75 de açıklığa kavuşturularak sıklıkla uçan yolcuların mesleki ışınlanma olarak kontrol edilmesine gerek görülmediği belirtilmiştir. Yalnız uçuş personeli için geçerlidir. Yasal düzenlemelerin uçuş saati ve uçuş rotası kontrolü gibi pratik yaklaşımlarla kontrol edilmesini tavsiye edilmektedir. Uzay uçuşları gibi özel durumlarda bazı tip kontrollerin yapılmalıdır.

#### Toplum Üyeleri:

ICRP'nin 1977 de "kritik grup" kavramı getirilmiştir. Deneyimler sonucunda toplum dozunun değerlendirilmesi için özellikle ihtimal hesaplarına dayanan teknikler kullanımı artmıştır. "Kritik" sıfatı bir kriz çağrıştırmakta olduğundan kullanımı uygun değildir. Kritik grup yerine "Representative Person-Örnek Kişi" kullanılması önerilmektedir. Örnek kişi varsayımsal bir kavramdır. En fazla ışınlanan küçük bir topluluğu temsil eder.

### Hastalar:

Tanı veya tedavinin bir parçası olarak ışınlanan kişidir. Hastalar için doz sınırları ve doz kısıtlamaları kullanılmaz. Işınlama gerektiren tıbbi uygulamanın justifikasyonu, tanısal uygulamalarda referans seviyelerin kullanılması vurgulanmaktadır.

### Radyasyondan Korunma Seviyeleri:

1990 tavsiyeleriyle kişisel dozun deterministik etki eşik değerlerinin çok altında olması hedeflenmiştir. Bir kaynaktan alınan dozun katkısı diğer kaynaklardan bağımsız olarak değerlendirilmiştir. Yeni tavsiyelerde (ICRP 103) kaynak ilişkin yaklaşıma daha önemli bir vurgu yapılmaktadır. Doz kısıtlama ve referans seviyeleri optimizasyon prensibi kriterleri doğrultusunda oluşturulur (ALARA). Çoklu kaynak durumunda kaynak ilişkin sistemin yeterli korumayı sağlayıp sağlamayacağı tartışılabilir. Ancak hala herhangi bir durumda korunma için uygun doz tahdidi ve referans seviyelerinden oluşturulmasının en etkin yöntem olduğunu değerlendirmektedir.

Mevcut durum altında en iyi korunma seviyesinin başarılması için;

- Işınlama durumunun potansiyel ışınlamaları da içerek şekilde çerçevesinin belirlenmesini,
- Uygun doz kısıtlama veya referans seviyesinin belirlenmesini
- Mümkün olan korunma seçeneklerinin belirlenmesini
- Mevcut durumda en uygun seçeneğin belirlenmesini
- Belirlenen seçeneklerin uygulanması gerekir.

### **2.5.2 IAEA, BSS (Basic Safety Standarts)**

İyonlaştırıcı radyasyondan kaynaklanan risklere karşı korunmayı ve radyasyon kaynaklarının güvenliğini sağlamak için gerekli temel standartlardır. Ayrıca farklı yaklaşımları da içerecek şekilde etkin bir radyasyondan korunma programının temel prensiplerini içermektedir.

Standartlar, ICRP ve IAEA Güvenlik Serileri gibi yayınlarla dünya genelinde kabul gören korunma ve güvenlik prensipleri ile sürekli geliştirilmektedir. İyonlaştırıcı

radasyon ieren tm aktiviter iin yerine getirilmesi gereken temel kuralları ve etkin bir radyasyondan korunma programı iin yapılması gerekenleri kapsamaktadır. Ancak; esas olan belirtilen hususların lke kořulları dikkate alınarak uygulanmasıdır.

BSS kapsamı; radyoaktif madde veya radyoaktif kaynakların tıp, sanayi, hayvancılık, tarım, eđitim, arařtırma amalı kullanımı ve nkleer g, dođal kaynaklar ve dzenleyici kuruluř tarafından belirlenen diđer uygulamalardır. İyonlařtırıcı radyasyon ieren tm aktiviter iin yerine getirilmesi gerekli temel hususları kapsar.

lkelerin mevzuatlarını adapte etmeleri ya da deđiřtirmelerini gerektirecek bir zorunluluk olmayıp yetkili kuruluřlar, alıřanlar, iřverenler v.b. kuruluřlar iin rehber olacak pratik bir kılavuz olması amalanmıřtır.

### **2.5.3 UNSCEAR (The United Nation Scientific Committeon The Effects Of Atomic Radiation)**

Radyasyonun sađlık etkileri ile ilgili bilimsel alıřmalar yapan uluslararası resmi bir kuruluř olup BM teřkilatının bir komitesi olarak 1955 yılında kurulmuřtur. Molekler biyoloji, radyoepidemioloji ve radyobioloji zerindeki arařtırmaların uluslararası grř birliđi ile deđerlendirildiđi komitedir.

Radyasyon-kanser iliřkili epidemiyolojik alıřmalar; UNSCEAR raporlarındaki risk tahminleri Japonya'da atom bombasından etkilenenler zerinde yapılan alıřmalara dayanmaktadır.

Radyasyon-kanser iliřkili epidemiyolojik alıřmaların sonucunda;

- Dřk dozlar iin bulunan relatif risk deđerinin gerek risk deđerinden yksek olabileceđi,
- Doz cevap eđrisinde belirgin bir deđeriklik olmadıđı,
- Atom bombasından sađ kalanlar zerinde yapılan alıřanlara dayalı risk tahminlerinde nemli bir deđeriklik olmadıđı,

- Düşük dozlarda radyasyon riski için eşik doz değerlerinin belirlenmesinde epidemiyolojik bulguların tek başına yeterli olmadığı,
- Biyolojik mekanizmanın daha iyi anlaşılmasının gerekliliği,
- Radyasyon nedeniyle yaşam boyu risk için tek bir değer belirlemenin güçlüğü,
- Epidemiyolojik yöntemlerle ilgili bu belirsizliklerin kanser riskinin kalkması anlamını taşımadığı ortaya konulmaktadır.

## 2.6 Ulusal Mevzuatlar ve Yönetmelikler

Ülkemizde, radyasyondan korunma ve radyasyon kaynaklarının güvenliği ile ilgili başlıca kuruluşlar; Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK) ve Sağlık Bakanlığı'dır. Mevcut durumda Düzenleme Kurumu TAEK'tir. 2006 yılında yapılan bir değişiklikle Tıbbi Işınlamalarla ilgili yetki ve sorumluluk Sağlık Bakanlığına devredilmiştir. Ancak, Bakanlık mevzuatında AB nin 97/43 sayılı Direktifine paralel düzenleme yapılmamıştır. TAEK Radyasyon Güvenliği mevzuatından Tıbbi Işınlamalar kısmının büyük bir bölümü çıkarılmıştır.

Radyasyon kaynaklarının çok yaygın bir kullanım alanı olması nedeniyle konu İthalat/İhracat prosedürleri Yönüyle Dış Ticaret Müsteşarlığını, Gümrük Müsteşarlığını, Çalışma ve Sosyal Güvenlik Bakanlığını, Çevre ve Orman Bakanlığını, Radyoaktif Maddelerin Güvenli Taşınması yönüyle Ulaştırma Bakanlığını, Acil Durumlar nedeniyle Başbakanlık ve İç İşleri Bakanlığını ilgilendirmektedir. Aykırı durumlar için de Türk Ceza Kanununda yer alan hükümler vardır.

Türkiye'de kişilerin radyasyondan korunması ve radyasyon kaynaklarının güvenliği ile ilgili kriterlerin konulması, uygulanması ve denetlenmesi yetkisi 2690 sayılı Yasa ile TAEK'e verilmiştir. Radyasyon kaynakları ile ilgili faaliyet gösterilebilmesi için TAEK Radyasyon Güvenliği mevzuatı hükümlerinin yerine getirilmesi şarttır. Bu konuda temel mevzuat Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği ve ilgili diğer mevzuatlardır. Yürürlükteki Ulusal mevzuat listesi ekte sunulmaktadır (EK 3)

## 2.7 Radyasyondan Korunma Programı

Radyoaktif maddelerin ve radyasyon üreten cihazların; sağlık, eğitim, ve araştırma amacıyla güvenli ve etkin kullanımına katkıda bulunmak, çalışan, hasta ve çevre radyasyondan korunmasını ve radyasyon kaynaklarının güvenliğini sağlamak amacıyla ulusal ve uluslararası mevzuatlar rehberliğinde ilgili birim personeline yönelik olarak hazırlanması gereken programdır (IAEA BSS 115 1996).

Radyasyondan Korunma Programlarının temel argümanları;

- Sorumluluklar,
- Alanların Sınıflandırılması,
  - Denetimli Alanlar, Gözetimli Alanlar
  - Açık kaynak kullanılan laboratuvarların kategorizasyonu (Yüksek Risk, Orta Risk, Düşük Risk kategorizasyonu)
- İş yeri ölçümleri,
  - Radyasyon kaynaklarının etkisi altında olan alanların ve laboratuvarların ölçekli krokilerinin/planlarının hazırlanması
  - Radyasyon Cihazlarının plan içerisine yerleştirilmesi
  - Cihazların kullanma ve meşguliyet faktörlerinin belirlenmesi
  - Ölçüm noktalarının belirlenmesi
  - Uygun Ölçüm cihazının seçimi
  - Radyasyon kaynaklarının açık/ kapalı pozisyonlarında, çalışma koşullarına göre doz hızı değerlerinin ölçümü
  - Ölçüm sıklığının belirlenmesi
  - Referans seviyelerin belirlenmesi
  - Referans seviyelerin aşılması halinde yapılacak işlerin belirlenmesi
- Yerel kurallar
  - Her laboratuvar için uyulması gereken temel koşullar
- Tehlike Durumu Planı,
  - Her laboratuvar için potansiyel ışınlanma durumlarının belirlenmesi
  - Ortaya çıkacak doz düzeyinin belirlenmesi
  - Tehlike durumu yönetimi

- Raporlama
- Eğitim,
  - Yönetici eğitimi
  - Çalışanların eğitimi
  - Öğrencilerin Eğitimi
- İç denetim
  - Her laboratuvar için iç denetim prosedür ve formunun hazırlanması
- Kayıtlar
  - Her laboratuvar için kayıt formatı
- Sağlık Takibi

Olarak sınıflandırılabilir. Esas olan her tesisin mevcut kaynaklarının sayısı ve özellikleri, çalışanların sayısı ve nitelikleri, normal çalışma koşulları ve kaza ve tehlike durumu risk düzeyleri dikkate alınarak uygun programı oluşturması esastır.

### **2.7.1 Sorumluluklar**

BSS 115 sayılı rapora göre sorumluluklar aşağıdaki şekilde sınıflandırılmıştır.

#### **1.Derecede**

- Lisans Sahibi/ İşveren

#### **Diğer**

- Tedarikçi Firma, Çalışanlar, Radyasyondan Korunma Sorumlusu, Hekimler, Sağlık Servisleri, Yetkin Uzmanlar, Etik Komite, Diğer kişi/ gruplar

### **2.7.1.1 Lisans/İzin Sahibi ve İşverenin Sorumlulukları**

Muafiyetler dışındaki her radyasyon kaynağı için lisans/izin (kayıt) almak zorundadır. Çalışanların mesleki ışınlanmalardan korunmasından, standartlarda belirtilen hususlara uygunluğun sağlanmasından, doz sınırlarına uyulmasından, prosedür ve politikaların belirlenmesi ve organizasyon düzenlemelerin yapılmasından, uygun tesis, cihaz ve servisin sağlanmasından, koruyucu teçhizat ve izleme cihazlarının temin edilmesi ve doğru ve uygun kullanılmasının sağlanmasından, uygun, yeterli insan gücü (sayı ve nitelik olarak) ve bunlar için yeterli eğitimin sağlanmasından, kayıtların standartlara uygun olarak tutulmasından, çalışanların sağlık gözetimlerinin yapılmasından, güvenlik kültürünün gelişmesi için gerekli imkanların sağlanmasından, çalışanların sorumlulukları hususunda bilgilendirilmesinden, işyerlerindeki diğer kişilerin halk üyesi kriterleri ile korunmasından sorumludur.

### **2.7.1.2 Çalışanların Sorumlulukları**

İşveren, İzin/lisans sahibi tarafından konulan kurallara uymakla, ölçüm cihazları, koruyucu teçhizatı ve elbiseleri uygun şekilde kullanmakla, bilgilendirilme, kurallara uyma ve eğitim programlarına uymakla, standartların dışına çıkılmasının kaçınılmaz olduğu durumları rapor etmekle sorumludur.

### **2.7.2 Alanların Sınıflandırılması ve Çalışma Koşulları**

Maruz kalınacak yıllık dozun 1 mSv değerini geçme olasılığı bulunan alanlar radyasyon alanı olarak nitelendirilir ve radyasyon alanları radyasyon düzeylerine göre aşağıdaki şekilde sınıflandırılır; (23999 sayılı Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği 15. Maddesi)

- a. Gözetimli Alan:** Radyasyon görevlileri için yıllık doz sınırlarının 1/20'sinin (1 mSv etkin doz) aşılma olasılığı olup, 3/10'unun (6 mSv etkin doz) aşılması beklenmeyen, kişisel doz ölçümünü gerektirmeyen, çevresel radyasyonun izlenmesini gerektiren alanlardır.

*Gözetimli alan* girişlerinde radyasyon alanı olduğunu gösteren temel radyasyon simgeleri ve alanın gözetimli alan olduğunu gösteren uyarı yazısının bulunması gerekmektedir.

- b. Denetimli Alan:** Radyasyon görevlilerinin giriş ve çıkışlarının özel denetime, çalışmalarının radyasyon korunması bakımından özel kurallara bağlı olduğu, çalışanların ardışık beş yılın ortalaması yıllık doz sınırlarının 3/10'undan (6 mSv etkin doz) fazla radyasyon dozuna maruz kalabilecekleri alanlardır. Bu alanlarda kişisel dozimetre kullanılması ve alanın radyasyon seviyesinin alan monitörleri ile kontrol edilmesi zorunludur.

Denetimli alan girişlerinde, gözetimli alanlarda olduğu gibi radyasyon alanı olduğunu gösteren radyasyon simgesi, dozimetre kullanımının zorunlu olduğunu ve alanın denetimli alan olduğunu gösteren uyarı yazısının bulunması gerekir. Gözetimli alanlardan farklı olarak, denetimli alanlarda alan monitörleri de bulunmalıdır. (Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği,2000)

Radyasyon güvenliği yönetmeliği hükümlerine göre görevi gereği radyasyona maruz kalan kişilerin çalışma koşulları aşağıda belirtildiği gibi sınıflandırılmıştır.

**Çalışma Koşulu A:** Yılda 6 mSv den fazla etkin doza veya göz merceği, cilt, el ve ayaklar için yıllık eşdeğer doz sınırının 3/10'nundan daha fazla doza maruz kalma olasılığı bulunan çalışma koşuludur.

**Çalışma Koşulu B:** Çalışma koşulu A'da verilen değeri aşmayacak şekilde radyasyon dozuna maruz kalma olasılığı bulunan çalışma koşuludur.

### **2.7.2.1 Açık Kaynaklarla Çalışılan Alanlarda Laboratuvar Kategorizasyonu**

Açık kaynak bulununan laboratuvarlarda, kaynağın çeşitli özelliklerine bakılarak bir kategorizasyon yapılmalıdır. <sup>99m</sup>Tc için göz önünde bulundurulmuş parametreler aşağıdaki çizelgede verilmiştir (ICRP 25, 1976). Tıpla sıklıkla kullanılan diğer radyonüklitler ile ilgili bilgiler ICRP25'te verilmiştir.



Çizelge 2.10 <sup>99m</sup>Tc parametreleri

<sup>99m</sup> Tc	
“β” Max. Enerjisi	100%
“γ” Ortalama Enerjisi	0,14(90,1%) ve 0,142(0,04%)
Işınlama Hızı Sabiti R (1cm.1sa.mCi)	0,76
Yarı ömrü	6sa
ALI(μCi)	Yemek; 57000
	Solunum;100000

Risk kategorilerine göre aşağıdaki kabullerle laboratuvar sınıflandırması yapılır (ICRP 25) Bu sınıflandırmalar laboratuvar koşullarının belirlenmesine yöneliktir.

Çizelge 2.11 Laboratuvar kategorisi

Laboratuvar kategorisi	Düşük	Orta	Yüksek
Aktivite	□100μCi	<b>100μCi-100mCi</b>	□100mCi

Çizelge 2.12 Laboratuvar kategorisine göre aranan özellikler;

Laboratuvar kategorisi	Aranan Özellikler						
	Yapısal zırhlama	Zemin	Yüzeyler	Çeker ocak	Oda havalandırması	tesisat	Acil durum
Düşük	Gerek yok	Temizlenebilir	Temizlenebilir	Hayır	Normal	Standart	Yıkama malzemeleri
Orta	<b>Gerek yok</b>	<b>Tek parça</b>	<b>Temizlenebilir</b>	<b>Evet</b>	<b>İyi</b>	<b>Standart</b>	<b>Yıkama ve dekontaminasyon malzemeleri</b>
Yüksek	Olabilir	Tek parça ve duvara kaynak edilmiş	Temizlenebilir	Evet	Zorunlu havalandırma gerekebilir	Özel tesisat gerekebilir	Yıkama ve dekontaminasyon malzemeleri

### **2.7.3 İşyeri Ölçüm Programı**

Radyasyon güvenliğinin en önemli halkalarından biridir. Radyasyon kaynaklarının kontrol ve denetiminin sağlanması için kuruluş tarafından oluşturması ve sürekliliğinin sağlanması gereken programlardır. Her kurum/kuruluş bulunduğu şartlara ve günlük ihtiyaçlarına göre bir işyeri ölçüm programı hazırlayarak, işyükü, kullanma ve meşguliyet faktörlerini, normal ve kaza ve tehlike durumu ışınlama olasılıkları dikkate alarak; ölçüm sıklığı, ölçümlerde kullanılacak cihazlar belirlemelidir. Bu cihazlar temin edilip gerektirdiği kalibrasyonlar yapmalı, ölçümler bu konuda uzman (eğitimli) kişiler tarafından yapılmalı ve ölçülen değerler kaydedilmelidir.

Radyasyondan korunma programı kapsamında öncelikle işyeri ölçümü yapılacak olan laboratuvarın ölçekli krokisi çizilmelidir. Bu krokiye cihaz ve laboratuvarında bulunan diğer malzemelerin tam olarak yerleştirilmesi önemlidir. Açık ve kapalı radyasyon kaynakları ve bunların konumları belirlenerek ölçüm noktaları bu kaynakların çalışma şartlarına göre belirlenir. Bu noktalar belirlenirken; çalışanların, eğitim kurumları gibi mekanlar da öğrencilerin deney/araştırma yaparken en çok buldukları bölgeler, halkın kullanım alanları olan koridor, merdiven, pencere vb. yerler ve komşu odalar dikkate alınır.

### **2.7.4 Yerel Kurallar**

Yerel kurallar, radyasyondan korunmak için kurum/kuruluşun mevcut şartlara göre kendisinin belirlediği kurallardır. Laboratuvarlarının sınıfına göre yani laboratuvarında bulunan kaynağın cinsine, aktivitesine vb. özelliklerine göre belirlenir. Yerel kuralların içeriğinde, laboratuvar ya da radyasyon alanlarında radyasyondan korunma amacıyla düzen ve disiplini sağlamak için basit kurallar bulunur. Bu kurallardan bazıları, giriş çıkışlarda dikkat edilmesi gerekenler, kaynak hazırlanırken kişisel koruyucu önlemlerin açıkça belirtildiği vb. kurallardır. Belirlenen kurallar laboratuvarında asılı bulunmalı ve bu kurallara uyup uymadıkları denetlenmelidir. Laboratuvarında yapılan değişiklikler, yeni kaynak gelmesi vb. gibi durumlarda yenilenmelidir.

### 2.7.5 Tehlike Durum Planı

Radyasyon ile ilgili herhangi bir tehlike durumunda uygulanmak üzere, tehlike durumunu veya kaza ile ilgili olarak görevlendirilen kişilerin, unvanlarını, telefon numaralarını, tesis içindeki ve dışındaki sorumlu kişilerle haberleşme yöntemlerini, muhtemel kaza senaryolarını ve alınacak önlemleri içeren plandır.

Radyasyon kazası; yangın, deprem gibi nedenlerle veya tesiste yürütülen faaliyetler esasında istenmeyen bir şekilde radyoaktif maddenin açıkta kalması, dökülmesi ya da yayılması gibi bir tehlikenin oluşması durumudur.

Radyasyon tehlike durumu planının uygulanmasından tesis sahibi sorumludur. Planın uygulanmasında, Tesis sahibinin koordinasyonunda varsa radyasyondan korunma uzmanı, radyasyon güvenliği sorumlusu, radyasyon güvenliği komite üyeleri ve laboratuvar sorumluları görev alır.

Kazanın mesai saatleri içerisinde olması durumunda tesis içerisinde radyasyon güvenliği sorumlusuyla hemen temasa geçilir. Kazanın mesai saatleri dışında olması durumunda tesis ve radyasyon güvenliği sorumlusuna en kısa haberleşme yolu ile ulaşarak hemen kaza yerine gelmesi sağlanır. Tehlike durumu planının uygulanması ile ilgili talimatların radyoaktif alanlarda duvara asılı bulunması gerekir. Bu talimatlarda, laboratuvar ve kişilerin dekontaminasyonu için kullanılacak araç gereçlerin bulunduğu dekontaminasyon dolabı, dekontaminasyon duşu ve lavabosunun yerlerinin belirtilmesi gerekmektedir.

Herhangi bir kaza sonrasında kazaya karışan kişi veya kişilerin üzerinde bulunan elektronik dozimetre ya da ölçüm cihazları yardımıyla belirlenen radyasyon dozunun seviyesine göre, kuruluşun yetkili kuruma hangi durumlarda yazılı veya sözlü olarak durumu bildirmesi gerektiği, müdahale referans düzeyi, bu planda tanımlanmalıdır.

Bir kaza sonucunda oluşabilecek tehlike durumlarına müdahale için “Tehlike Durumu Planı” on bir aşama olarak hazırlanmıştır (TECDOC 1167). Bu bölümde bu planın uygulanmasına yönelik bir özet verilmiştir.

Amaç; reaktör kazaları haricindeki radyasyon tehlikeleri durumunda, çalışanların, öğrencilerin ve halkın korunması için değerlendirme ve müdahaleye ilişkin temel bilgiler vererek pratik korunma yöntemleri konusunda bilgi sağlamaktır. Kaza durumunda atılması gereken ilk adımlara yönelik ön bilgi, genel prosedürler ve kullanılacak olan cihazlar hakkında bilgi vermektir.

Kazanın olumsuz sonuçlarının en aza indirilmesi yönünde rehberlik etmek, çalışanların, öğrencilerin, halkın ve acil müdahalede görevli kişilerin maruz kalacağı radyasyonu sınırlamak, kontaminasyonun yayılmasını mümkün olduğu kadar engellemek, kaynağı kontrol altına almak ve radyasyon kaynağı veya radyoaktif madde ile ilgili tehlike durumunda dekontaminasyonu sağlamaktır.

## **Girdiler**

Potansiyel veya gerçek bir tehlike durumuna ilişkin bildirim alınması

## **Çıktılar**

- Tehlike durumunun değerlendirilmesi
- Koruyucu önlemler konusunda alınan kararlar
- Halkın bilgilendirilmesi

### **a) Aşama**

Olay yerindeki en yetkili (kıdemli) görevliyi olay yeri kontrolörü olarak atayınız ve olay yeri ile iletişimi kurunuz. Olay yeri kontrolörüne ilk talimatlarınızı veriniz.

İlk talimatlar, olayın özelliğine göre mümkün olduğu kadar aşağıdaki konuları kapsamalıdır:

- Öncelikle yaralanan insanların kurtarılması,
- Yangın gibi tehlikelere müdahale edilmesi,
- Kaynağın veya kontamine alanın etrafının güvenlik şeridiyle çevrilmesi,
- Güvenli bir mesafede güvenlik kuşağının oluşturulması,
- Kontaminasyona maruz kalan insanların diğerlerinden ayrılması,
- Acil müdahale ekiplerinin korunması,
- Radyasyon ölçümlerinin yapılması,
- Kontaminasyonun yayılmasının engellenmesi.

Kazanın, ulusal düzeyde bir olay yeri kontrolörünün gelmesini gerektirecek kadar büyük olup olmadığını belirleyiniz.

#### **b) Aşama**

Henüz yapılmamış ise, gerekli bütün acil müdahale ekiplerini olay yerine sevk ediniz. Onları olabilecek radyasyon tehlikesi konusunda bilgilendiriniz. Kişisel koruyucu önlemler konusunda kısa bilgi veriniz.

Olay yeri kontrolörü ile koordinasyon halinde,

- Diğer acil müdahale ekipleri, (itfaiye, polis, ilk yardım, gibi)
- Düzenleyici makamlar,
- Ekibin üyeleri,
- Kurumun içerisindeki diğer departmanlar,
- Özel firmalar (atık yönetimi, temizlik ekipleri gibi)

gibi başka ekiplerin gerekip gerekmediğine karar veriniz.

#### **c) Aşama**

Olay yeri kontrolörünün, temas edilen kaynaklar konusunda bilgilendirilmesini sağlayınız.

#### **d) Aşama**

Olay yeri kontrolöründen,

- Radyasyon dışındaki tehlike durumu,
- Radyasyona ilişkin tehlike durumu
- Toplumun güvenliği,

Önerilen ve uygulanan koruyucu önlemler konularında düzenli bir şekilde rapor alınız.

#### **5. Aşama**

Radyasyon ölçüm ekibinin araştırma sonuçlarına ve önerilerine göre, koruyucu önlemleri yeniden değerlendiriniz. Toplumun korunmasına yönelik ek koruyucu önlemlerin uygulamasını sağlayınız ve gerektiğinde olay yeri kontrolörünü yönlendiriniz.

#### **6. Aşama**

Radyasyon ölçüm ekibinin, kontaminasyona maruz kalmış veya kontamine olma potansiyeli olan kişileri belirlemesini ve radyasyon ölçüm ekibinin önerileri doğrultusunda, kontaminasyona maruz kalan kişilerin uygun bir şekilde hastaneye gönderilmesini sağlayınız ve hastane yetkililerini gerekli hazırlıkları yapmalarını teminen gönderilen hastalar hakkında bilgilendiriniz.

#### **7. Aşama**

Kaynağın ve varsa kontaminasyonun kontrol altına alınmasından sonra, kaynağın güvenli hale getirilmesi ve dekontaminasyon faaliyetlerini koordine ediniz. Bu noktada, radyasyon ölçüm ekibi ile en iyi seçenekler ve ihtiyaç duyulan diğer ekipler hakkında görüş alışverişinde bulunmak gerekli olabilir. Eğer ilk olay yeri kontrolörü acil müdahale ekibinin bir üyesi ise, acil müdahale ekibi üyelerinin normal çalışmalarına

dönmelerine imkan sağlanması açısından, başka bir olay yeri kontrolörü atamak da gerekli olabilir.

## **8. Aşama**

Tehlikenin durumuna ilişkin önemli bir değişiklik olduğunda, durumu yeniden değerlendiriniz.

## **9. Aşama**

Eğer gerekiyorsa, radyolojik ölçüm ekibi veya diğer profesyonel görevlilerle koordinasyon içerisinde, kaynağın güvenli hale getirilmesi ve dekontaminasyon işlemlerine ilişkin planları geliştiriniz, atık olması durumunda atık yönetim stratejisi geliştiriniz.

## **10. Aşama**

Kaynağın güvenli hale getirilmesine yönelik eylemleri planlayın ve uygulayınız.

## **11. Aşama**

Kaynağın güvenli hale getirilmesi, dekontaminasyon ve atık olması durumunda atık yönetimi çalışmalarını yönetiniz. Çeşitli acil durumlara hazırlıklı olmak amacıyla Acil Durum Planı kapsamında dört farklı senaryo oluşturulmuş acil durum uygulamaları ve tüm acil durumlarda hareket biçimi aşağıda anlatılmıştır.

### **Yangın, deprem ve patlama gibi acil durumlar;**

- Henüz yapılmamış ise, gerekli bütün acil müdahale ekiplerine haber veriniz.
- Onları olabilecek radyasyon tehlikesi konusunda bilgilendiriniz.
- Kişisel koruyucu önlemler konusunda kısa bilgi veriniz. (zaman, mesafe, zırhlama ile ilgili)

- Mdahale ekibine koruyucu giysiler (galoş, önlk, eldiven, vb.) giydiriniz.
- Uygun bir yere kişisel dozimetre takınız.

Olay yeri kontrolr ile koordinasyon halinde;

- Dięer acil mdahale ekipleri(itfaiye, polis, ilk yardım, gibi)
- Dzenleyici makamlar
- Ekibinizin yeleri
- Tesis ierisindeki dięer departmanlar
- zel firmalar (atık ynetimi, temizlik ekipleri gibi)

gibi bařka ekiplerin gerekip gerekmedięine karar veriniz.

Herhangi bir kaza sonrasında kazaya karıřan kiři veya kiřilerin zerinde bulunan elektronik dozimetre ya da lm cihazları yardımıyla belirlenen radyasyon dozu 5 mSv deęerinin zerinde fakat 100 mSv deęerinden dřkse, durum TAEK'e yazılı olarak bildirilir. Doz 100 mSv deęerinin zerindeyse o alanda bulunan kiři/kiřiler vakit kaybedilmeden en yakın saęlık kurumuna ulařtırılır ve saęlık grevlilerine maruz kalınan doz ve kaza hakkında bilgi verilir. Durum telefonla TAEK yetkililerine bildirilir ve yetkililerinin verdięi direktifler doęrultusunda hareket edilir. Anında doz deęerlendirmesinin mmkn olmadıęı herhangi bir řpheli durumda kiřinin zerinde kişisel dozimetre varsa deęerlendirilmek zere hemen yetkili kuruma (TAEK) gnderilir.

### **2.7.6 İ Denetim**

Yerel kurallar ve prosedrleri, arařtırma ve yetkilendirme seviyelerini ve bunlar ařıldıęında yapılması gerekenlerin yerine geldięinin gzlemlendięi sistemler kurulmalıdır. İ denetim (İ Tektik) prosedrleri belirlenmelidir.

### **2.7.7 Eęitim**

Tesisin Yneticisi de dahil olmak zere radyasyon ile alıřan tm personelin radyasyondan korunma programı kapsamında yer alan konular hakkında



bilgilendirilmeleri radyasyonun zararları ve alınması gereken önlemler hakkında eğitilmeleri sağlanmalıdır.

### **2.7.8 Kayıtlar**

Her çalışan için ışınlanma kayıtları tutulacaktır. Kaza ve olaylara ilişkin dozlar ayrıca rapor edilecektir. Kişileri aldıkları dozlar hakkında bilgilendirecektir. Kayıtların gizliliği sağlanacaktır ve kayıtlar en az 30 yıl saklanacaktır. Radyasyon kaynaklarına, atıklara ait kayıtlar düzenli bir şekilde tutulmalıdır.

## **2.8 Doz Hesapları**

### **2.8.1 Kişisel doz hesapları**

Doz hesapları dış ve iç ışınlamalara göre ayrı ayrı yapıp yıllık doz düzeyi ikisinin toplamı olarak ifade edilir.

Dış ışınlama doz değerleri; belirli noktalarda ölçülen doz hızı değerlerinden gerekli düzeltme faktörleri kullanılarak ya da varsa kişisel dozimetri değerlendirmelerinden tayin edilir. Bunların olmaması durumunda cilt ve derin doz kabulleri ile teorik hesap yöntemleri kullanarak hesaplanır.

İç doz hesapları çeşitli biyokinetik modellerin kullanılmasını gerektiren karmaşık yöntemlerdir. İç doz hesaplarında en pratik basit yöntem olarak BSS 115 ekindeki tablolardaki doz çevrim faktörlerinin kullanılması ile sindirim veya solunum yoluyla ya da her ikisinden birlikte alınması sonucunda vücuda alınan radyoaktivite düzeyine bağlı olarak doz değerleri hesaplanabilir (EK 2).

Alınan radyonüklit miktarının bilinmesi durumunda ALI tabloları kullanılarak da doz hesabı yapılabilir. (ICRP 61,1991)

## 2.8.2 Zırlama hesapları

Zırlama hesapları

- Birincil radyasyon
  - Saçılmış radyasyon
  - Sızıntı radyasyon
- İçin yapılır.

Birincil radyasyonu istenen düzeye düşürmek için yeterli zayıflatmayı sağlayan engele **birincil engel**, saçılan ve sızıntı radyasyonu istenen düzeye düşürmek için yeterli zayıflatmayı sağlayan engellere ise **ikincil engel** denir.

Engel kalınlıkları iş yükü (W), kullanma faktörü (U) ve meşguliyet faktörü (T) dikkate alınarak yapılır. Bu faktörler göz önüne alınarak birincil ve ikincil engel kalınlık hesapları aşağıda anlatılmıştır.

### 2.8.2.1 Birincil koruyucu engel kalınlığı hesabı

#### *Grafik metodu*

Korunması istenen alanda haftalık izin verilir maksimum doz düzeyi P olarak ifade edildiğinde, birincil radyasyon düzeyini P değerine azaltmak için geçiş faktörü B;

$$B = \frac{P \times d_{pri}^2}{WUT} \quad (7)$$

**d<sub>1</sub>**: Kaynakla ilgilenilen nokta arasındaki uzaklık (m),

**P**: Haftalık izin verilir doz düzeyi ( Görevli veya halk için mGy)

**W**: Haftalık iş yükü ( mA min / hafta veya 1 m de soğurulan doz Gy)

**U**: Kullanma faktörü

**T**: Meşguliyet faktörü

Tanısal X ışınları Zırhlama Hesaplarında NCRP 49 un yenilenen 147 sayılı raporunda aşağıdaki formüller kullanılmaktadır;

$$\frac{NT}{Pd^2} (mGy^{-1}m^2) \quad (8)$$

N; Haftalık hasta sayısı

T; Meşguliyet faktörü

P; Haftalık izin verilir doz düzeyi ( Görevli veya halk için mGy)

d; Kaynaktan ilgilenilen noktaya olan uzaklık

**TVL / HVL yöntemi:**

$$n = N_{TVL} = \log_{10} 1/B \quad (9)$$

$$S_1 = n \times TVL \quad (10)$$

Çizelge 2.13 TVL değerleri (Radyoloji) (NCRP 147 2004)

Maksimum Tüp Voltajı	Kurşun için TVL Değerleri (mm)	Beton için TVL Değerleri (cm)
50	0.17	1.5
70	0.52	2.8
100	0.88	5.3
125	0.93	6.6
150	0.99	7.4

Çizelge 2.14 <sup>137</sup>Cs HVL ve TVL değerleri (NCRP151 2007)

<sup>137</sup> Cs		
Malzeme	HVL (mm)	TVL (mm)
Kurşun	6,5	22
Çelik	16	53
Beton	48	152

### 2.8.2.2 İkincil Koruyucu Engel Kalınlık Hesabı

İkincil engel kalınlığı saçılmış ve sızıntı radyasyon için ayrı ayrı hesaplanır.

#### *Sızıntı Radyasyon İçin Engel Kalınlığı*

Tasarıma bağlı olarak birincil demetin % 0,1 – 0,2si arasındadır. Kullanma faktörü U=1 dir.

$$B_{sız} = \frac{1000 \times P \times d_{sız}^2}{WT} \quad (11)$$

#### *Saçılan Radyasyon İçin Engel Kalınlığı*

$$B_{sac} = \frac{400 \times P \times d_1^2 d_2^2}{aWT \times F} \quad (12)$$

W= 1 m mesafedeki saçılma noktasındaki haftalık ışınlama,

a= Saçılma açısı ( Hasta veya bariyerden)

d<sub>1</sub>= Saçıcı ile ilgilenilen nokta arasındaki uzaklık

d<sub>2</sub>= Kaynakla saçıcı arasındaki uzaklık

F= Saçıcı üzerindeki ışınlama alanı

## 2.8.3 İş Yüğü, Meşgüliyet ve Kullanma Faktörlerinin Belirlenmesi

### 2.8.3.1 İş Yüğü (W)

Tanısal X-ışını cihazları için iş yüğü haftada miliamper-dakika olarak hesaplanır. Bu değeri bulmak için maksimum mA ile cihazın bir haftalık süre içinde açık kaldığı yaklaşık süre çarpılır. Doz hızı değerin bilindiği durumlarda hesaplarda haftalık doz değeri kullanılabilir. Megavoltaj makinelerde iş yüğü radyasyon kaynağından 1 m mesafedeki haftalık doz değeri ile ifade edilir. Bu değeri, 1 m de hasta başına verilen doz ile haftalık hasta sayısının çarpılması ile bulunur.

### 2.8.3.2 Kullanma Faktörü (U)

Radyasyonun yöneldiği engel yönünde kullanıma fraksiyonudur. Kullanma faktörü uygulanan tekniklere göre değişiklikler gösterir. Kullanma faktörünün tipik değerleri Çizelge 2.5'de verilmiştir.

Saçılma ve sızıntı hesaplarında kullanma faktörü kullanılmaz (U=1).

Çizelge 2.15 Kullanma faktörleri (NCRP 147,2004)

Malzeme	Katsayılar
Döşeme	1
Duvarlar	1/4
Tavan	1/2

### 2.8.3.3 Meşguliyet Faktörü (T)

Işınlanılan alandaki kişilerin, bu alanda bulunma süresi fraksiyonudur. Bu faktörün saptanmasında aşağıda verilen Çizelge 2.6 kullanılır.

Radyoterapide kullanılan cihazların değişik tiplerde ve farklı enerji aralıklarında olması nedeniyle, radyoterapi tesislerinde engel kalınlıkları farklılıklar göstermektedir.

Çizelge 2.16 Meşguliyet faktörleri (NCRP 147,2004)

<b>Odalar</b>	<b>Katsayılar</b>
Ofisler, laboratuvarlar, tam meşgul çalışma alanları, film okuma alanları, danışma, çocuk oyun alanları, bekleme odaları, X ışını odaları, bitişik odalar, vb	1
Hasta tedavi ve uygulama odaları	1/2
Koridorlar, hasta odaları, işveren ve personel dinlenme odaları	1/5
Koridor kapıları	1/8
Halk için WC, depo, havalandırma alanları, dış oturma alanları, hasta bekletme alanları	1/20
Geçici trafik, çatı, tavan arası, merdiven, temizlik elemanı odası, asansör	1/40

### 3. MATERYAL VE YÖNTEM

#### 3.1 Nükleer Bilimler Enstitüsünde Bulunan Laboratuvarların Yerleşim Planları

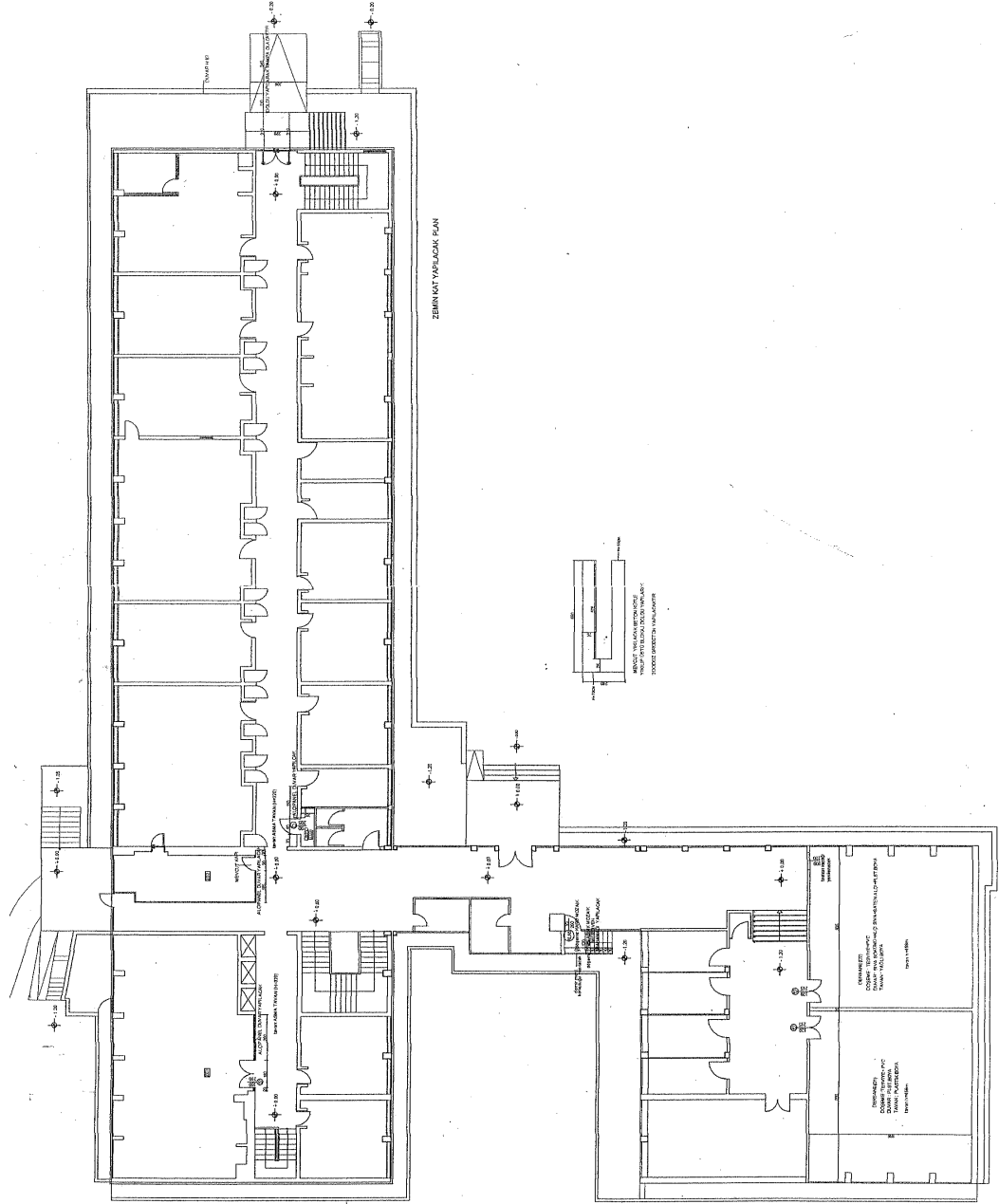
Nükleer Bilimler Enstitüsünde bulunan laboratuvarlar aşağıda listelenmiştir:

- Tanısal radyoloji laboratuvarı,
- Nükleer tıp laboratuvarı,
- $^{137}\text{Cs}$  kalibrasyon laboratuvarı,
- X-ışını kalibrasyon laboratuvarı,
- Bireysel dozimetri laboratuvarı,
- Radyasyon spektroskopi ve analiz laboratuvarı,
- Radyasyon dedeksiyon ve ölçüm laboratuvarı,
- Katıhal ve retrospektif dozimetri laboratuvarı.

Bu laboratuvarların bulunduğu Nükleer Bilimler Enstitüsünün ölçekli planı Şekil 3.1’de verilmiştir. Bu tez çalışmasında,

- Tanısal Radyoloji Laboratuvarı (Şekil 3.2)
- Nükleer Tıp Laboratuvarı (Şekil 3.3)
- $^{137}\text{Cs}$  Kalibrasyon Laboratuvarı (Şekil 3.4)

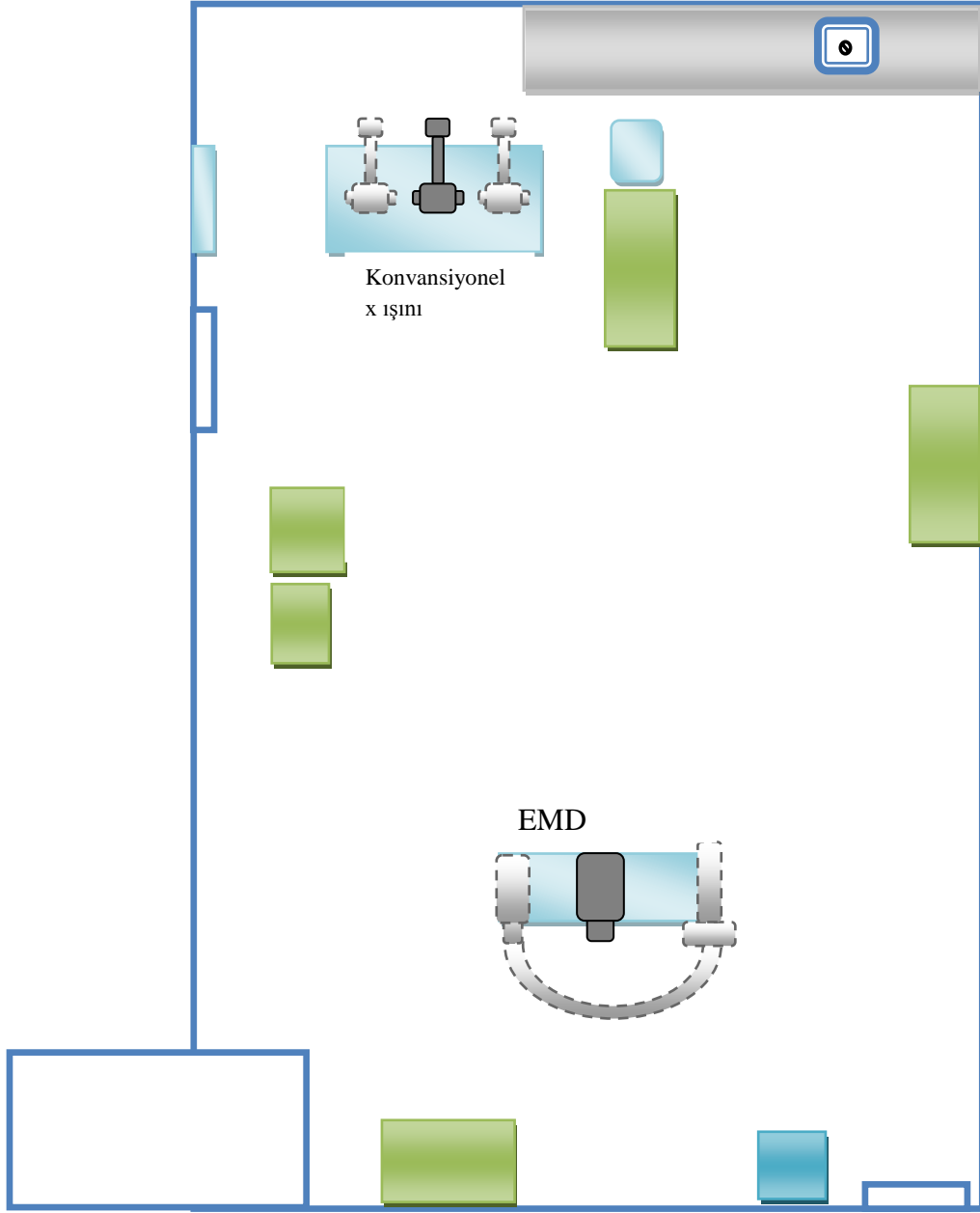
üzerinde çalışma yapılmıştır.



Şekil 3.1 Enstitü tek kat planı

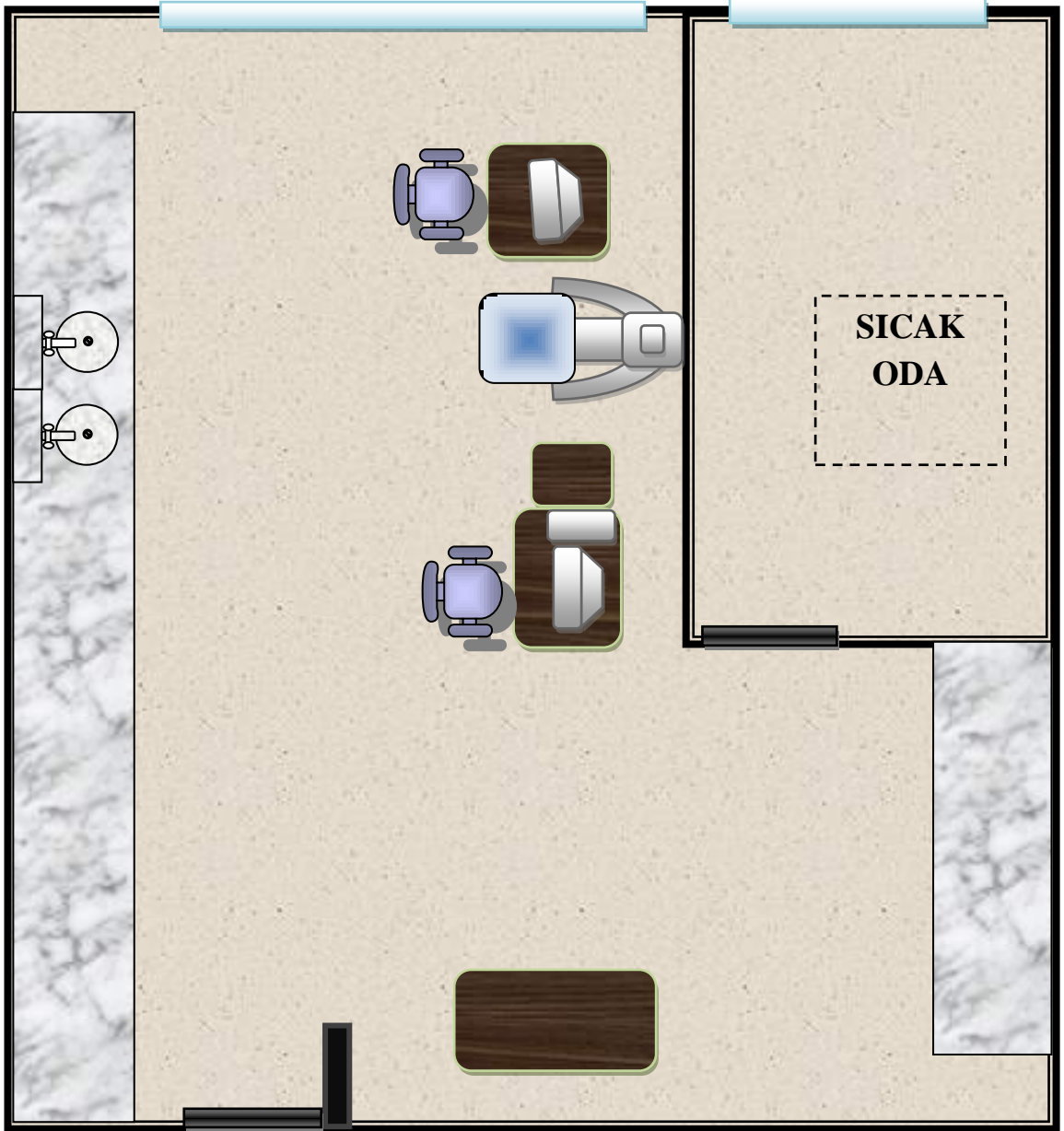


### 3.1.1 Tanısal Radyoloji Laboratuvarı



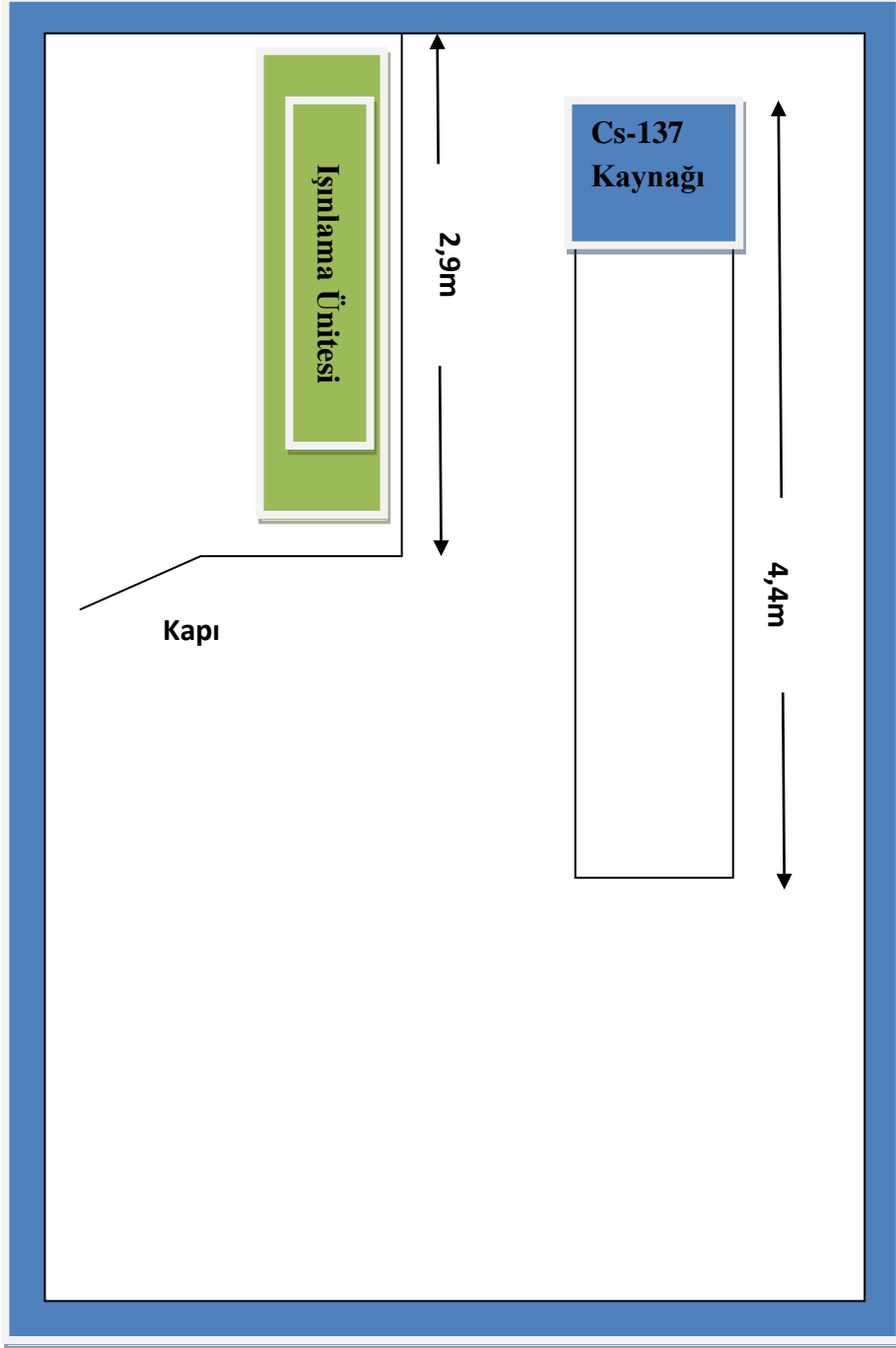
Şekil 3.2 Tanısal Radyoloji Laboratuvarı Yerleşim Planı (EMD; Anjiografik Sistem)

### 3.1.2 Nükleer Tıp Laboratuvarı



Şekil 3.3 Nükleer Tıp Laboratuvarı Yerleşim Planı

### 3.1.3 <sup>137</sup>Cs Kalibrasyon Laboratuvarı



Şekil 3.4 <sup>137</sup>Cs Laboratuvarı Yerleşim Planı

### 3.2 Nükleer Bilimler Enstitüsünde Bulunan Radyasyon Ölçüm Cihazları

Enstitüde bulunan laboratuvarlarda açık ve kapalı kaynaklar, nokta kaynaklar ve radyoloji cihazları vardır.

#### 3.2.1 Tanısal Radyoloji Laboratuvarı

Konvansiyonel x-ışını sisteminde ve EMD anjiyografik sistemde iş yeri ölçümü kapsamında doz hızı değerlerinin belirlenmesinde kullanılan dedektör bilgileri Çizelge 3.1 ve Çizelge 3.2’de verilmiştir. Kullanılan dedektörlerin doz hızı aralığı ve enerji bağımlılığı değerleri göz önüne alınarak uygun dedektörler aşağıdaki gibi seçilmiştir.

Çizelge 3.1 Primer demet ölçümlerinde kullanılan dedektör bilgileri

Detektör	Modeli	Doz Aralığı		Doz Hızı Aralığı		Enerji Bağımlılığı	Ölçü Birimi
		Min	Max	Min	Max		
Radcal 6 cc	S/N 17819	0.01 $\mu$ Gy	600 Gy	0.1 $\mu$ Gy/dak	7.4 Gy/dak	20 keV- 1.33 MeV arasında $\pm$ %5	Air Kerma

Çizelge 3.2 Sekonder demet ölçümlerinde kullanılan dedektör bilgileri

Detektör	Modeli	Doz Aralığı		Doz Hızı Aralığı		Enerji Bağımlılığı	Ölçü Birimi
		Min	Max	Min	Max		
Radcal 180 cc	S/N 18006	0.1 nGy	20 Gy	16.6 nGy/dak	0.25 Gy/dak	30 keV- 1.33 MeV arasında $\pm$ %5	Air Kerma

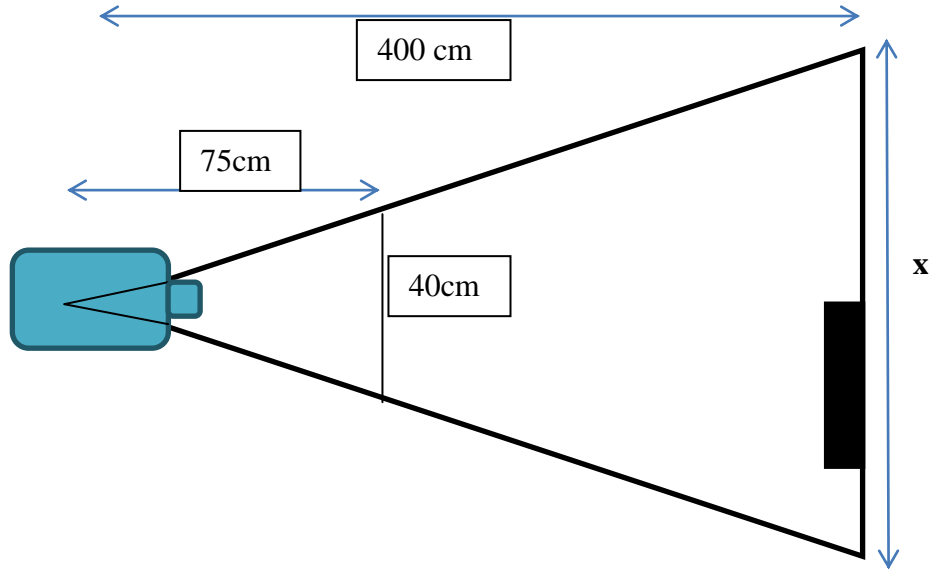
İş yeri ölçümü yaparken çalışma koşullarının en kötü senaryo durumları göz önüne alınır. Böylelikle çalışanların ve öğrencilerin radyasyondan korunmasında uygun önlemlerin alınması sağlanır. Sistemin ulaşabildiği en yüksek parametreler Çizelge 3.3’de verilmiştir.

Çizelge 3.3 Konvansiyonel x-ışını sisteminde ölçüm parametreleri

kVp	mAs	mA	µs
120	100	200	500

Bu ölçüm parametrelerinde konvansiyonel x-ışını sisteminde belirlenen ölçüm noktalarında iyon odası ile üçer kez ölçüm alınmıştır. EMD anjiografik sistemde ölçümlerin gerçekleştirildiği sistem parametreleri 100 kVp ve 3,6mA dir.

EMD anjiografik sistemin primer alan boyutlarını belirlemek gerekir. Böylece ne kadarlık bir alana primer ışın demeti düştüğünü bilinir ve ölçümler ve zırlama hesaplarının buna göre yapılması gerekir. EMD anjiografik sisteminin primer alan hesabı için gerekli bilgiler Şekil 3.5’de verilmiştir.



Şekil 3.5 EMD anjiografik sistemin primer alan gösterimi

Primer alan x aşağıdaki gibi Tales Teoreminden hesaplanmıştır.

$$\frac{75}{40} = \frac{400}{x} \quad (13)$$

$$x = 213 \text{ cm}$$

Tanısal radyoloji laboratuvarında iki sistemin bulunması radyasyondan korunmayı zorlaştırmaktadır. Bu durum öğrencilerin ve çalışanların iki sistemle aynı anda çalışmasını güçleştirmektedir. Bu durum öğrencilerin ve çalışanların aldıkları dozları arttırıp ve muhtemel kazalara sebep olabilir. Laboratuvarı verimli bir şekilde kullanılmasını sağlamak için radyasyondan korunmak adına özel kurallar konulması gerekmektedir. Ayrıca zırhlamanın çok iyi yapılması gerekmektedir.

### 3.2.2 Nükleer Tıp Laboratuvarı

Nükleer tıp laboratuvarında gama kamera kalite kontrolünde kullanılan  $^{99m}\text{Tc}$  izotopu sıcak odada bulunan Mo/Tc jeneratöründen elde edilmektedir. Jeneratör yalnızca laboratuvar deneyleri sırasında istenmekte olup laboratuvarda günlük rutin bir jeneratör sağımı yapılmamaktadır. Sıcak odada bulunan çeker ocak Şekil 3.6' de verilmiştir.



Şekil 3.6 Sıcak odada bulunan çeker ocak

Kalite kontrol testleri yapılırken kullanılan maksimum  $^{99m}\text{Tc}$  aktivitesi belirlenip işyeri ölçümü bu aktiviteye göre alınmıştır.  $^{99m}\text{Tc}$  in aktivite değerleri Çizelge 3.4'de verilmiştir.

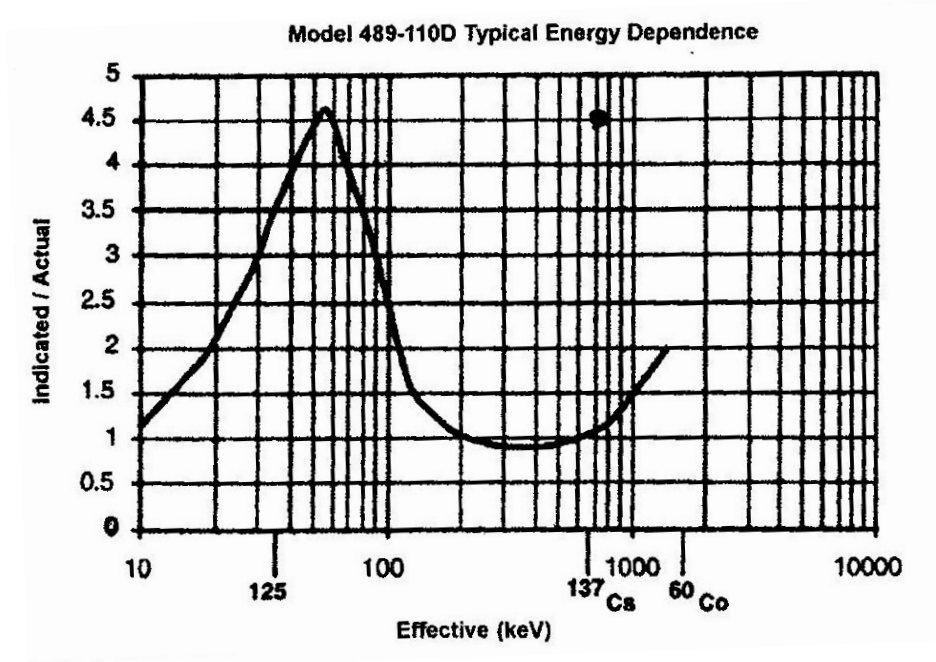
Çizelge 3.4 İş yeri ölçümü yaparken jeneratörden sağılan aktiviteler

Sıcak odada alınan ölçümlerde	<b>60mCi</b>
Gama kamera odasında alınan ölçümlerde	<b>30,95mCi</b>

Nükleer tıp laboratuvarında iş yeri ölçümü için kullanılan dedektörlerin özellikleri Çizelge 3.5’de verilmiştir. Bu dedektörler ile üçer kez ölçüm alınmıştır.

Çizelge 3.5 Kullanılan dedektörlerin özellikleri

Dedektör	Model	Doz Aralığı		Doz Hızı Aralığı		Enerji Bağımlılığı			Ölçü Birimi
		Min	Max	Min	Max	keV	Zırh Kapalı	Zırh Açık	
<b>Bicron Organik Sintilatör</b>	Micro Rem/ Micro Sievert S/N:C659J	---	---	3.33 nSv/dak	33.3 µSv/dak	Bütün enerjilerde lineer tepki			H*(10)
<b>Smart Ion İyon Odası</b>	2120 G	1 µSv	500 µSv	16.6 nSv/dak	8.33 mSv/dak	keV	Zırh Kapalı	Zırh Açık	Hava Kerma
						9.88	0.69	1.07	
						33	0.97	1.18	
						248	0.94	0.98	
<b>The Victoreen Geiger Mueller</b>	ASM serisi 489-110D S/N:126621	---	---	74.6nGy/h (Co-60)	0.696 mGy/h (Co-60)	Şekil 3.7 GM enerji bağımlılığı grafiği			Hava Kerma H*(10)



Şekil 3.7 GM enerji bağımlılığı grafiği

Nükleer tıp laboratuvarında iş yeri ölçümü için en uygun dedektörün doz hızı aralığı ve tüm enerjilerde lineer tepki verdiği için dolayı Bicon marka organik sintilatör olduğuna karar verilmiştir. Victoreen marka GM dedektörün hem dalgalanmasının yüksek olması hem de enerji bağımlılığının iyi olmamasından dolayı tercih edilmemektedir. Aynı zamanda olası bir yüksek doz hızı ölçümü durumunda GM dedektör ölü zamana girdiği için tercih edilmesi durumunda bu dezavantajı göz önünde bulundurulmalıdır. SmartION marka iyon odasının çevresel ölçümlerde tercih edilmemesinin sebebi ise ölçebileceği minimum doz değerinin background seviyesinin üzerinde ve doz hızı aralığının diğer dedektörlere göre yüksek olmasıdır, ayrıca hem dalgalanmasının hem de ölçüm aralıklarının yüksek olması bu iyon odasının diğer bir dezavantajıdır. Ölçümler farklı tipte dedektörler kullanılarak yapılmıştır.

### 3.2.3 <sup>137</sup>Cs Kalibrasyon Laboratuvarı

<sup>137</sup>Cs Laboratuvarında bulunan sistemde (Şekil 3.8) iki adet radyoaktif kaynak bulunmaktadır. Bu kaynakların aktiviteleri 47 mCi ve 8.58 Ci'dir. Ölçümler bu iki radyoaktif kaynak ile ışınlanırken alınmıştır. Ölçümler iyon odası ile alınmıştır. İyon odasının doz hızı aralığı bu sisteme uygun olarak seçilmiş olup kullanılan dedektörün



minimum ölçtüğü doz hızı backgrounddan yüksektir.  $^{137}\text{Cs}$  kalibrasyon laboratuvarı iş yeri ölçümlerinde kullanılan dedektörlerin özellikleri Çizelge 3.6 ve Çizelge 3.7'de verilmiştir.



Şekil 3.8 Mevcut  $^{137}\text{Cs}$  sistemi

Çizelge 3.6 Primer demet ölçümlerinde kullanılan dedektörlerin özellikleri

Dedektör	Tipi	Çalışma Gerilimi (V)	Doz Aralığı		Doz Hızı Aralığı		Enerji Bağımlılığı
			Min	Maks	Min	Maks	
<b>PTW,30 cm<sup>3</sup> Silindirik İyon Odası</b>	TM 23361-0535	+300	2.0 $\mu$ Gy	20 mGy	12 $\mu$ Gy/dak	56 Gy/Dak	40 keV-1.33MeV arasında $\pm$ %4

Çizelge 3.7 Sekonder demet ölçümlerinde kullanılan dedektörlerin özellikleri

Dedektör	Modeli	Doz Aralığı		Doz Hızı Aralığı		Enerji Bağımlılığı	Ölçü Birimi
		Min	Max	Min	Max		
<b>Radcal 180 cm<sup>3</sup> Silindirik İyon Odası</b>	S/N 18006	0.1 nGy	20 Gy	16.6 nGy/dak	0.25 Gy/dak	30 keV-1.33 MeV arasında $\pm$ %5	Hava Kerma

## **4. BULGULAR**

### **4.1 Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü Radyasyondan Korunma Programı**

#### **4.1.1 Sorumluluklar**

Nükleer Bilimler Enstitüsünde radyasyon ile çalışanların görev ve sorumlulukları enstitüde oluşturulacak radyasyondan korunma komitesi tarafından Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü radyasyondan korunma komite yönergesi doğrultusunda belirlenir.

#### **4.1.2 Alanların Belirlenmesi**

##### **4.1.2.1 Tanısal Radyoloji Laboratuvarında alan sınıflandırılması**

Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsünde bulunan Tanısal radyoloji laboratuvarının paravanla sınırlanırılan alanlarının dışındaki bölümler “gözetimli alan” olarak kategorize edilmiştir. Paravanın içinde kalınması durumunda alınacak doz yıllık sınırın 3/10’u düzeyine ulaşabileceğinden paravanların içi “denetimli alan” olarak katagorize edilir. Bu bölüm uyarı levhaları ile denetimli olduğu belirtilmeli, çalışma sırasında sesli ve ışıklı sinyaller aktif olmalıdır. Maksimum çalışma koşulları düşünüldüğünde ve alınan ölçüm değerleri sonucunda (bkz 4.1.3 İş yeri Ölçümleri Bölümüne) yıllık doz değeri 1 mSv civarındadır. Bu laboratuvarında iki sistemin bulunması ve bu iki sistemle de aynı anda çalışılabilmesi için kurşun zırhlar Şekil 4.6’deki gibi yerleştirilmiştir.

##### **4.1.2.2 Nükleer Tıp Laboratuvarında alan sınıflandırılması**

AÜ NBE Nükleer Tıp Laboratuvarı “radyofarmasötik hazırlama odası” denetimli alan olarak kategorize edilebilir.

Mevcut durumda haftada bir defa maksimum 60mCi (222MBq) <sup>99m</sup>Tc sağılmaktadır. Radyonüklit sağımı, enjektöre çekilmesi, kalibratörde ölçülmesi, gama kamera odasına götürülmesi süreçlerindeki çeşitli durumlarda maksimum çalışma koşulları dikkate alınarak yapılan ölçümlerde (ICRP 60- normal uygulamalar, ICRP 103 Planlı çalışmalar) yıllık doz düzeyi 2mSv civarında bulunmakla birlikte potansiyel ışınlamalar dikkate alınarak bu alan “denetimli alan” olarak sınıflandırılmıştır. Bu durumda; denetimli alanlar için yapılması gereken tüm işlemlerin uygulanması zorunludur.

Laboratuvar Kategorisi orta Sınıf D (ICRP 25) dir.

Mevcut durumda;

1. Radyofarmasötik hazırlama odasının diğer alanlardan fiziksel olarak ayrılmış durumdadır.
2. Yapılan ölçümlerle; duvar, döşeme ve tavan zırhlamalarının yeterli olduğu görülmüştür.
3. Sıcak odadaki kurşun hücre zırhlaması yeterli görülmektedir.
4. Laboratuvar da <sup>99m</sup>Tc dışında radyoizotop kullanılmadığından mevcut çeker ocak yeterli görülmektedir.
5. Yetkisiz kişilerin giriş ve çıkışlarını engellemek üzere oda giriş kapısının anahtarı laboratuvar sorumlusu ve güvenlikte bulunmakta, sorumlunun bilgisi dışında kimse odaya girememektedir.
6. Laboratuvar girişinde radyasyon ikaz işaretleri vardır.
7. Laboratuvar çıkışının doğrudan öğrencilerin bulunduğu bölgeye ve kamera odasına açılması nedeniyle sıcak oda çıkışı ile kamera odası ve öğrencilerin bulunduğu bölge arasında bir geçiş bölgesi oluşturulması öngörülmektedir. Sıcak oda çıkışındaki dozun optimizasyonu yönünden alanları ayırmak üzere oluşturulacak 40-50 cm yükseklikteki bariyer girişine konulacak galoşmatik ve sıcak oda kapısının dışında yer alacak kirli galoş sepeti ile olası kontaminasyonun bu bölgede kontrol altına alınmasının mümkün olacağı değerlendirilmektedir. Bu bölgeye konulacak bir alan monitörü ile laboratuvar çıkışlarında eller ve giysilerde kontaminasyon ölçümleri yapılarak oradaki bir defter ile kayıt altına alınabilecektir.

8. Denetimli alanda çalışanların kişisel dozimetresi mevcuttur. Çekim ve enjeksiyon sırasında yüzük ve bilek dozimetreler kullanılmaktadır.
9. Laboratuvar kayıt defteri (Radyonüklit giriş, atık, olay, kaza kayıtları için) mevcuttur.
10. Koruyucu ekipman olarak tek kullanımlık galoş, eldiven, kurşun önlük mevcuttur.
11. Enjeksiyon ve kalibratör için uzaktan tutma maşaları ile enjektör zırhı temini gerekmektedir.
12. Enjektör transferi için kamera odasına açılacak bir oluk içerisine yerleştirilecek, 2mm Pb kaplı, kapakları çekmece ebatlarından taşkınlık verecek şekilde, karşılıklı hareketi olan çekmece sistemi yapılmasının çalışmaların optimizasyonu yönüyle gerekli olduğu değerlendirilmiştir.

Denetimli alanların girişlerinde ve bu alanlarda aşağıda belirtilen radyasyon uyarı levhaları bulunması zorunludur:

- Radyasyon alanı olduğunu gösteren temel radyasyon sembelleri
- Radyasyona maruz kalma tehlikesinin büyüklüğünü ve özelliklerini anlaşılabilir şekilde göstermek üzere gerekli bilgi, simge ve renkleri taşıyan işaretler,
- Denetimli alanlar içinde radyasyon ve bulaşma tehlikesi bulunan bölgelerde geçirilecek sürenin sınırlandırılması ile koruyucu giysi ve araçlar kullanılması gerekliliğini gösteren uyarı işaretleri.

Nükleer tıp laboratuvarında, denetimli alan dışında kalan tüm alanlar, koridor, tuvaletler gibi alanlar “gözetimli alan” sınıfına girer.

1. Gama kamera odası çalışma koşullarında aktivite maksimum düzeyde iken alınan ölçüm değerleri sonucunda yıllık doz değeri 1-2mSv civarında bulunmuştur. Bu nedenle bu alan “gözetimli alan” olarak katagorize edilir.
2. Gama kamera odasında kullanılan bilgisayarın kaynağa olan yakınlığı dikkate alındığında ve potansiyel kazalar düşünüldüğünde, fiziksel olarak ayrılması gerektiği öngörülmüştür. Yapılan deneyler sırasında alınan yıllık doz değerini

minimize etmek amacıyla gama kamera odasının koruyucu engel ile ikiye bölünmesi gerekli görülmüştür (Şekil 4.9).

3. Yapılacak bu duvarın arkasına, kullanılan iki bilgisayarlar konumlandırılabilir. Böylece deney sırasında ölçümlerin takibi sırasında alınacak doz değeri yaklaşık background seviyesine indirilebilir.
4. Bu koşullarda laboratuvarında bulunan çalışma masasının bulunmasında bir sakınca yoktur.

#### **4.1.2.3 Cs Kalibrasyon laboratuvarında alan sınıflandırması**

Cs kalibrasyon laboratuvarı, kaynağın bulunduğu oda ve ışınlama ünitesinin bulunduğu oda olmak üzere iki bölmeden oluşur. Mevcut kaynaklar; 47 mCi ve 8,58 Ci'dir. Kaynak odası içerisinde, ışınlama sırasında doz değerleri incelendiğinde “denetimli alan” olarak sınıflandırılır.

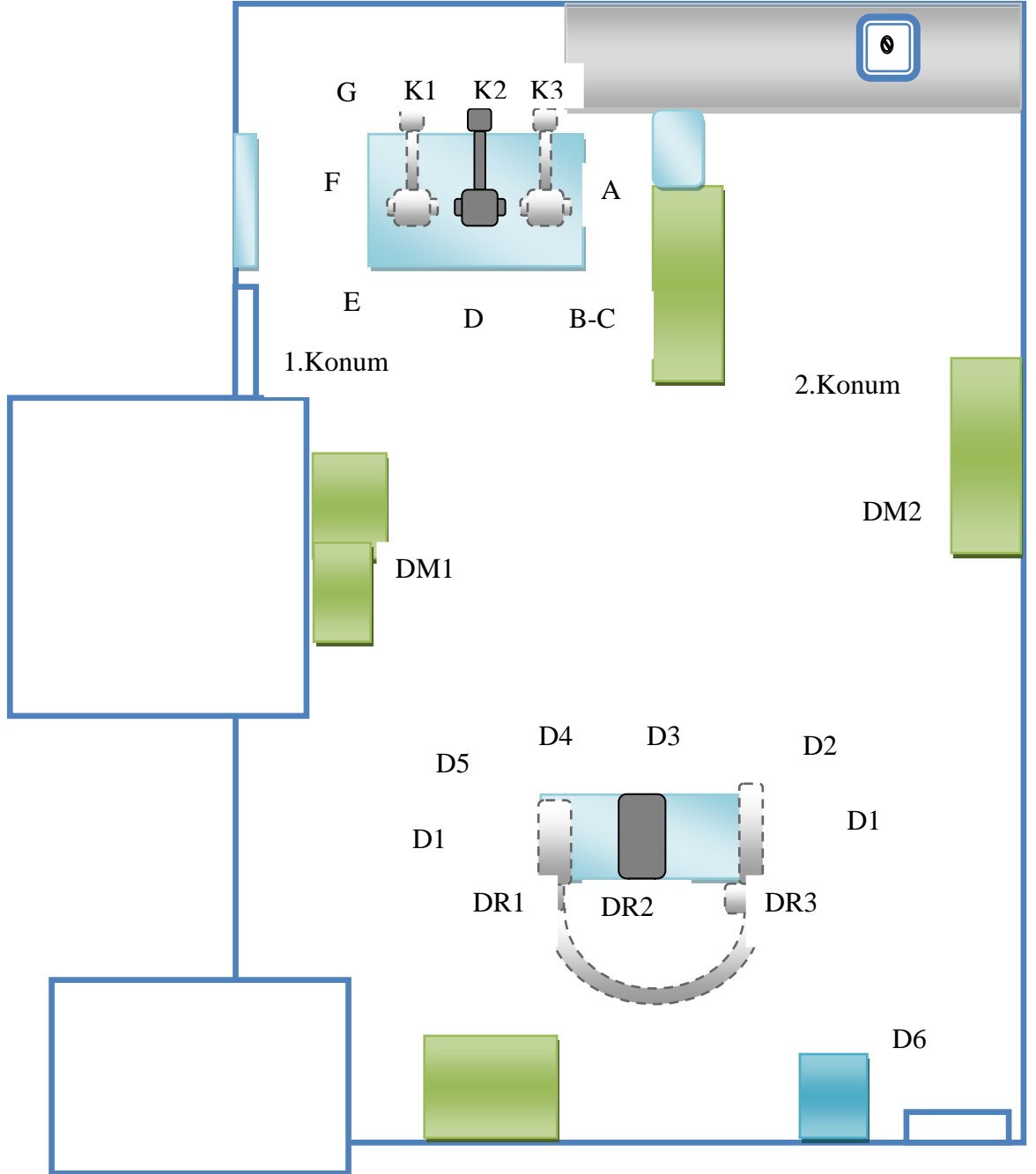
Işınlama yapılırken, ışınlama ünitesinde alınan ölçümler background değerinde olduğundan ve ışınlama sırasında kaynak odası kapısı açıldığında ışınlamanın otomatik olarak kesilmesinden dolayı “gözetimli alan” olarak katagorize edilir.

Laboratuvarın çevresinde alınan ölçümler sonucu ek bir zırhlama gerekmediği anlaşılmıştır.

### 4.1.3 İş Yeri Ölçümleri

#### 4.1.3.1 Tamsal Radyoloji Laboratuvarı

##### A.Konvansiyonel X-ışını tüpünün konumları ve bu konumlardaki ölçüm noktaları



Şekil 4.1 Radyoloji laboratuvarındaki sistemler, bu sistemlerin tüp konumları ve ölçüm noktaları

Tanısal radyoloji laboratuvarındaki Konvansiyonel X-ışını sistemi ve EMD Anjiyografik Sistemi için ölçümler ayrı ayrı gerçekleştirilmiştir.

Cihaz konumlarına göre belirlenen noktalarda alınan ölçüm sonuçları aşağıdaki Çizelge 4.1'deki gibidir.

Çizelge 4.1 Konvansiyonel X-ışını ölçüm değerleri

Ölçekli planda	Tüp konumları	Mesafe(m)	Ortalama Doz Hızı( $\mu\text{Gy}/\text{dk}$ )	mAs	kVp
1.konum	K1	1,75	736	100	120
1.konum	K2	3,20	156,25	100	120
1.konum	K3-b	3,20	1400	100	120
1.konum	K1-b	1,75	1600	100	120
2.konum	K1-b	1,75	16	100	120
2.konum	K3-b	1,75	374	100	120
2.konum	KM2	3,25	342	100	120
2.konum	K1	3,00	102	100	120
2.konum	K3	3,60	230	100	120
A	K2	1	1600	100	120
B	K2	1	1608	100	120
B-C	K2	1	1740	100	120
C	K2	1	1590	100	120
D	K2	1	1420	100	120
E	K2	1	1600	100	120
F	K2	1	1380	100	120
F	K1-b	1	$1,34 \times 10^6$	100	120
G	K2	1	827	100	120
B	K2	2	257	100	120
C	K2	2	269	100	120
D	K2	2	375	100	120
E	K2	2	348	100	120
A	K1	2,3	234	100	120
A	K3	0,6	4140	100	120
D	K3	1	659	100	120



Çizelge 4.1’de kullanılan tüp konumlarının açıklamaları aşağıdaki gibidir;

**K1:** Tüp sol tarafta görüş alanı aşağıda olacak şekilde,

**K2:** Tüp tam ortada görüş alanı aşağıda olacak şekilde,

**K3:** Tüp sağ tarafta görüş alanı aşağıda olacak şekilde,

**K1-b:** Tüp sol tarafta görüş alanı sol lateral olacak şekilde, (primer koridor duvarında)

**K1-a:** Tüp sağ tarafta görüş alanı sağ lateral olacak şekilde, (primer kumanda ünitesine bakacak şekilde)

**K2-b:** Tüp ortada görüş alanı sol lateral olacak şekilde, (primer koridor duvarında)

**K2-a:** Tüp ortada görüş alanı sağ lateral olacak şekilde, (primer kumanda ünitesine bakacak şekilde)

**K3-b:** Tüp sağ tarafta görüş alanı sol lateral olacak şekilde, (primer koridor duvarında)

**K3-a:** Tüp sağ tarafta görüş alanı sağ lateral olacak şekilde, (primer kumanda ünitesine bakacak şekilde)

**KM1:** Kapının yanındaki bilgisayar masası

**KM2:** Cam kenarındaki bilgisayar masası

## **B. EMD anjiyografik sisteminin konumları ve bu konumlardaki ölçüm sonuçları**

Ölçüm sonuçları aşağıdaki Çizelge 4.2’de verilmiştir.

Çizelge 4.2 EMD anjiyografik sisteminin ölçüm değerleri

Ölçekli planda	Tüp konumları	Mesafe (m)	$\mu\text{Gy/dk}$	kVp	mA
DM2	DR2	2,35	23	100	3,6
DM2	DR3	3	29,7	100	3,6
DM2	DR1	1,85	13,2	100	3,6
DM1	DR2	3,9	4,7	100	3,6
D1	DR2	1	1,5	100	3,6
D2	DR2	1	15,9	100	3,6
D3	DR2	1	104,3	100	3,6
D4	DR2	1	120	100	3,6
D5	DR2	1	140,5	100	3,6
D6	DR2	1	126	100	3,6

Çizelge 4.2 (devam)

Ölçekli planda	Tüp konumları	Mesafe (m)	$\mu\text{Gy/dk}$	kVp	mA
D3	DR1	1	43,4	100	3,6
D4	DR1	1,4	96,5	100	3,6
D5	DR1	2,45	413	100	3,6
D6	DR1	3,55	20	100	3,6
D1	DR3	2,8	305	100	3,6
D2	DR3	2,06	60	100	3,6
D3	DR3	1	46	100	3,6
DM1	DR3	4,4	6,6	100	3,6
DM2	DR3	3,1	29	100	3,6

**DR1:** Tüp cama dönük (primer camda)

**DR2:** Tüp aşağıda PA (primer tavanda)

**DR3:** Tüp duvara dönük (primer koridor duvarında)

**DM1:** Kapının yanındaki bilgisayar masası

**DM2:** Cam kenarındaki bilgisayar masası

#### 4.1.3.2 Tanısal radyoloji laboratuvarında doz optimizasyonu

Konvansiyonel x-ışın sisteminde ve EMD Anjiyografik sisteminde eğitim ve araştırma amaçlı kullanan çalışanların ve öğrencilerin aldıkları doz hesaplandığında;

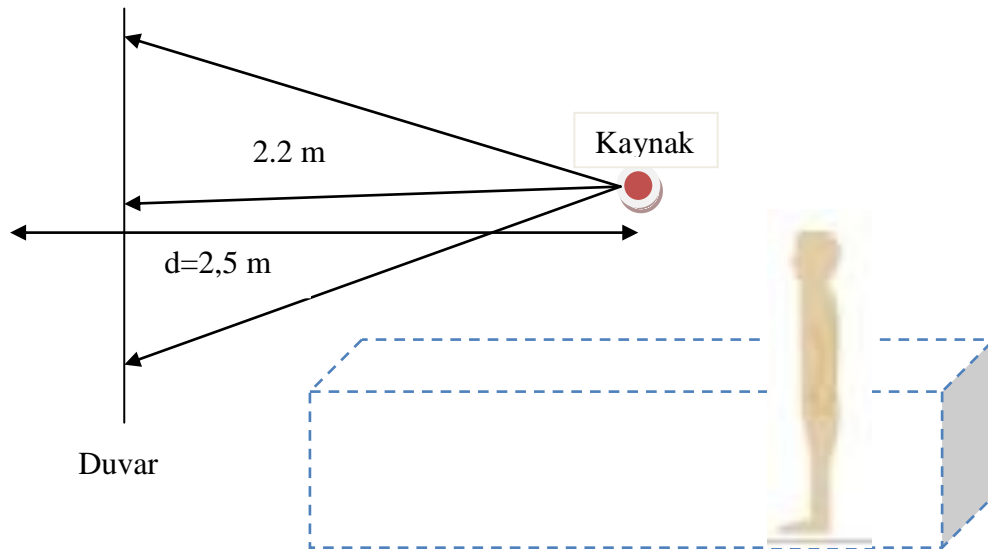
Çizelge 4.3 Çalışanların ve öğrencilerin önceki durumda ve son durumda aldıkları dozlar

	İlk Durum	Son Durum
<b>1mde ölçülen doz değeri</b>	2,5 $\mu\text{Gy/dk}$	0,2 $\mu\text{Gy/dk}$
<b>W (iş yükü)</b>	125 $\mu\text{Gy/hafta}$	10 $\mu\text{Gy/dk}$
<b>U (kullanma faktörü)</b>	1/4	1/4
<b>T (meşguliyet faktörü)</b>	1	1
<b>kVp</b>	100	100
<b>mAs</b>	200	200
<b>Doz değeri</b>	6,25 mSv/yıl	0,5 mSv/yıl

Hesaplanan deęer yıllık dozun altında olmakla beraber bu deęerin de m¼mk¼n olduęu kadar altında kalmak ve istenmeyen ışınlanma durumlarını engellemek için yapılması gerekenler deęerlendirildięinde; 2 mm kalınlığında kurşun olup aęırlığı nedeniyle hareket g¼çlüę¼ yařanmakta olan ve birleřme yerlerindeki bořluklardan sızıntı yapabilen kurşun paravanlar yerine en uygun özelliklerde zırhlama řartlarını oluřturmak üzere birincil ve ikincil engeller için kurşun kalınlıkları hesaplanmış, radyasyondan korunmayı garanti altına almak için ilave paravanlarla denetimli alanların fiziksel olarak ayrılması planlanmıştır.

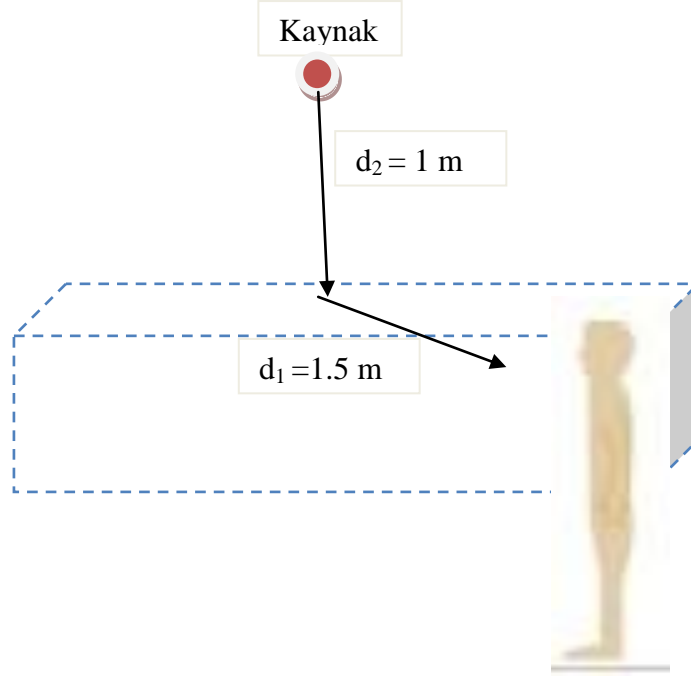
***Konvansiyonel X-ışını Sisteminde Primer alan:***

Merkezi ışın kaynaęının merkezinden geçmeli.



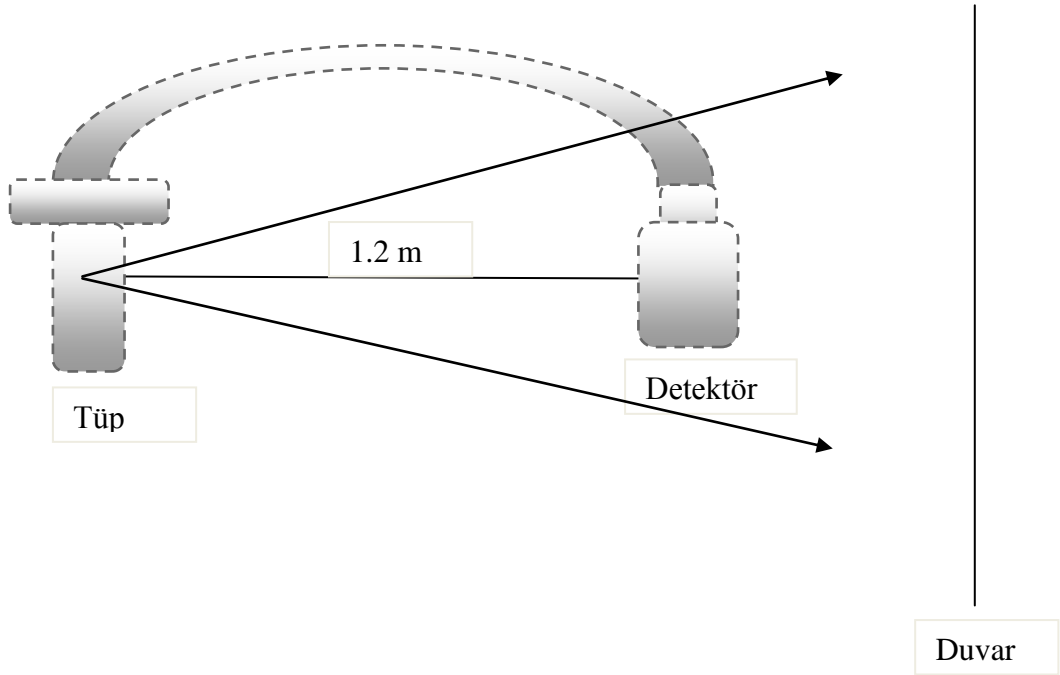
řekil 4.2 Konvansiyonel x-ışını sisteminde primer radyasyon alanı g¼sterimi

**Konvansiyonel X-ışını Sisteminde Sekonder alan:**



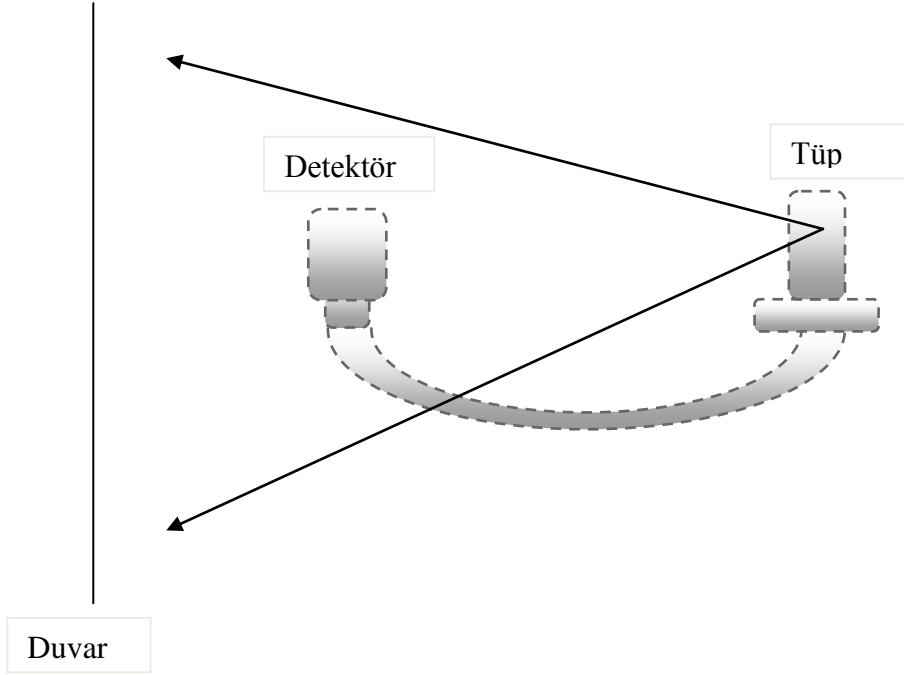
Şekil 4.3 Konvansiyonel x-ışını sisteminde sekonder radyasyon alanı gösterimi

**EMD Anjiografik Sisteminde 1.durum için primer hesabı;**



Şekil 4.4 EMD Anjiografik sisteminde primer radyasyon alanı gösterimi, duvara bakan

*2.durum için primer hesabı; (primer koridora bakıyor)*



Şekil 4.5 EMD Anjiografik sisteminde primer radyasyon alanı gösterimi, koridora bakan

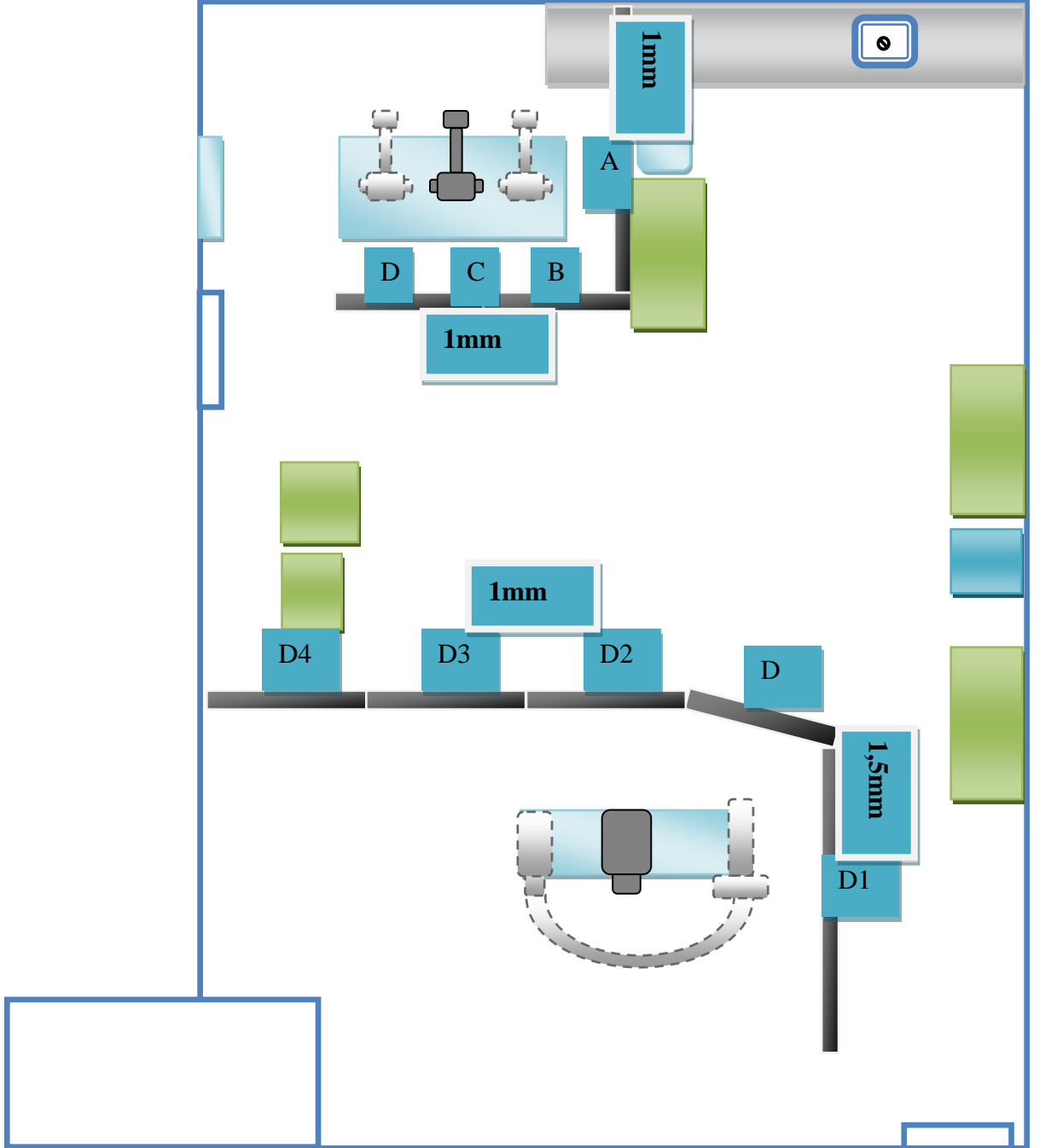
Her iki sistem için birincil ve ikincil kalınlık sonuçları Ek6 de bulunan grafikler yarımıyla hesaplanmıştır. Zırlama sonuçları aşağıdaki

Çizelge 4.4 Çizelge 4.4'te verilmiştir.

Çizelge 4.4 Tanısal Radyoloji Laboratuvarındaki sistemlerin kurşun paravan kalınlıkları

<b>Konvansiyonel X- Işını Sistemi</b>	<b>Kurşun kalınlığı (mm)</b>	<b>EMD Anjiografik Sistemi</b>	<b>Kurşun kalınlığı (mm)</b>
A	1	D1	1,5
B-C-D	0,5	D2-D3-D4	1

Yapılan hesaplamalara uygun paravanların temini sonucunda yerleşim planı Şekil 4.6'daki gibi olmuştur. D noktasında eski paravanlar kullanılmıştır. Ancak Paravan ayaklarının dizaynı değiştirilmiş, daha kolay kullanılabilir ve aralıklardan sızıntıyı engelleyecek bir tadilat yapılmıştır.



Şekil 4.6 Radyoloji laboratuvarının son yerleşim planı (paravanlar kurşundur).

Hesaplanan deęerlere gre yapılan kurşunlu paravanların planlanan şekilde yerleřtirilmiřtir. Yapılan deęerlendirmede;

- Paravan hareketleri kolaylařmıř, alıřma řartları iyileřmiřtir.
- nceden alıřmalar sırasında kapının kilitlenmesini gerekirken, řimdiki durumda kapı kurşununun paravan olarak kullanılması saęlanarak, alıřma sırasında odaya giren kiřilerin konvansiyonel X ışını cihazından gereksiz ışınlanması nlenmiřtir.
- Kurşun kalınlıęının azalması maliyet ynnden nemli bir avantaj saęlamıřtır.
- DR isiteminin etrafının kapatılarak ayrı bir oda konumuna getirilmesi ile aynı anda 2 farklı cihazla alıřma imkanı oluřturulmuř, cihazın kumanda nitesindeki personelin her konumda radyasyondan korunması saęlanmıřtır.
- Yeni paravan tasarımımda iki paravanın birleřme yerlerinin U tipi profil şeklinde yapılmasıyla sızıntı engellenmiřtir.

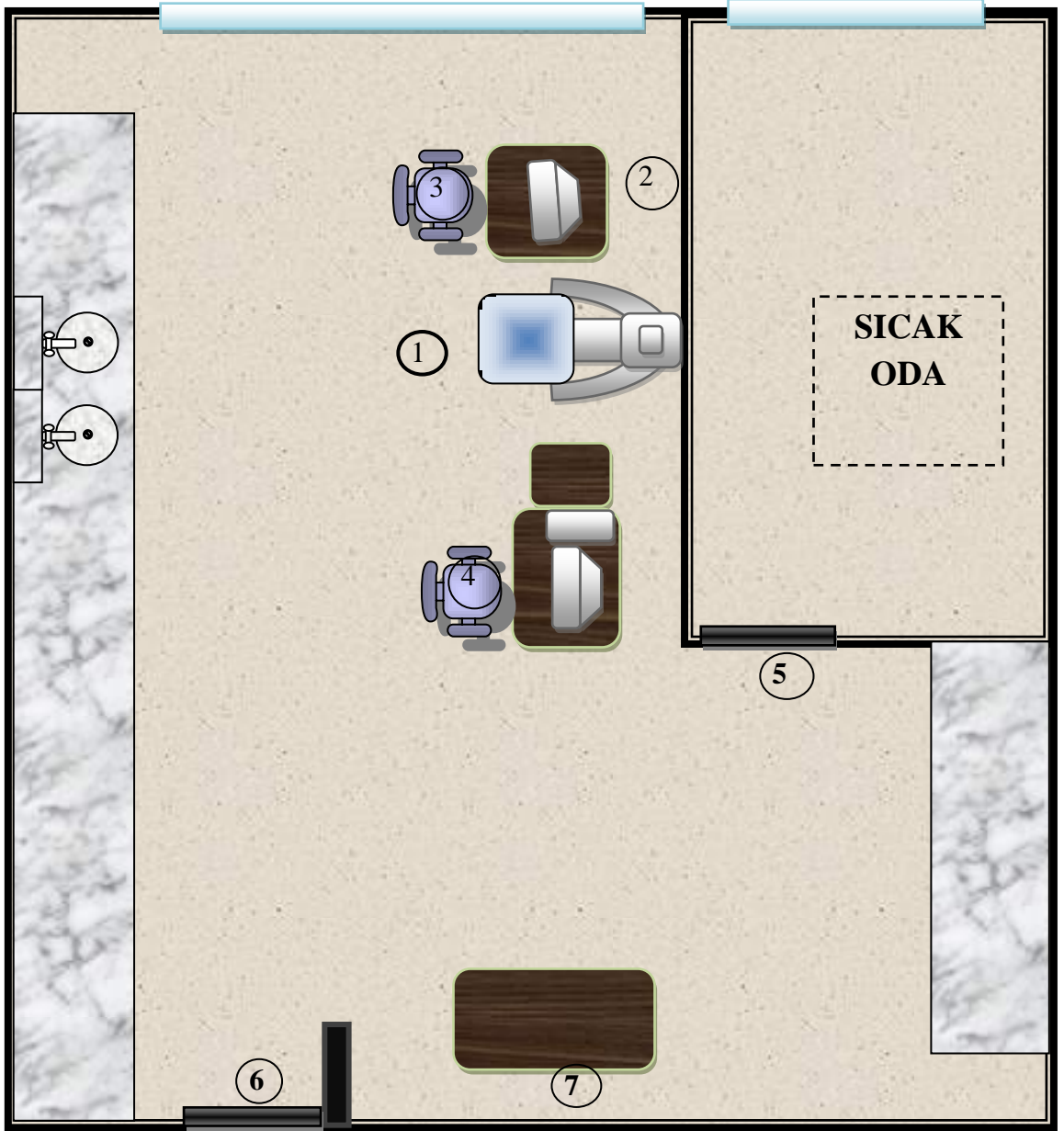
Paravan imalatı yapan firma ilk defa byle bir tasarımla karřılařtıęını belirterek, kurşun paravan sipariřlerinin radyasyonun enerjisi ve kořullar dikkate alınmaksızın 2-3 mm olarak neredeyse standart olarak imal edildięini belirtmiřtir.

Yapılan zırhlama hesapları doęrultusunda ve alıřma kořulları dikkate alınarak yapılan yerleřim dzeni ile Tanısal Radyoloji Laboratuvarının radyasyondan korunma optimizasyonu saęlanmıřtır.

Aynı anda iki cihazın kullnılması, iř verimlilięi atıřı ve yıllık doz sınırlarının 6,25mSv/yıl'dan 0,5mSv/yıl deęerine indirilmesi saęlanmıřtır.

Bu planlama ile istenmeyen ışınlama durumlarının minimize edilmesi olmuřtur.

#### 4.1.3.3 Nükleer Tıp laboratuvarı



Şekil 4.7 Nükleer tıp laboratuvarında ölçüm noktaları



Nükleer tıp laboratuvarın da belirlenen noktalarda ölçümler alınmıştır. Ölçüm noktaları; olası kontaminasyonu, koruyucu zırhların yeterliliği, duvar zırhlaşmasının yeterliliği, çalışma ya da deney sırasında alınan dozları vb. hakkında bilgi sahibi olabilmek üzere belirlenmiştir. Ölçümler alınırken kaynağın konumları aşağıda ayrıntılı bir biçimde açıklanmıştır.

***Belirli bir aktivite kullanılarak yapılan deneylerde ya da çalışmalarda Gama Kameranın ve kaynağın konumları;***

- 1) Kaynak yerde
- 2) Kaynak gama kameranın üzerinde
- 3) Kaynak asılı durumda (gama kamera uzaklığı değiştirilerek)

İki farklı uzaklık yeterli olur;

- a) Öğrencilerin ya da çalışanların durabilecekleri maksimum mesafede (sayımları bilgisayardan takip edebilecekleri mesafe)
- b) Öğrencilerin ya da çalışanların durabilecekleri minimum mesafede

***Sıcak odanın duvarının kalınlığı yeterli olup olmadığının araştırılması;***

Duvar önünde ölçüm alınırken (ölçekli planda 2 numaralı nokta) kaynağın nerede durduğu önemlidir.

***Gama Kameranın solundaki (cam önü) bilgisayarda çalışanların aldıkları dozların araştırılması;***

Deney ya da araştırma yapılırken çalışanların ve öğrencilerin bilgisayar önünde (ölçekli plana göre 3 numaralı konum) durması zorunludur. Öğrencilerin ve çalışanların burada bulunma süreleri de göz önünde bulundurularak aldıkları dozları hesaplanmıştır.

***Sıcak oda kapı önünde dozların araştırılması; (Ölçekli planda 5 numaralı konum)***

Ölçümler kapı açık ve kapı kapalı iken her iki durumda da alınmıştır.

***Laboratuvar kapısındaki dozların araştırılması; (ölçekli planda 6 numaralı konum)***

Laboratuvarda deney ya da çalışma yapılırken içeri girilmesi durumunda (öğrenci, çalışan ve diğer kişiler) aldıkları dozların belirlenmesi amacıyla kapı önünde ve kapı açıkken koridorda ölçümler alınacaktır.

***Laboratuvar içindeki çalışma masasının çevresindeki dozların araştırılması; (ölçekli planda 7 numaralı konum)***

Açık kaynak bulunan laboratuvarlarda çalışma masasının bulunması önerilmez. Deney ya da çalışma yapılırken bu masada oturan kişinin aldığı dozları araştırmak amacıyla çalışma masası çevresinde ölçümler alınmıştır.

***Mermer tezgahının laboratuvar kapısından 3,6 metre ilerisindeki dozların araştırılması;***

Nükleer tıp laboratuvarında, gama kamerada sayım yapılırken sayımın takip edildiği bilgisayarların ölçekli laboratuvar planında 8 numaralı konuma getirilmesi durumunda (kapıdan 3,6m ileride) bu bilgisayarda çalışacak olan öğrencilerin ve çalışanların aldıkları dozlar araştırılmıştır.

Alınan bu ölçümler sonucunda bu bilgisayarların önüne koruyucu bariyer yapılması planlanabilir. Böylece çalışan ve öğrencilerin hatta koridordaki dozlar azaltılması planlanmıştır.

Gama kameranın sağında ve solunda bulunan bilgisayarların belirlenen bu konumlarda bulunduğu var sayılarak ölçümler alınmış ve diğer durumlardaki doz değerleri ile karşılaştırılmıştır.

Yukarıda bahsedilen gama kamera odasında alınan ölçümler Çizelge 4.5 ve Çizelge 4.6'da verilmiştir.

Çizelge 4.5 30,95mCi aktivitedeki <sup>99m</sup>Tc kaynak, gama kamera üzerinde şişe içerisinde (zirhsız)

İlk Aktivite=31mCi		Son Aktivite=30,9mCi	
Ölçekli planda konum	TheVictoreen GeigerMueller	Bicron Organik Sintilatör	Smart Ion İyon Odası
1 (kaynaktan 1m mesafede)	380 µSv/sa*	20 µGy/sa	30 µGy/sa
2 (kaynaktan 1m mesafede)	370 µSv/sa*	17 µGy/sa	20 µGy/sa
3 (kaynaktan 1m mesafede)	270 µSv/sa*	20 µGy/sa	20 µGy/sa
4	1,96 µSv/sa	1,5 µGy/sa	1,4 µGy/sa
6	1,5 µSv/sa	1,1 µGy/sa	1 µGy/sa
8	3,3 µSv/sa	2 µGy/sa	2,3 µGy/sa
9	6,3 µSv/sa	4 µGy/sa	3,1 µGy/sa
10	7,6 µSv/sa	6 µGy/sa	4,9 µGy/sa
8'	42,4 µSv/sa	25,7 µGy/sa	29,5 µGy/sa
9'	80,9 µSv/sa	51,4 µGy/sa	39,8 µGy/sa
10'	97,6 µSv/sa	77,1 µGy/sa	62,9 µGy/sa

\*GM Dedektörünün radyasyon kaynağına yaklaştıkça sature olması ve ölü zamana girmesi söz konusudur.

Çizelge 4.6 30,95mCi aktivitedeki <sup>99m</sup>Tc kaynak şırınga içerisinde, havada asılı

Ölçekli planda konum	TheVictoreen GeigerMueller	Bicron Organik Sintilatör	Smart Ion İyon Odası
1	0,33 µSv/sa	0,2 µGy/sa	0,2 µGy/sa
2	0,28 µSv/sa	0,3 µGy/sa	0,3 µGy/sa
3	0,35 µSv/sa	0,2 µGy/sa	0,3 µGy/sa
4	0,26 µSv/sa	0,15 µGy/sa	0,3 µGy/sa
6	0,2 µSv/sa	0,1 µGy/sa	0,1 µGy/sa

### ***Sıcak Odada Alınan Ölçümler;***

<sup>99m</sup>Tc jeneratörden sağıldıktan sonra kaynak, zırh içinde ve dışında tutularak göz ve bel hizasında ölçümler alınmıştır. (ölçekli planda A noktası)

Ayrıca yine kaynak zırh içinde ve dışında tutularak çeker ocaktan 1m geride ölçümler alınmıştır. (ölçekli planda C noktasında)

Kaynak çeker ocağın içinde iken laboratuvarında da bazı ölçümler almak gerekebilir. Kaynak hazırlanırken ya da sıcak odada çalışma yapılırken laboratuvar içerisinde bulunan öğrencilerin ve çalışanların doz alıp almadıklarının araştırılması gerekir. Bunun için, kaynak çeker ocakta zırhın içinde ve dışında ölçekli plana göre 2 ve 3 numaralı konumlarda da ölçümler alınmıştır. (çeker ocakta kaynak hizasında olduğu için bu noktaları tercih ediyoruz.)

Aynı şartlarda, lavaboda, atık kutusunda ve sıcak oda kapısında (açık ve kapalı olmak üzere her iki durumda da) ölçümler yapılması gerekir.

Sıcak odada jeneratörden sağılan kaynak ile tezgah üzerinde çalışma yapılabilir. (fantom hazırlama vb.) Kaynak tezgah üzerindeyken ölçekli planda belirlenen noktalarda ölçümler alınmıştır. Tüm bu ölçümlerin sonuçları Çizelge 4.7, Çizelge 4.8 ve Çizelge 4.9'da verilmiştir.

Çizelge 4.7 60mCi aktivitedeki <sup>99m</sup>Tc kaynak, çeker ocakta zırhın içindeyken;

Sıcak odanın doğal fon: 0,2µSv/sa			
Ölçekli planda konum	TheVictoreen GeigerMueller	Bicron Organik Sintilatör	Smart Ion İyon Odası
A (göz hizası)	1,5 µSv/sa	0,7 µGy/sa	1 µGy/sa
B (bel hizası)	1,8 µSv/sa	1,4 µGy/sa	1,1 µGy/sa
C(göz hizası)	0,4 µSv/sa	0,4 µGy/sa	0,5 µGy/sa
C(bel hizası)	0,4 µSv/sa	0,4 µGy/sa	0,5 µGy/sa
D	0,2 µSv/sa	0,13 µGy/sa	0,2 µGy/sa

Çizelge 4.7 (devam)

Sıcak odanın doğal fon: 0,2µSv/sa			
Ölçekli planda konum	TheVictoreen GeigerMueller	Bicron Organik Sintilatör	Smart Ion İyon Odası
E	0,25 µSv/sa	0,11 µGy/sa	0,3 µGy/sa
F(kapı açık)	0,2 µSv/sa	0,1 µGy/sa	0,2 µGy/sa
F(kapı kapalı)	0,16 µSv/sa	0,1 µGy/sa	0,2 µGy/sa
2 (lab.da)	0,2 µSv/sa	0,1 µGy/sa	0,2 µGy/sa
3 (lab.da)	0,16 µSv/sa	0,1 µGy/sa	0,16 µGy/sa

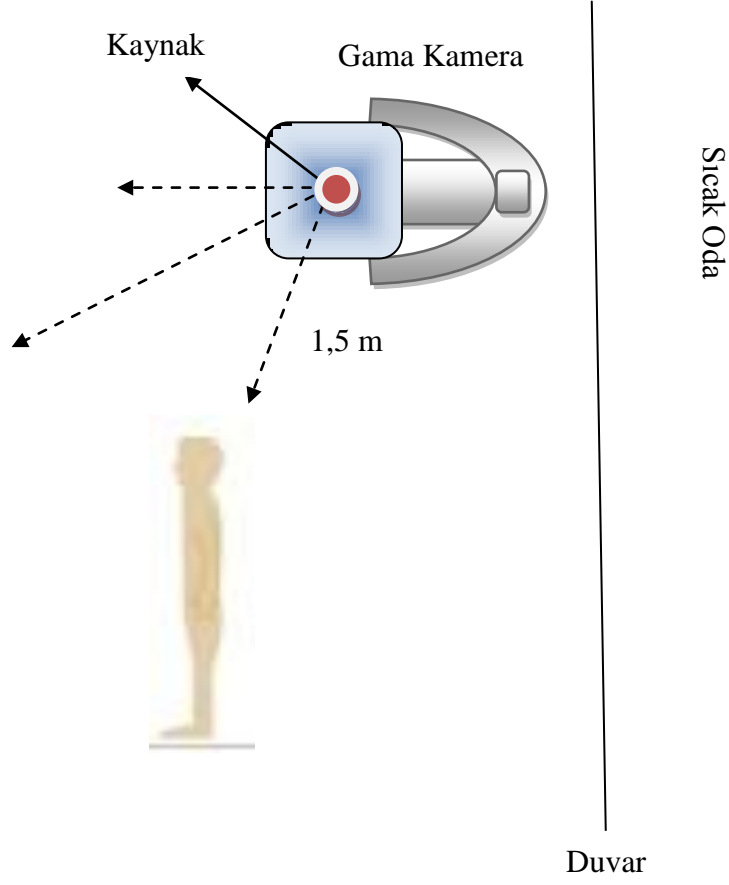
Çizelge 4.8 60mCi aktivitedeki <sup>99m</sup>Tc kaynak, çeker ocakta zırhın dışındayken

Sıcak odanın doğal fon: 0,45µSv/sa			
Ölçekli planda konum	TheVictoreen GeigerMueller	Bicron Organik Sintilatör	Smart Ion İyon Odası
A (göz hizası)	4,5 µSv/sa	5 µGy/sa	3 µGy/sa
B (bel hizası)	160 µSv/sa	20 µGy/sa	15,5 µGy/sa
C(göz hizası)	3,1 µSv/sa	3 µGy/sa	3,2 µGy/sa
F(kapı açık)	0,8 µSv/sa	0,4 µGy/sa	0,6 µGy/sa
F(kapı kapalı)	0,1 µSv/sa	0,1 µGy/sa	0,2 µGy/sa
2 (lab.da)	0,21 µSv/sa	0,11 µGy/sa	0,1 µGy/sa
3 (lab.da)	0,15 µSv/sa	0,1 µGy/sa	0,2 µGy/sa
4			

Çizelge 4.9 60mCi aktivitedeki <sup>99m</sup>Tc kaynak, sıcak oda tezgahının üzerindeyken (zırhsız)

Ölçekli planda konum	TheVictoreen GeigerMueller	Bicron Organik Sintilatör
Kaynaktan 1m mesafede	1000 µSv/sa	100 µSv/sa
F(kapı açık)	130 µSv/sa	10 µSv/sa
F(kapı kapalı)	0,4 µSv/sa	0,4 µSv/sa
2 (1m yanında)	0,6 µSv/sa	0,5 µSv/sa

#### 4.1.3.4 Nükleer tıp Laboratuvarı doz hesapları

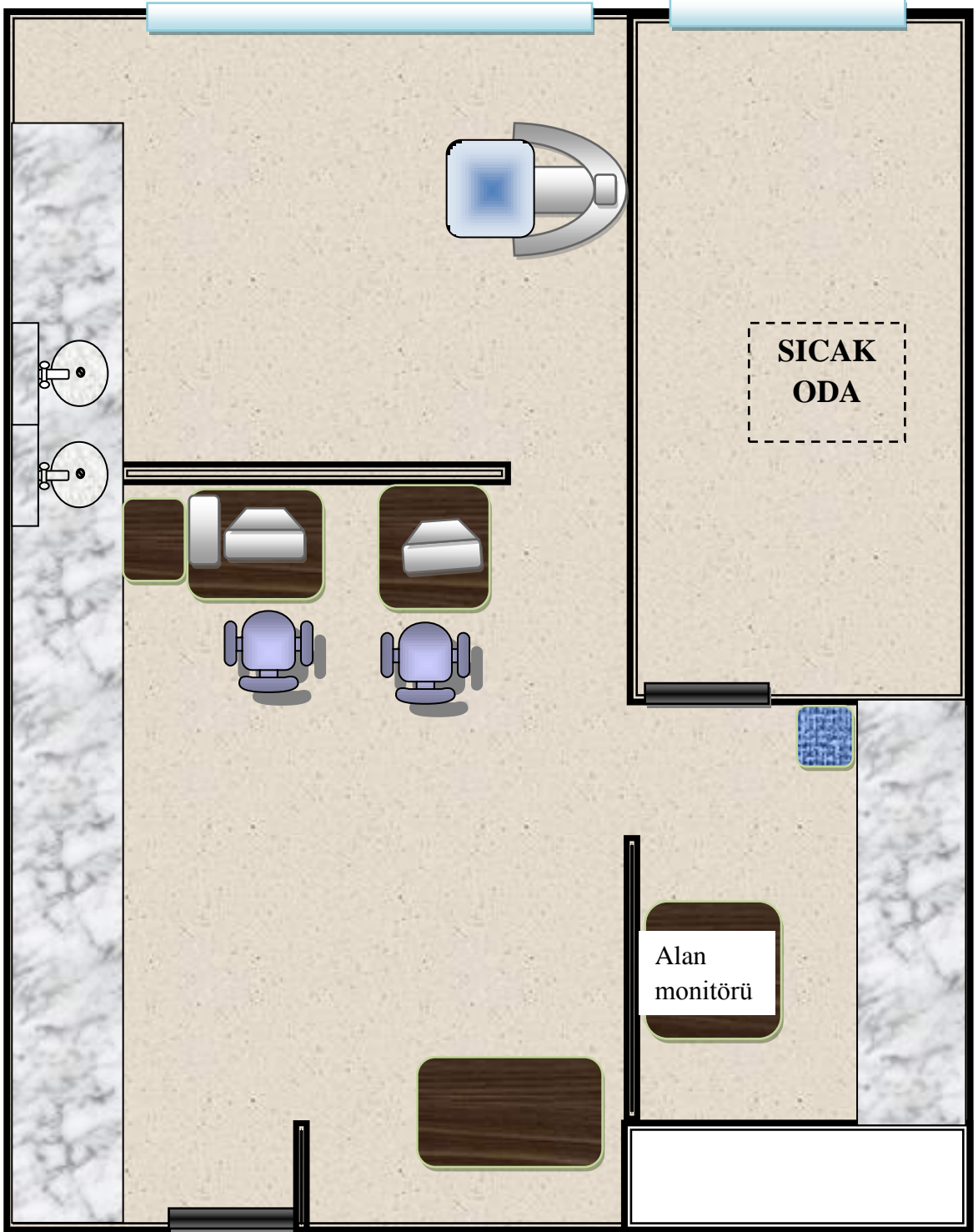


Şekil 4.8 Nükleer tıp gama kamera odası

Çizelge 4.10 Zırhlama değeri tablosu

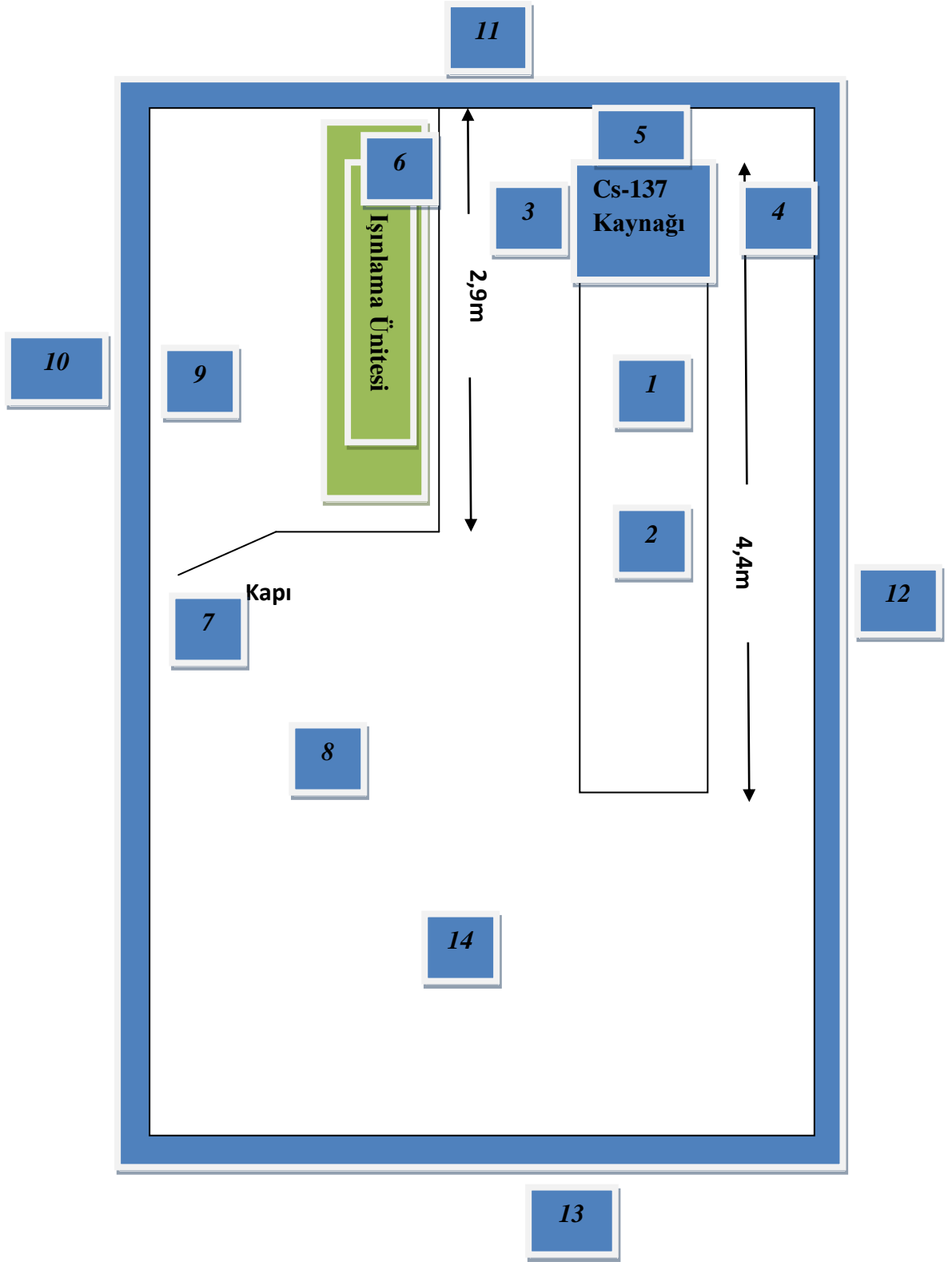
<b>P Haftalık izin verilir doz düzeyi (halk için)</b>	0,02mSv/hafta
<b>W iş yükü</b>	$21,66\mu\text{Gy/sa} \times 3\text{sa} \times 20\text{hafta} = 1,3\text{mGy}$
<b>U kullanma Faktörü</b>	1
<b>T meşguliyet Faktörü</b>	1

Nükleer tıp laboratuvarının önerilen planı aşağıdaki gibidir. Bu plandaki fiziki engel; 1 mm kurşun olabilir



Şekil 4.9 Nükleer Tıp Laboratuvarı önerilen plan

#### 4.1.3.5 Cs 137 Laboratuvarı



Şekil 4.10 Cs-137 Laboratuvarının ölçüm noktalar



<sup>137</sup>Cs laboratuvarında 2 adet kaynak ile ışınlanırken Şekil 4.10’de verilen noktalarda alınan ölçümler aşağıdaki Çizelge 4.11 ve Çizelge 4.12’de verilmiştir.

Çizelge 4.11 <sup>137</sup>Cs laboratuvarında 47mCi’lik kaynak ile alınan ölçüm değerleri

Cs Laboratuvarı 47 mCi 30 sn					
Ölçüm Noktası	Ölçüm1 µR/h	Ölçüm 2 µR/h	Ölçüm3 µR/h	Ortalama µR/h	µGy/h
1	18	20	19,7	19,23	119
2	21,9	20,9	21,4	21,4	28,5
3	21,4	20,4	20,9	20,9	0,18
4	18	17,8	19,1	18,3	0,15
5	20,4	21,9	22,5	21,6	0,18
6	23,4	23,1	21,9	22,8	0,19
7	23,7	24,2	21,5	23,13	0,20
8	22	21,1	20,9	21,33	0,18
9	19,8	21,2	20,4	20,46	0,17
10	21,3	20	19,9	20,4	0,17
11	22,1	21	20,8	21,3	0,18
12	23,1	21,9	20,7	21,9	0,19
13	19,7	18,9	20,1	19,56	0,17
14	21,3	20,9	21,4	21,2	0,18

Çizelge 4.12 <sup>137</sup>Cs laboratuvarında 8,58 Ci’lik kaynak ile alınan ölçüm değerleri

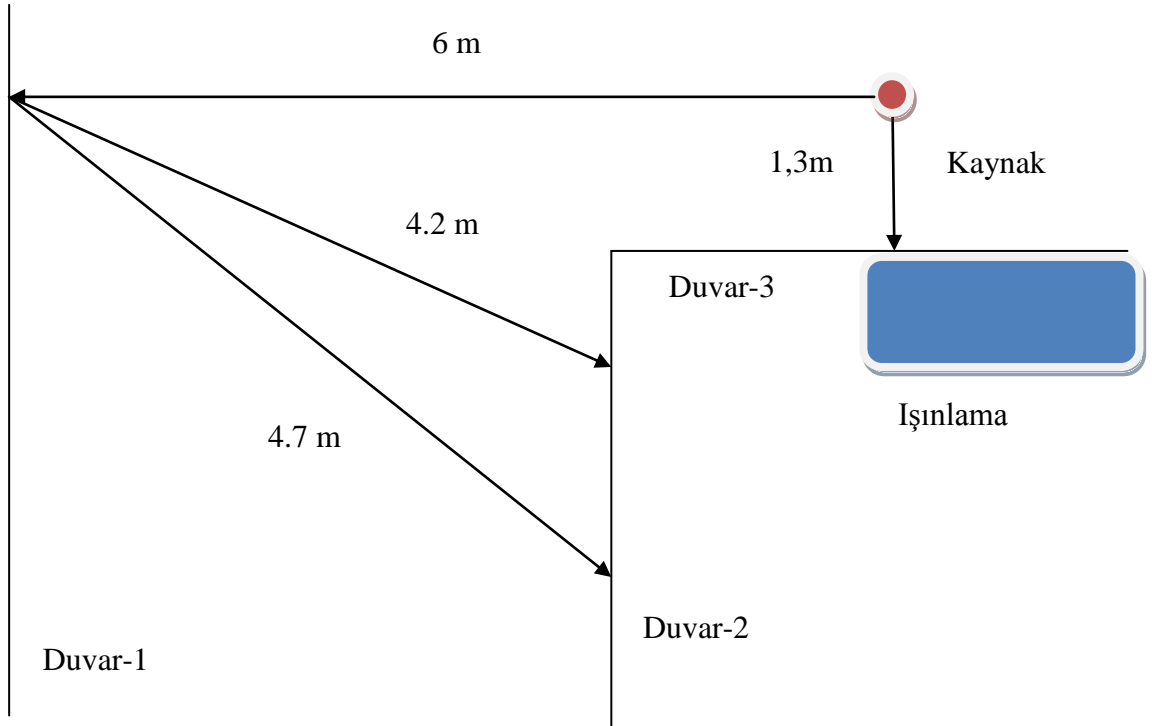
Cs Laboratuvarı 8,58 Ci 30 sn					
Ölçüm Noktası	Ölçüm1 µR/h	Ölçüm 2 µR/h	Ölçüm3 µR/h	Ortalama µR/h	µGy/h
1	19	21	20,8	20,26667	20,27×10 <sup>3</sup>
2	21,4	20,9	20,8	21,03333	5,13×10 <sup>3</sup>
3	21,5	23	22,4	22,3	0,19401
4	22,5	21,7	17	20,4	0,17748
5	19,4	21,9	21,5	20,93333	0,18212
6	36	37	35	36	0,3132
7	23,7	19,1	18,2	20,33333	0,1769

Çizelge 4.12 (devam)

	Cs Laboratuvarı 8,58 Ci 30 sn				
Ölçüm Noktası	Ölçüm1 $\mu\text{R/h}$	Ölçüm 2 $\mu\text{R/h}$	Ölçüm3 $\mu\text{R/h}$	Ortalama $\mu\text{R/h}$	$\mu\text{Gy/h}$
8	19,2	20	21,8	20,33333	0,1769
9	31,5	32,2	30,1	31,26667	0,27202
10	22,1	23,5	20,4	22	0,1914
11	19,8	17,2	19,5	18,83333	0,16385
12	21,1	22,9	22,3	22,1	0,19227
13	19,5	18,9	21,3	19,9	0,17313
14	22,1	19,8	20,6	20,83333	0,18125

#### 4.1.3.6 $^{137}\text{Cs}$ Laboratuvarında doz hesapları

Cs-kalibrasyon laboratuvarı, **primer radyasyon** için zırlama aşağıdaki şekle göre hesaplanmıştır.



Şekil 4.11  $^{137}\text{Cs}$  Laboratuvarında zırlama hesabı için kullanılan geometri

<b>8,58Ci için;</b>	
<b>Duvar-1*</b>	<b>24cm</b>
<b>1mde ölçülen doz değeri</b>	20,27 mGy/dk
<b>Çalışan için doz sınırı</b>	0,1 mSv/hafta
<b>W (iş yükü)</b>	12,1 Gy /hafta
<b>U (kullanma faktörü)</b>	1/4
<b>T (meşguliyet faktörü)</b>	1/20

\*Aşağıda verilen formülle primer ışının geldiği duvar için kalınlık hesabı yapılmıştır.  
<sup>137</sup>Cs için TVL değerleri kullanılmıştır. (bkz. Çizelge 2.14)

$$B = \frac{Pd^2}{WUT} \quad 14$$

$$B = \frac{0,1 \times 6^2}{12,1 \times 10^3 \times 1/4 \times 1/20} \quad 15$$

$$B = 2,3^{-2} \quad 16$$

$$n = N_{TVL} \log_{10} 1/B \quad 17$$

$$n = 1,6 \quad 18$$

<b>Duvar-2*</b>	<b>Zırhlamaya gerek yok (mevcut duvar kalınlığı 25cm)</b>
<b>1mde ölçülen doz değeri</b>	0,25 µGy/dk
<b>Çalışan için doz sınırı</b>	0,1 mSv/hafta
<b>W (iş yükü)</b>	0,15 Gy /hafta
<b>U (kullanma faktörü)</b>	1
<b>T (meşguliyet faktörü)</b>	1/2
<b>Duvar-3**</b>	<b>Zırhlamaya gerek yok (mevcut duvar kalınlığı 25cm)</b>

\*Sızıntı radyasyon için zırhlama hesabı yapılmıştır.

\*\*Saçılan ışınlar için zırhlama hesabı yapılmıştır

#### 4.1.4 İş Yeri Ölçüm Programı

Radyasyondan korunma programı kapsamında; Nükleer Bilimler Enstitüsünde bulunan tanısal radyoloji laboratuvarı, nükleer tıp laboratuvarı ve Cs 137 laboratuvarının ölçekli krokileri oluşturularak yerleştirilen cihaz konumlarına göre, çalışma koşulları da dikkate alınarak ölçüm noktaları saptanmış ve iş yeri ölçümleri yapılmıştır. Yapılan iş yeri ölçümlerinin ne kadar sıklıkla yapılacağı aşağıdaki Çizelge 4.13, Çizelge 4.14, Çizelge 4.15 ve Çizelge 4.16'da verilmiştir.

Çizelge 4.13 Konvansiyonel X-ışın sisteminin ölçekli planda belirlenen noktalarda ölçüm sıklığı

Ölçekli planda	Tüp konumları	Mesafe(m)	Ölçüm sıklığı
A	K2	1	Yılda bir
B	K2	1	Yılda bir
B-C	K2	1	Yılda bir
C	K2	1	Yılda bir
D	K2	1	Yılda bir
E	K2	1	Yılda bir
F	K2	1	Yılda bir
G	K2	1	Yılda bir
A	K1	2,3	Yılda bir
A	K3	0,6	Yılda bir
D	K3	1	Yılda bir

Çizelge 4.14 EMD Anjiyografik sisteminin ölçekli planda belirlenen noktalarda ölçüm sıklığı

Ölçekli planda	Tüp konumları	Mesafe (m)	Ölçüm sıklığı
D1	DR2	1	Yılda bir
D2	DR2	1	Yılda bir
D3	DR2	1	Yılda bir
D4	DR2	1	Yılda bir
D5	DR2	1	Yılda bir
D6	DR2	1	Yılda bir
D3	DR1	1	Yılda bir
D3	DR3	1	Yılda bir

Radyoloji Laboratuvarı işyeri ölçüm sıklığının belirlenmesinde en önemli parametre doza etki eden tüp, jeneratör gibi cihaz parçalarının değişmesidir. Bu değişikliklerin olması durumunda ölçümler tekrarlanmalıdır. Paravanların buldukları konumlarının değişmemesi sağlanmalı, değişiklik hallerinde RKS bilgilendirilmelidir.

Çizelge 4.15 Nükleer Tıp Laboratuvarında ölçekli planda belirlenen noktalarda ölçüm sıklığı

<b>Kaynak, sıcak oda tezgahının üzerindeyken (zırhsız);</b>	
<b>Ölçekli planda konum</b>	<b>Ölçüm Sıklığı</b>
<b>A (göz hizası)</b>	3 ayda bir
<b>B (bel hizası)</b>	3 ayda bir
<b>C(göz hizası)</b>	3 ayda bir
<b>F(kapı açık)</b>	3 ayda bir
<b>F(kapı kapalı)</b>	3 ayda bir
<b>2 (lab.da)</b>	3 ayda bir
<b>3 (lab.da)</b>	3 ayda bir
<b>Kaynak, gama kamera üzerindeyken (zırhsız);</b>	
<b>1 (1m)</b>	3 ayda bir
<b>2 (1m)</b>	3 ayda bir
<b>3 (1m)</b>	3 ayda bir
<b>4 (1m)</b>	3 ayda bir

Çizelge 4.16  $^{137}\text{Cs}$  laboratuvarında 8,58 Ci'lik kaynak ile ölçekli planda belirtilen noktalarda ölçüm sıklığı

<b>Ölçüm Noktası</b>	<b>Ölçüm Sıklığı</b>
<b>1</b>	Yılda bir
<b>2</b>	Yılda bir
<b>3</b>	Yılda bir
<b>4</b>	Yılda bir
<b>5</b>	Yılda bir
<b>6</b>	Yılda bir
<b>7</b>	Yılda bir
<b>8</b>	Yılda bir
<b>9</b>	Yılda bir
<b>10</b>	Yılda bir
<b>11</b>	Yılda bir
<b>12</b>	Yılda bir
<b>13</b>	Yılda bir
<b>14</b>	Yılda bir

#### 4.1.5 Yerel Kurallar

##### 4.1.5.1 Radyoloji Laboratuvarı yerel kuralları

1. İlgili laboratuvarın RKS bilgisi olmadan tanısal radyoloji laboratuvarına girilmemesi,
2. Tanısal radyoloji laboratuvarında çalışanlar kişisel dozimetre taşıması,
3. Kurşun paravanların yerlerini değiştirmeyiniz. Çok gerekmesi halinde RKS bilgi verilip onayı alındıktan sonra değişiklik yapılması ve sonra eski konumuna getirilmesi,
4. Tanısal radyoloji laboratuvarında çalışılırken paravan içindeki bölgelere kesinlikle girilmemesi,
5. Konvansiyonel X-ışını sisteminde çalışılırken laboratuvar kapısını yarım açık olacak şekilde yere sabitlenmesi, böylece göğüs grafisi çalışmalarında saçılan ışınların kapı yardımıyla durdurulmasını sağlanması,
6. Laboratuvarlarda kurşun önlük, kurşun eldiven, kurşun gözlük ve tiroid koruyucu, kurşun tabaka gibi koruyucu donanımları bulundurulması,
7. Kurşun önlük ve plakaların kırılmasını önleyecek şekilde asılmalı ve konumlandırılmalı,

Hususları kural olarak dikkate alınması önerilir.

##### 4.1.5.2 Nükleer Tıp Laboratuvarı yerel kuralları

1. Bu laboratuvar ICRP 25 kriterlerine göre
  - a. D tipidir
  - b. Orta sınıf grubundadır.

Laboratuvar düzeni ile ilgili olması gereken koşullar aşağıdaki tabloda verilmektedir. Laboratuvarında  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{125}\text{I}$  ve  $^{131}\text{I}$  kullanılıyorsa bunların aktivite değerleri yukarıda belirtilen aktivite limitlerinin onda birinden fazla olamaz. Laboratuvarında bu izotopların kullanılması durumunda laboratuvar tipi ve kriteri güncellenmelidir.

2. Laboratuvara önlüksüz ve dozimetresiz girilmemesi,
3. Laboratuvar girişinde galoş giyilmesi,

4. Laboratuvara yiyecek ve içeceklerle girilmemesi,
5. Laboratuvar içerisinde yemek yenilmemesi,
6. Laboratuvarda tırnak yenilmemesi,
7. Kaynaklar Kaynak Hazırlama Talimatına uygun biçimde hazırlanması,
8. Kaynak hazırlanırken mutlaka eldiven giyilmesi ve gerektiğinde çift eldiven giyilmesi,
9. Kaynak hazırlanırken enjektör, kaynak şişesi gibi malzemeler koruyucu kurşun camın arkasında doldurulmalı ve kaynağın bulunduğu şişe maşa ile alınması ve enjektöre çekim sırasında kurşun zırh içerisinde tutulması,
10. Hazırlanan her kaynakta eldivenler değiştirilmesi,
11. Hazırlanan kaynak laboratuvara götürülürken kurşun zırh içerisinde taşınması,
12. Fantomlar doldurulurken tezgah üzerine sıvı geçirmez bir malzeme örtülmesi,
13. Fantomlar doldurulduktan sonra kullanılan enjektör, eldiven gibi malzemeler atık kutusuna atılması,
14. Fantomla yapılan çalışma bittikten sonra fantom içerisindeki aktivite doğal radyasyon seviyesine düşene kadar sıcak odada bekletildikten sonra fantom boşaltılması,
15. Yapılan çalışma mutlaka laboratuvar defterine işlenmesi,
16. Laboratuvardan çıkarken galoşlar atık kutusuna atılması,
17. Çalışma bittikten sonra tüm vücut sayımı alınır ve laboratuvar defterinin ilgili bölümüne kayıt edilmesi,

Hususları kural olarak dikkate alınması önerilir.

Nükleer Tıp Görüntüleme Laboratuvarı Orta sınıfına girmesine karşın laboratuvarda çeker ocak ve yapı zırhlaması bulunmaktadır. Ancak dekontaminasyon malzemesi bulunmamaktadır.

#### 4.1.5.3 <sup>137</sup>Cs Laboratuvarı yerel kuralları

1. Bireysel dozimetre taşınması,
2. <sup>137</sup>Cs kalibrasyon laboratuvarlarında çalışmaya başlamadan içeride birilerinin bulunmadığından emin olunması,
3. <sup>137</sup>Cs kalibrasyon laboratuvarında sistemi kapattıktan sonra kaynak önünde bulunan doz hızı azaltıcı kurşun blokların kapalı konumda olmasına dikkat edilmemesi,
4. Çalışmaya başlamadan devre kesicinin, ışıklı ve sesli ikazların çalıştığından emin olunması,
5. Oda anahtarının yetkili kişilerde bulunması,
6. Giriş çıkışları kayıt edilmesi,

Hususları kural olarak dikkate alınması önerilir.

#### 4.1.6 Tehlike Durumu Planı

##### 4.1.6.1 Tanısal Radyoloji Laboratuvarı tehlike durumu planı

##### Olası Kaza ve Tehlike Durumları

X ışını cihazlarının kullanılması nedeniyle yaşanacak en önemli tehlike durumu;

- Paravanların yerinden oynatılması sonucunda bir sistemle çalışırken diğer sistem tarafından doza maruz kalmaktır.
- Cihazlar çalışırken herhangi bir nedenle, koruyucu önlem almadan paravan içindeki alanda bulunarak birincil demete maruz kalmaktır.
- Cihaz açık iken yangın, sel basması, deprem gibi olayların meydana gelmesi ile cihazların açık unutulmuş paravanların devrilmesi veya başka durumlarla kişilerin radyasyona maruz kalmasıdır.

Böyle bir durumu saptadığınız anda;

***Acilen kişinin radyasyon alanından çıkmasını ve aynı anda cihazın kapanmasını sağlayınız***



Böyle bir durumda lisans sahibi ve RKU ve RKS derhal bilgilendirilmelidir. Yapılacak hesaplama sonucunda doz düzeyi saptanarak yetkili otoriteye bilgi verilmelidir.

Kaza raporu tutulmalı, gerekiyorsa yetkili otorite işbirliği ile sağlık tetkikleri yaptırılmalıdır. Tehlike durumunda gerekli telefonlar kolay erişilebilecek bir yerde bulunmalıdır.

#### **TAEK'in tehlike durumunda aranacak telefonu 444 TAEK (444 8235)**

#### **4.1.6.2 Nükleer tıp laboratuvarı tehlike durumu planı**

Genel amaçları ise;

- Reaktör kazaları haricindeki radyasyon tehlikeleri durumunda, çalışanların, öğrencilerin ve halkın korunması için değerlendirme ve müdahaleye ilişkin temel bilgiler vererek pratik korunma yöntemleri konusunda bilgi sağlamaktır.
- Kaza durumunda atılması gereken ilk adımlara yönelik ön bilgi, genel prosedürler ve kullanılacak olan cihazlar hakkında bilgi vermektir.
- Bu planla, Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü'nde önlem almaktan sorumlu kişi veya kişilere ve enstitü çalışanlarına yönelik olarak riski ve kazanın etkilerini azaltmak,
- Halkın ve acil müdahalede görevli personelin alacağı dozları, radyasyona maruz kalmadan önce veya hemen sonra alınacak önlemlerle eşik dozların altında tutarak erken ölüm ve yaralanma gibi deterministik etkileri engellemek,
- TAEK mevzuatı çerçevesinde koruyucu önlemler olarak ve acil müdahale ekiplerinin maruz kalabileceği doz miktarını düşük seviyede tutarak, stokastik etki (kanser, vb.) riskini en düşük seviyelere indirmektir.

Tehlike durumu planının amacı, kazanın olumsuz sonuçlarının en aza indirilmesi yönünde rehberlik etmek, çalışanların, öğrencilerin, halkın ve acil müdahalede görevli kişilerin maruz kalacağı radyasyonu sınırlamak, kontaminasyonun yayılmasını mümkün olduğu kadar engellemek, kaynağı kontrol altına almak ve radyasyon kaynağı veya radyoaktif madde ile ilgili tehlike durumunda dekontaminasyonu sağlamaktır.

## **Tehlike Durumu ve Acil Durumlar**

TAEK tarafından tehlike durumu veya olağandışı durumlar olarak değerlendirilen olaylar;

- Yangın, deprem, patlama ve benzeri acil durumlar,
- Siparişi verilen radyoaktif maddenin zamanında merkeze ulaşmaması,
- Kullanılan radyoaktif maddenin çalışma alanı dışında bulaşmaya sebep olacak şekilde dökülüp saçılması,
- Kullanılan radyoaktif maddenin çalışanların vücuduna bulaşması,
- Radyoaktif maddenin çalınması veya kaybolması,

## **Kaza Durumunda izlenecek Yöntemler:**

### **İlk Müdahale**

Bir kaza / tehlike durumunda resmi bir rolü bulunan ve olay yerine ilk gelen ekipler tarafından yapılır. İlk müdahaleyi yapan kişi tehlikenin boyutu ile ilgili ilk bilgileri toplar ve tehlikenin radyolojik olup olmadığına karar verir. Eğer radyolojik bir tehlike durumu söz konusu ise, acil durum yöneticisini harekete geçirerek, müdahaleyi başlatır.

Olay yerindeki kıdemli görevli olay yeri kontrolörü olarak atanır ve olay yeri ile iletişim kurulur.

Olay yeri kontrolörüne ilk talimatlarınızı veriniz.

İlk talimatlar, olayın özelliğine göre mümkün olduğu kadar aşağıdaki konuları kapsamalıdır:

- Öncelikle yaralanan insanların kurtarılması,
- Yangın gibi tehlikelere müdahale edilmesi,
- Kaynağın veya kontamine alanın etrafının güvenlik şeridiyle çevrilmesi
- Güvenli bir mesafede güvenlik kuşağının oluşturulması,
- Kontaminasyona maruz kalan insanların diğerlerinden ayrılması,
- Acil müdahale ekiplerinin korunması,

- Radyasyon ölçümlerinin yapılması,
- Kontaminasyonun yayılmasının engellenmesi

### **Yangın, deprem ve patlama gibi acil durumlar;**

- Acil müdahale ekiplerine haber veriniz.
- Onları olabilecek radyasyon tehlikesi konusunda bilgilendiriniz.
- Kişisel koruyucu önlemler konusunda kısa bilgi veriniz. (zaman, mesafe, zırhlama ile ilgili)
- Müdahale ekibine koruyucu giysiler (galoş, önlük, eldiven, vb.) giydiniz.
- Uygun bir yere kişisel dozimetre takınız.

Olay yeri kontrolörü ile koordinasyon halinde;

- Diğer acil müdahale ekipleri(itfaiye, polis, ilk yardım, gibi)
- Düzenleyici makamlar
- Ekibinizin üyeleri
- Enstitü içerisindeki diğer departmanlar
- Özel firmalar (atık yönetimi, temizlik ekipleri gibi)

gibi başka ekiplerin gerekip gerekmediğine karar verilir.

### **Sipariş Edilen Radyoaktif Maddenin/Jeneratörün Gelmemesi**

- Radyasyon güvenlik komitesine haber verin
- Firmayı bu durumdan bilgilendirin
- Firma tarafından kaynak bulunamadığı takdirde TAEK'e haber verin

### **Az Miktarda Dökülme Saçılma ve/ veya Vücut Kontaminasyonu Olan Yaralanmasız Kazalar**

- Kontamine olmuş alan izole edilir, güvenlik şeridi çekilerek alana girilmesi ve kontaminasyonun yayılması önlenir.
- Laboratuvar sorumlusuna (RKS) hemen haber verilir.
- Alanın ve kişilerin ölçümünü yaparak, kontaminasyonu belirlenir.

- Kişi kontamine olmuş ise hemen dekontaminasyonunu yapılır.
- Dökülen sıvı uygun malzeme ile (emici bir bez vb.) dıştan içe doğru dairesel silinir, daha sonra bu malzeme sızdırmayan torbaya konularak atık işlemi yapılır,
- Temizlik esnasında mutlaka eldiven ve tek kullanımlık önlük giyilir,
- Kontamine olmuş zemin kurulandıktan sonra dekontaminasyon malzemesi dökülüp havlu ile silinir,
- Havlu uygun ölçüm cihazlarıyla ölçülür,
- Bu işlem background seviyesine inene kadar tekrar edilir,
- Fakat bu işlem sırasında aşındırıcı maddelerden kaçınılmalıdır,

### **Fazla Miktarda Dökülme Saçılma ve/ veya Vücut Kontaminasyonu Olan Yaralanmasız Kazalar**

- Yüksek radyasyon düzeylerinin ( $\geq 100$  mSv/saat) kontaminasyonudur.
- Laboratuvardaki herkes kapıya doğru gider ve yardım çağırır, eğer kimse duymazsa yalnız bir kişi kontaminasyon alanından çıkarak lisans sahibi ve/ veya radyasyondan korunma sorumlusuna haber verir,
- Kontamine olmuş kişilerin ayakkabıları ayaklar yardımıyla çıkarılır,
- Laboratuvar dışına çıplak ayak ile çıkılır,
- El ve ayaklara dikkat edilerek tüm vücutta ölçüm yapılarak kontamine olup olmadığı kontrol edilir,
- Bulaşmış giysiler var ise sızdırmaz torbaya konularak atık işlemi uygulanır,
- Eğer cilt kontamine olmuş ise, yumuşak bir sabun ve bol su ile yıkanır,
- Doğal fon seviyesine inene kadar bu işlem tekrar edilir, üç yıkamadan sonra radyasyon seviyesi istenilen düzeye düşmüyorsa yıkama kesilmelidir,
- Ölçüm alınarak belirlenen genel vücut bulaşmalarında vücut açıklıkları ve tüylü bölgeler dikkate alınarak hemen duşa girilmelidir, bol su ve sabunla yıkadıktan sonra tekrar ölçüm alınır,
- Radyoaktif madde göze sıçramış ise su ve serum fizyolojik ile yıkanır, yıkama suyu ölçülür. İstenilen seviyeye gelene kadar işlem tekrar edilir, göz tahrişi olmaması için gerekli önlemler alınır,

- Olayın kaydı mutlaka yapılmalı, eğer işlem başarılı olmuyorsa hemen TAEK'e haber verilmelidir.

### **Tüm Acil Durumlarda Hareket Biçimi**

Sakin olunmalı, halk korunmalı, kontaminasyon yayılmamalıdır. Uygun ölçüm cihazları ile radyasyon düzeyi normal sınırlara gelene kadar kontamine olduğu düşünülmelidir. Radyasyon güvenliği veya lisans sahibi aranmalı ve talimat beklenmelidir.

### **Dekontaminasyon**

Nükleer tıp laboratuvarında, açık kaynak ile çalışıldığı için çalışanlar, öğrenciler, kullanılan ekipmanlar ve yüzeyler kontamine olabilir. Düzenli olarak izlenerek bulaşma tespit edildiğinde dekontaminasyon süreci başlatılabilir.

Koruyucu giysi, kullanılan yüzeye serilmiş kolayca toplanıp atılabilecek örtü ya da eldiven kontamine olabilir. Dekontaminasyon işlemi bu tür durumlarda basittir. Ancak bazı durumlarda (ekipmanlara, kişilere bulaşma vb. durumlarında) dekontaminasyon malzemesi kullanılması gerekebilir. Nükleer tıp çalışanı bu tür tehlike durumlarına karşı eğitilmiş ve deneyimli olmalıdır. Dekontaminasyon mümkün olan en düşük seviyeye indirilmelidir. Dekontamine işlemine Çizelge 4.17'deki limitlerin altına inene kadar devam edilmelidir. Kontaminasyon kaldırılamaz yani bu limitlerin altına indirilemez ise kontamine olmuş alan işaretlenip üzeri uygun koruyucu ekipman ile kapatılmalıdır.

Çizelge 4.17 Yüzey kontaminasyonu için verilmiş limitler (Bq×cm<sup>2</sup>);

<b>Radyonüklit</b>	<b>Denetimli alanda yüzey ve ekipmanlar</b>	<b>Cilt yüzeyleri</b>	<b>Gözetimli ve açık alanlar, çalışanların giysileri</b>
<sup>75</sup> Se, <sup>89</sup> Sr, <sup>125</sup> I, <sup>131</sup> I	30	3	3
<sup>51</sup> Cr, <sup>99m</sup> Tc, <sup>201</sup> Tl	300	30	30

***Farklı yüzey malzemeleri;***

- ✓ Plastik döşeme malzemesi,
- ✓ Paslanmaz çelik,
- ✓ Laminant (tezgah yüzeyi),
- ✓ Cam,
- ✓ Ahşap
- ✓ Hayvan derisi (domuz vb.)

***Dekontaminasyon malzemesi;***

- ✓ Damıtılmış (saf) su,
- ✓ %70 etanol,
- ✓ Sabun çözücü,
- ✓ Ticari dekontaminasyon malzemesi,
- ✓ %10 NaOH

Çizelge 4.18 Dekontaminasyon kitinde bulunması gereken diğer malzemeler

<b>MALZEME</b>	<b>AMAÇ</b>
Uyarı işaretleri	Alanı belirlemek
Plastik torbalar, küçük	Ayakkabıları örtmek, kontamine olmuş materyali koymak
Eldiven	Ellerin korunması
Yapışkan bant	Örtücü materyali sabitlemek (galoş vb.)
Forceps, pens	kontamine olmuş materyali tutmak
Plastik torba, büyük	kontamine olmuş materyali koymak
Sünger, 4x4	kontamine olmuş materyali emmek
Kağıt havlu	Silmek ve kurulamak
Radiacwash ve deterjan	kontamineyi uzaklaştırma (bağlayıcı-çöktürücü etki)
Pudra	kontamineyi uzaklaştırma (bağlayıcı)
Etiketler	Bulaş materyalini tanımlama
Makas	Emici materyali kesmek
Whatman No:1 kağıdı	Dekontaminasyondan sonra örnekler alma
Chux	Dekontaminasyon sonra alanı örtmek
G-M survey metre	İzleme

## ***Sonuç;***

AÜ Nükleer Bilimler Enstitüsünde nükleer tıp laboratuvarında  $^{99m}\text{Tc}$  ile çalışmalar yapılmaktadır. Olası bir kontaminasyon anında sakın ve hızlı kararlarla müdahale edilmelidir. Bu müdahale sırasında kullanılacak dekontaminasyon malzemeleri enstitü tarafından temin edilmelidir. Dekontaminasyon kiti hazırlanırken dikkat edilmesi gereken hususlar yukarıda açıklamıştır. Dekontaminasyon kitinde bulunanlar listelenmeli ve kolay erişebilir yere sabitlenmeli, son kullanma tarihleri kontrol edilerek yenilenmelidir.

## **Atık Yönetimi**

Katı radyoaktif atıklar; radyofarmasi laboratuvarında kullanılan radyoizotopların doldurulduğu kapları, kullanılmış enjektörleri, uygulama esnasında kullanılan pamuk, sünger gibi malzemeleri, kontamine olmuş katı malzemeleri ve dekontaminasyon işleminde kullanılan katı materyalleri kapsar.

Katı atıklar;

- Katı atıklardan radyofarmasi odasında bulunan özel zırhlanmış ve çift kat atık torbası içeren çöp kutularına varsa üzerlerindeki radyoaktivite işaretleri tahrip edilerek atılır.
- Torba dolduğunda ağzı kapatılarak üzerlerine toplama tarihi ve içerdikleri radyoaktif maddeleri içeren etiket yapıştırılarak katı atık deposuna gönderilir.
- Ayda bir katı atıklar kontrol edilir. İçerdikleri radyoaktif malzemenin fiziksel yarı ömrünün on katı zaman geçtikten sonra ölçüm alınarak doğal fon düzeyine düşenlerin atılması sağlanır.
- Eski  $^{99}\text{Mo}$ - $^{99m}\text{Tc}$  jeneratörlerin jeneratörü temin eden firma tarafından tutanak karşılığında aldırılması sağlanır.

İlgili yönetmelikler; Radyoaktif Madde Kullanımından Oluşan Atıklara İlişkin Yönetmelik, Resmi Gazete 25572, 02.09.2004 ve Radyoaktif Atık Yönetimi Yönetmeliğidir.

Sıvı atıklar;

- Bir kuruluşun bir defada kanalizasyon sistemine verebileceği atıklardaki toplam radyoaktivite miktarı Ek-2b'de verilen ALİmin değerinin 2.5 katından fazla olamaz ve 100 MBq değerini geçemez.
- Laboratuvarlar için sintilasyon çözeltileri ve benzeri organik çözeltiler ihtiva eden sıvı atıklarda alfa radyoaktivitesi bulunamaz. Beta ve gama radyoaktivitesi içeren çözeltilerin konsantrasyonu mililitrede 3.7 Bq değerini, sadece H-3 veya C-14 radyoizotoplarını içeren çözeltilerin radyoaktivite konsantrasyonu mililitrede 37 Bq değerini geçemez.
- Atığın birden fazla radyoizotop içermesi durumunda, her bir radyoizotopun aktivitesinin kendi ALİmin değerine oranı hesaplandıktan sonra bu oranların toplamı alınır. Bu atıkların kanalizasyon sistemine verilebilmesi için, bu toplam her bir verilme için 2.5'dan, bir aylık toplam verilme için 25'den büyük olamaz.
- Hastahane yatırılarak I-131 tedavisi gören hastaların idrar ve dışkılarını ihtiva eden sıvı atıklar kanalizasyon sistemine hastahane çıkışında tek bir noktadan bağlanır, radyasyon uyarı işareti konulur, düzenli olarak ölçüm yapılır. Bu noktadaki I-131 konsantrasyonu mililitrede 10 Bq değerini geçemez.

#### 4.1.6.3 <sup>137</sup>Cs Laboratuvarı tehlike durumu planı

<sup>137</sup>Cs Laboratuvarında karşılaşılabilecek bazı tehlike durumları;

- Kaynağın ışınlama pozisyonunda takılı kalması (ışınlama sonrası kaynak kurşun hazneye girmeyip ışınlamaya devam etmesi) ,
- Işınlama sırasında ışınlamayı kesmeyi sağlayan devrenin (interlock) çalışmaması,
- Işınlama konsolu ve uyarı lambalarının çalışmaması,
- Radyasyon kaynağının çalınması,
- Yangın, deprem, su baskını gibi doğal afetlerin meydana gelmesi

Bu tehlike durumları karşısında yapılacaklar;

- Kaynağın ışınlama pozisyonunda takılı kalması durumunda, laboratuvarlar girişi kilitleyerek ışınlama odasına kimsenin girmemesi sağlanır. Lisans sahibi ve radyasyondan korunma sorumlusuna hemen haber verilir. İthalatçı firmaya



ivedilikle haber verilir. Arıza giderilene kadar bölgeye girilmemesi için tedbirler alınır.

- Sistemde elektronik bir arıza fark edildiğinde bu konuda görev yapılan kişilere haber verilir. Lisans sahibi ve radyasyondan korunma sorumlusu durumdan haberdar edilir. Arıza giderilene kadar laboratuvarında kimsenin çalışmaması için önlem alınır, uyarı levhaları konur.
- Kaynağın çalınması durumunda, ivedilikle lisans sahibi ve radyasyondan korunma sorumlusuna haber verilir. Hemen TAEK ile irtibata geçilerek konu hakkında bilgi verilir. Lisans sahibi ve radyasyondan korunma sorumlusu rehberliğinde TAEK görevlileri, Üniversite güvenliği, Enstitü güvenliği ve polis, iş birliği içinde kaynağı araştırma çalışmaları başlatılır.

#### **4.1.7 Kayıtlar**

Kayıt sisteminin kurulması radyasyondan korunma komitesi ile birlikte enstitü müdürü sorumluluğundadır. Amaca uygun gerçekleştirilebilmesi için aşağıdaki kayıtların içerikleri dikkate alınmalıdır.

##### Radyasyon görevlilerine İlişkin kayıtlar;

- İşe giriş, işten ayrılış tarihleri,
- İşe başlamadan önce yapılacak ve çalışmalarını süresince yaptırılan periyodik tıbbi muayene ve tetkik sonuçları,
- Kişisel dozimetre tipi, numaraları ve periyodik doz sonuçları,

##### Tesise İlişkin Kayıtlar;

- Tesis içinde yapılan düzenli radyasyon ölçümleri,
- Tesiste yapılan değişiklikler,
- Verilen lisans belgelerinin fotokopileri,

#### Radyoaktif Maddelere İlişkin Kayıtlar;

- Tesise giren ve kullanılan radyoaktif maddelerin envanteri,
- Kapalı kaynakların ve test kaynaklarının sızıntı test kayıtları,

#### Radyasyon Ölçüm ve Görüntüleme Cihazlarına İlişkin Kayıtlar;

- Radyasyon ölçüm ve görüntüleme cihazlarının teknik özellikleri,
- Kalibrasyon raporu,
- Bakım onarım raporu,
- Kalite kontrol raporu,

#### Radyoaktif Atıklara İlişkin Kayıtlar;

- Kullanım sonrası depolanan radyoaktif atıklarla ilgili bilgi

#### Kaza veya Olağanüstü Durumlara İlişkin Kayıtlar;

- Olayın yeri ve tarihi,
- Olayın oluş şekli,
- Olaya neden olan radyasyon kaynağının cinsi ve radyoaktivitesi,
- Vücuda alınan radyoaktif maddeler ve alınış nedenleri,
- Maruz kalınan süre ve radyasyon dozları,
- Olaya maruz kalan kişilerin tıbbi muayene ve yapılan uygulama sonuçları

#### **4.1.8 İç Denetim**

İç denetimler EK8b'de TECDOC 1113 ile radyasyon denetimlerinde bulunacak parametreler yer almaktadır. İç denetim formu, Ek8 da esas alınarak düzenlenebilir. İç denetim periyotları, her cihaz ve labarayuvar için aşağıda belirtilen sıklıkta yapılmalıdır. İyileştirme eylemleri için uygulanacak prosedürler ve sorumluları RGK tarafından belirlenmelidir.

#### 4.1.9 Eğitim

Nükleer Bilimler Enstitüsü bünyesinde radyasyon kaynağı ile çalışan tüm elemanların radyasyonun zararları ve alınması gereken önlemler hakkında eğitilmesinin sağlanması için gerekli düzenlemeler yapılması gerekmektedir.

Bu doğrultuda eğitim komisyonu kurulabilir. Komisyon, eğitim gerekleri doğrultusunda radyasyonla çalışan personelle ortaklaşa çalışarak eğitim planlaması yapmalıdır.

Eğitim Komisyonu radyasyon çalışanlarına yönelik ve diğer çalışan kişiler için ayrı ayrı eğitim planlaması yapmalıdır. Radyasyonla çalışanlara yönelik temel eğitimde Radyasyon Güvenliği eğitimleri ön plana çıkarken diğer personel için komisyon tarafından gerekli eğitim planlaması yapılmalıdır.

Personel işe başlamadan önce oryantasyon eğitimi kapsamında ve çalışılan iş koşulları, mevzuat ve lisans koşullarında herhangi bir değişiklik olduğunda eğitim verilmelidir.

Radyoloji ve Nükleer Tıp laboratuvarında çalışan personel temel olarak aşağıdaki belirtilen konuları içeren eğitim planına tabi tutulmalıdır.

1. Mevzuat ve lisans bilgilendirmeleri,
2. Yerel kurallar,
3. Radyasyon güvenlik komitesi ve yönergesi
4. Sorumluluklar
5. Bilinçli dozimetre kullanımı. Dozimetre ve medikal değerlendirme sonuçlarından haberdar olma hakları,
6. Radyoaktif maddelerin saklanma koşulları, potansiyel tehlikeler, konteminasyon,
7. Kaza ve tehlike halinde uygulanacak olan tehlike durumu planı hakkında bilgilendirme,

Radyasyonla çalışan gruplara yönelik radyasyondan korunma konularına yönelik olarak aşağıdaki konu başlıklarında eğitimler belirlenecektir.

1. Radyasyon ve radyasyon fiziği, temel prensipler,
2. Radyasyonun insan sağlığı üzerindeki etkileri,

3. Radyasyondan korunma yöntemleri ve TAEK'in ön gördüğü standartlar,
4. Yerel kurallar
5. Sorumluluklar
6. Tehlike durumu planı

Radyasyonla çalışmaya başlayan çalışanlara temel radyasyon güvenliği eğitimi verilmelidir.

## 5. TARTIŞMA VE SONUÇ

Bu çalışma ile AÜ NBE bünyesindeki radyasyon kaynaklarının eğitim ve araştırma amacı ile kullanılmasında; sürdürülebilir ve uygulanabilir bir radyasyondan korunma sisteminin kurulması, bunun için gerekli olan teknik parametrelerin belirlenerek, Enstitünün Radyasyondan Korunma Programının genel çerçevesinin oluşturulması amaçlanmıştır. Temel hedef herhangi bir radyasyon kaynağının Enstitüye girişinden itibaren tüm aşamalarda radyasyondan korunmanın sağlanmasının garanti altına alınmasıdır.

Çalışmanın en önemli sonucu radyasyondan korunmada optimizasyonunun önemini ortaya konulması olmuştur.

Bu sistemin kurulması ve uygulanması, öğrencilerin eğitim ve araştırma çalışmaları sırasında uymak zorunda oldukları kurallar sınırlarını çalıştıkları alanlara taşımaları yönüyle de önemli bir örnek oluşturacaktır. Bu husus ülkemizde radyasyon güvenliği kültürünün oluşturulması yönünden önemli katkılar sağlayacaktır.

Bu çalışma böyle bir sistemin oluşturulmasının ilk adımını oluşturacaktır. Enstitünün Radyasyondan Korunma Programının oluşturulması için bu çalışma tüm laboratuvarlar için gerçekleştirilmelidir. Sistemin kurulabilmesi ve uygulanabilmesi için Enstitünün organizasyon şemasının oluşturulması, Enstitü Radyasyondan Korunma Komitesinin kurulması ve Radyasyon Güvenli Yönergesinin hazırlanması gerekmektedir. Sistemin kurulmasından sonra tüm parametrelerin, sorumluluklar zinciri ile sürekli izlenerek korunmanın optimizasyonunun sağlanması temel hedefdir.

Optimizasyonun sağlanması ile normal şartlarda yürütülen çalışmalar nedeni ile alınacak dozlar mümkün olan en düşük düzeye çekilecek ve daha önemlisi istenmeyen bir kaza durumu ile karşılaşma olasılığı minimize edilmiş olacaktır. Bir olay veya kaza durumunda ise olayın yönetiminde herhangi bir panik ve kargaşa yaşanmaması sağlanarak kazanın en hafif sonuçlarla yönetimi sağlanmış olacak, iyileştirme şartları kolaylıkla sağlanabilecektir.

Bu çalışma kapsamında Nükleer tıp ve Tanısal Radyoloji laboratuvarlarında yapılan doz optimizasyon çalışmaları önemli bir örnektir.

Çalışmadan önce radyasyondan korunma kriterlerini sağlamış olduğu için ülkemizdeki tek yetkili kuruluş TAEK tarafından lisanslanmış olan laboratuvarlarda, bazı düzenlemelerle dozun azaltılması ve olay/kaza olasılıklarının minimize edilmesine yönelik iyileştirmeler sağlanmıştır.

Bu kapsamda Nükleer tıp laboratuvarında;

- Sıcak oda ile kamera odası arasında oluşturulması önerilen geçiş alanı ile olası kontaminasyonların kamera alanına geçmesi minimize edilmiştir.
- Sıcak odadan kamera odasına açılan çekmece tipi geçişle radyoaktif maddenin sıcak oda dışındaki geçiş bölgesi ve kumanda ünitesi bölümüne dökülmesi durumlarına karşı fiziksel bir önlem sağlanmıştır.

Radyoaktif maddenin dökülmesi olasılığına karşı; güvenlik şeridi, dekontaminasyon malzemeleri temini ve o sırada yapılması gerekenlerin önceden belirlenmiş olması böyle bir olayın yönetiminin en az doz ile ve panik yaşanmasını sağlayacaktır.

Tanısal radyoloji laboratuvarında bir odada 2 cihaz bulunması nedeniyle çalışmalar sırasında tek cihazın kullanılması, çalışmaların gecikmesine neden olabilmekte idi. Bu çalışmanın yürütülmesinde de bu nedenlerle gecikmeler yaşanmıştır. Bu çalışma kapsamında yapılan ölçüm ve hesaplamalarla belirlenen özelliklerdeki paravanlarla iki alan fiziksel olarak ayrılmıştır. Bu normal koşullar ve istenmeyen durumlardaki doz olasılıklarını minimize etmiştir. Doz düzeyi yıllık 6,25 mSv den 0,5 mSv düzeyine düşmüştür.

En önemli kazanım ise önceki paravanların ağırlığı nedeniyle taşınma güçlüğü, zaman kaybının azaltılması, paravan aralıklarından sızıntının U tipi profil dizaynı ile engellenmiş olmasıdır. Diğer önemli bir tespit; 2-3mm Pb plakalarla sağlanmakta korunmanın 0,5mm-1mm Pb paravan ile sağlanabileceğinin belirlenmiş olmasıdır. 2-3 mmPb paravan maliyeti birkaç katına çıkardığı gibi ağırlığı nedeniyle işin etkinliğini

olumsuz yönde etkilemektedir. Ülkemizde 0,5 mm Pb plaka çekiminde sorun vardır. İthal olanlar pahalıdır. Radyoloji laboratuvar paravanları 1mm Pb yapılmıştır. İmalatçı Firma tarafından bu tasarımın ilk defa yapıldığı belirtilmiştir. Bu bölümde halen ihtiyaç olduğu değerlendirilen husus DR cihazının kumanda ünitesinin X ışını kalibrasyon odasında bulunmasıdır. Bu durumun düzenlenmesine ihtiyaç vardır.

<sup>137</sup>Cs laboratuvarının ilk dizaynında optimizasyon şartlarının sağlanmış olması nedeniyle bir iyileştirme gereksinimi görülmemiştir. Ancak Enstitünün risk düzeyi en yüksek laboratuvarı olması nedeniyle tehlike durumu planı her türlü koşul dikkate alınarak hazırlanmıştır. Bu planların yılda bir defa tatbik edilmesi kuvvetle önerilmektedir.

Dikkat çekilmesi gereken önemli bir husus; radyasyon alanı, laboratuvar kategorisi, kontaminasyon var, çalışma var, yetkili kişiler dışında girilmez gibi işaretlemelerin yapılması, gerekli tüm koruyucu ekipman ile birlikte dekontaminasyon malzemeleri, galoşmatik, tek kullanımlık laboratuvar önlüğü, güvenlik kuşağı, kuşağın çekilmesinde kullanılacak bağlanma ayaklarının bulundurulması gerekmektedir. Bu çalışmanın amacına ulaşması için sistemin kurulması, sürdürülebilirliğinin sağlanması ve bunun için tüm bireylerce ihtiyaç duyulduğunda gerekli bilgilere ulaşılacak Radyasyondan Korunma El Kitabının hazırlanması ve Kitapta yer alan hususlara titizlikle uyulmasıdır.

## KAYNAKLAR

BSS, 1996. International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and the Safety of Radiation Sources. Safety Series No 115. IAEA Pres, Vienna.

Braestrup C.B. and Wyckoff H.O. 1958. Radiation Protection. 361 p California.

Bor, D. 2009. Doğan Bor Ders Notları. Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü

Buyan, G. 2010. Ders Notları. Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü

IAEA-TEC DOC-1113, 1999. Safety assessment plans for authorization and inspection of radiation sources. 175 p, IAEA Pres, Vienna.

IAEA-TEC DOC-1162, 2000. Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency. 183 p, IAEA Pres, Vienna.

IAEA-TEC DOC, 2001. Practice specific model regulations on radiation safety in nuclear medicine. 99 p, IAEA Pres, Vienna.

IAEA, 2008. Operational Guidance on Hospital Radiopharmacy: A Safe and Effective Approach. 75 p, IAEA Pres, Vienna.

IAEA, International Atomic Energy Agency. <http://www.iaea.org>. Erişim tarihi: 28.04.2012

IAEA, Radiation Protection of Patients. <https://rpop.iaea.org>. Erişim tarihi: 28.04.2012

ICRP Publication 25, 1976. The handling, storage, use and disposal of unsealed radionuclides in hospitals and medical research establishments. 46 p, Pergamon Pres, Oxford.



- ICRP, Publication 26, 1977. Recommendations the International Radiological of Commission Protection, Ann. ICRP 1(3), Pergamon Pres, Oxford.
- ICRP, Publication 26, 1977. Protection against Ionizing Radiation from External Sources Used in Medicine , Ann. ICRP 9(1), Pergamon Pres, Oxford.
- ICRP, Publication 60, 1990 Recommendations the International Radiological of Commission Protection, Ann. ICRP 21(1-3), Pergamon Pres, Oxford.
- ICRP, Publication 61, 1991. ALIs Based on the 1990 Recommendations, Ann. ICRP 21(4), Pergamon Pres, Oxford.
- ICRP, Publication 75, 1997. General Principles for the Radiation Protection of Workers, Ann. ICRP 27(1), Pergamon Pres, Oxford.
- ICRP, Publication 77, 1997. Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste, 1 st Edition. Annals of the ICRP Volume 27 Supplement. Elsevier Pres, Oxford.
- ICRP, Publication 84, 2000. Pragnancy and Medical Radiation, Ann. ICRP 30. Pergamon Pres, Oxford.
- ICRP, Publication 88, May 2002. Doses to Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Moter, Ann. ICRP 31 (1-3). Pergamon Pres, Oxford.
- ICRP, Publication 95, 2004. Doses to Infants from Ingestion of Radionucdes in Moders' Milk, Ann. ICRP 34 (3-4). Pergamon Pres, Oxford.
- ICRP, Publication 99, 2005. Low-dose Extrapolation of Radiation-Related Cancer Risk, Ann. ICRP 35 (4). Pergamon Pres, Oxford.

ICRP, Publication 103, 2007. The 2007. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Elsevier Pres, 37(2-4), Oxford.

Knoll, F.G. 2000. Radiation and Measurement Third Edition. Wiley, papers 816, New York.

Krane K.S. 1987. Introductory Nuclear Physics, papers 845, Wiley

NCRP Report No 49, 1976. Structural Shielding Design and Evaluation For Medical Use of X-rays and Gamma-Rays up to 10MeV. 133 p, NCRP Pres, Bethesda.

NCRP Report No 147, 2004. Structural Shielding Design For Medical X-ray Imaging Facilities. 193 p, NCRP Pres, Bethesda.

NCRP Report No 151, 2007. Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X- and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities, NCRP Pres, Bethesda.

SRS, Safety Reports Series No 40, 2005. Applying Radiation Safety Standarts In Nuclear Medicine. 124 p, ISBN 92-0-111104-5, IAEA Pres. Vinenna.

SRS, Safety Reports Series No 47, 2005. Radiation Protection In The Design Of Radiotherapy Facilities. 124 p, ISBN 1020–6450, IAEA Pres. Vinenna.

TAEK, Türkiye Atom Enerji Kurumu, 2011. Websitesi: <http://www.taek.gov.tr/>. Erişim tarihi: 28.04.2012

## **EKLER**

EK 1 Tanımlar

EK 2 Yetişkinler İçin Sindirim ve Solunum Sistemi Yoluyla Doz Hesaplarında Kullanılacak Doz Çevirim Faktörleri

EK 3 Ulusal Mevzuatlar

EK 4 Radyasyon Dedeksiyon Sistemleri

EK 5 Tehlike ve Acil Durum Planı Örneği

EK 6 Zırhlamada Kullanılan Grafikler

EK 7 Bazı Radyonüklitlerin Gama Sabitleri

EK 8a Radyasyondan Korunma Programı İç Tektik Kontrol Listesi

EK 8b Röntgen Teşhis Laboratuvarları Radyasyon Denetim Raporu

EK 9 Radyasyondan Korunma El kitabı İçeriği

## EK 1

### TANIMLAR

**Lisans Sahibi:** Radyasyon Güvenliđi Yönetmelik hükümlerine göre verilen lisans belgesinde ismi belirtilen ve radyasyon güvenliđi mevzuatının uygulanmasında TAEK'e karşı sorumlu olan kişidir.

**Işınlanma:** Görev geređi, tıbbi veya toplumsal olarak radyasyon uygulamasından veya kaynağından çıkan radyasyona maruz kalmadır.

**Radyasyon Kaynağı:** Radyoaktif maddeler ve radyasyon yayan veya üreten cihazlardır.

**Radyasyon Üreten Cihaz:** Yüklü parçacık veya ağır iyonları hızlandırarak belirli güvenlik önlemleri içerisinde ve denetim altında iyonlaştırıcı radyasyon üretmek üzere yapılmış röntgen cihazları, betatron, lineer akseleratör, siklotron ve nötron jeneratörü gibi cihazlardır.

**Radyasyon Yayan Cihaz:** Bir veya birkaç tür iyonlaştırıcı radyasyonu belirli güvenlik önlemleri içerisinde ve denetim altında yaymak amacıyla yapılmış olan ve radyoaktif madde içeren cihazdır.

**Tıbbi Işınlanma:** Tanı, tedavi ve tıbbi araştırma amacıyla yapılan radyasyon uygulamalarında, görevi geređi ışınlanmalar hariç, hastaların ve gönüllü hasta refakatçilerinin ışınlanmasıdır.

**Toplum etkin dozu;** ışınlamaya maruz kalan çeşitli grupların ortalama etkin dozu ile bu grubu oluşturan kişi sayısının çarpımının toplamıdır.

**Yüklenmiş eşdeğer doz;** birimi Sievert (Sv) olup, radyoaktif maddenin alınmasını takiben, doku veya organda kaldığı sürede (süre belirtilmemiş ise, yetişkinler için 50 yıl, çocuklar için 70 yıl alınır) vermiş olduğu eşdeğer doz toplam dozdur.

**Yüklenmiş etkin doz;** yüklenmiş eşdeğer dozun, her doku ve organın doku ağırlık faktörleri ile çarpılması sonucunda elde edilen toplamıdır.

**Doz Sınırlaması İle İlgili Kavramlar:** Radyasyondan korunmada kullanılan doz sınırlarına ilişkin kavramlar aşağıda belirtilmiştir:

**a) Birincil Sınırlar:** Radyasyon görevlilerinin veya toplum bireylerinin alabileceği yıllık “eşdeğer doz”, “etkin doz”, “yüklenmiş eşdeğer doz”, “yüklenmiş etkin doz” veya belirlenen bireyler topluluğunun “toplum etkin dozu” sınırlarıdır.

**b) İkincil Sınırlar:** Birincil doz sınırlarının doğrudan uygulanamadığı durumlarda kullanılan doz sınırlarıdır. İkincil sınırlar, dış ışınlanma durumunda “eşdeğer doz indeksi” ile iç ışınlanma durumunda ise, “yıllık vücuda alınma sınırları” (ALI) cinsinden ifade edilir.

**c) Türetilmiş Sınırlar:** Belirli bir modele göre birincil sınırlardan türetilmiş sınırlar olup, bunlara uyulduğu takdirde, birincil sınırlara da uyulduğu kabul edilir.

**d) İzin Verilen Sınırlar:** TAEK tarafından saptanan ve genellikle birincil ve ikincil sınırlardan daha düşük olan sınırlardır.

**e) İşletme Sınırları:** Hangi türden olursa olsun, bütün radyasyon kaynakları için TAEK tarafından saptanan birincil ve ikincil sınırları aşmamak koşulu ile Lisans Sahibi tarafından belirlenen sınırlardır.

**Referans Seviye:** Radyasyondan korunma programlarında kullanılan herhangi bir büyüklük için özel bir uygulamanın başlatılması amacıyla belirlenen düzeylerdir.

Acil durum veya mevcut kontrol edilebilir ışınlanma durumlarında, doz veya riskin düzeyini gösteren referans seviyeleri kullanılır. Bu durumlarda koruyucu eylemler optimize edilmeli ve planlanmalıdır. Referans seviyelerinin değerleri durumun önemine göre seçilir.

**Muafiyet:** Vücuttaki K40, kozmik radyasyon yer kabuğundan ışınlanma gibi genellikle kontrole tabi olmayan ışınlamalardır.

**Hariç tutma:** Etkin dozun yılda  $10\mu\text{Sv}$  den küçük olduğu seviyelerdir. Lisans almak gerekmez fakat TAEK’e bildirilmesi gereklidir (TAEK Mevzuatında muafiyet olarak isimlendirilmiştir).

**Serbesleştirme:** Bildirim veya yetkilendirme gerektiren uygulama veya faaliyetlerden kaynaklanan radyoaktif madde veya atıkların aktivitelerinin  $10\mu\text{Sv}$ 'in altında olması veya altına düşmesi sonucu düzenleyici kontrolden çıkarılmasıdır.

**Serbesleştirme seviyesi:** Radyoaktif madde ya da atıkların serbestleştirilebilmesi için sınır değer olarak kabul edilen aktivite konsantrasyonu ve yüzey bulaşma düzeyleridir (1 kişiye yılda  $10\mu\text{Sv}$ ).

## EK 2

### YETİŞKİNLER İÇİN SİNDİRİM VE SOLUNUM SİSTEMİ YOLUYLA DOZ HESAPLARINDA KULLANILACAK DOZ ÇEVİRİM FAKTÖRLERİ

Çizelge Ek2.1 Radyasyon çalışanları için vücuda solunum ve sindirim yolu ile alınan radyoaktivite düzeylerine göre doz çevrim faktörleri (Sv.Bq<sup>-1</sup>) (BSS 115)

Nüklit	Yarı Ömrü	Solunum				Sindirim	
		tip	f <sub>1</sub>	e(g) <sub>1µm</sub>	e(g) <sub>5µm</sub>	f <sub>1</sub>	e(g)
Tc-93	2.75 sa	H*	0.800	3.4 × 10 <sup>-11</sup>	6.2 × 10 <sup>-11</sup>	0.800	4.9 × 10 <sup>-11</sup>
		O**	0.800	3.6 × 10 <sup>-11</sup>	6.5 × 10 <sup>-11</sup>		
Tc-93m	0.725 sa	H	0.800	1.5 × 10 <sup>-11</sup>	2.6 × 10 <sup>-11</sup>	0.800	2.4 × 10 <sup>-11</sup>
		O	0.800	1.7 × 10 <sup>-11</sup>	3.1 × 10 <sup>-11</sup>		
Tc-94	4.88 sa	H	0.800	1.2 × 10 <sup>-10</sup>	2.1 × 10 <sup>-10</sup>	0.800	1.8 × 10 <sup>-10</sup>
		O	0.800	1.3 × 10 <sup>-10</sup>	2.2 × 10 <sup>-10</sup>		
Tc-94m	0.867 sa	H	0.800	4.3 × 10 <sup>-11</sup>	6.9 × 10 <sup>-11</sup>	0.800	1.1 × 10 <sup>-10</sup>
		O	0.800	4.9 × 10 <sup>-11</sup>	8.0 × 10 <sup>-11</sup>		
Tc-95	20.0 sa	H	0.800	1.0 × 10 <sup>-10</sup>	1.8 × 10 <sup>-10</sup>	0.800	1.6 × 10 <sup>-10</sup>
		O	0.800	1.0 × 10 <sup>-10</sup>	1.8 × 10 <sup>-10</sup>		
Tc-95m	61.0 g	H	0.800	3.1 × 10 <sup>-10</sup>	4.8 × 10 <sup>-10</sup>	0.800	6.2 × 10 <sup>-10</sup>
		O	0.800	8.7 × 10 <sup>-10</sup>	8.6 × 10 <sup>-10</sup>		
Tc-96	4.28 g	H	0.800	6.0 × 10 <sup>-10</sup>	9.8 × 10 <sup>-10</sup>	0.800	1.1 × 10 <sup>-9</sup>
		O	0.800	7.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.0 × 10 <sup>-9</sup>		
Tc-96m	0.858 sa	H	0.800	6.5 × 10 <sup>-12</sup>	1.1 × 10 <sup>-11</sup>	0.800	1.3 × 10 <sup>-11</sup>
		O	0.800	7.7 × 10 <sup>-12</sup>	1.1 × 10 <sup>-11</sup>		
Tc-97	2.60 × 10 <sup>6</sup> y	H	0.800	4.5 × 10 <sup>-11</sup>	7.2 × 10 <sup>-11</sup>	0.800	8.3 × 10 <sup>-11</sup>
		O	0.800	2.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.6 × 10 <sup>-10</sup>		
Tc-97m	87.0 g	H	0.800	2.8 × 10 <sup>-10</sup>	4.0 × 10 <sup>-10</sup>	0.800	6.6 × 10 <sup>-10</sup>
		O	0.800	3.1 × 10 <sup>-9</sup>	2.7 × 10 <sup>-9</sup>		
Tc-98	4.20 × 10 <sup>6</sup> y	H	0.800	1.0 × 10 <sup>-9</sup>	1.5 × 10 <sup>-9</sup>	0.800	2.3 × 10 <sup>-9</sup>
		O	0.800	8.1 × 10 <sup>-9</sup>	6.1 × 10 <sup>-9</sup>		
Tc-99	2.13 × 105 y	H	0.800	2.9 × 10 <sup>-10</sup>	4.0 × 10 <sup>-10</sup>	0.800	7.8 × 10 <sup>-10</sup>
		O	0.800	3.9 × 10 <sup>-9</sup>	3.2 × 10 <sup>-9</sup>		
Tc-99m	6.02 sa	H	0.800	1.2 × 10 <sup>-11</sup>	2.0 × 10 <sup>-11</sup>	0.800	2.2 × 10 <sup>-11</sup>
		O	0.800	1.9 × 10 <sup>-11</sup>	2.9 × 10 <sup>-11</sup>		

Çizelge Ek 2.1 (devam)

Nüklit	Yarı Ömrü	Solunum				Sindirim	
Tc-101	0.237 sa	H	0.800	$8.7 \times 10^{-12}$	$1.5 \times 10^{-11}$	0.800	$1.9 \times 10^{-11}$
		O	0.800	$1.3 \times 10^{-11}$	$2.1 \times 10^{-11}$		
Tc-104	0.303 sa	H	0.800	$2.4 \times 10^{-11}$	$3.9 \times 10^{-11}$	0.800	$8.1 \times 10^{-11}$
		O	0.800	$3.0 \times 10^{-11}$	$4.8 \times 10^{-11}$		
Cs-125	0.750 sa	H	1.000	$1.3 \times 10^{-11}$	$2.3 \times 10^{-11}$	1.000	$3.5 \times 10^{-11}$
Cs-127	6.25 sa	H	1.000	$2.2 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-11}$	1.000	$2.4 \times 10^{-11}$
Cs-129	1.34 g	H	1.000	$4.5 \times 10^{-11}$	$8.1 \times 10^{-11}$	1.000	$6.0 \times 10^{-11}$
Cs-130	0.498 sa	H	1.000	$8.4 \times 10^{-12}$	$1.5 \times 10^{-11}$	1.000	$2.8 \times 10^{-11}$
Cs-131	9.69 g	H	1.000	$2.8 \times 10^{-11}$	$4.5 \times 10^{-11}$	1.000	$5.8 \times 10^{-11}$
Cs-132	6.48 g	H	1.000	$2.4 \times 10^{-10}$	$3.8 \times 10^{-10}$	1.000	$5.0 \times 10^{-10}$
Cs-134	2.06 y	H	1.000	$6.8 \times 10^{-9}$	$9.6 \times 10^{-9}$	1.000	$1.9 \times 10^{-8}$
Cs-134m	2.90 sa	H	1.000	$1.5 \times 10^{-11}$	$2.6 \times 10^{-11}$	1.000	$2.0 \times 10^{-11}$
Cs-135	2.30 × 106 y	H	1.000	$7.1 \times 10^{-10}$	$9.9 \times 10^{-10}$	1.000	$2.0 \times 10^{-9}$
Cs-135m	0.883 sa	H	1.000	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.24 \times 10^{-11}$	1.000	$1.9 \times 10^{-11}$
Cs-136	13.1 g	H	1.000	$1.3 \times 10^{-9}$	$1.9 \times 10^{-9}$	1.000	$3.0 \times 10^{-9}$
<b>Cs-137</b>	<b>30.0 y</b>	<b>H</b>	<b>1.000</b>	<b><math>4.8 \times 10^{-9}</math></b>	<b><math>6.7 \times 10^{-9}</math></b>	<b>1.000</b>	<b><math>1.3 \times 10^{-8}</math></b>
Cs-138	0.536 sa	H	1.000	$2.6 \times 10^{-11}$	$4.6 \times 10^{-11}$	1.000	$9.2 \times 10^{-11}$

\*H; hızlı nefes alıp vermek.

\*\*O; orta hızla nefes alıp vermek.

## EK 3

### ULUSAL MEVZUATLAR

#### TAEK Mevzuatları

- **TAEK Kanunu**

Türkiye Atom Enerji Kurumu Kanunu Resmi Gazete Tarih/ No: 13 Temmuz 1982/  
17753 Kanun No: 2690

Bu kanunun amacı; Barışçıl amaçlarla Türkiye'de atom enerjisinin kalkınma planlarına uygun olarak; ülke yararına kullanılmasını sağlamak, temel ilke ve politikaları belirleyip önermektir. Bilimsel, teknik ve idari çalışmaları yapmak, bu çalışmaları düzenlemek, desteklemek, koordine etmek ve denetlemek üzere Türkiye Atom Enerjisi Kurumunun kuruluşu, işleyişi, görev, yetki ve sorumluluklarını saptamaktır.

2690 sayılı kanun 4 üncü madde (d) bendi,

Radyasyon cihazları, radyoaktif maddeler, özel bölünebilir maddeler ve benzeri iyonlaştırıcı radyasyon kaynakları kullanarak yapılan çalışmalarda iyonlaştırıcı radyasyonların zararlarına karşı korunmayı sağlayıcı ilkeleri ve önlemleri ve hukuki sorumluluk sınırlarını saptamak. Radyoaktif maddeleri ve radyasyon cihazlarını bulunduran, kullanan, bunları ithal ve ihraç eden, taşıyan, depolayan, ticaretini yapan resmi ve özel kurum, kuruluş ve kişilere ruhsata esas olacak lisans vermek, radyasyon güvenliği bakımından bunları denetlemek; bu görevlerin yerine getirilmesi sırasında sigorta yükümlülüğü koymak; radyasyon güvenliği mevzuatına aykırı hallerde, verilmiş olan lisansı geçici veya sürekli olarak iptal etmek; söz konusu kurum ve kuruluş hakkında, gerekirse kapatma kararı almak ve genel hukuk esasları dahilinde kanuni kovuşturmaya geçilmesini sağlamak.

- **Radyasyon Güvenliği Tüzüğü (07.09.1985, 18861)**

İyonlaştırıcı radyasyon kaynaklarını bulunduran, kullanan, imal, ithal ve ihraç eden, alan, satan, taşıyan ve depolayan, resmi, özel kurum ve kuruluşlar ile gerçek kişilerle ilgili sorumluluk esaslarını belirler. Radyasyon güvenliğinin sağlanmasını gerektiren her türlü tesis ve radyasyon kaynağının zararlı etkilerinden kişileri ve çevreyi korumak için



alınması gereken her türlü tedbiri ve yapılması gereken faaliyetlerle ilgili hususları kapsar.

### **Yönetmelikler**

1. Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği (24.03.2000, 23999 ve 29.09.2004, 25598)
2. Gama ve Elektron Demeti Işınlama Tesislerinin Güvenliği ve Lisanslanması Yönetmeliği (18.06.1994, 21964)
3. Tıpta Tedavi Amacıyla Kullanılan İyonlaştırıcı Radyasyon Kaynaklarını İçeren Tesislere Lisans Verme Yönetmeliği (21.07.1994, 21997)
4. Radyoaktif Madde Kullanımından Oluşan Atıklara İlişkin Yönetmelik (02.09.2004, 25571)
5. Radyoaktif Maddelerin Güvenli Taşınması Yönetmeliği (08.07.2005, 25869)
6. Endüstriyel Radyografide Radyasyondan Korunma ve Lisanslama Yönetmeliği (08.07.2005, 25869)
7. Yüksek Aktiviteli Kapalı Radyoaktif Kaynakların ve Sahipsiz Kaynakların Kontrolü Yönetmeliği (21.03.2009, 27176)
8. Kontrollü Alanlarda Çalışan Harici Görevlilerin İyonlaştırıcı Radyasyondan Kaynaklanabilecek Risklere Karşı Korunmasına Dair Yönetmelik (18.06.2011, 27968)

### **• Sağlık Bakanlığı**

Ülkemizde radyasyon güvenliği ile ilgili bir takım sorumluluklar TAEK'in yanı sıra Sağlık Bakanlığı'ndadır.

- 3153 sayılı yasa 1937 tarihli
- Nizamname
- Yönetmelikler

1. Kamu Sağlık Hizmetlerinde İyonlaştırıcı Radyasyon Kaynakları ile Çalışan Personelin Doz Limitleri Hakkında Yönetmelik (06.10.2007, 26665)

18. Yataklı Tedavi Kurumları İşletmeler Yönetmeliği(05.05.2005, 25806), bu konuyla ilgili Sağlık Bakanlığının düzenlediği yönetmeliklerdendir.

### **Adalet Bakanlığı**

- **Türk Ceza Kanunu**

## EK 4

### NBE RADYASYON DEDEKSİYON SİSTEMLERİ

Çizelge Ek 4.1 Radyasyon dedeksiyon ve ölçüm laboratuvarında bulunan cihaz listesi

Cihaz Adı	Cihazın Markası-Modeli	Konumu	Cihaz Adedi	Alınış Tarihi	Seri Numarası	Açıklama
HPGe Dedektör	Ortec – SGD GEM 3615P4	Lab 4	1	08.10.2007	49-TP50546A	Dış kalibrasyona gerek yoktur. Gerekli iç kalibrasyonları (enerji, verim kalibrasyonu) belirli periyotlarla yapılmaktadır.
Geiger-Mueller (GM) Dedektör	Saint Gobain Crystals – N210/BNC	Lab 4	1	08.10.2007	0709	-
Taşınabilir GM pancake prob	Fluke Victoreen-480/110D	Lab 4	1	08.10.2007	126464	Cs-137 kalibrasyon kaynağı kullanılarak kalibrasyonu yapılmıştır.
Taşınabilir GM Dedektör	ÇNAEM	Lab 4	1	08.10.2007	-	-
GM Dedektör	Canberra – TP2131	Lab 4	1	08.10.2007	2009-72	-
GM Dedektör	Saint Gobain Crystals - N210/BNC	Lab 4	1	08.10.2007	0709	-
Taşınabilir Sintilasyon probu	Victoreen-425/200	Lab 4	1	08.10.2007	-	-
Nal(Tl) Sintilasyon Dedektörü	Canberra-802/2x2W	Lab 4	2	08.10.2007	08051040	-

<b>NaI(Tl) Sintilasyon Dedektörü</b>	NE Technology	Lab 4	1	08.10.2007	-	-
<b>NaI(Tl) Sintilasyon Dedektörü</b>	Harshaw Chemie	Lab 4	1	08.10.2007	-	-
<b>NaI(Tl) Sintilasyon Dedektörü</b>	Radiation Sensors, LLC – 6S6P1.5VDC2	Lab 4	1	08.10.2007	09120402	-
<b>Organik Sintilatör (Antresan Sintilasyon Kristali)</b>	-	Lab 4	1	08.10.2007	-	-
<b>Taşınabilir Organik Sintilatör</b>	Saint Gobain Crystals/Bicron	Lab 4	1	08.10.2007	C659J	Cs-137 kalibrasyon kaynağı kullanılarak kalibrasyonu yapılmıştır.
<b>Organik Sintilatör (ZnS(Ag) Plastik Sintilatör)</b>	Saint Gobain Crystals – 3XM.01BC400Z NS/3LM	Lab 4	1	08.10.2007	20010-00026	-
<b>Organik Sintilatör (ZnS(Ag) Plastik Sintilatör)</b>	Saint Gobain Crystals – BC408/3M3BC40 8/3M	Lab 4	1	08.10.2007	20010-00027	-
<b>Taşınabilir İyon Odası</b>	Smart Ion	Lab 4	1	08.10.2007	-	Cs-137 kalibrasyon kaynağı kullanılarak kalibrasyonu yapılmıştır.
<b>Inspector 1000- NaI(Tl) Probu</b>	Canberra	Lab 4	1	08.10.2007	12036283	Cs-137 kalibrasyon kaynağı kullanılarak kalibrasyonu yapılmıştır.
<b>Inspector 1000- Nötron Probu</b>	Canberra-IPRON n	Lab 4	1	08.10.2007	03056844	-
<b>CdZnTe Yarı</b>	eV Products	Lab 4	1	08.10.2007	165597-06- 10071	Dış kalibrasyona gerek yoktur. Gerekli

<b>İletken Dedektör- 1000 mm<sup>3</sup></b>						İç kalibrasyonları (enerji, verim kalibrasyonu) belirli periyotlarla yapılmaktadır.
<b>CdZnTe Yarı İletken Dedektör- 1687.5 mm<sup>3</sup></b>	eV Products	Lab 4	1	08.10.2007	165597-10- 10048	Dış kalibrasyona gerek yoktur. Gerekli iç kalibrasyonları (enerji, verim kalibrasyonu) belirli periyotlarla yapılmaktadır.
<b>CdZnTe Yarı İletken Dedektör- 2250 mm<sup>3</sup></b>	eV Products	Lab 4	1	08.10.2007	165597-12- 10074	Dış kalibrasyona gerek yoktur. Gerekli iç kalibrasyonları (enerji, verim kalibrasyonu) belirli periyotlarla yapılmaktadır.
<b>SPEAR CdZnTe</b>	Endicott Interconnect	Lab 4	1	08.10.2007	-	Dış kalibrasyona gerek yoktur. Gerekli iç kalibrasyonları (enerji, verim kalibrasyonu) belirli periyotlarla yapılmaktadır.

## **EK 5**

### **TEHLİKE VE ACİL DURUM PLANI ÖRNEĞİ**

#### **1. Tehlike ve Acil Durum Nedenleri:**

- 1.1. Cihazın mekanik olarak arızalanması,
- 1.2. Yangın, deprem, sel baskını, hırsızlık gibi olaylar,
- 1.3. Patlama veya kaza sonucu ezilme olayında kaynak yuvasının fiziksel hasar görmesi.
- 1.4. Kapalı kaynaktan radyoaktif madde sızıntısının olması.
- 1.5. İnsan hatası,
- 1.6. Bakım- onarım hataları,
- 1.7. Radyasyon kaynaklarının kaybolması,
- 1.8. Yeni bir cihaz veya sistem alındıktan sonra görevli personelin eğitime tabi tutulmaması,
- 1.9. Periyodik bakım programında eksiklikler,
- 1.10. Dikkatsizlik,

#### **2. Kaza Durumunda İzlenecek Yöntemler:**

- 2.1. Hasar sonucu sızıntı yaptığı tespit edilen kaynak en kısa sürede çevreden yalıtılacaktır.
- 2.2. Kaynak ve kaynak yuvası ile direk temastan kaçınılacaktır.
- 2.3. Kişilerin iç veya dış ışınlama ile sonuçlanan olay neticesinde belli bir değerin üzerinde doz alınıp alınmadığının tayini ve vücudun herhangi bir bölümünün bölgesel doku hasarına neden olacak şekilde yüksek radyasyona maruz kalıp kalmadığının belirlenmesi amacıyla, derhal yetkili otoriteye bilgi verilecek, ışınlamaya maruz kaldığı belirlenen/sanılan kişi ivedilikle tıbbi kurumlara gönderilecektir.
- 2.4. Yetkili otorite acilen kaynağın montaj ve bakımını yapan firma ile temasa geçerek bilgi verecektir.

#### **3. Kaza Durumunda Başvurulacak ve Müdahalede Görev Alacak Personel:**

Aşağıda belirtilen tüm kişilerin ev adresleri, telefon numaraları ve çağrı numaralarının tehlike durum planında olması zorunludur.

**3.1.** Haber verilecek kişilere ait liste (Tatilde oldukları zamanki adresleri ve telefon numaraları, cep telefonlarının numaraları herkes tarafından bilinen bir yere bırakılmalıdır.)

**3.2.** 1. maddede tanımlanan her bir durum için yapılacak işlemler,

**3.2.1.** 3.1 nci maddede belirtilen kişilerin sorumlulukları ve her bir kişi için yedek personelin belirlenmesi gerekmektedir.

**a)Tehlike Durumu ve Olağandışı Durumda Sorumlu Olacak Kişiler**

	Tesis Sorumlusu	Radyasyondan Korunma Sorumlusu
Adı Soyadı		
Görevi		
Eğitimi		
Telefon Numarası		

**b)Tehlike Durumu ve Olağandışı Durumda Görev Alacak Personel**

Adı Soyadı	Görevi	Eğitimi	Telefon Numarası

**3.2.2.** Olayın büyümesini engelleyecek tedbirlerin alınması,

**3.2.3.** Olayın etkilerini azaltacak önlemlerin alınması,

**3.2.4.** Müdahale seviyelerinin belirlenmesi,

**3.3.** Acil durumda kullanılacak araç, gereç ve cihaza ait bilgiler;

**3.4.** İlgili Kurum ve kuruluşların bilgilendirilmesi (Bu Kuruluşlara ait telefon, faks numaralarının tehlike durum planında herkes tarafından ayırt edilebilecek şekilde yazılması)

**3.4.1.** Kaza yukarıda adı geçen sorumlular tarafından Kuruma derhal bildirilecektir.

TEHLİKE DURUMU VE OLAĞANDIŞI DURUMLARDA ARANACAK TAEK TELEFONLARI	
TAEK ACİL DURUM BİLDİRİM HATTI	4448235 ARAYARAK “1” i tuşlayınız.
	e-posta: <a href="mailto:444taek@taek.gov.tr">444taek@taek.gov.tr</a>
TAEK Bşk.	0312 295 89 89- 295 89 90
Santral	0312 295 87 00

**3.4.2** Diğer uzman kuruluşlar (Üretici firma, bakım-onarım yapan firma)

**3.5.** Planın test edilmesi,

**3.5.1.** Planın test edilme sıklığının belirlenmesi,

**3.5.2.** Tatbikata ilişkin kayıtların tutulması,

**3.5.3.** Aksayan hususların tespit edilerek gerekli iyileştirmelerin yapılması ve bunların bir sonraki tatbikatta yerine getirilip getirilmediğine dikkat edilmesi,

**3.6.** Periyodik olarak yazılı tehlike durumunun gözden geçirilerek gerekli değişikliklerin yapılması,

#### **4. Kaza Raporu ve Kayıtlar**

Öncelikle, kayıtlardan kimin sorumlu olduğunun ve nasıl tutulması gerektiğinin belirlenmesi gerekmektedir.

##### **A. Kazanın Tanımlanması:**

Kaza raporu hazırlanırken ilk olarak kazanın nedenleri, yapılan çalışmalar ve kaza sonucu yazılacaktır .

##### **B. Kazaya Neden Olan Kaynak / Cihaz:**

Kazaya neden olan; cihaz/kaynak hakkında açıklayıcı bilgi (cinsi, aktivitesi vb.)

##### **C. Hasar Tespiti:**

Kaza sonucunda oluşan hasarın tespiti yapılacak ve rapora yazılacaktır.

## RADYASYON KAZA BİLDİRİM FORMU

<b>Kazanın Yeri Ve Tarihi</b>
<b>Kazanın Oluş Şekli</b>
<b>Kazaya Neden Olan Radyasyon Kaynağının Cinsi ve Radyoaktivitesi</b>
<b>Vücuda Alınan Radyoaktif Maddeler ve Alınış Nedenleri</b>
<b>Maruz Kalınan Süre ve Radyasyon Dozları</b>



## Kaza Raporu

**Kaza Tarihi:**

**Kaza Yeri:**

**Kaza saati:**

**Kaza sırasında kaza yerinde bulunanlar**

### İLK ÖLÇÜMLER

**Ölçüm Cihazı 1 :..... Marka ..... Model .....**

**Ölçüm Yeri                      cps                      Bq/cm<sup>2</sup>                      µSv/h**

.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....

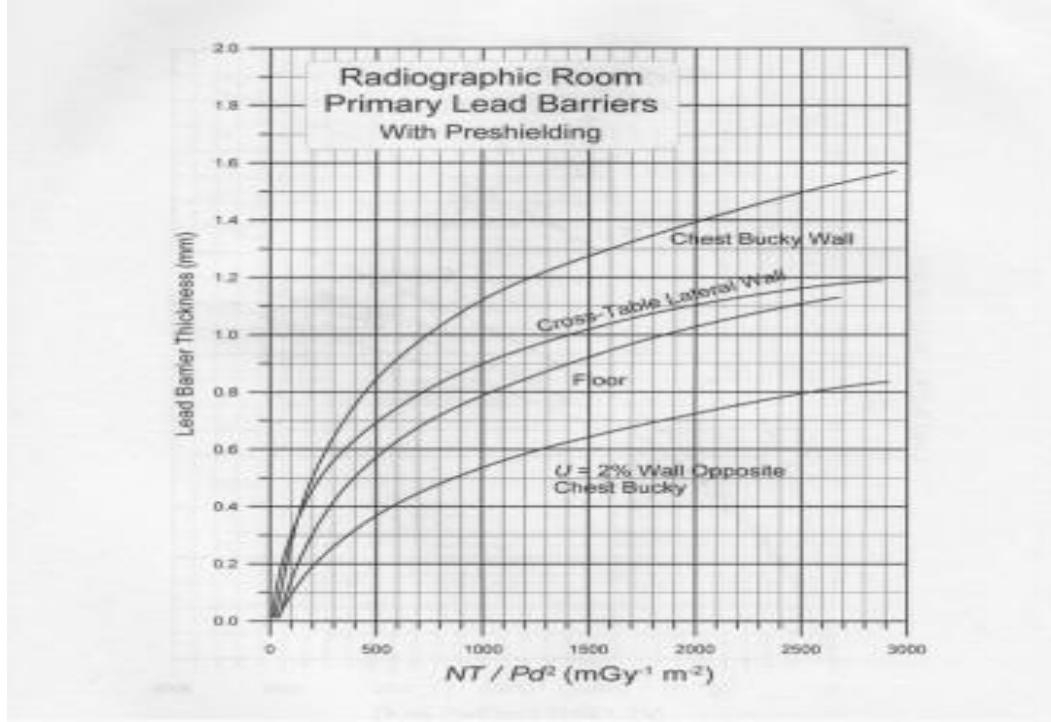
**Ölçüm Cihazı 2:..... Marka ..... Model .....**

**Ölçüm Yeri                      cpsBq/cm<sup>2</sup>                      µSv/h**

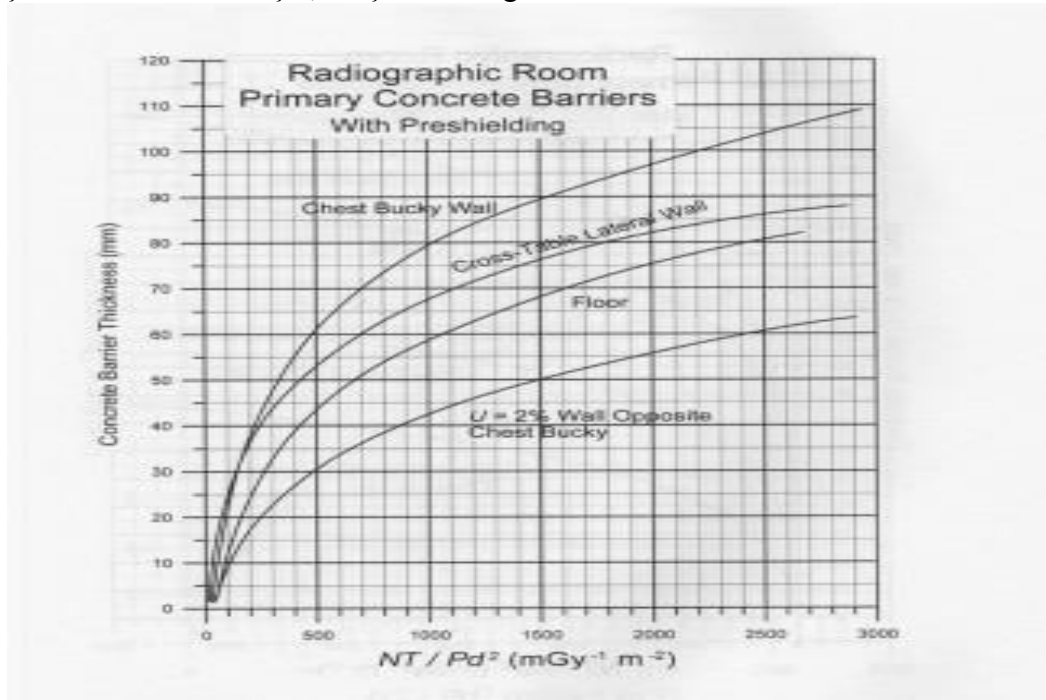
.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....

## EK 6

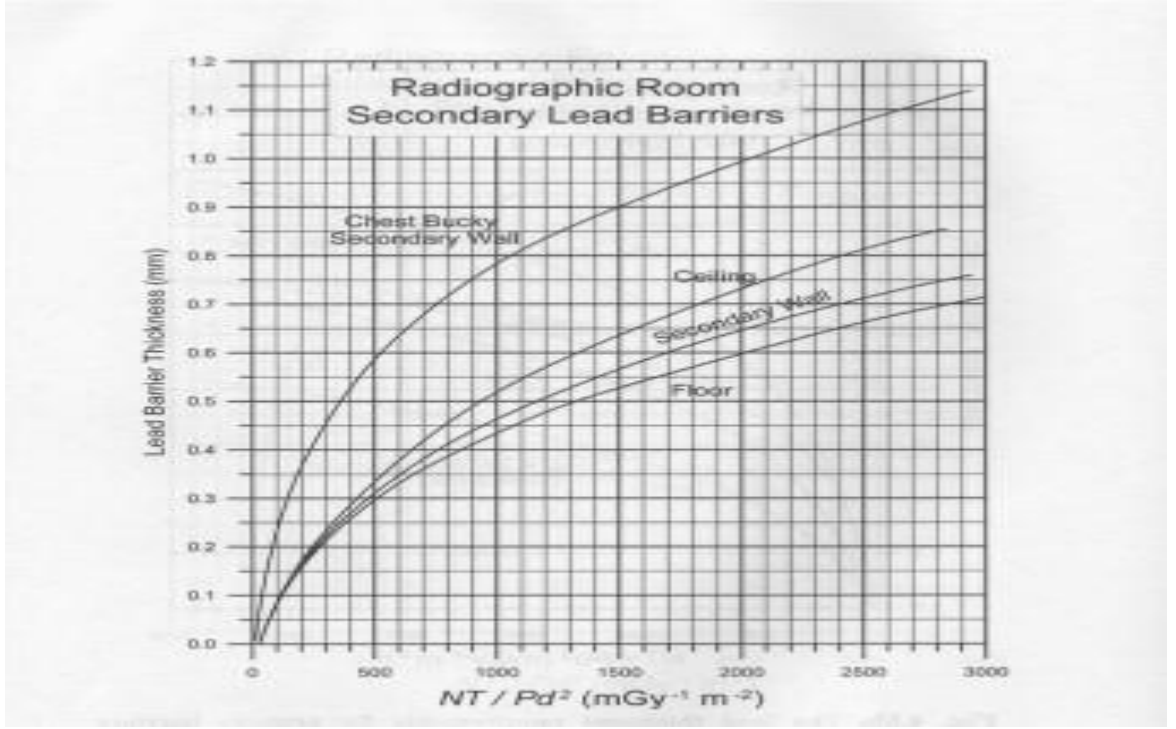
### RADYOLOJİ LABORATUVARI ZIRHLAMASINDA KULLANILAN GRAFİKLER (NCRP 147 2004)



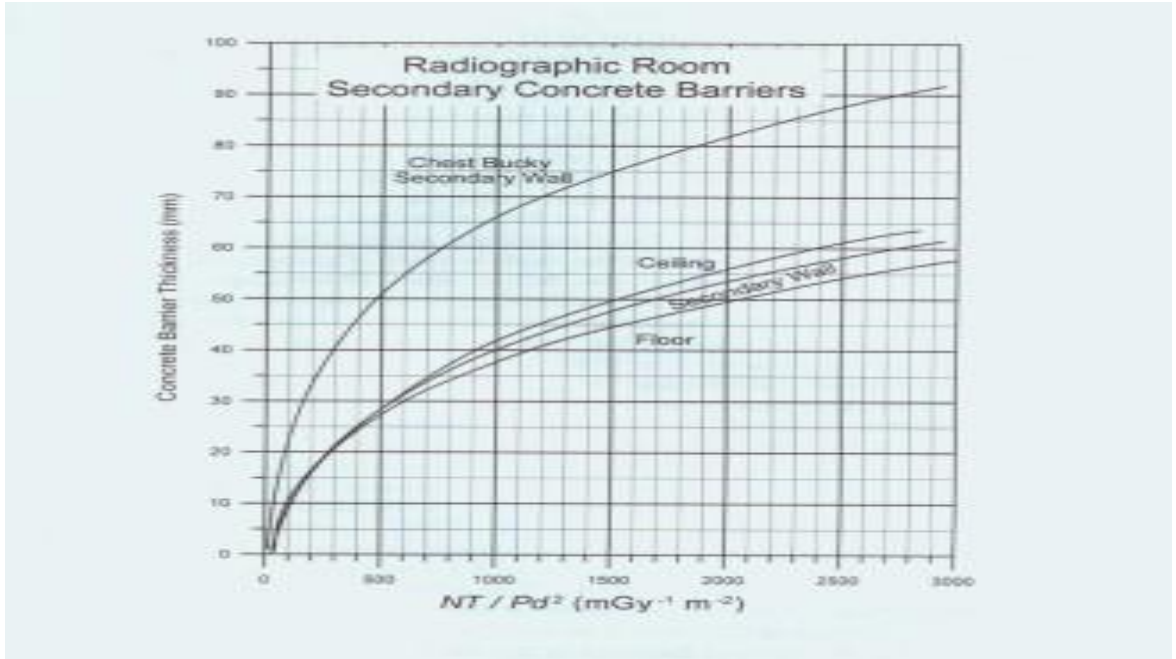
Şekil Ek 6.1 Primer ışın, kurşun kalınlığı



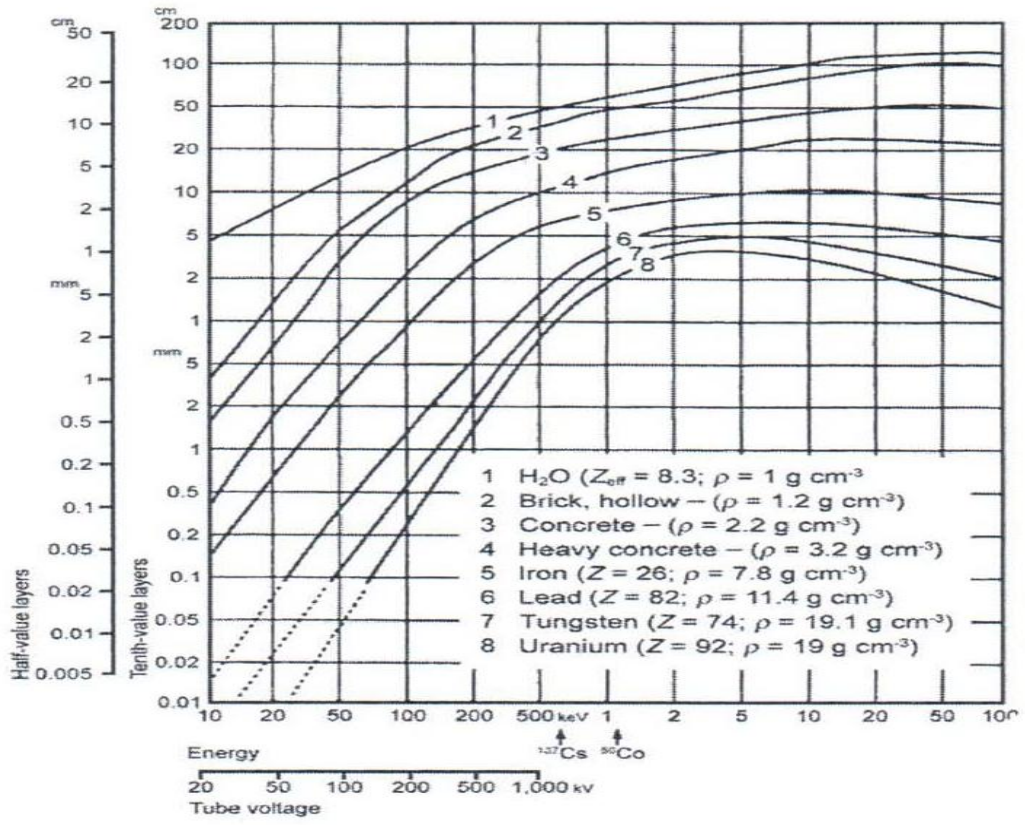
Şekil Ek 6.2 Primer ışın, beton kalınlığı



Şekil Ek 6.3 Sekonder ışın, kurşun kalınlığı



Şekil Ek 6.4 Sekonder ışın, beton kalınlığı



Şekil Ek 6.5 zırlama malzemesine göre HVL ve TVL değerleri

Çizelge Ek 6.1 Zırlama hesabında kullanılan açı değerleri

Cs-137					
30	45	60	90	120	135
0,0065	0,0050	0,0041	0,0028	---	0,0019

## EK 7

### BAZI RADYONÜKLİTLERİN GAMA SABİTLERİ

Gama ışınlaması yapan herhangi bir izotopun birim aktivitesinin birim uzunlukta oluşturacağı doz hızına gama sabiti denir. Aşağıda bazı radyonüklitlerin gama sabitleri verilmiştir.

Radyonüklit	$\Gamma$ Rem/sa (1mde 1Ci aktivite)
Cs-137	0,38184
Tc-99m	0,1227
Am-241	0,313723
Ba-133	0,45547
Co-60	1,37011
Po-210	$5,2688 \times 10^{-6}$
Ra-226	0,0121138

**EK 8a**

## **RADYASYONDAN KORUNMA PROGRAMI İÇ TEKTİK KONTROL LİSTESİ**

### **I. GİRİŞ**

Bu form her yıl Radyasyon Korunma Programının lisans şartlarının, çalışanların ve halkın mümkün olan en düşük dozları aldıklarının (ALARA) etkin bir şekilde denetimi için Lisans sahibi ile RKS tarafından doldurulmalıdır.

Lisans Sahibi : \_\_\_\_\_

RKS : \_\_\_\_\_ İç Tektik Tarihi : \_\_\_\_/\_\_\_\_/\_\_\_\_

Lisans Sahibi Onayı: \_\_\_\_\_

### **II. İÇTETKİK GEÇMİŞİ**

**A.** Bir önceki iç tetkik tarihi: \_\_\_\_/\_\_\_\_/\_\_\_\_

**B.** Bir önceki tetkikte uygunsuzluk tespit edildi mi? Evet Hayır

**C.** Düzeltici faaliyet yapıldı mı? (tekrarlama kontrolü) Evet Hayır Yok

**D.** Uygunsuzlukların ve düzeltici faaliyetlerin özeti:

---

---

---

---

### III. ORGANIZASYON

- A. Lisans adresi deęiřti mi? Evet Hayır
- B. Lisans sahibi ve RKS deęiřti mi? Evet Hayır
- C. A ve B deki deęiřiklikler TAEK'e bildirildi mi? Evet Hayır Yok
- D. RKS'nin görev tanımları yönetmelikteki sorumluluęunu kapsıyor mu? Evet Hayır
- E. RKS görev sorumluklarını yapmada baęımsız hareket ediyor mu? Evet Hayır
- F. RKS 'ye görevleri yeterli zaman veriliyor mu? Evet Hayır
- G. Yönetim TAEK lisansı hakkında bilgiye sahip mi? Evet Hayır
- H. Yönetim personel eęitimi için yeterli kaynak saęlıyor mu? Evet Hayır
- I. Yönetim yeterli donanım saęlıyor mu? Evet Hayır
- J. Yönetim yeterli düzeyde görevli saęlıyor mu? Evet Hayır
- K. Çalışanlar Radyasyondan Korunma Programına yeterli destek veriyorlar mı?  
Evet Hayır

### IV. EęİTİM PROGRAMI

- A. RKS, TAEK'in lisans şartlarında istenen özelliklere sahip ve Radyasyondan Korunma Eęitimi almıř mı? Evet Hayır
- B. Cihazı kullananların Endüstriyel Radyografide Radyasyondan Korunma Sertifikası var mı? Evet Hayır
- C. Cihazı kullanmayan kişiler cihazın radyoaktivite içerdięi ve güvenlięi konusunda bilgi sahibi mi? Evet Hayır

### V. HALK İÇİN DOZ SINIRLARI

- A. Halkın alacaęı dozlar olası durumlar için hesaplandı mı? Evet Hayır
- B. Hesaplanan durumlarda halk için yıllık doz sınırı ařıldı mı? Evet Hayır
- C. B sorusunun cevabı Evet ise düzetici faaliyet yapıldı mı? Evet Hayır

## VI. KİŞİSEL İZLEME (DOZİMETRİ)

1. Kişisel dozimetreler kullanma talimatına uygun kullanılıyor mu? Evet Hayır
2. Dozimetreler kullanılmadığı zaman radyasyon alanı dışında tutuluyor mu? Evet Hayır
3. Dozimetreler düzenli olarak değişiyor mu? Evet Hayır
4. Kayıp veya hasarı dozimetre oldu mu? Evet Hayır
5. 4. sorunun cevabı Evet ise, RKS çalışan kişinin o dönem için aldığı dozu hesaplayarak TAEK'e bildirdi mi? Evet Hayır
6. Doz raporları RKS tarafından gözden geçiliyor mu? Evet Hayır
7. Çalışanlar dozlarından haberdar mı? Evet Hayır
8. Hamilelerin cihazlarla çalışma durumları var mı? Evet Hayır Yok
9. İncelenen doz raporu (yıl/periyo): \_\_\_\_\_ / \_\_\_\_\_
10. Yıllık en yüksek doz : \_\_\_\_\_ mSv Dönemi: \_\_\_\_\_
11. Dozlar sınırlar altında mı? Evet Hayır
12. Alınan dozlar ALARA prensibine uygun mu? Evet Hayır
13. Harici çalışanların aldıkları dozlar hesaplanıyor mu? Evet Hayır
14. 13. Soruda çalışanların aldıkları dozlar yıllık 1 mSv'in altında mı? Evet Hayır
15. Harici çalışanların işverenleri ile çalışanların doz bilgileri paylaşılıyor mu? Evet Hayır
16. Çalışanların her sene tıbbi muayeneleri yapılıyor mu? Evet Hayır

## VII. BİLDİRİM VE ETİKETLEME

1. Acil durum planı ve talimatı var mı? Evet Hayır
2. Çalışma talimatı çalışanlara imzalatıldı mı? Evet Hayır
3. TAEK lisansı ve lisans koşulları, denetim yazıları çalışanlar tarafından görülüp, incelenebilecek durumda mı? Evet Hayır
4. Cihazların depolandığı yerde radyasyon işareti ve "Dikkat Radyoaktif Madde" etiketi ve acil durum telefonları var mı? Evet Hayır
5. Cihaz üzerinde uygun etiketler var mı? Evet Hayır
6. Cihaz ile çalışma sırasında uygun etiket ve işaretler kullanılıyor mu? Evet Hayır



## VIII. CİHAZ EMNİYETİ

- A. Tüm cihazlar kilitli çantalar içinde mi saklanıyor? Evet Hayır
- B. Cihazların hırsızlık veya terör olaylarına karşı taşıma ve depolamada birbirinden bağımsız en az iki fiziksel engel (kilit) mevcut mu? Evet Hayır
- C. Riskli olan bölgelerde taşıma ve depolamada cihazların güvenlik önlemleri daha fazla mı? Evet Hayır
- D. Depolar yangın, sel, su baskını, nem, aşırı sıcak veya soğuk hava koşullarından etkileniyor mu? Evet Hayır
- E. Kaynakların depolandığı alanda yangın ikaz ve önleme sistemi var mı? Evet Hayır

## IX. ÇALIŞMA VE ACİL DURUM TALİMATLARI

- A. Çalışma ve Acil durum talimatları güncelleniyor mu? Evet Hayır
- B. Çalışma ve Acil durum talimatlarındaki telefon numaraları güncel mi? Evet Hayır
- C. Talimatlar sürekli cihazla birlikte bulunuyor mu? Evet Hayır

## X. TAŞIMA

1. Cihazlar uygun taşıma çantaları ile taşınıyor mu? Evet Hayır
2. Taşıma çantaları ve araçlar, Radyoaktif Madde Taşıma Yönetmeliğe uygun etiketlenmiş mi? Evet Hayır
3. Cihazlar Radyoaktif Madde Taşıma Yönetmeliğe uygun taşınıyor mu? Evet Hayır
4. Taşıma çantaları araca bağlanıp sabitleniyor mu? Evet Hayır
5. Tüm taşımalar RKS'nin bilgisi içinde mi yapılıyor? Evet Hayır
6. Şehirlerarası taşımalarda TAEK'e bilgi veriliyor mu? Evet Hayır
7. Taşıma formları ve acil durum talimatları araç içinde şoförün ulaşabileceği yerde mi? Evet Hayır

## **XI. CİHAZ KULLANMA KURALLARI**

- A. Yönetim veya RKS, çalışanlara ALARA prensibine uyulmasının önemini vurgulandı mı? Evet Hayır
- B. Çalışanların sahadaki çalışma performansları gözleniyor mu? Evet Hayır
- C. Çalışanların talimatlara uymama durumlarında herhangi bir yaptırım uygulanıyor mu? Evet Hayır

## **XII. KAYNAK KAÇAK TESTİ**

- A. Radyoaktif kaynaklara yılda bir kez kaçak (sızıntı) test yapıldı mı? Evet Hayır
- B. Herhangi bir kaçak tespit edilip, TAEK'e bildirildi mi? Evet Hayır

## **XIII. KAYITLAR**

- A. Cihazların Alındı/Taşıma/Atık işlem kayıtları mevcut mu? Evet Hayır
- B. Cihazların 6 ayda bir envanteri çıkartılıyor mu? Evet Hayır
- C. Envanterde gerekli tüm bilgiler mevcut mu? Evet Hayır
- D. Kuruluş yönetmelikte verilen sürece ilgili kayıtlar saklıyor mu? Evet Hayır
- E. En son yapılan iç tetkikten sonra herhangi bir olağandışı olay veya kaza oldu mu?  
Evet Hayır
- F. E sorusunun cevabı Evet ise, acil durum talimatları uygulandı mı? Evet Hayır
- G. Kaza raporu tutuldu? Evet Hayır
- H. Gerekli önlemler alındı mı? Evet Hayır

## **XIV. CİHAZLARIN BAKIMI**

- A. Cihazların kullanma ve bakım kılavuzları mevcut mu? Evet Hayır
- B. Cihazların rutin temizliği, yağlama ve bakımı üreticinin tavsiyeleri doğrultusunda yapılıyor mu? Evet Hayır

C. Kuruluřta cihazların rutin olmayan (kaynakların cihazdan ayrılarak) bakımı yapılıyor mu? Evet Hayır

D. C sorusunun cevabı evet ise TAEK'den bakım onarım lisansı var mı? Evet Hayır

## **XV. RADYASYON ÖLÇÜM CİHAZLARI**

1. Çalışır durumda radyasyon ölçüm cihazı mevcut mu? Evet Hayır

2. Cihazın güncel kalibrasyon sertifikası var mı? Evet Hayır

3. Kalibrasyon geçerlilik tarihi : \_\_\_\_/\_\_\_\_/\_\_\_\_

## **XVI. DENETİM**

A. TAEK tarafından denetim yapıldı mı? Evet Hayır

B. A sorusunun cevabı Evet ise denetimde belirlenen eksik hususlar ve düzeltici faaliyetler:

---

## **XVII. İÇTETKİK UYGUNSUZLUKLAR VE DÜZELTİCİ FAALİYETLER**

A. İç tetkik sırasında tespit edilen uygunsuzluklar:

---

---

---

---

**EK 8b**

**RÖNTGEN TEŞHİS LABORATUVARLARI RADYASYON DENETİM  
RAPORU**

**I- GENEL BİLGİLER**

**I-1.Kuruluş adı:.....**

**I-2.Adresi:.....**

**I-3.Telefon/faks/e-mail:**

**Tel:.....**

**Faks:.....**

**e-mail:.....**

**I-4.Radyasyon Korunması Personeli Adı ve eğitimi:**

**Adı:.....**

**Seviye: .....**

**Sertifika: .....**

**Deneyim:.....**

**.....**

**I-5. Uzmanın adı ve eğitimi**

**Radyoloji Fizikçisi :**

**Adı:**

**Seviye:**

**Sertifika:**

**Deneyim:**

**Radyoloji Uzmanı :**

**Adı:**

**Seviye:**

**Sertifika:**

**Deneyim:**

Uzman :  
Adı:  
Seviye  
Sertifika  
Deneyim

**I-6. Kuruluş yetkilisi Adı :.....**

**Ünvanı : .....**

## **II-GÜVENLİĞİN DENETİMİ**

### **II-1. Radyasyon üreten cihazın:**

Cinsi	Marka	Model no:	X-ışını tüp sayısı	Maksimum voltaj (kV)	Maksimum akım (mA)	Haftalık ışınlama süresi	Haftalık iş yükü

Orjinal güvenlik değerlendirmelerinde göz önüne alınan parametreler (örnek:yüksek enerji, demet çıkışı) dışında özelliklerde değişiklik ve yetkili otoritenin onayladığı cihaz ile kullanılan cihaz arasında farklılık varsa belirtiniz:

.....  
.....  
.....

## II-2. Zırhlama tasarımı:

Güvenlik değerlendirmeleri ve/veya yetkili otoritenin kabul ettiği değerler dışında herhangi bir farklılık varsa belirtiniz.(ör.zırhlama dizaynı, inşaat malzemesi ve kontroller vb.)

.....  
.....  
.....  
.....  
.....  
.....

a) Herhangi bir değişiklik yapılmadan önce radyasyon güvenliği uzmanı tarafından güvenlik değerlendirmesi yapıldı mı?	Evet	Hayır
b) Zırhlamanın tipi ve kalınlığı, x-ışını cihazı tarafından üretilen radyasyon tipi ve şiddetine uygun mu?	Evet	Hayır
c) Cihazın kurulduğu alan uygun boyutlarda mı?	Evet	Hayır
d) Teknisyen/Operatör kullanıcı radyasyon korunması yeterli mi?	Evet	Hayır
e) Uygun aksesuarlar var mı?(Taşınabilir koruyucu engel/Kurşunlu kauçuk önlük/kurşunlu kauçuk eldiven /kurşunlu saçak /renkli camlı karanlığa uyum gözlüğü/floroskopi sandalyesi/ kurşunlu kauçuk körük,vb.)	Evet	Hayır

## II-3. Güvenlik kontrolü ve donanım

a) Radyografi		
i) Işıklı diyafram var mı?	Evet	Hayır
ii) Diyafram simetrik açılıyor mu?	Evet	Hayır

iii) Grid hareketleri yeterli mi?	Evet	Hayır	
iv) Akciğer statifi arkasında kurşun plaka uygun mu?	Evet	Hayır	
v) Diyafram/koni var mı?	Evet	Hayır	
b) Floroskopi			
i) Floroskopi ekran görüntüsü aydınlığı yeterli mi?	Evet	Hayır	
ii) Tüp ekran ayarı uygun mu?	Evet	Hayır	
iii) Ekran kenarında karanlık şerit kalıyor mu ve panel-ekran uzaklığı uygun mu?	Evet	Hayır	
iv) Shutter hareketleri uygun mu?	Evet	Hayır	
v) Ayak şalteri	Sağlandı?	Evet	Hayır
	Kullanıldı?	Evet	Hayır
vi) Diyafram kontrol kolu zırhlanmış mı?	Evet	Hayır	
vii) Odada kırmızı ışık var mı?	Evet	Hayır	
viii) Odada karartma seviyesi yeterli mi?	Evet	Hayır	

#### II-4. Uyarı sistemleri :

a) Işınlama uyarı sinyali ve levhaları (ör.ışıklı işaretler, yazılı uyarılar, levhalar)	Sağlandı?	Evet	Hayır
	Çalışıyor?	Evet	Hayır
b) Radyasyon uyarı notları/yazıları (yerel lisanda)	Sağlandı?	Evet	Hayır
	Okunaklı?	Evet	Hayır
	Yerel lisanda?	Evet	Hayır
		Evet	Hayır

#### II-5. Güvenlik operasyonları - idari :

a) Yönetim, lisans koşulları, sınırlamalar ve gereksinimleri hususunda bilgili mi?	Evet	Hayır
b)Yönetim, yeterli seviyede görevli sağlıyor mu?	Evet	Hayır
c)Yönetim, güvenli olmayan operasyonları önlemek için radyasyon güvenliği yetkili personelini sağladı mı?	Evet	Hayır
d) Yönetim, personel eğitimi için yeterli kaynak sağladı mı?(Zaman	Evet	Hayır

ve ücret)		
e) Yönetim, yeterli ekipman sağladı mı?	Evet	Hayır
f) Yönetim, programın gözden geçirilmesi ve önerileri/uygulamalarını sağlıyor mu?	Evet	Hayır
i) Programın gözden geçirildiği son tarih: ..... ii) Önerilerin durumu : ..... ..... ..... ..... .....		

#### II-6. Güvenlik operasyonları - teknik :

a) Radyasyon güvenliği personelinin yeterli bilgi ve deneyimi var mı?	Evet	Hayır
b) Radyasyon güvenliği personelinin yeterli eğitilmiş elemanı var mı?	Evet	Hayır
c) Radyasyon güvenliği personeli ,TAEK gereksinimleri(mevzuatı) hakkında yeterli bilgiye sahipmi ve TAEK tarafından sertifikalandırılmış mı?	Evet	Hayır
d) Radyasyon güvenliği personeline işi için yeterli zaman ve imkan veriliyor mu?(ör.:teknik ve idari işler gibi gereksiz yere meşgul ediliyor mu? veya yetersiz teknik ve idari destek veriliyor)	Evet	Hayır
e) Radyasyon güvenliği personeli, radyasyon kaynaklarını kullanan personele görevleri konusunda bilgi veriyor mu?	Evet	Hayır
f) Radyasyon güvenliği personeli, çalışanların ilk işe başlamada ve periyodik iş eğitimlerini sağlıyor mu?	Evet	Hayır
g) Radyasyon güvenliği personeli, halkın ve çalışanların korunduğunu göstermek için yeterli kayıtları tutuyor mu?	Evet	Hayır

#### II-7. Soruşturma ve kalite teminatı :

a) Herhangi bir olay veya kaza oldu mu?	Evet	Hayır
---	------	-------



b) Eđer varsa, olay veya kaza konusunda soruřturma raporu hazırlandı mı?		Evet	Hayır
c) Benzer tesislerde meydana gelen kaza veya kazalardan edinilen tecrübeler/çıkarılan dersler esas alınarak güvenlik deęerlendirmeleri yapıldı mı? Gözden geçirildi mi?		Evet	Hayır
d) Yazılı bir kalite teminatı programı var mı?	Prosedür var mı? Uygulandı?	Evet Evet	Hayır Hayır
e) Bakım ve onarımlar üretici önerilerine göre yapılıyor mu?	Program var mı? Uygulandı?	Evet Evet	Hayır Hayır
f) Bakım/onarım yöntemleri var mı?	Geliřtirildi mi? Uygulandı?	Evet Evet	Hayır Hayır

### III-PERSONEL KORUNMASININ DENETİMİ

#### III-1. Alanların sınıflandırılması:

a) Kontrollü alanlar belirlenmiş mi?		Evet	Hayır
b) Giriş noktalarında (onaylanmış) uyarı işaretleri var mı?	Saęlandı? Anlaşılır? Yerel lisanda mı?	Evet Evet Evet	Hayır Hayır Hayır
c) Gözetimli alanlar belirlenmiş mi?		Evet	Hayır
d) Giriş noktalarında (onaylanmış) uyarı işaretleri var mı?	Saęlandı? Anlaşılır? Yerel lisanda mı?	Evet Evet Evet	Hayır Hayır Hayır

### III-2. Yerel kurallar ve gözetim:

a) Kurallar yazılı olarak ve yerel lisanda var mı?	Evet	Hayır
b) Kurallar izin verilen seviyeleri ve araştırma seviyelerini içeriyor mu ve bu seviyeler aşıldığında izlenecek yöntemler belirlenmiş mi?	Evet	Hayır
c) Bütün çalışanların işlemleri tamamlamak(hastaya müdahale hemşireleri dahil) için talimatı var mı?	Evet	Hayır
d) Çalışanlar; güvenlik önlemleri, koruyucu önlemler, yöntemler ve kuralların doğru uygulanması ile ilgili bilgiye sahip mi?	Evet	Hayır

### III-3. İzleme :

a) Yetkili organizasyon personel dozimetrelerini sağlıyor mu?	Evet	Hayır
b) Dozimetreler:		
i) Uygun özellikte mi?	Evet	Hayır
ii) Kalibrasyonu yapılmış mı?	Evet	Hayır
iii) Uygun zaman periyotlarında değiştiriliyor mu?	Evet	Hayır
c) Personel dozları müsaade edilen sınırdadır mı?	Evet	Hayır
d) Portatif ve alan ölçme cihazları	Evet	Hayır
i) Uygun mu?	Evet	Hayır
ii) Kalibrasyonu yapılmış mı?	Evet	Hayır
iii) Çalışıyor mu?	Evet	Hayır
iv) Kullanılmadan önce çalışıp çalışmadığı kontrol edildi mi?	Evet	Hayır
e) Radyolojik uygulama yapılan odanın zırhlaması lisansa esas radyasyon seviyelerini ve yetkili otorite denetim değerlerini karşılıyor mu?	Evet	Hayır
Kontrol sırasında alınan bağımsız ölçümleri yazınız:		

Ölçme cihazlarının tipi/model no:		
Son kalibrasyon tarihi:		
Yetkili organizasyon gözetim sonuçları ile bağımsız gözetim müfettişinin görüşleri aynı mı?	Evet	Hayır
Herhangi önemli farklılıktan ve farklı sonuçları gidermek için kabul edilen planı belirtiniz:		

### III-HALKIN KORUNMASININ DENETİMİ

#### IV-1. Ziyaretçilerin kontrolü:

a) Kontrollü bölgeye ziyaretçi için izin veriliyor mu?		Evet	Hayır
b) Kontrollü bölgeye giren ziyaretçilere yeterli bilgi veriliyor mu?		Evet	Hayır
c) Kontrollü ve gözetimli bölgeye giren ziyaretçiler yeterli seviyede kontrol ediliyor mu?	Sağlandı?	Evet	Hayır
	Anlaşılır?	Evet	Hayır
	Yerel lisanda mı?	Evet	Hayır

#### IV-2. Kaynaklar :

a) Dış radyasyona karşı, halkın ışınlanmasını önlemek için zırhlama yapılmış mı, diğer koruyucu radyasyon ölçümleri var mı?	Evet	Hayır
b) Kat yerleşimi ve cihazların yerleştirilmesi tesis yakınında halkın bulunduğu alanlar düşünülerek yapılmış mı?	Evet	Hayır

### IV-3. Toplum ışınlanmasının denetimi

a) Çalışma bölgesine yakın bölümlerde doz değerleri periyodik olarak ölçülüp uzman veya görevli personel tarafından kayıtları tutuluyor mu?	Evet	Hayır
Kontrol sırasında yapılan bağımsız ölçümlerin kayıtları..... ..... ..... .....		
Ölçme cihazlarının tipi/model no: Son kalibrasyon tarihi:		
Yetkili organizasyon rutin ölçümleri ile bağımsız müfettişin ölçümleri aynı mı?	Evet	Hayır
Ölçümler; zırlamanın yeterli olduğu ve kontrollü alanlar ile denetimli alanların dışındaki doz şiddetlerinin izin verilen radyasyon seviyelerinde olduğunu gösteriyor mu?	Evet	Hayır

### V- ACİL DURUM ÖNLEMLERİ

#### V-1. Acil durum planı:

a) Hazırlanmış yazılı bir plan var mı?	Evet	Hayır
b) Acil durum planı periyodik olarak gözden geçirilip güncelleştiriliyor mu?	Evet	Hayır
c) Acil durum planı benzer tesisteki kazalar ve işletme deneyimlerinden alınan dersleri/becerileri içeriyor mu?	Evet	Hayır
d) Çalışanların aldığı eğitim acil durum planının geliştirilmesini sağlıyor mu?	Evet	Hayır

## VI-TIBBİ İŞINLAMA

### VI-1. Sorumluluklar:

a) Hekimin yazılı kararı olmadıkça hastaya ışınlama yapılamaz.	Yöntemler? Uygulama?	Evet Evet	Hayır Hayır
b) X-ışını teşhis cihazları ile çalışmak üzere eğitilmiş ve yeterli sayıda hekim ve yardımcı personel var mı?		Evet	Hayır
c) X-ışını teşhis amaçlı görüntüleme ve kalite teminatı gereksinimleri yetkili radyoloji fiziyi uzmanının önerilerine göre yapılıyor mu?		Evet	Hayır

### VI-2. Geçerlilik/gereklilik:

a) Teşhis amaçlı tıbbi ışınlamaya, ışınlamayı gerektirmeyen alternatif tekniklerin yararları ve riskleri göz önünde bulundurularak mı karar verildi?	Evet	Hayır
b) Helsinki Deklerasyonuna göre yapıldığını güvenceye alan tıbbi araştırma amaçlı ışınlamaların uygulamaları için Dünya Sağlık Teşkilatı ve Tıbbi Bilimlerin Uluslararası Organizasyon Komitesi tarafından hazırlanan kılavuz izleniyor mu?	Evet	Hayır
c) Tıbbi araştırma amaçlı ışınlamalar Etik Komitenin veya benzer kuruluşların önerileri doğrultusunda mı yapılıyor?	Evet	Hayır
d) Görev nedeni ile yasal veya sağlık taramaları veya geniş halk gruplarının radyolojik taramalarının izlenen bir standardı var mı?	Evet	Hayır

### VI-3. Optimizasyon:

a) Yeni alınan donanım, IEC, ISO veya eşdeğer ulusal standartlara uygun mu?	Evet	Hayır
b) Cihazın kullanılma özellikleri ile çalıştırma talimatları ve Bakım/onarım dokümanları, ISO ve IEC standartlarına uygun	Evet	Hayır

uluslararası ana bir dilde hazırlanmış mı?		
c) Çalıştırma terminolojisi(veya kısaltmaları) ve çalışma değerleri kumanda konsolu/tablosu üzerinde kullanıcı için uluslararası ana bir dilde hazırlanmış mı?	Evet	Hayır

#### VI-4. : Çalışma koşulları:

a) Hastanın fazladan gereksiz ışınlanmasını önlemek üzere daha önce yapılan teşhis metotlarını dikkate alarak radyasyon uygulamasını minimum seviyede tutmak üzere, uygun cihazları doktorlar kullanıyor mu?	Evet	Hayır
b) Hastanın fazladan gereksiz ışınlanmasını önlemek üzere doktorlar, teknisyenler ve diğer çalışanlar teşhis amaçlı radyolojik inceleme ve uygun kalitede görüntü için uygun parametreleri kullanıyor mu?	Evet	Hayır
c) Hamile bayanlara çok ciddi durumlarda teşhis için radyolojik inceleme yapılabilir mi?	Evet	Hayır
d) Hamile bayanlara teşhis için yapılacak radyolojik inceleme sırasında embryo en az doz alacak şekilde planlama yapılmalı?	Evet	Hayır

#### VI-5. Kalibrasyon :

a) Tıbbi ışınlama için kullanılan X-ışını donanımının kalibrasyonu standart dozimetri laboratuvarı tarafından izlenebiliyor mu?	Evet	Hayır
b) Periyodik olarak ve dozimetriyi etkileyebilecek bakım sonrasında, cihazı işletmeye almadan önce kalibrasyon yapılıyor mu?	Evet	Hayır

#### VI-6. Dozimetre :

Tipik ölçülerde yetişkin bir hasta için yüzey giriş dozları, doz-alan sonuçları, doz şiddetleri ve ışınlama zamanları veya tayin edilen ve dokümanite edilen organ dozları için tanıtıcı değerler var mı?	Evet	Hayır
---	------	-------

## VI-7. Kalite teminatı:

a) Tıbbi kalite teminatı programı aşağıdaki hususları içeriyor mu?:			
i) Çalışmaya başlarken ve daha sonra periyodik olarak cihazın fiziksel parametre ölçümleri ve doğrulanması yapılıyor?	Prosedür? İzlendi mi?	Evet	Hayır
ii) İlgili yöntem ve sonuçların yazılı kayıtları?		Evet	Hayır
iii) Ölçme cihazlarının ve dozimetrelerin kullanılması koşullarının ve uygun kalibrasyonlarının doğrulanması?	Prosedür? İzlendi mi?	Evet Evet	Hayır Hayır
iv) Hasta bilgilerinin onaylanması	Prosedür? İzlendi mi?	Evet Evet	Hayır Hayır
v) Kalite denetimlerinin bağımsız olarak ve düzenli gözden geçirilmesi?	Prosedür? İzlendi mi?	Evet Evet	Hayır Hayır
b) Karanlık oda prosedürleri/yöntemleri			
i) Karanlık odanın ışık sızdırmazlığı		Evet	Hayır
ii) Film depolaması yeterli mi?		Evet	Hayır
iii) Kaset transfer penceresi var mı/uygun mu?		Evet	Hayır
iv) Timer var mı?(Zamanlayıcı var mı?)		Evet	Hayır
v) Karanlık odanın ısı kontrolü yeterlimi?		Evet	Hayır
c) Film çekimi:			
i) Kullanılan film tipi/markası:			
ii) Banyo edilen film sayısı/hafta:			
iii) Film banyo malzemesi tipi/modeli:			
vi) Film banyo süresi:			
v) Banyo solüsyonlarının değiştirilme süresi:			

#### VI-8. Doz sınırlamaları:

a) Etik komite veya diğer tüzel kişiler; tıbbi ışınlanmanın ışınlanan kişiye doğrudan bir yarar sağlamadığı, tıbbi araştırma amaçlı ışınlamalarda kişilerin korunmasının optimizasyonu için her bir durumda uygulanabilen doz sınırlarını belirliyor mu?	Evet	Hayır
b) Tıbbi uygulama altındaki hastaların gönüllü bakımında bilerek ışınlanan kişiler için doz sınırlamaları belirlenmiş mi?	Evet	Hayır
c) Tıbbi uygulama altındaki hastaların gönüllü ziyaretinde bilerek ışınlanan kişiler için doz sınırlamaları belirlenmiş mi?	Evet	Hayır

#### VI-9. Kaza sonucu tıbbi ışınlanmaların araştırılması

a) Lisans sahibi; herhangi bir veya bütün olayları anında aşağıdaki hususlarda araştırdı mı?		
i) Teşhis amaçlı ışınlama, esas olarak rehber düzeyleri aşıyor mu ve esas olarak amaçlanan veya tekrarlanan dozlardan büyük mü?	Evet	Hayır
ii) Cihaz arızası, kaza, hata, aksilik veya diğer olağandışı olaylar gibi hastanın ışınlanmasının potansiyel nedenleri amaçlanan ışınlanmadan önemli miktarda farklı mı?	Evet	Hayır
b) Araştırılan herhangi bir olayla ilgili lisans sahibi aşağıdaki hususları yerine getiriyor mu?		
i) Alınan dozun ve hasta içinde dağılımının hesabı veya tahminini yapıyor mu?	Evet	Hayır
ii) Bu tür olayların tekrar görülmesini önlemek için gerekli düzeltici önlemleri alıyor mu?	Evet	Hayır
iii) Kontrol alanları altındaki bütün düzeltici önlemleri alıyor mu?	Evet	Hayır
iv) Otorite tarafından aksi belirtilmedikçe yukarıda i,ii,iii maddelerinde belirtilen bilgileri de içeren ve kazanın nedenini belirten yazılı araştırma raporu en kısa sürede otoriteye bildirildi mi?	Evet	Hayır
v) Olay ile ilgili hasta ve doktoru bilgilendiriliyor mu?	Evet	Hayır



## **EK 9**

### **RADYASYONDAN KORUNMA EL KİTABI İÇERİĞİ**

#### 1. İçindekiler

- 1.1 Önsöz
- 1.2 Giriş
- 1.3 Tanımlar

#### 2. Misyon

#### 3. Vizyon

#### 4. Organizasyon

- 4.1. Organizasyon Şeması
- 4.2. Radyasyondan Korunma Komitesi
- 4.3. Radyasyondan Korunma Yönergesi

#### 5. NBE Radyasyon Kaynakları ve Özellikleri

#### 6. Lisans/İzin Koşulları

- 6.1. Lisans/İzin bilgileri
- 6.2. Vize
- 6.3. Lisansta değişiklik
- 6.4. Lisans Yenileme
- 6.4. Lisans İptali
- 6.5. İthal İzni
- 6.6. İhraç İzni
- 6.7. Taşıma izinleri

#### 7. NBE Radyasyon Ölçüm Cihazları

- 7.1. Kalibrasyon tarihleri
- 7.1. Kalibrasyonun yapıldığı yer
- 7.2. Kalibrasyon Sıklığı

## 8. Radyasyondan Korunma Programı

### 8.1 Sorumluluklar

8.1.1. Tesis Yöneticisi/Lisans Sahibinin Sorumlulukları

8.1.2. Radyasyondan Korunma Komitesinin Sorumlulukları

8.1.3. Radyasyondan Korunma Uzmanının Sorumlulukları

8.1.4. Radyasyondan Korunma Sorumlularının Sorumlulukları

8.1.4.1. Nükleer Tıp (NT) RKS

8.1.4.2. DR RKS

8.1.4.3. Cs 137 RKS

8.1.4.4. X ışını kalibrasyon RKS

8.1.4.5. Nötron lab. RKS

8.1.4.6. TLD RKS

8.1.5. Bölüm Başkanlarının Sorumlulukları

8.1.6. Çalışanların Sorumlulukları

8.1.7. Öğrencilerin Sorumlulukları

8.1.8. Güvenlik Görevlisi Sorumlulukları

8.1.9. Temizlik Görevlileri Sorumlulukları

8.1.10. Harici eleman Sorumlulukları

### 8.2 Alanların Sınıflandırılması

8.2.1 NT

8.2.2 DR

8.2.3 Cs 137

8.2.4 Nötron

8.2.5 TLD

8.2.6 Diğer

### 8.3 Açık kaynakların Kullanıldığı Lab.Kategorizasyonu

8.3.1 NT Sıcak Oda

8.3.2 Kamera Odası

8.3.3 Atık Bekletme Odası

8.3.4 Kumanda odası

8.3.5 Diğer

### 8.4 Doz Limitleri

- 8.4.1 Yıllık Doz limitleri
  - 8.4.1.1 Birincil Limitler
  - 8.4.1.2 ALI deęerleri
  - 8.4.1.3 Türetilmiş limitler
  - 8.4.1.4 Çevreye Verme limitleri
  - 8.4.1.5 Öğrenciler ve Stajyerler için Yasal Limitler
  - 8.4.1.6 Hamile Çalışanlar için Doz Limitleri
  - 8.4.1.7 Harici Görevliler İçin Doz Limitleri
- 8.5. Araştırma ve Müdahale Sınırları
  - 8.5.1. Araştırma Seviyeleri
  - 8.5.2. Müdahale Seviyeleri
  - 8.5.3. Kayıt Seviyeleri
    - 8.5.3.1. Kişisel Doz kayıt seviyesi
    - 8.5.3.2. Katı Radyoaktif Atık Kayıt seviyesi,
    - 8.5.3.3. Sıvı Radyoaktif Maddenin Çevreye Verme Seviyesi
- 8.6. Dozimetri
  - 8.6.1. Genel Prensipler
  - 8.6.2. Alan Dozimetrisi
  - 8.6.3. Personel Dozimetresi
  - 8.6.4. TLD
  - 8.6.5. Film Dozimetreleri
  - 8.6.6. Elektronik Dozimetreler
  - 8.6.7. Nötron Monitörleri
  - 8.6.8. Kontaminasyon Monitörü
- 8.7 Dekontaminasyon
  - 8.7.1 Yöntemleri
    - 8.7.1.1 Çevrenin dekontaminasyonu
    - 8.7.1.2 Kişilerin Dekontaminasyonu
    - 8.7.1.3 Dekontaminasyon Malzemeleri
- 8.8. Atık Yönetimi
  - 8.8.1. Sıvı-Katı Atık Bekletme Koşulları
  - 8.8.1. Sıvı atıkların kanalizasyona Verilme Şartları

- 8.8.2. Katı atık Kutusu Dış Yüzey Dozu ve Normal Çöp İşlemi Koşulları
- 8.9. Radyoaktif Madde Bekletme Yerleri/Depolama
- 8.10. Uyarı İşaretleri Ve Alarmları
- 8.11. İşyeri Ölçümleri
  - 8.10.1. Nükleer Tıp
  - 8.10.2. DR
  - 8.10.3. kalibrasyon laboratuvarı
  - 8.10.4. Diğer
- 8.12. Yerel Kurallar
- 8.13. Koruyucu Ekipman
- 8.14. Kaza ve Tehlike Durumu
  - 8.14.1. Dış Işınlama (Kontaminasyon İçermez)
  - 8.14.2. Kontaminasyon İçeren Kazalar
    - 8.14.2.1. Personel Dekontaminasyon Prosedürü
    - 8.14.2.2. Çevrenin Dekontaminasyon Prosedürü
  - 8.14.3. Küçük Kazalar ( NT, DR, Kalibrasyon, Diğer)
  - 8.14. 4. Büyük Kazalar (NT, DR, Kalibrasyon, Diğer)
    - 8.14.4.1. Radyoaktif Materyalin Bulunduğu Bölümde Yangın
    - 8.14.4.1. Deprem
    - 8.14.4.2. Sel Baskını
    - 8.14.4.3. Radyoaktif Maddenin Kaybolması/Çalınması
  - 8.14.5. Kaza Raporlama Formatı
- 8.15. Eğitim
- 8.16. İç Denetim

## 9. Uygulanacak Diğer Önemli Prosedürler

- 9.1. Gebelik ve Emzirme Durumunda Uygulanacak Prosedürler
- 9.2. Laboratuvar ve Çalışma Alanlarına Erişilebilirlik
- 9.3. Çalışma Saatleri Dışında Tek Başına Çalışma Prosedürü
- 9.4. Radyoaktif Paket Alma teslim Alma Prosedürü

## ÖZGEÇMİŞ

**Adı Soyadı:** Selcan Çelik

**Doğum Yeri:** Ankara

**Doğum Tarihi:** 20.07.1985

**Medeni Hali:** Bekar

**Yabancı Dili:** İngilizce

### **Eğitim Durumu:**

Yüksek Lisans: Ankara Üniversitesi, Nükleer Bilimler Enstitüsü, Medikal Fizik Anabilim Dalı-Sağlık Fiziği

Bilimsel hazırlık Yılı: 2008-2009 Ankara Üniversitesi, Nükleer Bilimler Enstitüsü

Üniversite : 2009 Ankara Üniversitesi, Fen Fakültesi, Fizik Bölümü

Lise : 2003 Çankaya Anadolu Lisesi