

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

YÜKSEK LİSANS TEZİ

**TOPRAKTAKİ RADYONÜKLİTLER İÇİN ETKİN DOZ DÖNÜŞÜM
KATSAYILARININ MONTE CARLO YÖNTEMİ İLE HESAPLANMASI**

Yunus BALOS

FİZİK ANABİLİM DALI

**ŞANLIURFA
2010**

İÇİNDEKİLER

	Sayfa No
ÖZ.....	i
ABSTRACT.....	ii
TEŞEKKÜR.....	iii
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	iv
ÇİZELGELER DİZİNİ.....	v
SİMGELER DİZİNİ.....	vi
1. GİRİŞ.....	1
1.1. Radyasyon ve Türleri.....	1
1.2. Doğal Radyasyon.....	2
1.3. Radyoaktif Seriler.....	2
1.4. Radyasyon Kavramları ve Birimleri.....	5
1.5. Doğal Radyasyonun Nicelenmesi.....	6
2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR.....	8
3. MATERYAL VE YÖNTEM.....	13
3.1. Monte Carlo Simülasyon Yöntemi.....	13
3.1.1. Hata Değerlendirmesi.....	15
3.1.2. Bir Monte Carlo Örneği: Yazı Tura Gelme Olasılığının Tahmini.....	15
3.1.3. Radyoaktif Bozunumun Monte Carlo Yöntemi İle Simülasyonu.....	17
3.2. MCNP Radyasyon Taşıma Programı.....	19
3.2.1. Örnek Bir MCNP Problemi.....	21
3.3. Matematiksel Vücut Modeli.....	28
3.4. Kaynak Modeli.....	30
4. ARAŞTIRMA BULGULARI VE TARTIŞMA.....	32
4.1. Simülasyon Sonuçları.....	32
4.2. Simülasyon Sonuçlarının Literatür Verileriyle Kıyaslanması.....	37
4.3. Simülasyon Sonuçlarının Şanlıurfa Ölçümlerine Uygulanması.....	38
5. SONUÇLAR ve ÖNERİLER.....	41
KAYNAKLAR.....	43
ÖZGEÇMİŞ.....	45
ÖZET.....	46
SUMMARY.....	47

ÖZ

Yüksek Lisans Tezi

TOPRAKTAKİ RADYONÜKLİTLER İÇİN ETKİN DOZ DÖNÜŞÜM KATSAYILARININ MONTE CARLO YÖNTEMİ İLE HESAPLANMASI

Yunus BALOS

Harran Üniversitesi
Fen Bilimleri Enstitüsü
Fizik Anabilim Dalı

Danışman: Doç. Dr. Ahmet BOZKURT
Yıl: 2010, Sayfa: 47

Bir bölgenin radyasyon fonunun oluşturulmasında, toprak, su ve havada yapılan çevresel radyoaktivite ölçümleri ve bu kaynaklardan her birinin havadaki doz hızına katkılarının bilinmesi önemli yer tutar. Bu çalışmada, toprakta yapılan radyonüklit konsantrasyonu ölçümlerinin (Bq/kg) yıllık etkin doza ($\mu\text{Sv/y}$) dönüştürülmesine yarayan etkin doz dönüşüm katsayılarının ($\mu\text{Sv/y}$)/(Bq/kg) Monte Carlo yöntemi ile hesaplanması amaçlanmıştır. Toprak hacmine düzgün dağıtılmış varsayılan izotropik bir kaynaktan yayımlanan 30 farklı foton enerjisi ve 62 farklı gama pikinin matematiksel bir vücut modeli içerisinde oluşturduğu organ dozları (kaynak parçacık başına) MCNP Monte Carlo programı yardımıyla hesaplanmıştır. Bu değerler daha sonra radyasyon ağırlık faktörleri ve organ ağırlık faktörleri ile birlikte kullanılarak etkin doz dönüşüm katsayılarına dönüştürülmüştür. EDDK ile foton enerjisi (E; keV) arasında $\text{EDDK} = 0.0017E - 0.2595$ biçiminde bir bağıntı elde edilmiştir. Ayrıca topraktaki radyoaktif serilerin gama pikleri kullanılarak EDDK değerleri ^{238}U serisinin ^{226}Ra , ^{214}Pb ve ^{214}Bi üyeleri için sırasıyla 0.00530, 0.22506 ve 1.82013 ($\mu\text{Sv/y}$)/(Bq/kg) ve ^{232}Th serisinin ^{228}Ac , ^{224}Ra , ^{212}Pb , ^{212}Bi ve ^{208}Tl üyeleri için sırasıyla 1.03555, 0.00927, 0.10940, 0.10721 ve 1.84369 ($\mu\text{Sv/y}$)/(Bq/kg) olarak elde edilmiştir. Bu çalışmanın sonucunda topraktaki ^{238}U , ^{232}Th serileri ile ^{40}K ve ^{137}Cs çekirdeklerinin EDDK değerleri 2.05049, 1.84369, 0.23724 ve 0.69126 ($\mu\text{Sv/y}$)/(Bq/kg) şeklinde belirlenmiş ve bu değerlerin literatür verileri ile uyumlu olduğu gözlenmiştir.

Anahtar Kelimeler: Radyoaktivite, Etkin doz, Doz hızı, Etkin doz dönüşüm katsayıları

ABSTRACT

MSc Thesis

CALCULATION OF EFFECTIVE DOSE CONVERSION COEFFICIENTS FOR THE RADIONUCLIDES IN SOIL USING THE MONTE CARLO METHOD

Yunus BALOS

Harran University
Graduate School of Natural and Applied Sciences
Department of Physics

Supervisor: Assoc. Prof. Ahmet BOZKURT
Year: 2010, Page: 47

In determining the radiation background of a region, it is important to carry out environmental radioactivity measurements in soil, water and air, to determine their contribution to the dose rate in air. This study aims to determine the dose conversion coefficients (in $\{nGy/h\}/\{Bq/kg\}$) that are used to convert radionuclide activity concentration in soil (in Bq/kg) to dose rate in air (in nGy/h) using the Monte Carlo method. An isotropic source which emits 30 different photon energies and 62 different gamma peaks was assumed to be uniformly distributed in soil. The doses released by photons in organs and tissues of a mathematical phantom were determined by the Monte Carlo package MCNP. The organ doses were then used, together with radiation weighting factors and organ weighting factors, to obtain effective doses for the energy range of 100 keV-3 MeV, which in turn are used to determine the effective dose rates in air per unit of specific activity. A relationship between effective dose conversion coefficient ($\{nGy/h\}/\{Bq/kg\}$) and photon energy (E; keV): $EDDK = 0.0017E - 0.2595$. In addition, the gamma peaks from the radioactive series in soil were used to obtain the effective dose conversion coefficients for ^{226}Ra , ^{214}Pb and ^{214}Bi members of ^{238}U series as 0.00530, 0.22506 ve 1.82013 ($\mu Sv/y\}/(Bq/kg)$) respectively. Also, the effective dose conversion coefficients for ^{228}Ac , ^{224}Ra , ^{212}Pb , ^{212}Bi and ^{208}Tl members of ^{232}Th were determined as 1.03555, 0.00927, 0.10940, 0.10721 ve 1.84369 ($\mu Sv/y\}/(Bq/kg)$), respectively. As a result of this study, the effective dose conversion coefficients for ^{238}U , ^{232}Th , ^{40}K and ^{137}Cs in soil were computed as 2.05049, 1.84369, 0.23724 and 0.69126 ($\mu Sv/y\}/(Bq/kg)$), respectively. These values were found to be consistent with literature values.

Keywords: Radioactivity, Effective Dose, Dose Rate, Effective dose Conversion Coefficients

TEŐEKKÖR

Yüksek lisans tezimin hazırlanması aşamasında yardım ve desteklerini hiçbir zaman esirgemeyen sayın danışman hocam Doç. Dr. Ahmet BOZKURT'a teşekkürlerimi bir borç bilirim. Çalışmalarım sırasında görüş ve yönlendirmelerinden faydalandığım arkadaşım Arş. Gör. Nuri YORULMAZ'a teşekkür ederim.

Ayrıca manevi desteklerinden dolayı sevgili eşime ve biricik oğlum Süleymanşah'a şükranlarımı sunarım.

ŞEKİLLER DİZİNİ

	Sayfa No
Şekil 1.1 Radyasyonun farklı özelliklerine göre sınıflandırılması	1
Şekil 1.2. Bazı radyoaktif serilerin bozunum şemaları a) ^{238}U serisi; b) ^{232}Th serisi.....	4
Şekil 3.1. Monte Carlo Tekniğinin çalışma prensibi.....	14
Şekil 3.2. Yazı-tura gelme olasılığının MS Excel programı ile Monte Carlo simülasyonu..	16
Şekil 3.3. Radyoaktif bozunumun MS Excel programı ile Monte Carlo simülasyonu.....	18
Şekil 3.4. Monte Carlo metodunun işleyiş algoritması.....	20
Şekil 3.5. MCNP veri giriş dosyası.....	21
Şekil 3.6. Örnek problemin geometrik modeli.....	22
Şekil 3.7. MCNP yüzey kartları bloğu.....	22
Şekil 3.8. MCNP hücre kartları bloğu.....	23
Şekil 3.9. MCNP veri kartları bloğu.....	25
Şekil 3.10. Doz hesaplama örneğinin MCNP'den alınmış geometrisi.....	27
Şekil 3.11. MCNP'den alınmış taly output dosyası.....	27
Şekil 3.12. Referans İnsan vücut özelliklerine dayanarak oluşturulan matematiksel vücut modelinin MCNP'den alınmış önden bir görüntüsü.....	29
Şekil 4.1 Matematiksel vücut modeli ile elde edilen EDDK değerlerinin enerjiye bağımlılığı (30 foton enerji ve 62 gama piki).....	36

ÇİZELGELER DİZİNİ

	Sayfa No
Çizelge 1.1. Radyoaktif seriler.....	3
Çizelge 1.2. Radyasyon ağırlık faktörleri	6
Çizelge 1.3. Organ ağırlık faktörleri	7
Çizelge 3.1. MCNP’de transferi yapılan parçacık türleri.....	25
Çizelge 3.2. MCNP içinde kullanılabilen tally türleri	26
Çizelge 3.3. Vücut modelinde kullanılan dokuların element bileşimleri ve yoğunlukları.....	28
Çizelge 3.4. Matematiksel vücut modeline ait bazı organ bilgileri	30
Çizelge 3.5. Toprağın element bileşimleri.....	31
Çizelge 3.6. Matematiksel vücut modeli ile etkin doz hesaplamada kullanılan organlar ve kütleleri.....	31
Çizelge 4.1. Tek enerjili fotonlar için küresel fantom ile elde edilen DDK değerleri.....	33
Çizelge 4.2. Tek enerjili fotonlar için matematiksel vücut modeli ile elde edilen EDDK değerleri.....	33
Çizelge 4.3. Topraktaki radyoaktif serilere ait çekirdeklerin gama enerjileri, ışıma şiddetleri ve matematiksel vücut modeli ile elde edilen EDDK değerleri.....	34
Çizelge 4.4. Tek enerjili fotonlar için küresel fantomla hesaplanan değerlerinden elde edilen DDK değerlerinin literatür verileriyle kıyaslanması	37
Çizelge 4.5. Topraktaki radyoaktif çekirdekler için hesaplanan EDDK değerlerinden elde edilen DDK değerlerinin literatür verileriyle kıyaslanması.....	38
Çizelge 4.6. Şanlıurfa yöresinde yapılan topraktaki radyoaktivite konsantrasyon (Bq/kg) ölçüm sonuçları	39
Çizelge 4.7. Şanlıurfa yöresinde yapılan topraktaki radyoaktivite konsantrasyon ölçümlerinin (Bq/kg) EDDK değerleri ile ($\mu\text{Sv/y}$)/(Bq/kg) çarpılması sonucunda elde edilen etkin doz ($\mu\text{Sv/y}$) değerleri.....	40

SİMGELER DİZİNİ

Bq, Ci	Radyoaktivite birimleri
$D_{T,R}$	Soğurulan doz miktarı
ϵ	Soğurulan radyasyon enerjisi
Gy	Soğurulan doz birimi
H_T	Eşdeğer doz
w_R	Radyasyon ağırlık faktörü
w_T	Organ ağırlık faktörü
Sv	Eşdeğer doz birimi
E	Etkin doz, enerji
α	Alfa parçacığı
β	Beta parçacığı
γ	Gama ışınması
E	Enerji
eV	Enerji birimi ($\equiv 1.6 \times 10^{-19}$ J)
keV	10^3 eV
MeV	10^6 eV
N	Nötron sayısı
Z	Atom numarası
RE	Bağıl hata
λ	Bozunum sabiti
$N_{(T)}$	t anındaki çekirdek sayısı
N_0	Başlangıçtaki çekirdek sayısı
R	Röntgen, ışınlama birimi
x	X-ışını
EDDK	Etkin doz dönüşüm katsayısı
DDK	Doz dönüşüm katsayısı
mfp	Ortalama serbest yol
R^2	Korelasyon katsayısı

1. GİRİŞ

1.1 Radyasyon ve Türleri

Kararsız halde bulunan doğal ya da yapay tüm radyoaktif çekirdekler, nükleon başına düşen bağlanma enerjilerini arttırmak istediklerinden iç dönüşüm geçirirler ve bu esnada dışarıya bırakılan enerji *radyasyon* olarak adlandırılır. Radyasyon, enerjisi ortamdaki neyin uzaklaştığına bağlı olarak *parçacık kökenli* ve *elektromanyetik kökenli* olmak üzere iki grup altında incelenebilir. Elektromanyetik radyasyon, dalga özelliği gösterir ve foton adı verilen kütsüz enerji paketlerinden oluşurken; parçacık radyasyonu nötron, proton, alfa ve elektron gibi parçacıklardan meydana gelir. Atomun çekirdeğindeki değişimler sonrasında yayımlanan radyasyon *nükleer radyasyon*; atomun yörüngelerinde meydana gelen geçişler sonrasında yayımlanan radyasyon ise *yörüngesel radyasyon* olarak adlandırılır. Radyasyon herhangi bir madde içerisinde ilerlerken, ortamın atom ve molekülleri ile etkileşebilir. Etkileşim sonrasında atomun elektronu serbest kalıyor ise (yani bir iyon çifti oluşuyor), etkileşen radyasyona *iyonize radyasyon*; diğer durumlarda ise *iyonize olmayan radyasyon* (noniyonize) adı verilir. Radyasyonun yukarıda bahsedilen farklı sınıflandırmaları Şekil 1.1’de özetlenmektedir.



Şekil 1.1. Radyasyonun farklı özelliklerine göre sınıflandırılması

1.2. Doğal Radyasyon

Tüm canlılar, doğada varolan karasal (terrestrial) ya da kozmik kökenli radyoaktif kaynaklardan dolayı sürekli şekilde radyasyona maruz kalırlar. Yeryüzünde bulunan doğal radyasyon toprak, hava ve suda varolan ^{238}U , ^{235}U ve ^{232}Th gibi radyoaktif serilere ait kararsız çekirdeklerden kaynaklanırken, kozmik radyasyonu dünyaya uzaydan gelen radyonüklitler oluşturur (Martin, 2006). Bunların dışında insanoğlunun yapay olarak ürettiği radyasyon türleri de mevcuttur.

Genel olarak, doğada atom numarası 82'den büyük olan elementler, ^{209}Bi hariç, çekirdeklerinin kararsız yapıda olmasından dolayı radyoaktifler ve kendiliğinden bozularak daha kararlı hale gelmeye çalışırlar. Bu esnada yayımlanan ışınlar *doğal radyasyon* olarak bilinir. Kararlı elementler, laboratuvar ortamında, elektromanyetik alan içerisinde ya da nükleer reaktörlerde nötronlarla veya hızlandırılmış parçacıklarla bombardıman edilerek radyoaktif bozunmaya uğrattıklarında ise *yapay radyoaktivite* meydana gelir. Günümüzde kullanılan radyasyon kaynaklarının %88'i doğal, %12'si de yapay kaynaklardan oluşmaktadır (Thorne, 2003).

Dünya atmosferindeki birincil kozmik ışınların %86'sını fotonlar, %11'ini alfa parçacıkları, %2'sini elektronlar, geri kalanlarını da ağır çekirdekler oluşturur (Thorne, 2003). Bu ışınlar 10^8-10^{20} eV aralığında bir enerji spektrumuna sahiptirler. Birincil kozmik ışınlar dünya atmosferine girdiklerinde, ortamdaki gazlarla tepkimeye girerek nötron, proton, muon, kaon ve pion üretirler. İkincil kozmik ışınlar ise ortamdaki gazlarla tepkimeye girerek kozmojenik radyonüklitler (^{14}C , ^3H , ^7Be , ^{22}Na) üretirler.

1.3. Radyoaktif Seriler

Doğadaki yapay tüm radyonüklitler, kararlı bir N/Z (N : Nötron sayısı, Z : Atom numarası) oranını sağlayana kadar bozunmaya devam ederler. Bozunuma uğrayan ilk radyonüklit *ana çekirdek*, bu çekirdeğin radyoaktif bozunuma uğraması sonucu oluşan çekirdekler ise *yavru çekirdek* adını alırlar. Bozunma esnasında alfa

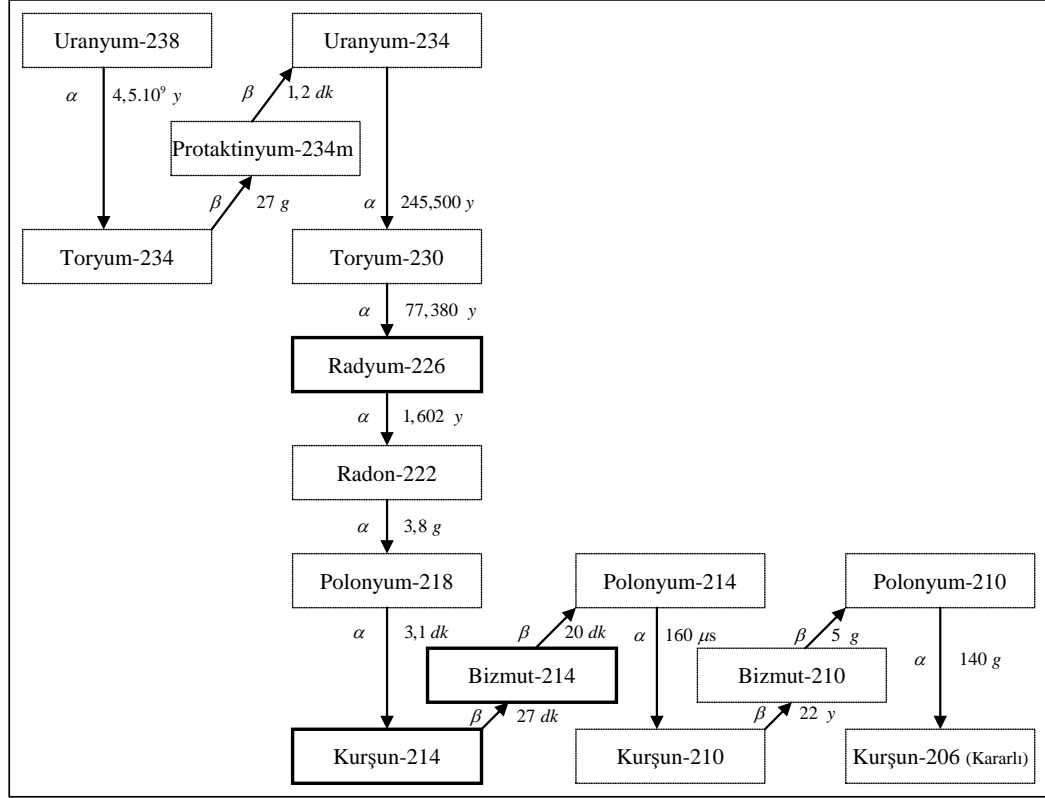
(α), beta (β) ve gama (γ) radyasyonlarından biri veya birkaçı yayınlanabilir. Kararlı bir yavru çekirdek oluşuncaya kadar birbirine dönüşerek bozunan ve bu esnada radyasyon yayan radyonüklitler, *radyoaktif bir seri* oluştururlar. Tüm radyoaktif seriler, kurşun (Pb) elementinin kararlı bir izotopu ile son bulur ve her seri en uzun yarı-ömürlü üyesinin adıyla anılır.

Uranyum, Aktinyum ve Toryum serileri olmak üzere, bilinen üç doğal radyoaktif seri vardır (Henriksen ve Maillie, 2003; Podgorsak, 2005). Bu serilerin bazı özellikleri, Çizelge 1.1’de gösterilmektedir. Şekil 1.2’de Uranyum–238 ve Toryum–232 serilerinin bozunum şemaları verilmiştir. Bu çalışmada, Uranyum–238 serisinin ^{226}Ra , ^{214}Pb ve ^{214}Bi izotopları ve Toryum–232 serisinin ^{228}Ac , ^{224}Ra , ^{212}Pb ve ^{208}Tl izotopları ile ^{40}K ve ^{137}Cs çekirdeklerinin ışın şiddetleri yüksek olan gama enerjileri incelenmiştir.

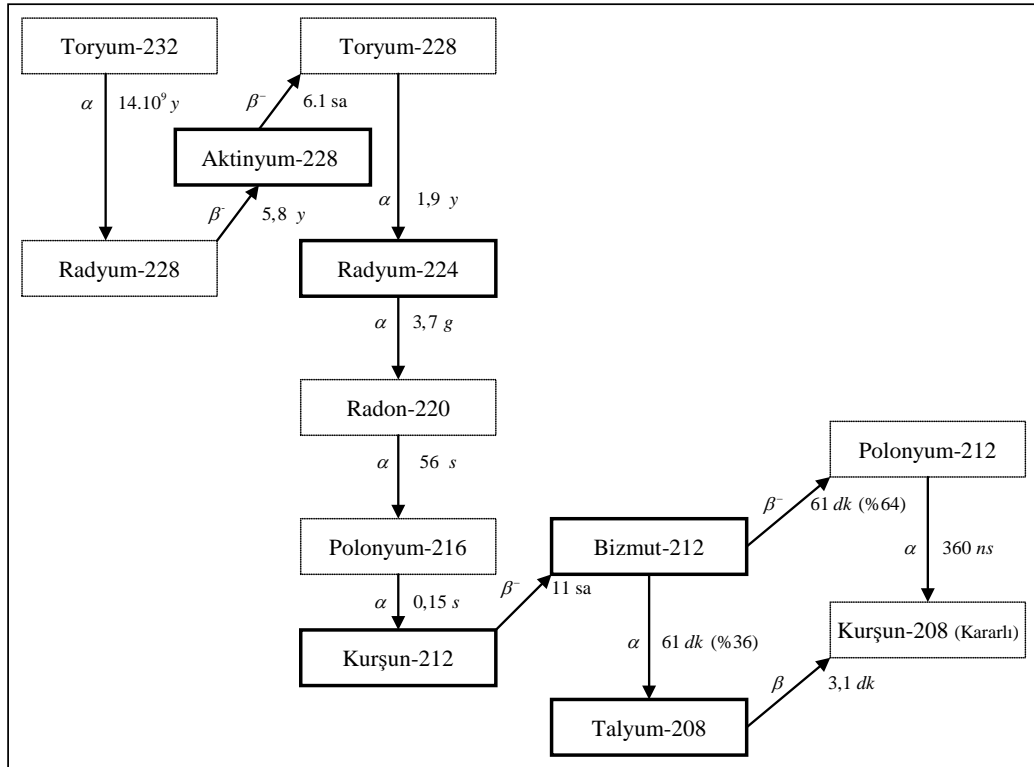
Dünya var olduğundan beri yarı ömürleri dünya ile hemen hemen eşit, karasal radyonüklitler (potasyum, uranyum ve toryum ürünleri) mevcuttur. Bunların konsantrasyonları, farklı kara ve toprak çeşitleri için değişim gösterir. Bir bölgenin arka plan “fon” radyasyonunun belirlenmesi için o bölgenin toprak, su ve havasında bulunan radyoaktivitenin bilinmesi gerekmektedir. Doğal radyonüklitler daha çok volkanik, fosfat, granit ve tuz kayalarında yüksek yoğunlukta bulunurlar. Kayalarda ise ^{226}Ra , ^{238}U , ^{232}Th ve ^{40}K radyoaktif serileri mevcuttur. Bu kayalar doğa şartlarına bağlı olarak zamanla ufalanarak, çok küçük parçalar halinde yağmur veya akıntı suları ile toprağa karışırlar. Toprakta bulunan doğal radyonüklitler, toprağın radyoaktif olmasına sebep olurlar. Tarımda uygulanan suni gübreleme (^{32}P) sonucu, topraktaki yüzey radyoaktivite miktarı artmaktadır. Nükleer denemeler ve reaktör kazaları sonucu, ^{137}Cs ortaya çıkarak hava, su ve toprağa karışmaktadır.

Çizelge 1.1. Radyoaktif seriler (Henriksen ve Maillie, 2003)

Seri adı	İlk çekirdek	Son çekirdek	Yarı-ömrü
Uranyum-radyum	U–238	Pb–206	4.47×10^9 yıl
Uranyum-aktinyum	U–235	Pb–207	7.038×10^8 yıl
Toryum	Th–232	Pb–208	1.405×10^{10} yıl
Neptünyum	Np–237	Bi–209	2.14×10^6 yıl



a)



b)

Şekil 1.2. Bazı radyoaktif serilerin bozunum şemaları a) ^{238}U serisi; b) ^{232}Th serisi (Firestone,1996)

1.4. Radyasyon Kavramları ve Birimleri

Radyoaktif bir kaynak içerisinde saniyede meydana gelen bozunum sayısına *aktivite* denir. SI birim sistemindeki birimi *Becquerel* (Bq) olup, eskiden kullanılan birimi ise *Curie* (Ci)'dir ($Curie \equiv 3.7 \times 10^{10}$ Becquerel). Normal şartlar altında havanın 1 kg'ında, 1 Coulomb'luk elektrik yükü (+) ve (-) iyonlar oluşturan x-ışını veya gama radyasyonu miktarı *ışınlama dozu* olarak adlandırılır. Eski birimi *Röntgen* (R) olup; normal koşullarda, 1 kg havada 2.58×10^{-4} Coulomb'luk iyonlar oluşturan x veya gama radyasyonu miktarını temsil eder.

İşınlama dozu, sadece x-ışını veya gama ışınlarının havada bıraktıkları radyasyon dozunu nicelemek için tanımlanmıştır. Yüksek enerjili x-ışınlarının ve alfa, beta gibi ışınların, herhangi bir maddeden geçerken soğurulan enerjilerinin ölçümünde, Röntgen veya Coulomb/kg birimleri yetersiz kalır. Bu nedenle radyasyonun türünden, taşıdığı enerjiden ve enerjisini soğuran ortamdan bağımsız yeni bir birime gerek duyulmuştur. Gray (Gy) olarak adlandırılan bu birim, ışınlanan maddenin 1 kg'ına, 1 Joule'lük enerji bırakan radyasyon miktarıdır ve *soğurulan doz* birimi olarak tanımlanır. Eski birim Rad olup, ışınlanan maddenin 1 g'ına, 1 erg'lik enerji bırakan radyasyon miktarını temsil eder ($1 \text{ Rad} \equiv 10^{-2} \text{ J/kg} = 0.01 \text{ Gy}$).

1 Gy'lik x-ışını veya gama ışını ile aynı biyolojik etkiyi meydana getiren herhangi bir radyasyon miktarına, birimi *Sievert* (Sv) olan *eşdeğer doz* denir. Eski birimi rem'dir ($1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$). Herhangi bir radyasyona maruz kalan ortamın eşdeğer dozunu (H_T) elde etmek için, Denklem 1.1'de görüldüğü gibi, boyutsuz olan *radyasyon ağırlık faktörü* (w_R) ile soğurulan dozun ($D_{T,R}$) çarpımlarının toplamı kullanılır. Radyasyon ağırlık faktörü, aynı ortama giren farklı radyasyon türlerinin bırakacağı farklı biyolojik etkileri kıyaslamak için tanımlanmıştır (ICRP, 1993).

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R} \quad (1.1)$$

Buradaki toplama işlemi ortamdaki tüm radyasyon türleri (R) için yapılır. Çeşitli enerji aralıkları için ICRP'nin önerdiği radyasyon ağırlık faktörleri, Çizelge 1.2'de gösterilmiştir (ICRP, 1993).

Etkin doz, radyasyonun enerjisini soğuran vücuttaki kritik doku ve organların ağırlıkları eşitlenmiş dozlarının toplamıdır. Eşdeğer dozların doku ağırlık faktörü (w_T) ile çarpımından elde edilen sonuçların toplamı alınarak etkin doz (E) hesaplanır (denklem 1.2.).

$$E = \sum_T w_T H_T \quad (1.2)$$

Etkin doz birimi Sievert olup, doku ve organlara göre organ ağırlık faktörleri (w_T) Çizelge 1.3'te verilmiştir. Doku ağırlık faktörü aynı radyasyona maruz kalan farklı doku veya organların gösterecekleri biyolojik etkiyi temsil eder.

1.5. Doğal Radyasyonun Nicelenmesi

Doğal ortamda varolan radyoaktivitenin nicelenmesi, insanın o ortamda maruz kaldığı radyasyon miktarının bilinmesi açısından önemlidir. Havada varolan radyoaktivite, partikül filtreleri veya radon dedektörleri yardımıyla Bq/m³ cinsinden

Çizelge 1.2. Radyasyon ağırlık faktörleri (ICRP, 1993)

Radyasyonun türü ve enerji aralığı		Radyasyon ağırlık faktörü, w_R
Fotonlar (tüm enerjiler için)		1
Elektron ve muonlar (tüm enerjiler için)		1
Nötronlar	(< 10 keV	5
	> 10 keV-100 keV	10
	> 100 keV-2 MeV	20
	> 2 MeV -20 MeV	10
	> 20 MeV)	5
Protonlar (geri tepen protonlar hariç, $E > 2$ MeV)		5
Alfa parçacıkları, fisyon ürünleri, ağır çekirdekler		20

Çizelge 1.3. Organ ağırlık faktörleri (ICRP, 1993)

Organ	Organ ağırlık faktörü, w_T
Yumurtalıklar	0.20
Kemik iliği	0.12
Kalın bağırsak	0.12
Akciğer	0.12
Mide	0.12
Mesane	0.05
Meme	0.05
Karaciğer	0.05
Yemek borusu	0.05
Tiroid bezi	0.05
Arta kalan organlar (adrenal, beyin, üst kalın bağırsak, yükselen bağırsak, çapraz bağırsak, ince bağırsaklar, böbrek, pankreas, dalak, timus, rahim)	0.05
Kemik yüzeyi	0.01
Deri	0.01
Toplam	1.00

ölçülür. Suda varolan radyoaktivite, genellikle toplam alfa veya beta konsantrasyonu cinsinden (Bq/litre) düşük düzeyli radyasyon sayaçları kullanılarak belirlenir. Topraktaki radyoaktif çekirdekler ise bu çekirdeklerin yaydığı gama piklerinin gama spektrometrik yöntemle belirlenen şiddetlerinden yola çıkılarak Bq/kg cinsinden ölçülür.

Yukarıda bahsedilen Bq/m³, Bq/l veya Bq/kg cinsinden ölçülen radyoaktivite miktarlarının, vücut ortamında bırakacağı radyasyon dozu miktarının belirlenmesi amacıyla literatürde varolan doz dönüşüm katsayıları kullanılır. Özellikle toprakta varolan her bir radyoaktif çekirdek için (nGy/h)/(Bq/kg) birimine sahip doz dönüşüm katsayıları ölçüm ya da simülasyon yöntemi ile belirlenir. Herhangi bir toprak örneğindeki bir radyoizotopun aktivite konsantrasyonu Bq/kg cinsinden ölçülür ve bu değer uygun doz dönüşüm katsayısı ile çarpıldığında söz konusu radyoaktif çekirdekten dolayı bir insanın saat başına maruz kalacağı radyasyon dozu miktarı nGy olarak belirlenmiş olur.

Bu çalışmada toprakta varolan bazı radyonüklitler için doz dönüşüm katsayılarının matematiksel bir vücut modeli ve Monte Carlo yöntemi kullanılarak hesaplanması amaçlanmıştır.

2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR

Toprak, su ve havada varolan doğal ve yapay radyonüklitler, bir yörenin radyasyon fonunu oluşturur ve genellikle havada yapılan doz hızı ölçümleri bu olguyu karakterize etmede kullanılır (Thorne, 2003). Yapılan ölçüm sonuçlarına, toprak, su ve havada yer alan radyoaktif kaynakların her birinin katkılarının bilinmesi, söz konusu yörede yaşayan insanlar için yıllık etkin dozun ve dolayısıyla radyasyon riskinin belirlenmesinde önemlidir. Özellikle, toprakta yer alan radyonüklitler farklı radyoaktif serilere aittirler ve gama ışınma enerjileri zengin bir çeşitlilik arz eder. Bu yüzden pratik uygulamalarda, toprakta yer alan her bir radyonüklitin aktivite konsantrasyonu (Bq/kg) belirlenir ve elde edilen değerler doz dönüşüm katsayıları ile çarpılarak o yöre için havadaki doz hızı (nGy/h) elde edilir. Dönüşüm katsayıları ise ya hava-toprak ölçümlerine dayanılarak türetilir, ya da bilgisayar modelleri yoluyla belirlenir. Ancak her iki yöntem de, aktivite konsantrasyonunu doz hızına dönüştürür.

Beck ve ark. (1972), hava ve topraktaki kaynaklardan gama ışınlarının yerinde ölçümü işlemini, geniş NaI(Tl) kristalleri ve Ge(Li) diyotlarını kullanarak tanımlamışlar. Kendi çalışmaları için alan spektrometresi ve iyonizasyon odasını temsil eden bir sistemi kullanmışlardır. Yerinde gama ışınlarının ölçümü için yaklaşık 10 metre yarıçaplı bir alanda zeminin bir metre üstünde bir yerde duracak şekilde üç ayak üzerine tutturulmuş sırasıyla iyonizasyon odası, NaI(Tl) ve Ge(Li) detektörleri birbirine yakın bir şekilde yerleştirilmişlerdir. Bu spektrometre toprak ve hava içinde radyonüklitlerin konsantrasyonları ve onların bireysel maruziyet hızına katkıları hakkında bilgi sağlamak için kullanılmıştır. Bu raporda toprağın yoğunluğuna, derinliğine, bileşimine bağlı akı ve maruziyet hızı hesaplamaları, kaynağın derinliğine bağlı akı değerleri, dedektörlerin yüksekliğinin önemi, vs. gibi çalışmalar yapılmış ve sonuçlar tablolştırılmıştır. Ayrıca detektörlerin kalibrasyonu ve spektrum analizi yapılmıştır. Hem doğal hem de insan yapımı farklı çevresel radyasyon alanları araştırmak için, parçacık alan spektrometresinin kullanımına dikkat çekmişlerdir. Alan spektrometresinin, dış çevresel radyoaktivite ölçümleri için

etkili bir araç olduğunu tespit etmişlerdir. Kısa zamanda büyük alanların üzerinde nicel veriler elde etmişlerdir.

Kocher (1983), çevresel radyolojik değerlendirmelerde önemli görülen yaklaşık 500 radyonüklit için doz hızı dönüşüm katsayılarını foton ve elektronlara maruziyet durumları için hesaplamıştır. Kirilenmiş hava ve su ortamları içine batırma ve kirilenmiş yüzeyden 1 m yüksekte durma olmak üzere üç farklı ışınlama modu incelenmiştir. Her bir ışınlama modu için kaynak bölgenin yarı-sonsuz ve sonsuz olduğu ve düzgün radyonüklit konsantrasyonuna sahip olduğu varsayılmıştır. Fotonlar için etkin doz dönüşüm katsayıları 23 farklı organ için ICRP 26'nın tavsiye ettiği yöntem kullanılarak hesaplanmıştır. Elektronlar için ise sadece deri için etkin doz dönüşüm katsayıları ile ilgilenilmiştir.

Koblinger ve Nagy (1985), havadaki serbest kerma dönüşüm katsayıları ile hesaplanmış aktivite konsantrasyonlarını, toprak hacminde farklı şekilde dağıtılmış doğal yayıcılar için belirlemişlerdir. Farklı toprak hacminde Ra, Th zincirleri ve ⁴⁰K izotoplarının aktivite konsantrasyonları çalışılmıştır. Doğal radyasyon düzeylerinin, modern teknolojilerin kullanımıyla yapay olarak arttığı gözlemlenmiştir. Doğal yayıcıların artmasının iki temel kaynağı; termik santrallerde yanan kömürden yayılan küllerden kaynaklanan radyasyon yağışı ve tarım gübrelere kullanımını olarak tespit edilmiştir. Tüm hesaplamalar Monte Carlo kodu eklenmiş POKER-CAMP vasıtasıyla gerçekleştirilmiştir. Bu kodda ortam üç bölgeye bölünür; Hava ve toprağı temsil eden iki yarı sonsuz hacim ve gelişigüzel kalınlıktaki katmanlar (iki yatay doğrultu içinde sonsuz). Hava kermalar toprak örtüsünün 100 metre üstü için hesaplanmıştır. İnsan vücudunun organ dozu hesaplamaları için hermafrodit fantom değil de, üreme organları olmayan, hem erkek hem dişi fantom çeşidi kullanılmıştır. Bu fantomda doz insan vücuduna düzgün dağıtılmış ve toplam vücut dozu hesaplanmıştır. Toprak özelliklerinin etkileri için; toprak hacmine düzgün dağıtılmış kaynaklar için hava kerma hızları/aktivite konsantrasyonları oranlarını hesaplamışlardır. Ra, Th ve K için toprak yoğunluğuna bağlı hava kerma dönüşüm katsayıları için aktivite konsantrasyonu hesaplamalarında %2'den daha az bir sapma gösterdiğini saptamışlardır.

Bir başka çalışmada, Kocher ve ark. (1985), toprak içindeki tek enerjili fotonların yeryüzünde oluşturdukları maruziyet için doz dönüşüm katsayılarını hesaplamışlardır. Topraktaki birim kaynak konsantrasyonu başına harici doz hızını veren bu katsayıları nokta çekirdek yöntemini kullanarak ve topraktaki herhangi bir derinlikteki kaynak konsantrasyonunun düzgün dağılıma sahip olduğunu varsayarak elde etmişlerdir. Yerden 1 m yükseklik için 0.01-10 MeV enerji aralığında ve 0-300 cm toprak derinliği için doz dönüşüm katsayılarını tablo biçiminde sunmuşlardır. Ölçümler, toprağın belirli kalınlıkları için yapılmış ve sonuç olarak radyoaktif bozunumdan kaynaklanan, toprakta birikmiş kalıntıların etkisinin toprak yüzeyinden aşağı inildikçe azaldığı gözlemlenmiştir.

Chen (1991), toprağın farklı kalınlık (0-5 mfp) ve yoğunlukları (1-2 g/cm³) için yerden 1 m yükseklikte etkin doz eşdeğerlerini toprak-hava konfigürasyonu için özel bir Monte Carlo algoritması geliştirerek hesaplamıştır. Detektöre gelen her bir foton için, ilk önce havada soğurulan doz hesaplanmış ve sonra bu değer eşdeğer doza dönüştürülmüştür. Sonuçta her bir kaynak enerjisi için, toprak kalınlığı ve yoğunluğuna bağlı olarak ampirik bağıntılar türetilmiştir. Üretilen korelasyonda yaklaşık %15 civarında bir farkla karşılaşılmış ve toprak derinliği ile doz arasında üstel bir ilişki görülmüştür. Toprak yoğunluğu ile doz değeri arasında ters bir orantı gözlenmiştir.

Saito ve Jacop (1995), zemin üstünde 300 m'ye kadar 12 farklı yükseklik için, birim kaynak yoğunluğu başına hava kerma niceliğini, Monte Carlo metodunu kullanarak zeminin içinde ve üstündeki tek enerjili düzlem kaynaklar için ve zeminde düzgün dağılmış doğal radyonüklitler için hesaplamışlardır. Düzlem kaynaklar için, hesaplamalar 10 keV–5 MeV aralığındaki 18 foton enerjisi ve 0–200 gcm⁻² aralığındaki 22 kaynak yoğunluğu ele almışlardır. Yerden 1 m yükseklikte radyonüklitlerin bozunumu başına hesaplanan kerma dönüşüm faktörleri tablo biçiminde sunulmuştur. Her serideki radyonüklitlerin radyasyon dengesi içinde olduğu varsayılmış ve ²³⁸U serisindeki hava kerma'nın %98'inden fazlasının ²¹⁴Pb ve ²¹⁴Bi çekirdeklerinden kaynaklandığını gözlemişlerdir. ²³²Th serisi için ise ²⁰⁸Tl ve ²²⁸Ac çekirdeklerinin toplam hava kerma'ya %90 kadar katkıda bulunduğu

belirlenmiştir. Ayrıca hesapladıkları niceliklerin literatürle %10 dahilinde uyum gösterdiğini belirtmişlerdir.

Likar (1998) ve arkadaşları, toprak hacmine düzgün dağılmış varsayılan farklı gama ışınlarının zemin seviyesinden 1 m yukarıda meydana getirdikleri aktivite için, Monte Carlo GEANT programını kullanarak doz hızı dönüşüm katsayılarını hesaplamışlardır. Toprak yüzeyine düzgün dağılmış foton yayıcılar için, 20 keV–30 MeV aralığında sonuçlar rapor etmişler ve bu sonuçların ICRP raporundaki değerler ile uyumlu olduğunu görmüşlerdir.

Clouvas ve ark. (2000), üç farklı Monte Carlo programı kullanarak toprakta bulunan doğal radyoaktif çekirdeklerin yaydığı fotonlar için doz hızı dönüşüm katsayılarını hesaplayarak MCNP, GEANT ve MC yazılımlarının ürettiği sonuçların birbirleriyle uyumlu olduklarını gözlemlemişlerdir. Ayrıca ürettikleri hesaplama sonuçlarını literatür verileriyle de kıyaslayarak 1.5 MeV üzeri enerjilerde %15’ ten daha az bir fark, düşük enerjilerde ise % 20-30 arası bir fark bildirmişlerdir.

Quindos ve ark. (2004), İspanya’da 1 500 farklı yerden aldıkları toprak örnekleri için radyoaktivite çeşitliliğini ölçmüşlerdir. Bu ölçümler hem arazi ortamında hem de laboratuvar ortamında yapılmış ve her iki ortamda tespit edilen ortalama ölçüm sonuçları karşılaştırılmıştır. Ölçümlerde havadaki doz hızı için Geiger Müller tüpü ve radyonüklilerin konsantrasyonunu belirlemek için eşeksenli bir HPGe kristalli gama spektrometresi kullanılmıştır. En son bulunan radyonüklit aktivite konsantrasyonu değerleri kullanılarak doz hızı dönüşüm katsayıları hesaplanmış ve literatürle karşılaştırıldığında % 20’den daha az bir sapma gösterdiği görülmüş ve literatürle iyi bir ilişki tespit edilmiştir.

Askri ve ark. (2007), Monte Carlo yöntemini kullanarak toprağı tanımlamak için tek parametrelili bir geometri oluşturmuşlar ve topraktaki doğal radyonüklitlerden yayılan fotonlar için soğrulan doz hızını hesaplamışlardır. Optimize edilmiş toprak geometrisi GEANT4 Monte Carlo yazılımı içinde modellenmiştir. 40 m yarıçaplı ve 1 m derinliğe sahip bir silindir ile temsil edilen topraktan 1 m

yükseklikte havada hesaplanan doz hızı dönüşüm faktörlerinin düzgün radyoaktivite dağılımı için %98'den fazlasının, üstel radyoaktivite durumunda ise doz hızı dönüşüm faktörlerinin %99.2'sinden fazlasının toprak hacminin sadece %6'sı tarafından oluşturulduğu gösterilmiştir. Toprak, optimize edilen geometri ile temsil edildiğinde ise, dönüşüm katsayılarının %99'unun 1 m ve %100'ünün 2 m derinliğindeki toprak hacmi tarafından oluşturulduğu görülmüştür.

Bu çalışmada, 50 m yarıçapında ve 1 m kalınlığındaki silindirik biçimdeki toprak zemin üzerinde yer alan aynı yarıçapta ve 1.5 m yükseklikteki hava ortam içerisine yerleştirilmiş matematiksel bir vücut modeli, ışınlama geometrisi olarak kullanılmıştır. Toprak hacmine düzgün dağıtılmış varsayılan izotropik bir kaynağın 30 farklı tek enerjili foton ve ^{232}Th ve ^{238}U serilerindeki bazı çekirdekler ile ^{137}Cs ve ^{40}K çekirdeklerinin yaydığı 62 farklı gama enerjisinin her biri için, vücut modeli içerisinde oluşan organ dozları MCNP yardımıyla hesaplanmış ve her bir ışınlama durumu için etkin doz dönüşüm katsayıları ($\mu\text{Sv/y}$)/(Bq/kg) belirlenmiştir. Elde edilen etkin doz dönüşüm katsayıları değerlerinin doğrudan etkin dozu temel alması, bu verilerin literatür verilerine göre daha doğrudan kullanımına imkan sağlayacaktır.

3. MATERYAL VE YÖNTEM

3.1. Monte Carlo Simülasyon Yöntemi

Değişkenleri bilinen problemlerin çoğunun tek bir çözüm yolu vardır. Ancak bazı problemler için çözüm ya uzun zaman gerektirir ya da yoğun ve karmaşık denklemlere ihtiyaç duyulur; hatta bazı durumlarda çözüm imkansız olabilir. Günümüzde teknolojinin ilerlemesi ve bilgisayar kullanımının yaygınlaşması bazı kolaylıkları da beraberinde getirmiştir. Örneğin; matematiksel ve fiziksel problemlerin gerektirdiği karmaşık veya zaman alan süreçler, bilgisayar ortamındaki sayısal simülasyonlarla modellendiğinde, çözüme ulaşmanın zorluğu ya da zaman alırlığı gibi sorunlar ortadan kaldırılabilir.

Günümüzde sayısal teknikler, sadece karmaşık problemlere değil, istatistiksel davranışlı problemlere de uygulanır olmuştur. Bu uygulamalar basit bir integral almaktan, çok karmaşık sistem simülasyonlarına kadar uzanabilmektedir. Simülasyon, gerçek bir sistemin bir şekle veya modele benzetişimi olarak tanımlanır. Bu benzetim, matematiksel verilerin yardımıyla gerçek sistemi temsil eden bir modelin bilgisayar ortamında oluşturulmasıyla mümkün olabilir (Murphy, 2001).

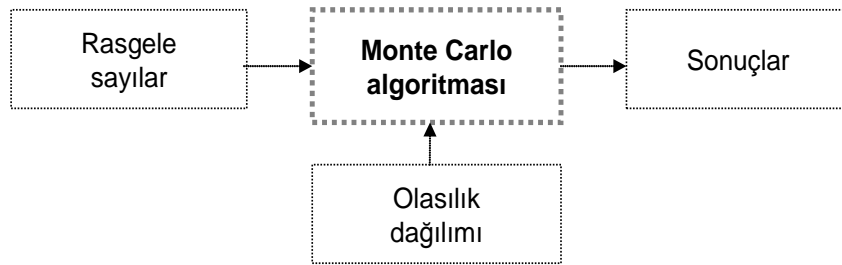
1930'lu yılların sonunda Enrico Fermi, nötron yayılımı hesaplamalarında *Monte Carlo*⁽¹⁾ yöntemini kullanmıştır (Robert ve Casella, 1999). Sonraları Monte Carlo mekanik aracını tasarlayarak, bu aracı nükleer reaktörlerin kritiklik hesaplamalarında kullanmıştır. 1949 yılında Monte Carlo için biçimsel bir alt yapı, von Neuman ve Stanislaw Ulam adlı iki matematikçinin işbirliği ile Amerika'daki Los Alamos Ulusal laboratuvarında geliştirilmiştir. Olasılık fonksiyonları (PDF), birikimli dağılım fonksiyonları (CDF) ve yalancı (pseudo) rastgele sayı üreticilerinin temel alındığı bu yöntem, dijital bilgisayarlar kullanılarak bilgisayar ortamına

¹ Çalışma prensibi şans oyunlarına benzetildiğinden, yöntemin adı Avrupa'da bu tür oyunların oynandığı bir merkez olan Monaco'daki Monte Carlo şehrinden gelir.

aktarılmıştır. Böylece Monte Carlo yönteminin ilk uygulaması 2. Dünya Savaşı'nda atom silahlarının tasarımında olmuştur.

Monte Carlo yöntemi, istatistiksel denemeler yardımıyla, karmaşık problemlere matematiksel çözümler aramada kullanılabilir ideal bir simülasyon tekniğidir. Bu yöntemi diğer sayısal analiz yöntemlerinden ayıran özellik, Monte Carlo tekniğinin eldeki problemin çözümünü oluşturmak için rastgele örnekleme metodunu kullanması ve uygun olasılık dağılımlarına dayanarak değişkenler üzerine stokastik bir model kurmasıdır. Bu sebeple, varılan sonuç her zaman problemin sayısal çözümünün istatistiksel bir tahmini olacaktır. Monte Carlo yöntemini Şekil 3.1'deki gibi çift girişli ve tek çıkışlı bir kara kutuya benzetebiliriz.

Bir matematik veya fizik problemini çözmede Monte Carlo yöntemi kullanıldığında, dikkat edilmesi gereken iki nokta olduğu görülür. Birincisi, olasılık dağılımı hakkında uygun bir seçim yapılmalıdır. Ne tür bir olasılık dağılım fonksiyonu kullanılacağı genellikle problemin fiziksel davranışı ile ilgilidir. Örneğin; radyoaktif çekirdeklerin bozunumu modellenirken, üstel bir olasılık dağılım fonksiyonu; yayılan parçacıkların uçuş doğrultuları modellenirken ise kosinüs veya gaussian türü bir olasılık dağılım fonksiyonu seçilmelidir. İkinci önemli nokta, uygun rastgele sayıların üretilmesidir. Bilgisayar yardımıyla üretilen rastgele sayılara, *yalancı rastgeleler* adı verilir. Bu şekilde elde edilen bir rastgele sayı seti, belli periyotlarla kendini tekrarlar ve bu durum çözümü aranan problem için istenmeyen bir sonuç meydana getirebilir.



Şekil 3.1. Monte Carlo tekniğinin çalışma prensibi

3.1.1. Hata Değerlendirmesi

Monte Carlo yöntemi ile bir nicelik hesaplanırken birçok deneme yapılır ve sonuçta bu nicelik için ortalama bir değer Monte Carlo hesaplanmasının tahmini sonucu olarak bulunur. Beklenen değer hassas bir şekilde öngörülmesi, yapılan denemelerin (tekrarlamaların) sayısı ile doğrudan ilgilidir. Bu yüzden, sonuçta ulaşılan ortalama değer belli bir istatistiksel hata içerecektir. Monte Carlo yönteminin uygulamasında oluşan bu olasılıksal belirsizliği değerlendirmek için rastgele değişkenlerle ilişkili çeşitli olasılıksal tekniklere başvurmak gerekmektedir. Örneğin; N denemeli bir Monte Carlo sonucu RE bağıl hatası ile hesaplanmış olsun. Deneme sayısı ile bağıl hata arasında;

$$RE \propto \frac{1}{\sqrt{N}} \quad (3.1)$$

şeklinde bir ilişki mevcuttur. Bağıl hatayı yarıya düşürmek için deneme sayısını dört kat arttırmak gerekir. Ancak bu durum her zaman için mümkün olmayabilir. Çünkü daha fazla parçacık çalıştırmak, bilgisayar simülasyonları için daha uzun CPU zamanı anlamına gelir ve bunun için pratikte bazı kısıtlamalar söz konusu olabilir. Genellikle $RE < \%5$ iyi bir hassasiyet; $\%5 < RE < \%10$ kullanılabilir bir sonuç olarak değerlendirilirken; $RE > \%10$ sorgulanabilir bir Monte Carlo tahmini anlamına gelir.

3.1.2. Bir Monte Carlo Örneği: Yazı Tura Gelme Olasılığının Tahmini

Metal bir paranın resim bulunan yüzü tura, diğer yüzü ise yazı olarak adlandırılır. Bu örnekte, havaya atılan metal bir paranın düz bir zemine düştüğünde, yukarı bakan yüzünün yazı (Y) veya tura (T) gelme olasılığının belirlenmesi için Monte Carlo simülasyon yöntemi kullanılmıştır.

Şekil 3.2’de yazı-tura gelme olasılığı tahmini probleminin Excel programı ile simülasyonu verilmiştir. Havaya atılan paranın atış sayısı A2-A1001 hücre aralığında

deneme sayısı olarak gösterilmektedir. Bu örnekte atış denemesi 1000 kere tekrarlanmıştır, yani 1000 adet simülasyon yapılmıştır. B2-B1001 aralığındaki her hücrede S_SAYI_ÜRET() komutu yardımı ile [0,1] kapalı aralığında düzgün dağılımlı rastgele sayılar üretilmektedir. C2-C1001 aralığındaki her bir hücrede ise Monte Carlo yönteminin temeli olan sınaama işlemi yapılmaktadır. Bu örnekte sınaama şartı “ $R > 0.5$ ise yazı” olarak alınırsa, hücelere girilecek formül EĞER(C2>0.5, "Y", "T") şeklinde olacak ve çekilen rastgele sayının 0.5’ten büyük olması durumunda atış sonucunun “Yazı” gelmiş olduğu kabul edilecek, diğer durumda ise “Tura” geldiği varsayılacaktır. C sütununda elde edilen Y sayılarının toplamı G8 hücresinde EĞERSAY(C2;C1001,"Y"), T sayılarının toplamı ise G9 hücresinde EĞERSAY(C2;C1001,"T") komutu ile belirlenebilir. G12 hücresinde elde edilen Y sayılarının toplamının simülasyon sayısına oranı G8/1000; G13 hücresinde de elde edilen T sayılarının toplamının simülasyon sayısına oranı G9/1000 kodu ile verilmektedir. Görüldüğü gibi, yazı ya da tura gelme olasılığı beklendiği gibi 0.5’e yakın bir değer olarak Monte Carlo simülasyon sonucunda elde edilebilmektedir.

	A	B	C	D	E	F	G	H
1	Simülasyon	Rasgele sayılar	Sonuç					
2	1	0.9001	Y					
3	2	0.2044	T					
4	3	0.5759	Y			Sınama şartı		
5	4	0.0426	T			R > 0.5	Y	
6	5	0.5889	Y			R < 0.5	T	
7	6	0.9604	Y					
8	7	0.9422	Y			Y sayısı	498	
9	8	0.6471	Y			T sayısı	502	
10	9	0.2123	T					
11	10	0.7943	Y					
12	11	0.4089	T			Y oranı	0.498	
13	12	0.2191	T			T oranı	0.502	
14	13	0.9482	Y					
15	14	0.7213	Y					
991	990	0.5191	Y					
992	991	0.3948	T					
993	992	0.6348	Y					
994	993	0.0876	T					
995	994	0.9695	Y					
996	995	0.6508	Y					
997	996	0.2430	T					
998	997	0.6893	Y					
999	998	0.7512	Y					
1000	999	0.7411	Y					
1001	1000	0.8440	Y					

Şekil 3.2. Yazı-tura gelme olasılığının MS Excel programı ile Monte Carlo simülasyonu

Monte Carlo yönteminin bir değişkenin gerçek değerini ne kadar iyi tahmin ettiği deneme sayısı ile ilgilidir. Örneğin Yazı-Tura simülasyonu 100 deneme ile yapıldığında hata oranı %8; 1 000 deneme ile yapıldığında hata oranı %4; 10 000 deneme ile yapıldığında ise hata oranı %1.12 olmaktadır. Görüldüğü gibi deneme sayısı arttıkça Monte Carlo tahminindeki hata oranı azalmaktadır.

3.1.3. Radyoaktif Bozunumun Monte Carlo Yöntemi İle Simülasyonu

Radyoaktif bir çekirdek zamanla kendisinden daha kararlı yapıdaki başka bir çekirdeğe bozunur. Herhangi bir çekirdeğin bozunup-bozunmayacağı, ya da ne zaman bozunacağı tamamen istatistiksektir. Radyoaktif bozunumun bu olasılıksal doğası, bozunum sabiti λ ile karakterize edilir ve bu nicelik, radyoaktif bir atomun birim zamanda bozunabilme ihtimali olarak bilinir. İçerisinde N tane bozunmamış çekirdek bulunan radyoaktif bir örnekte, bir çekirdeğin herhangi bir dt zaman aralığında bozunma olasılığı $-\lambda dt$ olur. Bu durumda bozunacak çekirdek sayısı (dN)

$$dN = -\lambda N dt \quad (3.2)$$

bağıntısı ile verilir. Buradaki eksi işareti ($-$), çekirdek sayısının zaman içinde azalacağını ifade etmektedir. Bu diferansiyel denklem çözüldüğünde

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (3.3)$$

bağıntısı elde edilir. Burada N_0 başlangıç anındaki çekirdek sayısını, $N(t)$ ise mevcut radyoaktif atomların t anındaki sayısını verir. Radyoaktif bozunmanın üstel ifadesi, kararsız atomların tamamen tükenmesi için sonsuz bir zaman gerektiğini anlatır.

Monte Carlo yönteminin istatistiksel karakteri, radyoaktif bozunumun rastgelelik özelliğini iyi bir şekilde temsil edebilir. Radyoaktif bir çekirdeğin bozunma sabiti λ , bir çekirdeğin birim zamanda bozunabilme ihtimali olduğundan, bir kaynaktaki her bir çekirdeğin herhangi bir anda bozunum yapıp yapmayacağı, o çekirdek türüne özgün olan λ 'ya bağlıdır.

Şekil 3.3'te radyoaktif bozunumun Excel ile simülasyonu verilmektedir. Önce A3-A1002 aralığındaki her hücrede $S_SAYI_ÜRET()$ komutu ile $[0,1]$ kapalı aralığında düzgün dağılımlı bir tane rastgele sayı üretilir. Her bir rastgele sayı, kaynaktaki her bir radyoaktif çekirdeği temsil eder ve çekirdeğin bir yarı-ömürlük süre içinde bozunup-bozunmayacağına karar vermede kullanılır. Radyoaktif bozunumun bu örneği için bozunum sabiti $\lambda = 0.4 \text{ s}^{-1}$ olarak alınır, herhangi bir anda bir çekirdeğin bozunma ihtimali $P = \%40$ olur. Bu durumda sınama şartı " $R < 0.4$ ise çekirdek bozunur" şeklinde alınabilir. B3-B1002 aralığındaki her bir hücreye, $EĞER(B3 < 0.4, "Bozunuyor", "Bozunmuyor")$ formülü girilerek bu sınama şartı sağlanmış olur. Bu durumda çekilen bir rastgele sayı $P = 0.4$ 'ten küçük ise çekirdeğin bozunduğu, $P = 0.4$ 'ten büyük ise çekirdeğin bozunmadığı varsayılır. Şekil 3.3'de F6 hücresine $EĞERSAY(B3:B1002, "Bozunuyor")$ komutu yazıldığında 1 000 çekirdekte 405 tanesinin bozunduğu, $EĞERSAY(B3:B1002, "Bozunmuyor")$

	A	B	C	D	E	F
1	Lamda =0.4 s⁻¹ için					
2	Rasgele sayılar	Bozunma türü		Sınama şartı		
3	0.9000	Bozunmuyor		R < 0.4	Bozunuyor	
4	0.0244	Bozunuyor		R > 0.4	Bozunmuyor	
5	0.0502	Bozunuyor				
6	0.7535	Bozunmuyor		Bozunan çekirdek sayısı = 405		
7	0.1139	Bozunuyor		Bozunmayan çekirdek sayısı = 595		
8	0.5954	Bozunmuyor				
9	0.0033	Bozunuyor		Bozunan çekirdek oranı = 0.405		
10	0.0494	Bozunuyor		Bozunmayan çekirdek oranı = 0.595		
988	0.4695	Bozunmuyor				
989	0.1345	Bozunuyor				
990	0.6950	Bozunmuyor				
991	0.1590	Bozunuyor				
992	0.8898	Bozunmuyor				
993	0.4428	Bozunmuyor				
994	0.0709	Bozunuyor				
995	0.6718	Bozunmuyor				
996	0.7171	Bozunmuyor				
997	0.3931	Bozunuyor				
998	0.0477	Bozunuyor				
999	0.1600	Bozunuyor				
1000	0.6350	Bozunmuyor				
1001	0.5469	Bozunmuyor				
1002	0.9503	Bozunmuyor				

Şekil 3.3. Radyoaktif bozunumun MS Excel programı ile Monte Carlo simülasyonu

komutu F7 hücresine yazıldığında ise geriye kalan 595 tane çekirdeğin bozunmadığı görülmektedir. F9 hücresinde bozunan çekirdek sayısının toplam çekirdek sayısına oranı, F10 hücresinde ise bozunmayan çekirdek sayısının toplam çekirdek sayısına oranı hesaplanmaktadır. Bozunan çekirdek oranı görüldüğü gibi $P = 0.40$ değerine yakındır. Örnek simülasyon 100 deneme ile yapıldığında (100 çekirdek incelendiğinde) hata oranı %10; 1 000 deneme ile yapıldığında hata oranı %3.75; 10 000 deneme ile yapıldığında ise hata oranı %0.9 olmaktadır. Görüldüğü gibi simülasyon/tekrarlama sayısı arttıkça, Monte Carlo sonucu gerçek değeri daha az hata ile temsil etmektedir.

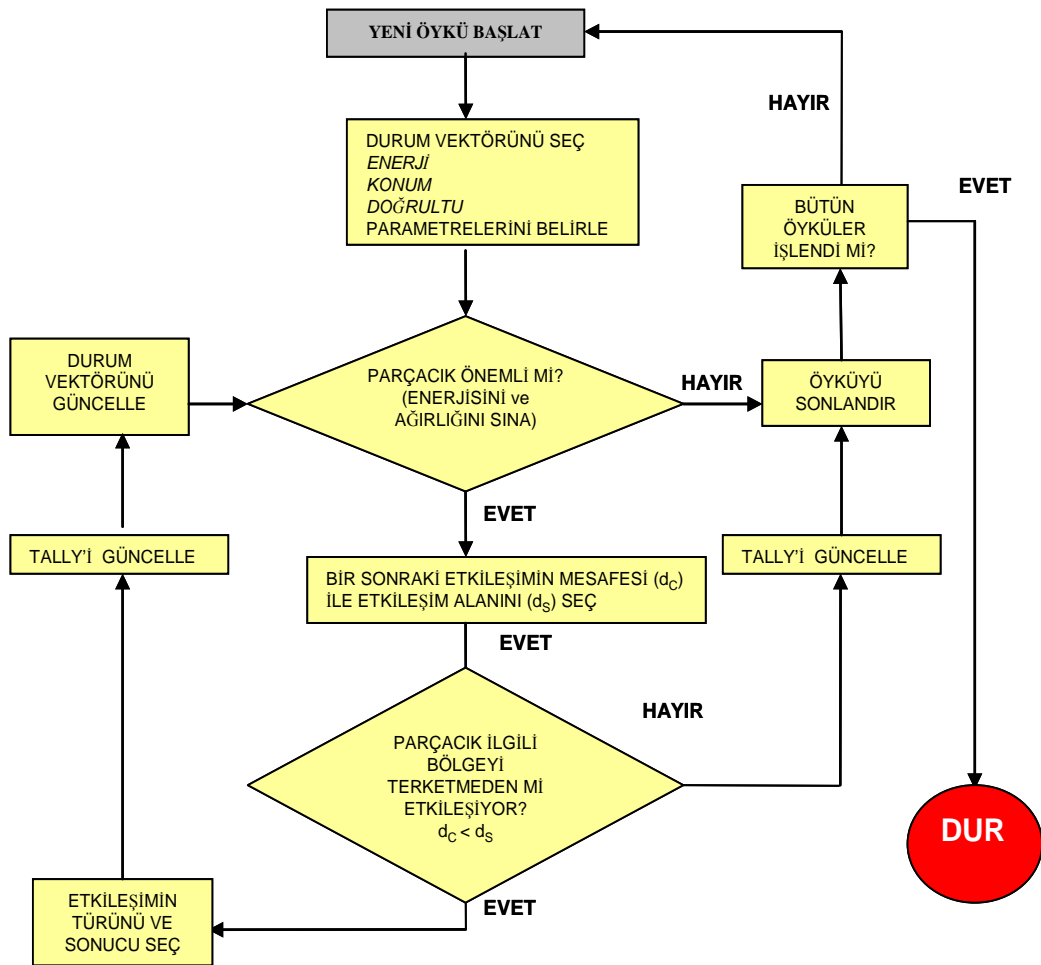
3.2. MCNP Radyasyon Taşıma Programı

Radyasyon etkileşimlerinin Monte Carlo yöntemi ile simülasyonunda kullanılan farklı bilgisayar programları vardır (EGS, ETRAN, ITS ve MCNP gibi). Bu çalışmada kullanılan MCNP (Monte Carlo N-Particle) programı ile üç boyutlu karmaşık geometrilerde ve geniş enerji spektrumları için nötron, foton ve elektron etkileşimlerinin simülasyonu yapılabilmektedir (Briesmeister, 2000). Yaklaşık 40 0 0 0 satır Fortran ve 1 000 satır da C kaynak kodu olarak Amerika Birleşik Devletleri'nin Los Alamos Ulusal Laboratuvarı'nda Transport Methods Group (XTM) tarafından geliştirilmiştir. Bu çalışmada, MCNP'nin 4c sürümü kullanılmıştır.

Radyasyonun maddesel ortam içerisindeki hareketini Monte Carlo yöntemi ile modelleyebilmek için enerji, konum ve doğrultu gibi özelliklerinin rastgele sayıların kullanıldığı uygun olasılık dağılım fonksiyonları ile temsil edilmesi gerekir. Böyle bir uygulama için Monte Carlo yönteminin çalışma prensibi Şekil 3.4'deki algoritma ile özetlenebilir.

Şekil 3.4'teki algoritmaya göre, Monte Carlo yöntemini kullanan programda yaratılacak her bir foton ayrı ayrı incelenir ve her foton ayrı birer öykü olarak ele alınır (Rogers ve Bielajew, 1990). Buna göre tek bir fotonun öyküsü fotonun enerji, konum ve uçuş doğrultusu gibi parametrelerini belirleyecek durum vektörünün seçimi ile başlatılır. Daha sonra parçacığın enerjisinin yeterli olup olmadığı ve takip

edilen her bir parçacığın izlenmeye değer öneme sahip olup olmadığı sınanır. Eğer parçacık önemsiz ise, yani enerjisi çok azalmış, soğurulmuş ya da ortamdan kaçmış ise bu parçacığın öyküsü sonlandırılır. Öyküsüne devam eden parçacığın yeni adımı için, bir sonraki etkileşimin mesafesi ve etkileşim alanı (yüzey kesimi) seçilir. Daha sonra, parçacığın yapacağı bu etkileşimin seçilen bölge sınırları içinde gerçekleşip gerçekleşmeyeceği sınanır. Eğer parçacık seçilen bölgenin dışında etkileşecekse, tally (hesaplama) güncelleştirilir ve bu öykü de sonlandırılır. Aksi durumda etkileşimin türü ve sonucu belirlenir. Bir sonraki adım, tally ve durum vektörü güncellemesi yapılarak yeni etkileşim için parçacık önemini yeniden kontrol etmektir. Anlatılan tüm bu adımlar her seferinde tekrar edilir ve istenen öykü sayısına ulaştığında simülasyon sona erer. Son olarak tally'lerden elde edilen verilerin ortalaması Monte Carlo yönteminin tahmini olarak sunulur.



Şekli 3.4. Monte Carlo metodunun işleyiş algoritması (Rogers ve Bielajew, 1990)

Bir problemde mevcut olan geometri özellikleri, malzeme bilgileri, kaynak karakteristiği ve programdan istenilen sonucun türü ile ilgili bilgiler bir veri giriş dosyası yardımıyla MCNP programına tanıtılır. Bu dosya Şekil 3.5'te görüldüğü gibi hücre kartları, yüzey kartları ve veri kartları olmak üzere üç temel bloktan meydana gelir ve her blok bir satırlık boşlukla birbirinden ayrılır. Her blokta sağlanacak bilgilerin kendine özgü formatı vardır ve bu formatlar örnek bir MCNP probleminde açıklanacaktır.

3.2.1. Örnek Bir MCNP Problemi

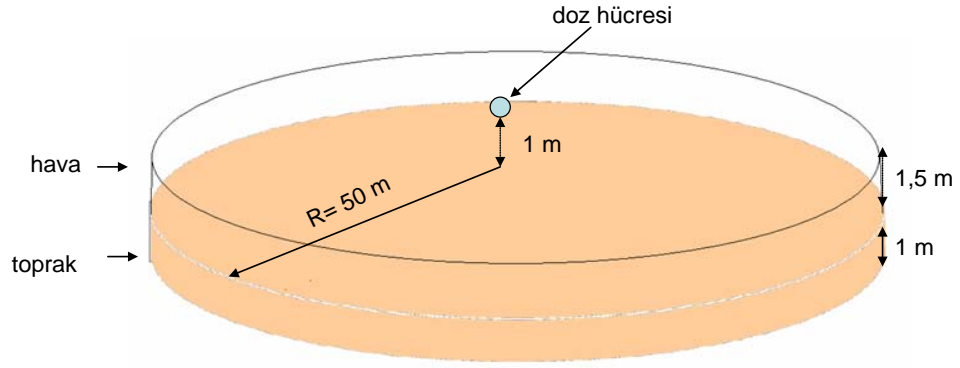
Bu bölümde, MCNP veri girişine örnek olarak Şekil 3.4'teki işleyiş algoritması formatına uygun bir MCNP uygulaması Şekil 3.6'daki geometri için verilmektedir. 50 m yarıçapında ve 1 m yüksekliğinde silindir biçiminde toprak hacim üzerinde 1.5 m yüksekliğinde silindirik hava katmanı bulunmaktadır. Toprak yüzeyinden 1 m yüksekte, 40 cm yarıçaplı hava içeren bir küre bulunmaktadır. Bu geometri, toprak hacmine düzgün dağıtılmış varsayılan izotropik bir kaynaktan yayımlanan tek enerjili fotonların küresel bir doz hücresi/fantom içerisinde bıraktığı radyasyon dozunu belirlemede kullanılabilir.

İlk önce yüzey kartları bloğunda, problemde varolan hücrelerin geometrik ifadesi için gereken yüzeyler tanımlanır. Şekil 3.6'daki geometri için *yüzey kartları bloğunda*² bir silindir (toprak ve hava için), bir küre (doz hücresi için) ve üç düzlem

```
Mesaj bloğu
Bos satir (istege bagli)
Problem basligi karti
Hucre kartlari bloğu
Bos satir
Yuzey kartlari bloğu
Bos satir
Veri kartlari bloğu
Bos satir (istege bagli)
```

Şekil 3.5. MCNP veri giriş dosyası

² Yüzey Kartları Gösterimi: İlk olarak yüzey numarası yazılır. Sonra yüzeyin türünü gösteren alfabetik anımsatıcı (p: düzlem, s:küre, c: silindir) girilir ve en sonunda yüzeyin geometrik ölçüleri girilir.



Şekil 3.6. Örnek problemin geometrik modeli

(silindiri sınırlamak için) gerekir. Şekil 3.7'de örnek problemin MCNP veri giriş dosyasındaki yüzey kartları bloğu görülmektedir. Buna göre Şekil 3.7'deki gösterim şu şekilde özetlenebilir:

`11 sz 100.0 40.0`: 11 nolu yüzey, z eksenini 100.0 cm ötede kesen bir küre (sz) olup, yarıçapı 40.0 cm'dir.

`21 cz 5000.0`: 21 nolu yüzey, z ekseninde merkezlenmiş bir silindir (cz) olup, yarıçapı 5000.0 cm'dir.

`22 pz 0.0`, `23 pz 150.0`, `33 pz -100.0`: 22, 23 ve 33 nolu yüzeyler, z eksenini (pz) sırasıyla 0.0, 150.0 ve -100.0 cm'de kesen düzlemlerdir.

Bir yüzeyin tanımında kullanılan ilk girdi yüzeye hücre kartları bloğunda referans olacak etikettir. Bir hücre tanımlanırken sırasıyla hücre numarası/etiketi, hangi

```

c *- yüzey kartları bloğu *-
11 sz 100.0 40.0      $ fantom için küre
c
21 cz 5000.0         $ toprak ve hava için silindir
22 pz 0.0           $ toprak / hava ara düzlemi
23 pz 150.0         $ hava için üst düzlem/tavan
c
33 pz -100.0        $ toprak için alt düzlem / taban

```

Şekil 3.7. MCNP yüzey kartları bloğu

malzemeden oluştuğu (veri kartlarında tanımlanan malzemelerden) ve yoğunluğunun ne olduğu bilgileri girilir. Daha sonra hücrenin geometrisini oluşturacak yüzey bilgileri kombinatoriyal geometri kurallarına göre girilir. En son olarak oluşturulan hücrelerin eldeki problem açısından önem bilgileri girilir.

Şekil 3.8’de örnek problemin hücre kartları bloğu gösterilmektedir. Hücre tanımlama, *hücre kartları bloğu*⁽³⁾, gösterimi şu şekilde özetlenebilir;

`10 1 -0.001205 -11 imp:p=1`: 10 numaralı hücre, 1 numaralı malzemeden yapılmış olup, yoğunluğu 0.001205 g/cm^3 ’tür (yoğunluk “-” ile verildiğinde g/cm^3 cinsinden olduğu anlaşılır). Bu hücreyi 11 nolu yüzeyin (küre) içi (-) oluşturur ve hücrenin fotonlar (p) için önemi 1’dir.

`20 1 -0.001205 11 -21 22 -23 imp:p=1`: 20 numaralı hücre, 1 numaralı malzemeden yapılmış olup, yoğunluğu 0.001205 g/cm^3 ’tür. Bu hücreyi 11 nolu yüzeyin (küre) dışı (+), 21 nolu yüzeyin (silindir) içi (-), 22 nolu yüzeyin ($z=0$ düzlemi) üstü (+) ve 23 nolu yüzeyin ($z=150$ düzlemi) altı (-) oluşturur. Hücrenin fotonlar (p) için önemi 1’dir.

`30 2 -1.3 -21 -22 33 imp:p=1`: 30 numaralı hücre, 2 numaralı malzemeden yapılmış olup, yoğunluğu 1.3 g/cm^3 ’tür. Bu hücreyi 21 nolu yüzeyin (silindir) içi (-), 22 nolu yüzeyin ($z=0$ düzlemi) altı (-), 33 nolu yüzeyin ($z=-100$ düzlemi) üstü

c	malzeme	yoğunluk	11	21	22	23	33	imp:p
10	1	-0.001205	-11					1
20	1	-0.001205	11	-21	22	-23		1
30	2	-1.3		-21	-22	33		1
100	0		#10	#20	#30			0

Şekil 3.8. MCNP hücre kartları bloğu

³ Hücre Kartları Gösterimi: Hücre numarası programın ilk satırının ilk beş kolonuna girilen sayıdır. Bu veriden hemen sonra, beş rakamı geçmeyecek şekilde keyfi olarak seçilen malzeme numarası girilir. Daha sonra malzemenin yoğunluğu g/cm^3 cinsinden negatif sayı olarak girilir. Yoğunluk pozitif sayı olarak girildiğinde program yoğunluğun birimini $10^{24} \text{ atom/cm}^3$ olarak anlar. Eğer ortam boşluk ise, malzeme numarası 0 olarak girilir ve yoğunluk belirtilmez.

(+) oluşturur. Hücrenin fotonlar (p) için önemi 1'dir.

`100 0 #10 #20 #30 imp:p=0`; 100 numaralı hücre, boşluktan (0) ibarettir. 10, 20 ve 30 nolu hücrelerin dışından (#) oluşur. Hücrenin fotonlar (p) için önemi 0'dır.

Yukarıda yüzey ve hücre kartları blokları ile üç boyutlu geometri ve malzeme özellikleri tanımlanan problemin kaynak, malzeme ve detektör bilgileri veri kartları bloğunda tanımlanır. Hücre kartları bloğunda malzeme numarası ile anılan malzemelerin element bileşimleri ve bileşimlerin oranı hakkında bilgi, *malzeme kartları*⁽⁴⁾ (m1, m2, vb.) ile verilir (Şekil 3.9).

Örnek problemde 1 numaralı malzeme hava ortamın bileşimini tanımlamaktadır. 6000, 7000, 8000 ve 18000 ifadeleri sırasıyla, 1 numaralı malzemenin bileşenleri olan C, N, O ve Ar için MCNP kütüphane dosyalarında yer alan tesir kesiti tablolarında kullanılacak izotop kodlarıdır. Bu elementlerin yüzde ağırlıkları sırasıyla %0.0124 C, %75.5268 N, %23.1781 O ve %1.2827 Ar şeklinde verilir. Örnek problemdeki 2 numaralı malzeme toprağın bileşimini vermektedir. MCNP kütüphane dosyalarında yer alan tesir kesiti tablolarında kullanılacak izotop kodları 13000, 6000, 20000, 26000, 19000, 12000, 7000, 11000, 8000, 14000 ve 22000 olarak sırasıyla Al, C, Ca, Fe, K, Mg, N, Na, O, Si ve Ti için tanımlanır. Bu elementlerin de yüzde ağırlıkları sırasıyla %7.3 Al, %2.1 C, %1.4 Ca, %3.9 Fe, %0.9 K, %0.5 Mg, %0.1 N, %0.6 Na, %50.1 O, %32.7 Si, ve %0.4 Ti şeklinde verilir.

Problem türünü belirlemek için `mode` komutu kullanılır. Bu kart ile program içerisinde transportu yapılacak parçacıkların türü belirlenir. Çizelge 3.1'de MCNP'de transportu yapılabilecek parçacık türleri gösterilmiştir. `mode p` programın sadece fotonları takip edeceğini belirtir.

⁴ Materyal Kartları Gösterimi: Problemden kullanılan malzemelerin izotop içeriklerinin tanımlandığı kartlardır. Bu kısımda kullanılacak her malzeme bir malzeme numarası ile tanımlanır ve program içerisinde bu malzemeler bu program ile çağrılırlar.


```

c *- veri kartlari blogu *-
c *- materyal kartlari
c   hava (rho = 0.0010205 g/cm3)
m1   6000 -0.000124 $ C
      7000 -0.755268 $ N
      8000 -0.231781 $ O
      18000 -0.012827 $ Ar
c   toprak (rho= 1.3 g/cm3)
m2   13000 -0.073 $ Al
      6000 -0.021 $ C
      20000 -0.014 $ Ca
      26000 -0.039 $ Fe
      19000 -0.009 $ K
      12000 -0.005 $ Mg
      7000 -0.001 $ N
      11000 -0.006 $ Na
      8000 -0.501 $ O
      14000 -0.327 $ Si
      22000 -0.004 $ Ti
c *- problem tanim karti
mode p
c *- kaynak tanim kartlari
sdef par 2 $ 2:foton
     erg 0.100 $ 0.1 MeV enerjili parcaciklar
     cel 30 $ kaynak hucre no
     axs 0 0 1 $ silindirik dagilim icin eksen
     rad d1 $ silindirik dagilim icin yaricap
     ext d2 $ silindirik dagilim icin yukseklik
c
sil 0.0 5000.0 $ yariçap,0-5000 cm arasi
si2 -100.0 0.0 $ yukseklik,100-0 cm arasi
c *- tally kartlari
f6:p 10 $ 10 nolu hucredeki dozu hesapla
e0 0.01 0.02 0.03 0.04 0.05 0.06 0.07 0.08 0.09 0.1
nps 1e8 $ 100 milyon oyku calistir

```

Şekil 3.9. MCNP veri kartları bloğu

Çizelge 3.1. MCNP’de transferi yapılabilen parçacık türleri

Mode	Görev
mode n	Sadece nötron transportu (varsayılan)
mode n p	Nötron ve foton transportu
mode p	Sadece foton transportu
mode e	Sadece elektron transportu
mode p e	Foton ve elektron transportu
mode n p e	Nötron, foton ve elektron transportu

Bir problemde kullanılacak kaynak bilgileri `sdef` deyimi ile tanımlanır. `par` komutu kaynak parçacıkların türünü (fotonlar için `par 2`), `erg` deyimi kaynak parçacıkların MeV cinsinden başlangıç enerjisini, `cel` deyimi kaynak hücreyi, `axs` deyimi silindirik dağılım için kullanılacak referans eksenini, `rad` deyimi silindirik

dağılım için radyal aralığı (silindirin merkezi ile çapı arasında kalan tüm bölge), `ext` deyimini ise silindirik dağılım için eksenel değişimi tanımlar.

Problem çalışıp bütün öyküleri bitirdikten sonra MCNP'nin hangi nicelikleri kullanıcıya sunacağı *tally kartları*⁽⁵⁾ yardımı ile belirlenir. `f6:p 10` deyiminde, numarası 10 olan hücrede (küresel fantom) bırakılan dozun f6 foton (p) tally'si olarak verileceği anlatılır. Tally sonuçlarının 0.01- 0.1 MeV enerji aralığında 0.01 MeV adımlarla hangi enerji aralığında özetleneceği e0 kartı ile açıklanır. MCNP'nin sıkça kullanılan tally türleri Çizelge 3.2'de verilmiştir.

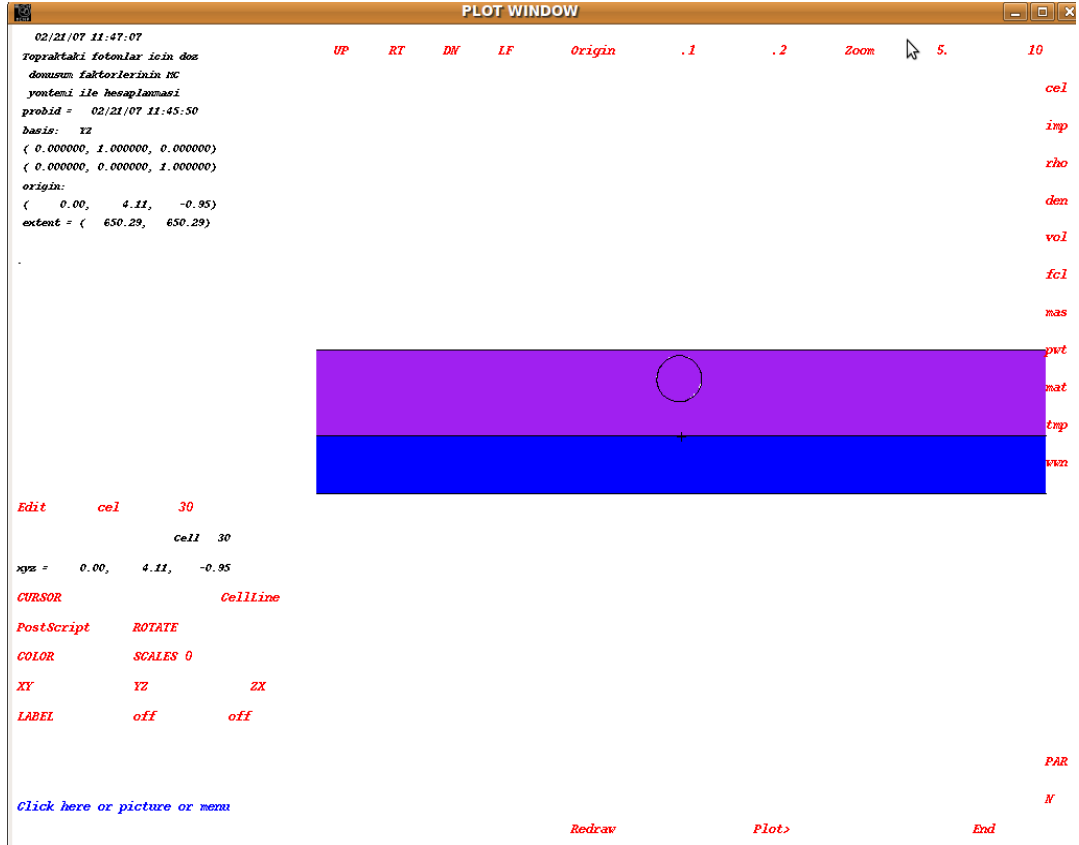
Problemde kaç öykü çalıştırılacağı `nps` kartı ile belirlenir. `nps 1e8` komutu ile simülasyonda yüz milyon öykünün deneneceğini anlatır.

Şekil 3.10'da örnek problemin geometrisinin MCNP'den alınmış kesitsel görüntüsü verilmektedir. Geometrik tanımlamada bir sorun yoksa problemin transport aşamasına geçilir. Problem çalışıp tüm öyküleri bitirdiğinde sonuçları bir output (çıkış) dosyasında verilir. Tally skorları, parçacık başına değerler olarak bağıl hata ile birlikte verilir (Şekil 3.11).

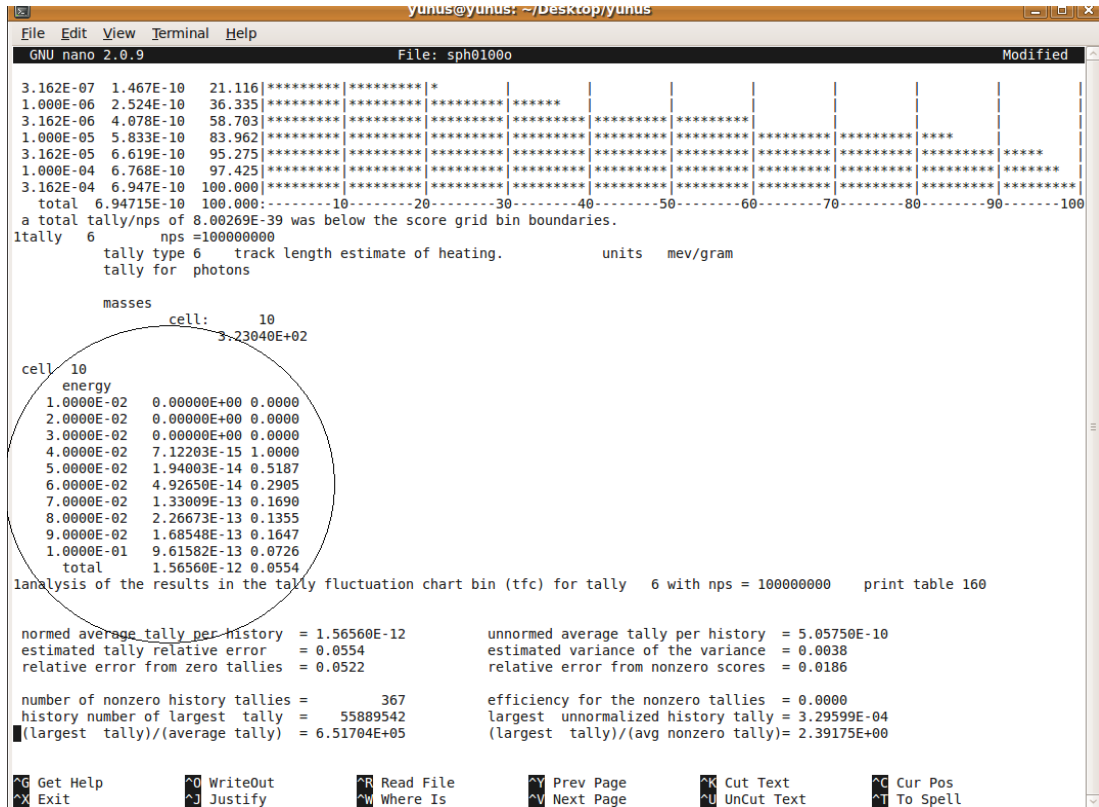
Çizelge 3.2. MCNP içinde kullanılabilen tally türleri (Shultis ve Faw, 2005)

Sembolü	Tally Türü	Birimi
f1	Tüm yüzey üzerinden integre edilen parçacık akımı	Parçacık
f2	Yüzey üzerindeki ortalama akı	Parçacık/cm ²
f4	Hücre üzerindeki ortalama akı	Parçacık/cm ²
f5a	Nokta veya halka dedektörün parçacık akısı	Parçacık/cm ²
f6	Her bir hücrede kütle başına biriken enerji	MeV/g
f8	Dedektörde üretilen pulsların enerji dağılımı	

⁵ Tally Kartları Gösterimi: Program sonrasında simülasyon sonuçlarının ne tür bir bilgi olarak alınacağını tanımlandığı kartlardır. Bu kartlar kullanılarak yüzey akısı, hücre akısı veya depolanan enerji gibi nicelikler programdan istenir. MCNP'de kullanılan temel tally kartı türü sayısı nötronlar için yedi, fotonlar için altı ve elektronlar için dört tane dir.



Şekil 3.10. Doz hesaplama örneğinin MCNP'den alınmış geometrisi



Şekil 3.11. MCNP'den alınmış tally output dosyası

3.3. Matematiksel Vücut Modeli

İnsan vücudunun anatomisi modellenirken vücuttaki organ ve dokuların yoğunluğu, bileşimi, büyüklüğü, şekli ve konumuna dair bilgilerin önceden bilgisayara tanıtılması gerekir. Vücuttaki farklı organ ve dokuların yoğunluk ve element bileşimlerine dair bilgiler literatürde mevcuttur (ICRP, 1975; ICRU, 1989). Örnek olarak Monte Carlo tekniği ile radyasyon transferinin modellenmesinde tanımlanan üç tür dokuya (yumuşak doku, kemik doku ve akciğer dokusu) ait yoğunluk ve element bileşimlerinin ağırlık yüzdeleri Çizelge 3.3’de verilmiştir.

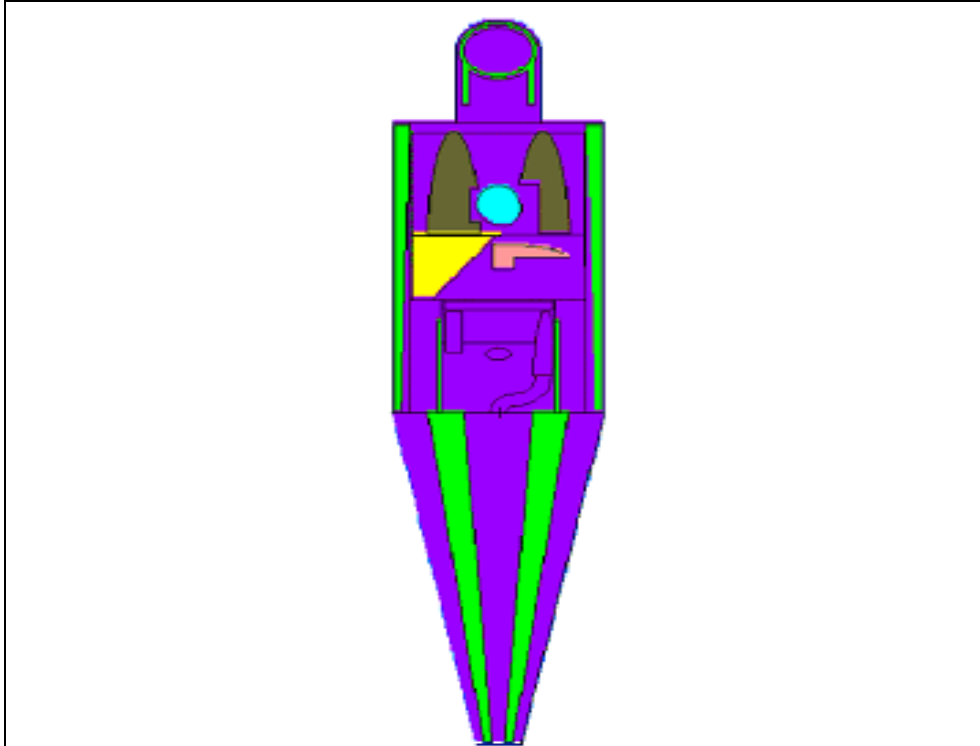
Organ ve dokuların büyüklük ve konumları toplumdaki bireyler arasında büyük farklılık gösterir. Bu yüzden, radyasyon dozimetrisinde organ dozları hesaplanırken ortalama bir vücut anatomisini temsil edebilecek standart modeller kullanılır. Bu modeller doku benzeri bileşime sahip malzemelerden üretilen fiziksel fantomlar (İnsan bedeni veya bedenin bir kısmının şekli) olabileceği gibi çeşitli

Çizelge 3.3. Vücut modelinde kullanılan dokuların element bileşimleri ve yoğunlukları (ICRP, 1975)

Element	Ağırlık Yüzdesi (%)		
	Yumuşak Doku (1.04 g/cm ³)	Kemik (1.4 g/cm ³)	Akciğer (0.296 g/cm ³)
H	10.454	7.337	10.134
C	22.663	25.475	10.238
N	2.490	3.057	2.866
O	63.525	47.893	75.752
F	---	0.025	---
Na	0.112	0.326	0.184
Mg	0.013	0.112	0.007
Si	0.030	0.002	0.006
P	0.134	5.095	0.080
S	0.204	0.173	0.225
Cl	0.133	0.143	0.266
K	0.208	0.153	0.194
Ca	0.024	10.19	0.009
Fe	0.005	0.008	0.037
Zn	0.003	0.005	0.001
Rb	0.001	0.002	0.001
Sr	---	0.003	---
Zr	0.001	---	---
Pb	---	0.001	---

tipteki düzlemler veya yüzeyler (küre, silindir, kare, dikdörtgen, elipsoid gibi) kullanılarak vücudun ve organların geometrisini bilgisayar ortamında yaklaşık olarak temsil edecek matematiksel fantomlar da olabilir.

Bu çalışmada, literatürde Referans İnsan olarak tanımlanan ve ortalama bir bireyin vücut özelliklerini içeren (Kütle: 73 kg; Boy: 1.76 m) bir veri tabanı üzerine kurulmuş bir matematiksel model kullanılmıştır (Cristy ve Eckerman, 1987). Şekil 3.12’de MCNP’nin grafik özellikleri ile alınmış kesitsel bir gösterimi sunulan ve koordinat sisteminin merkezinde yer alan matematiksel vücut modeli görülmektedir. 41 farklı anatomik yapıyı ayrıntılayabilen bu modelde kullanılan bazı organlara ait kütle, hacim, yaklaşık geometri ve doku bileşimi bilgileri Çizelge 3.4’de verilmiştir (ICRP, 1975; Cristy ve Eckerman, 1987). Bu çalışmada kullanılan bu model, başlıca üç ana bölümden meydana gelir; eliptik bir silindir boyun ve başı; bir diğer eliptik silindir, kolları, gövde, kalça ve göğüsleri; birleştirilmiş iki eliptik koni de ayaklar ve bacakları temsil eder.



Şekil 3.12. Referans İnsan vücut özelliklerine dayanarak oluşturulan matematiksel vücut modelinin MCNP’den alınmış önden bir görüntüsü (Cristy ve Eckerman, 1987)

Çizelge 3.4. Matematiksel vücut modeline ait bazı organ bilgileri

Organ	Kütle (g)	Hacim (cm ³)	Yaklaşık Geometri	Doku Bileşimi
Adrenal	14	15.7	Yarım elipsoit	Yumuşak doku
Akciğer	1 000	3 380.0	Yarım elipsoit	Akciğer doku
Alt kalın bağırsak	295	102.0	Silindir	Yumuşak doku
Beyin	1 429	1 370.0	Elipsoit	
Böbrek	310	288.0	Elipsoit kesiti	
Dalak	180	176.0	Elipsoit	
Deri	2 600	2 890.0	S kalınlıklı levha	
İnce bağırsak	1 040	1 060.0	Eliptik silindir	
Karaciğer	1 800	1 830.0	Eliptik silindir	
Kemik	10 000			Kemik doku
Kalp duvarı	330	437.0	Dört çeyrek elipsoit	Yumuşak doku
Meme	400	388.0	Parça elipsoit	
Mide duvarı	150	250.0	Eş merkezli iki elipsoit	
Pankreas	100	90.7	Yarım elipsoit	
Mesane duvarı	45	63.7	Koni kesiti	
Testis	35	37.6	Elipsoit	
Timus	20	20.1	Elipsoit	
Üst kalın bağırsak	295	96.3	Eş merkezli iki eliptik silindir	

3.4. Kaynak Modeli

Bu çalışmada küresel bir fantom ya da insan vücudunu temsil eden matematiksel vücut modeli, 50 m yarıçapında ve 1 m kalınlıktaki toprak zemin üzerindeki hava ortam içerisine yerleştirilmiştir (Şekil 3.6). Yoğunluğu 1.3 g/cm³ olan toprağın element bileşimleri Çizelge 3.5’de gösterilmiştir (Clouvas ve ark., 2000). Tek enerjili fotonlar yayan bir kaynak, toprak içerisinde düzgün dağılmış olarak varsayılmış ve izotropik olarak yayımlanan fotonların, küresel bir doz hücresinde ya da matematiksel vücut modelinin etkin doz hesabında kullanılan 41 organında bıraktığı doz miktarı MCNP'nin F6 tally dedektörü ile MeV/g/parçacık cinsinden okunmuştur. Bu organların bazıları ve kütle bilgileri Çizelge 3.6’da verilmiştir.

Çizelge 3.5. Toprağın element bileşimleri

Element	%	Element	%
Al	7.3	N	0.1
C	2.1	Na	0.6
Ca	1.4	O	50.1
Fe	3.9	Si	32.7
K	0.9	Ti	0.4
Mg	0.5		

Çizelge 3.6. Matematiksel vücut modeli ile etkin doz hesaplamada kullanılan organlar ve kütleleri

Organ	Kütle (g)
Yumurtalıklar	8.72
Kemik (kafatası, omurilik, kaburga, köprücük kemiği, kürek kemiği, leğen kemiği, kol kemikleri, bacak kemikleri)	10 000.70
Kalın bağırsak (Azalan bağırsak, sigmoid bağırsak)	309.82
Akciğer	997.52
Mide	418.08
Mesane	258.65
Meme	350.48
Karaciğer	1 888.64
Yemek borusu	41.81
Tiroid bezi	31.37
Arta kalan organlar (adrenal, beyin, üst kalın bağırsak, yükselen bağırsak, çapraz bağırsak, ince bağırsaklar, böbrek, pankreas, dalak, timus, rahim)	3 676.40

4. ARAŞTIRMA BULGULARI VE TARTIŞMA

4.1. Simülasyon Sonuçları

Bu çalışmada topraktaki radyoaktivite konsantrasyonundan radyasyon dozuna geçişi sağlayan iki tür nicelik ele alınmaktadır: Doz dönüşüm katsayısı (DDK; (nGy/h)/(Bq/kg)) ve etkin doz dönüşüm katsayısı (EDDK; (µSv/y)/(Bq/kg)). DDK hesabı küresel bir fantomda soğurulan doz esas alınarak gerçekleştirilirken; EDDK hesabı için bir tüm vücut modelinin kritik organ ve dokularında soğurulan radyasyon dozu miktarı gerekmektedir. Her iki nicelik için öncelikle MCNP simülasyonlarından MeV/parçacık cinsinden soğurulan dozlar elde edilmiş ve bu değerler 1.602×10^{-10} katsayısı ile çarpılarak Gy/parçacık birimine dönüştürülmüştür. Buradan DDK'yı elde etmek için küresel fantomda soğurulan doz üzerinde

$$\frac{\text{Gy}}{\text{parçacık}} \times \frac{\text{parçacık}}{\text{Bq}} \times \frac{\text{nGy}}{\text{Gy}} \times \frac{3600\text{s}}{\text{h}} \times \text{Topr. ktl. (kg)} \quad (4.1)$$

işlemi gerçekleştirilmiştir. EDDK'yı elde etmek için ise vücut modelinin kritik organ ve dokularında soğurulan dozlar

$$\frac{\text{Gy}}{\text{parçacık}} \times \frac{\text{parçacık}}{\text{Bq}} \times \frac{\text{Sv}}{\text{Sv}} \times \frac{3600\text{s}}{\text{y}} \times \text{Topr. ktl. (kg)} \quad (4.2)$$

işlemi ile önce eşdeğer doza, daha sonra Denklem 1.1 ve Denklem 1.2 yardımıyla da etkin doz dönüşüm katsayısı haline getirilmiştir. Fotonlar için $w_R = 1$ olduğundan, son işlemde Gy ile Sv eşdeğer olarak düşünülmüştür.

Bu çalışmada, 100 keV-3 MeV aralığındaki tek enerjili fotonlar için küresel fantom kullanılarak elde edilen DDK değerleri Çizelge 4.1'de ve matematiksel vücut modeli kullanılarak elde edilen EDDK değerleri Çizelge 4.2'de bağıl hata ile birlikte verilmektedir.

Çizelge 4.1. Tek enerjili fotonlar için küresel fantom ile elde edilen DDK değerleri

Enerji (keV)	DDK {(nGy/h)/(Bq/kg)}	Bağlı hata (%)	Enerji (keV)	DDK {(nGy/h)/(Bq/kg)}	Bağlı hata (%)
100	0.00922	5.5	1600	0.38609	3.4
200	0.02974	4.4	1700	0.41315	3.4
300	0.05103	4.2	1800	0.44286	3.3
400	0.07376	4.1	1900	0.46645	3.3
500	0.09866	4.0	2000	0.48572	3.3
600	0.12765	3.8	2100	0.51915	3.2
700	0.15564	3.7	2200	0.54262	3.2
800	0.18170	3.7	2300	0.57246	3.2
900	0.20827	3.6	2400	0.59908	3.1
1000	0.22894	3.6	2500	0.62196	3.1
1100	0.25147	3.6	2600	0.66169	3.1
1200	0.27232	3.6	2700	0.70233	3.0
1300	0.29835	3.6	2800	0.72227	3.0
1400	0.32752	3.5	2900	0.74336	3.0
1500	0.35764	3.4	3000	0.76502	3.0

Çizelge 4.2. Tek enerjili fotonlar için matematiksel vücut modeli ile elde edilen EDDK değerleri

Enerji (keV)	EDDK {(µSv/y)/(Bq/kg)}	Bağlı hata (%)	Enerji (keV)	EDDK {(µSv/y)/(Bq/kg)}	Bağlı hata (%)
100	0.05517	5.7	1600	2.37477	5.6
200	0.16931	6.2	1700	2.59636	5.5
300	0.31086	5.9	1800	2.77947	5.4
400	0.42720	6.0	1900	3.08247	5.4
500	0.56121	5.7	2000	3.17809	5.3
600	0.70661	5.7	2100	3.34373	5.1
700	0.84786	5.5	2200	3.52753	5.0
800	1.01678	5.2	2300	3.57630	4.9
900	1.25917	6.8	2400	3.76689	4.7
1000	1.41408	6.6	2500	4.03749	4.9
1100	1.52717	6.3	2600	4.36233	5.0
1200	1.70227	6.4	2700	4.39026	4.8
1300	1.86926	6.1	2800	4.45693	4.8
1400	2.07959	6.1	2900	4.62260	4.6
1500	2.23152	6.0	3000	4.88221	4.7

Bu çalışmada ayrıca ^{232}Th ve ^{238}U serileri ile ^{137}Cs ve ^{40}K çekirdeklerinin yaydığı 99.497–2 614.533 keV enerji aralığındaki 62 farklı gama piki de ele alınmıştır. Matematiksel vücut modeli kullanılarak her bir gama enerjisi için elde edilen etkin doz dönüşüm katsayısı, gama pikine ait ışın şiddeti ile çarpılarak (Firestone, 1996) {(µSv/y)/(Bq/kg)} cinsinden Çizelge 4.3'te listelenmiştir. Ayrıca topraktaki radyoaktif çekirdeklerin gama pikleri için bu çalışmada elde edilen EDDK

değerlerinin literatürdeki {(nGy/h)/(Bq/kg)} cinsinden verilen DDK değerleriyle kıyaslanabilmesi için

$$\frac{\mu\text{Sv}}{y\mu\text{Sv}} \times \frac{10^{-6} \text{ Sv}}{0,7 \text{ Sv}} \times \frac{\text{Gy}}{24\text{h}} \times \frac{10^9 \text{ nGy}}{365} \times \frac{y}{y} \quad (4.3)$$

dönüşümü yapılmış ve bulunan DDK değerleri Çizelge 4.3'e eklenmiştir.

Çizelge 4.3. Topraktaki radyoaktif serilere ait çekirdeklerin gama enerjileri, ışınım şiddetleri ve matematiksel vücut modeli ile elde edilen EDDK değerleri

Çekirdek	Enerji (keV)	Işınım şiddeti (%)	EDDK {(μSv/y)/(Bq/kg)}	Bağıl hata (%)	DDK {(nGy/h)/(Bq/kg)}
²³⁸U Serisi					
²²⁶ Ra	186.1	3.5	0.00530	5.7	0.00086
	²²⁶ Ra	Toplamı	0.00530		0.00086
²¹⁴ Pb	241.981	7.5	0.01826	6.7	0.00298
	295.213	18.5	0.06101	6.0	0.00995
	351.921	35.8	0.14579	6.1	0.02377
	²¹⁴ Pb	Toplamı	0.22506		0.03670
²¹⁴ Bi	609.312	44.7906	0.32763	6.0	0.05343
	665.453	1.2897	0.01022	5.4	0.00167
	768.356	4.799	0.04495	5.8	0.00733
	806.174	1.1198	0.01118	5.3	0.00182
	934.061	3.0294	0.03945	6.6	0.00643
	1 120.287	14.7969	0.23162	6.3	0.03777
	1 155.19	1.6397	0.02749	6.5	0.00448
	1 238.11	5.8588	0.09496	15.0	0.01549
	1 279	0.011	0.00020	6.1	0.00003
	1 280.96	1.4397	0.02592	6.1	0.00423
	1 377.669	3.9192	0.07632	13.8	0.01245
	1 401.5	1.5497	0.03216	6.1	0.00524
	1 407.98	2.7994	0.05839	6.2	0.00952
	1 509.228	2.1196	0.04712	5.9	0.00768
	1 661.28	1.1398	0.02809	5.6	0.00458
	1 729.595	2.8794	0.07878	5.5	0.01285
1 764.494	15.3568	0.41548	5.5	0.06776	
1 847.42	2.0396	0.06048	5.3	0.00986	
2 118.55	1.1398	0.03814	5.0	0.00622	
2 204.21	4.859	0.17158	5.1	0.02798	
	²¹⁴ Bi	Toplamı	1.82013		0.29683
	U-238	Toplamı	2.05049		0.33439
⁴⁰ K	1 460.83	10.6696	0.23724	6.1	0.03869
	K-40	Toplamı	0.23724		0.03869
¹³⁷ Cs	661.66	85.1	0.69126	5.7	0.11273
	Cs-137	Toplamı	0.69126		0.11273

Çizelge 4.3. (Devam)

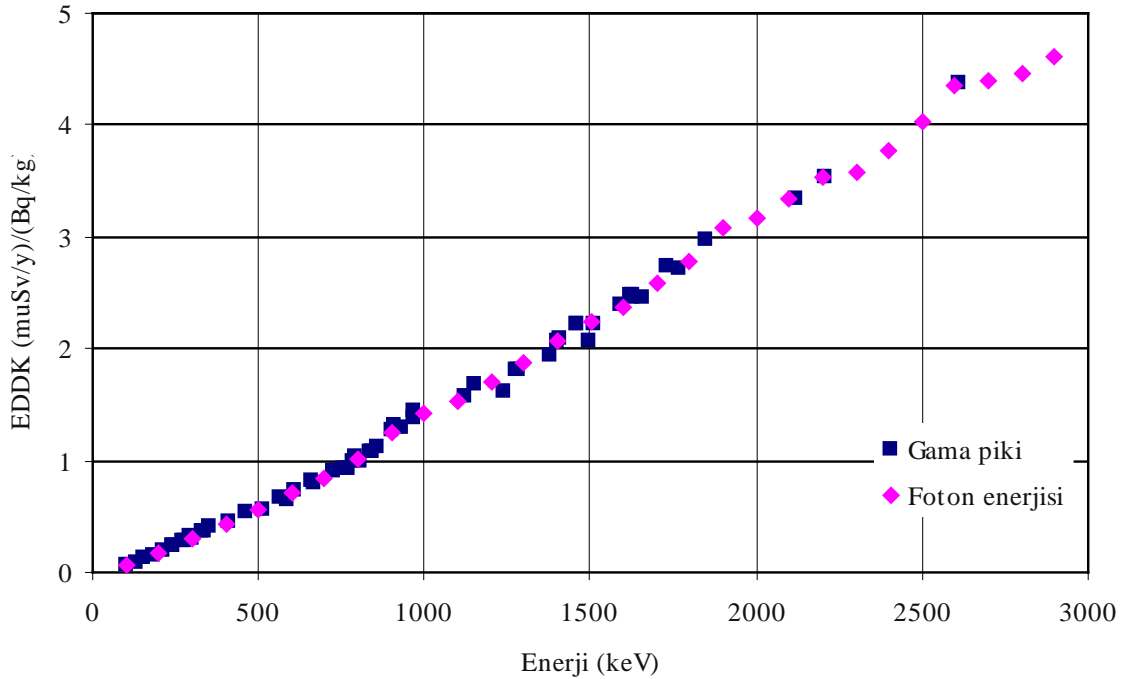
Çekirdek	Enerji (keV)	Işıma şiddeti (%)	EDDK {(µSv/y)/(Bq/kg)}	Bağlı hata (%)	DDK (nGy/h)/(Bq/kg)}
²³² Th serisi					
²²⁸ Ac	99.497	1.2768	0.00070	5.6	0.00011
	129.065	2.4472	0.00223	8.2	0.00036
	153.977	0.7368	0.00091	5.8	0.00015
	209.253	3.8836	0.00733	6.9	0.00119
	270.243	3.4314	0.00932	5.8	0.00152
	327.995	2.9526	0.01075	6.2	0.00175
	338.322	11.2518	0.04153	6.1	0.00677
	409.456	1.9365	0.00862	5.6	0.00141
	463.005	4.4422	0.02361	5.9	0.00385
	562.5	0.8698	0.00581	5.8	0.00095
	726.863	0.6384	0.00576	5.5	0.00094
	755.315	1.0055	0.00939	5.1	0.00153
	772.291	1.5029	0.01405	5.4	0.00229
	794.947	4.3358	0.04469	5.2	0.00729
	835.71	1.6758	0.01799	6.5	0.00293
	840.377	0.939	0.01012	6.6	0.00165
	904.2	0.782	0.01001	6.7	0.00163
	911.205	26.6	0.34917	8.6	0.05694
	964.77	5.1072	0.07051	6.8	0.01150
	968.971	16.1728	0.23237	6.7	0.03790
1 459.14	0.798	0.01773	6.1	0.00289	
1 495.91	0.8938	0.01855	7.7	0.00302	
1 588.21	3.2718	0.07845	5.7	0.01279	
1 624.99	0.2633	0.00647	5.5	0.00106	
1 630.627	1.596	0.03948	5.4	0.00644	
	²²⁸ Ac	Toplamı	1.03555		0.16888
²²⁴ Ra	240.987	3.97	0.00927	6.7	0.00151
		²²⁴ Ra	Toplamı	0.00927	0.00151
²¹² Pb	238.632	43.3	0.09924	6.7	0.01618
	300.087	3.2778	0.01016	5.9	0.00166
	²¹² Pb	Toplamı	0.10940		0.01784
²¹² Bi	727.33	6.579	0.05945	5.4	0.00970
	785.37	1.1018	0.01093	5.5	0.00178
	1 620.5	1.4862	0.03683	5.5	0.00601
	²¹² Bi	Toplam	0.10721		0.01748
²⁰⁸ Tl	277.358	2.2477	0.00626	5.7	0.00102
	510.77	8.0577	0.04466	5.7	0.00728
	583.191	30.1102	0.19735	5.6	0.03218
	860.564	4.4282	0.04985	6.6	0.00813
	2 614.533	35.3406	1.54558	5.0	0.25205
	²⁰⁸ Tl	Toplamı	1.84369		0.30067
	Th-232	Toplamı	3.10511		0.50638

Şekil 4.1’de, bu çalışmada incelenen 30 foton enerjisi ve 62 gama piki için matematiksel vücut modeli kullanılarak elde edilen EDDK değerleri enerjiye bağlı olarak çizilmiştir. Doğrusal bir enerji bağımlılığı içerdiği gözlenen bu değerlere bir eğri uydurulduğunda

$$EDDK = 0.00169E - 0.25953 \quad (4.4)$$

bağıntısı korelasyon katsayısı $R^2 = 0.99585$ ile elde edilir. Bu çalışmada incelenmeyen diğer enerji (E; keV) değerlerine özgü EDDK $\{(\mu\text{Sv/y})/(\text{Bq/kg})\}$ değerleri bu denklem kullanılarak tespit edilebilir.

Bu çalışmada, Linux işletim tabanlı ve çift çekirdekli bilgisayarlar ile toplam 30 foton enerjisi ve 62 gama piki için simülasyon yapılmıştır. Her bir simülasyon için 10^9 öykü çalıştırılmış ve her simülasyon yaklaşık olarak 72 saat sürmüştür. Yapılan simülasyonlar sonucunda soğurulan dozların %5-15 aralığında bir bağıl hata ile elde edilmiştir.



Şekil 4.1. Matematiksel vücut modeli ile elde edilen EDDK değerlerinin enerjiye bağımlılığı (30 foton enerjisi ve 62 gama piki)

4.2. Simülasyon Sonuçlarının Literatür Verileriyle Kıyaslanması

Bu çalışmada tek enerjili fotonlar için küresel fantom kullanılarak elde edilen DDK değerlerinin literatürde mevcut bazı veriler ile kıyaslanması Çizelge 4.4'te verilmiştir (Clouvas, 2000; Askri, 2007). Bu çalışmanın sonuçları ile literatür verileri arasında gözlenen uyum uygulanan geometrik modelleme ve doz hesaplama yönteminin doğruluğunu teyit etmektedir.

Topraktaki radyoaktif çekirdeklerin yayımladığı 62 farklı gama piki için matematiksel fantom kullanılarak elde edilen EDDK değerleri Denklem (4.3) yardımıyla DDK değerlerine dönüştürülmüş ve Çizelge 4.5'te bu verilerin literatür verileri ile kıyaslanması verilmiştir (Clouvas, 2000; Quindos, 2004). Çizelgeden görüleceği gibi, literatür verileri arasında gözlenen uyumsuzluk, bu çalışmalarda kullanılan fantomlar, Monte Carlo programları veya ölçüm metodolojileri arasındaki farklılara atfedilebilir. Bu çalışma sonuçlarının genellikle literatür verilerinden düşük olduğu görülmektedir. Bunun sebebi bu çalışmada insan vücudunu temsilen matematiksel bir fantom kullanılması ve dönüşüm katsayılarının kritik organlarda soğrulan dozları içeren etkin doz cinsinden belirlenmesi olarak sıralanabilir. Literatürde kullanılan küresel fantomun insan anatomisindeki organ büyüklükleri, konumları ve bileşimleri gibi ayrıntıları doğru bir şekilde temsil edemeyeceği açıktır. Yanısıra, küresel fantomda soğrulan doza dayanılarak hesaplanan DDK değerlerinin,

Çizelge 4.4. Tek enerjili fotonlar için küresel fantomla hesaplanan DDK değerlerinin literatür verileriyle kıyaslanması

Enerji (MeV)	DDK {(nGy/h)/(Bq/kg)}						
	Bu çalışma	Clouvas	Kocher	Chen	Likar	Saito	Askri
200	0.02974	0.0282	0.0363	0.0380	0.0414	0.0420	0.0281
400	0.07376	0.0743	0.1015	0.0997	0.0985	-	0.0734
800	0.18170	0.1733	0.2205	0.2135	0.2070	-	0.1710
1000	0.22894	0.2228	0.2765	0.2614	0.2660	0.2793	0.2215
1500	0.35764	0.3539	0.4139	0.4053	0.3970	0.4128	0.3486
2000	0.48572	0.4857	0.5498	0.5662	0.5410	0.5792	0.4763
2500	0.62196	0.6771	-	-	0.6590	-	0.6151
3000	0.76502	0.7554	0.8071	0.7979	0.7370	0.8603	0.7317

Çizelge 4.5. Topraktaki radyoaktif çekirdekler için hesaplanan EDDK değerlerinden elde edilen DDK değerlerinin literatür verileriyle kıyaslanması

Çekirdek	DDK {(nGy/h)/(Bq/kg)}				
	Bu çalışma	Cluovas	Saito	Beck	Quindos
<i>²³⁸U Serisi</i>					
²²⁶ Ra	0.00086	0.00092	0.00125	-	-
²¹⁴ Pb	0.03670	0.04150	0.05460	0.04720	0.11830
²¹⁴ Bi	0.29683	0.33849	0.40100	0.37800	0.34680
Toplam	0.33439	0.38092	0.46300	0.43000	0.45510
<i>²³²Th serisi</i>					
²²⁸ Ac	0.16888	0.18526	0.22100	0.27800	0.21320
²²⁴ Ra	0.00151	0.00156	0.00214	-	-
²¹² Pb	0.01784	0.01180	0.02770	0.02120	0.02600
²¹² Bi	0.01748	0.02256	0.02720	0.02120	0.02500
²⁰⁸ Tl	0.30067	0.28944	0.32600	0.32100	0.31930
Toplam	0.50638	0.51678	0.60400	0.66600	0.58350
⁴⁰ K	0.03869	0.03780	0.04170	0.04220	0.04290

matematiksel fantomun kritik organ ve dokularında soğurulan dozlar kullanılarak elde edilen etkin doza dayanılarak hesaplanan EDDK değerleri kadar realistik olmayacağı söylenebilir. Bu açıdan bakıldığında, bu çalışmada elde edilen EDDK değerlerinin toprak kökenli radyoaktiviteden kaynaklanan yıllık dozu daha doğru belirleyebileceği düşünülebilir.

4.3. Simülasyon Sonuçlarının Şanlıurfa Ölçümlerine Uygulanması

Şanlıurfa yöresinde daha önce yapılan topraktaki radyoaktivite konsantrasyon (Bq/kg) ölçüm sonuçları Çizelge 4.6’te verilmiştir (Bozkurt ve ark., 2007). Çizelge 4.7’de, Şanlıurfa yöresi için ²³⁸U ve ²³²Th serileri ile ⁴⁰K çekirdeğinden kaynaklanan topraktaki radyoaktivite konsantrasyon (Bq/kg) ölçüm sonuçlarının bu çalışmada elde edilen EDDK değerleri ile çarpılması sonucunda belirlenen yıllık etkin doz (µSv/y) değerleri, toprak örneklerinin yapıldığı noktanın koordinatları ile birlikte verilmektedir. Bu değerler uygun enlem/boylam bilgileri ile birlikte Şanlıurfa haritası üzerine izodoz eğrileri biçiminde yerleştirilerek, Şanlıurfa için yıllık etkin doz haritası elde edilebilir.

Çizelge 4.6. Şanlıurfa yöresinde yapılan topraktaki radyoaktivite konsantrasyon (Bq/kg) ölçüm sonuçları (Bozkurt ve ark. 2007)

		238U			232Th		40K	137Cs
		226Ra	214Pb	214Bi	208Tl	228Ac		
Merkez	Kızlar	18.223	10.372	8.441	15.722	17.043	172.780	1.830
	Tülmen	26.147	16.003	12.339	14.104	16.191	264.540	7.116
	Payamlı	23.420	11.325	9.817	25.523	25.313	301.440	9.332
	Uğurlu	50.160	27.991	23.521	45.708	43.214	543.570	5.483
	Yardımcı	33.528	15.487	12.943	25.923	24.676	339.330	8.238
	Yayla	36.124	18.806	16.409	34.896	36.383	372.690	5.458
	Terzi	40.803	24.995	22.510	44.551	43.122	397.600	8.576
	Yağmurlu	30.847	18.381	15.903	19.873	17.667	260.700	14.173
	Akziyaret	24.828	14.661	11.544	25.825	25.735	238.320	15.013
	Müjdecı	25.282	14.987	12.572	14.980	13.367	185.770	12.439
	İkiağız	30.722	16.023	12.979	20.997	19.956	255.140	3.871
	Mamuca	30.951	18.668	15.540	20.802	20.383	339.950	4.322
	Şanlıurfa	26.581	11.152	7.620	23.448	23.289	250.650	10.477
	Akçakale	Şehitnusretbey	28.774	17.147	15.195	34.765	33.801	441.530
Akçakale		29.786	20.953	18.085	21.690	24.309	317.850	4.754
Ekinyazı		25.356	16.764	13.530	12.033	10.906	168.110	4.212
Pekmezli		29.472	13.267	10.822	27.190	26.759	352.620	5.762
Elveren		30.757	19.323	17.748	28.829	28.885	355.360	16.963
Birecik	Böğürtlen	30.116	20.188	17.501	6.154	7.859	88.258	24.575
	Birecik	7.798	4.102	3.126	10.545	10.968	199.940	16.071
Bozova	Bozova	42.089	29.231	25.814	7.015	7.957	122.240	7.467
	Arıkök	27.224	15.491	13.111	21.497	20.844	216.730	0.954
	Atatürk Barajı	26.897	17.147	11.762	19.268	21.230	193.250	4.984
Ceylanpınar	Ceylanpınar	32.668	20.782	17.378	17.308	19.862	287.150	13.176
Halfeti	Sırataşlar	41.115	24.383	20.276	37.472	36.984	221.930	9.478
	Balaban	67.619	34.819	30.915	54.794	53.030	446.470	14.610
	Halfeti	23.447	11.616	9.775	9.047	8.793	78.434	8.774
Harran	Oğulcuk	26.835	16.343	14.971	25.055	28.103	339.380	6.938
	Minare	35.342	20.080	16.376	28.230	24.862	457.070	6.743
	Yolgider	25.746	17.577	17.557	24.489	24.242	407.080	3.084
Hilvan	Ovacık	30.963	17.433	14.690	27.859	29.277	315.910	9.825
	Gölcük	32.110	15.766	12.225	32.942	34.228	344.570	7.326
	Hilvan	55.144	26.149	23.225	48.206	48.214	396.770	2.836
Siverek	Çaylarbaşı	17.399	7.975	5.884	13.695	13.119	246.050	16.575
	Dağbaşı	37.328	14.468	11.177	25.360	24.954	286.780	17.813
	Siverek	22.935	16.578	12.826	36.564	35.850	339.210	6.662
	Şekerli	26.864	13.542	12.506	25.766	24.404	302.370	7.340
	Karakeçi	18.249	8.008	6.901	19.248	18.303	274.390	18.755
Suruç	Onbırnisan	39.245	22.181	18.654	29.390	28.503	346.680	6.053
	İzci	23.832	14.071	12.440	14.039	15.085	134.560	9.957
	Suruç	42.374	20.204	19.039	29.340	30.131	409.770	5.121
	Mürşitpınar	11.984	17.352	14.830	22.397	23.089	297.640	13.156
Viranşehir	Elgün	31.711	19.160	15.287	33.465	32.821	401.170	6.401
	Demirci	24.995	10.386	8.461	14.501	13.280	370.570	6.205
	Biçerli	29.775	14.892	13.883	33.529	34.406	355.240	13.972

Çizelge 4.7. Şanlıurfa yöresinde yapılan topraktaki radyoaktivite konsantrasyon ölçümlerinin (Bq/kg) EDDK değerleri ile ($\mu\text{Sv/y}$)/(Bq/kg) çarpılması sonucunda elde edilen etkin doz ($\mu\text{Sv/y}$) değerleri

		Koordinat		Yıllık etkin doz			
		N	E	238U	232Th	40K	Toplam
Merkez	Kızlar	15.41	47.07	25.314	50.870	40.991	117.175
	Tülmen	17.85	39.78	37.243	47.035	62.760	147.038
	Payamlı	20.97	31.76	30.458	78.926	71.515	180.899
	Uğurlu	24.39	26.13	69.493	138.056	128.959	336.508
	Yardımcı	26.71	20.29	42.348	78.558	80.504	201.410
	Yayla	1.83	37.03	48.760	110.665	88.418	247.843
	Terzi	1.05	53.21	60.358	136.117	94.328	290.804
	Yağmurlu	1.16	0.65	44.517	58.283	61.849	164.649
	Akziyaret	1.90	25.43	34.881	80.050	56.540	171.471
	Müjdeci	24.76	59.45	36.117	44.010	44.073	124.200
	İkiağz	15.09	2.14	40.821	63.582	60.530	164.933
	Mamuca	13.74	57.15	44.536	63.942	80.651	189.129
	Şanlıurfa	9.71	4.40	30.999	72.562	59.465	163.026
Akçakale	Şehitnusretbey	1.86	58.28	41.773	106.453	104.750	252.975
	Akçakale	58.44	15.16	47.041	71.416	75.408	193.865
	Ekinyazı	58.04	26.39	38.037	35.614	39.883	113.534
	Pekmezli	54.81	21.92	36.609	83.759	83.657	204.025
	Elveren	4.57	51.30	46.360	89.604	84.307	220.271
Birecik	Böğürtlen	51.12	51.67	46.345	21.756	20.939	89.039
	Birecik	42.75	57.77	10.270	33.400	47.435	91.105
Bozova	Bozova	43.61	8.72	66.391	23.245	29.001	118.636
	Arıkök	45.07	26.73	38.157	65.737	51.418	155.312
	Atatürk Barajı	52.42	2.43	38.143	62.875	45.847	146.866
Ceylanpınar	Ceylanpınar	9.59	49.00	48.411	57.709	68.125	174.244
	Halfeti	24.83	46.70	58.626	115.597	52.651	226.875
	Balaban	13.19	59.51	91.146	167.403	105.922	364.472
	Halfeti	13.54	27.13	30.647	27.698	18.608	76.952
Harran	Oğulcuk	59.61	20.65	39.745	82.531	80.516	202.791
	Minare	22.00	47.35	49.074	82.428	108.437	239.939
	Yolgider	30.18	46.83	41.611	75.658	96.577	213.846
Hilvan	Ovacık	28.92	3.30	43.119	88.707	74.948	206.774
	Gölcük	35.76	58.60	41.079	104.285	81.747	227.111
	Hilvan	42.20	0.95	71.438	149.697	94.131	315.267
Siverek	Çaylarbaşı	54.31	18.03	21.365	41.630	58.374	121.369
	Dağbaşı	44.74	18.41	43.042	78.115	68.037	189.194
	Siverek	34.61	22.60	35.774	112.427	80.475	228.676
	Şekerli	27.31	26.45	36.165	77.892	71.735	185.792
	Karakeçi	48.26	56.05	22.663	58.300	65.097	146.061
Suruç	Onbirmisan	47.01	9.27	54.735	89.882	82.248	226.864
	İzci	55.83	0.32	34.409	45.217	31.924	111.550
	Suruç	55.02	5.86	55.785	92.332	97.215	245.332
	Mürşitpınar	55.95	10.18	30.187	70.620	70.613	171.420
Viranşehir	Elgün	4.36	8.24	45.219	102.913	95.175	243.307
	Demirci	4.58	1.60	29.966	43.132	87.915	161.013
	Biçerli	10.59	48.02	40.019	105.473	84.278	229.770

5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Bu tezin yapılmasındaki amaç, toprak zemin üzerindeki hava ortam içerisinde bulunan matematiksel bir vücut modelinin doğal radyasyona bağlı olarak aldığı doza göre aktivite konsantrasyonundan etkin doza doz dönüşüm katsayılarının belirlenmesidir. Ancak etkin doz dönüşüm katsayılarının kullanılabilir olup olmadığının sınanabilmesi için bu değerler bazı dönüşümler kullanılarak, literatürdeki ifadeyle doz dönüşüm katsayılarına dönüştürülmüştür. Bu şekilde literatür ile kıyaslama yapılabilmektedir. Simülasyonlar tek enerjili fotonlar ve doğal radyasyonu oluşturan radyonüklitlerin gama pikleri olmak üzere iki farklı kaynak durumu gözetlenerek gerçekleştirilmiştir.

Küresel fantom için hesaplanan doz dönüşüm katsayıları literatürdeki doz dönüşüm katsayıları ile kıyaslandığında aralarında farklılıklar gözlenmesine rağmen iyi bir uyum göstermiştir. Matematiksel fantom için hesaplanan etkin doz dönüşüm katsayılarının ise literatür verilerinden daha düşük olduğu gözlenmiş ve aradaki farklılık kullanılan fantomun insan vücudunu daha ayrıntılı modellenmesi ve hesaplanan nicelik olan etkin dozun kritik organları da içeren daha gerçekçi bir nicelik olmasına bağlanmıştır.

Bu tezde simülasyonu yapılan toprak modelinde fantomdan uzak noktalardan gelen kaynak parçacıklarının tamamının matematiksel vücut modeli ile etkileşmediği görülmüştür. Bu teze paralel olarak ileride yapılacak çalışmalarda, kaynak modeli değiştirilebilir. Yani, modelde kullanılan toprak kaynağın çapı aynı kalmak şartı ile kaynağın alt tarafının merkezden dışa doğru kalınlığı azaltılabilir. Yanı sıra toprak hacmi katmanlar biçiminde modellenerek kaynak verimi derinliğe bağlı olarak incelenebilir. Küresel fantomun hava olarak tanımlanan iç hacminin bileşimi su veya doku eşdeğeri olarak değiştirilerek DDK'ya etkileri araştırılabilir. Ayrıca ileriki çalışmalarda vücut organlarının birebir tasvir edildiği daha gerçekçi bir

tüm vücut modeli olan tomografik insan modelleri kullanılabilir. Bu şekilde, elde edilecek verilerin kullanılabilirlik derecesi artırılmış olur.

KAYNAKLAR

- ASKRI, B., MANI, K., TRABELSI, A., and BACCARI, B., 2007. Optimised Geometry to Calculate Dose Rate Conversion Coefficient for External Exposure to Photons. *Radiation Protection Dosimetry*, 128(3); 279–288.
- BOZKURT, A., YORULMAZ, N., KAM, E., KARAHAN, G., ve OSMANLIOGLU, A. E., 2007. Assesment of Environmental Radyoactivity for Sanliurfa Region of Southeastern Turkey. *Radiation Measurements*, 42(8); 1387-1391.
- BECK, H. L., DECAPO J., and GOGOLAK, C., 1972. In Situ Ge(Li) and NaI(Tl) Gamma-ray Spectrometry. *Health and Safety*, 75, New York.
- BRIESMEISTER, J. F. 2000. MCNP-A General Monte Carlo N-particle Transport Code, Version 4C. Technical Report No. LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory, New Mexico.
- CHEN, S. Y., 1991. Calculation of Effective Dose-Equivalent Responses for External Exposure from Residual Photon Emitters in Soil. *Health Physics*, 60(3); 411-426.
- CLOUVAS, A., XANTHOS, S., ANTONOPOULOS-DOMIS, M., and SILVA, J., 2000. Monte Carlo Calculation of Dose Rate Conversion Factors for External Exposure to Photon Emitters in Soils. *Health Physics*, 78(3); 295-302.
- CRISTY, M., and ECKERMAN, K. F. 1987. Specific Absorbed Fractions of Energy at Various Ages from Internal Photon Sources, part I: Methods. Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-8381 V1-V7.
- FIRESTONE, R. B. 1996. Table of Isotopes. Version 1.0. Office of Energy Research, Office of High Energy and Nuclear Physics, Nuclear Physics Division of the US Department of Energy Under Contract DE-AC03-76SF00098, Subcontract LBL No. 4572810.
- HENRIKSEN, T., and MAILLIE, H. D., 2003. *Radiation and Health*. Taylor and Francis. 226. London and New York.
- ICRP PUBLICATION 23. 1975. Report of the Task Group on Reference Man. International Commission on Radiological Protection, Oxford, UK.
- ICRP PUBLICATION 60. 1993. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Oxford, UK.
- ICRU REPORT 44. 1989. Tissue Substitutes in Radiation Dosimetry and Measurement. International Commission on Radiation Units and Measurements, Bethesda, MD, USA.
- KOBLINGER, L., and NAGY, G. Y., 1985. Calculations on the Relationship Between Gamma Source Distributions in the Soil and External Doses. *The Science of The Total Environment*, 45; 357-364.
- KOCHER, D. C., 1983. Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photon and Electrons. *Health Physics*, 45(3); 665-666.
- KOCHER, D. C., and SJOREEN, A. L., 1985. Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photon Emitters in Soil. *Health Physics*, 42(2); 193-205.

- LIKAR, A., VIDMAR, T., and PUCELJ, B., 1998. Monte Carlo Determination of Gamma-Ray Dose Rate with the GEANT System. *Health Physics*, 75(2); 165-169.
- MARTIN, J. E. 2006. *Physics for Radiation Protection. A Handbook*. WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Weinheim, 822. Germany.
- MORIN, R. L. 1988. *Monte Carlo Simulation in the Radiological Sciences*. CRC Press, Inc.
- MURPHY, C. A., PERERA, T. D., 2001. The Definition and Potential Role of Simulation Within an Aerospace Company. *Winter Simulation Conference*, 829-237 s.
- PODGORSKAK, E. B. 2005. *Radiation Physics for Medical Physicists, Biological and Medical Physics, Biological Engineering*. McGill University, Montreal, Canada.
- QUINDOS, L. S., and FERNANDEZ, P. L., and RODENAS, C., 2004. Conversion Factors for External Gamma Dose Derived from Natural Radionuclides in Soils. *Journal of Environmental Radioactivity*, 71(2); 139–145.
- ROBERT, C. P., and CASELLA, G. 1999. *Monte Carlo Statistical Methods*. Springer.
- ROGERS, D. W. O., BIELAJEW, A. F. 1990. Monte Carlo Techniques of Electron and Photon in Radiation Dosimetry. In: KASE, K. R.; BJORNGARD, B. E.; ATTIX, F. H. 1990. *The Dosimetry of Ionizing Radiation. Volume III*. First Printing. San Diego, CA: Academic Press.
- SAITO, K., and JACOP, P., 1995. Gamma Ray Fields in the Air Due to Sources in the Ground. *Radiation Protection Dosimetry*, 55(1); 29-45.
- SHULTIS, J. K., FAW, R.E. 2005. *An MCNP Primer*. Kansas State University, Manhattan. KS 66506.
- THORNE, M.C., 2003. Background radiation: Natural and man-made. *Journal of Radiological Protection*, 23; 29-42.

ÖZGEÇMİŞ

1976 yılında Mardin’de doğdu. İlk, orta ve lise öğrenimini Şanlıurfa’da tamamladı. 1996 yılında Dicle Üniversitesi, Eğitim Fakültesi, Fizik Öğretmeliği Bölümü’nü kazanarak, 2000 yılında lisans eğitimini tamamladı. Aynı yıl Milli Eğitim Bakanlığı’na bağlı bir okulda öğretmen olarak göreve başladı. Eylül 2003’te Harran Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Fizik Anabilim Dalı’nda yüksek lisans yapma hakkını kazandı. Evli ve bir çocuk babasıdır.

ÖZET

Bu çalışmada, literatürde Referans İnsan olarak tanımlanan ve ortalama bir bireyin vücut özelliklerini içeren, 73 kg ağırlığında ve 1.76 m uzunluğunda bir matematiksel vücut modeli kullanılmıştır. Vücut modeli, 50 m yarıçapında ve 1 m kalınlıktaki yoğunluğu 1.3 g/cm^3 olan toprak zemin üzerindeki hava ortam içerisine yerleştirilmiştir. Toprak hacmine düzgün dağıtılmış varsayılan izotropik kaynağın 30 foton enerjisi ve topraktaki ^{232}Th ve ^{238}U serilerindeki çekirdekler ile ^{137}Cs ve ^{40}K çekirdeklerinin yaydığı 62 farklı gama enerjisinin her biri için, vücut modelinin etkin doz hesabında kullanılan 41 organında bıraktığı doz miktarı MCNP yardımıyla belirlenmiştir. Her bir ışınlama durumu için etkin doz dönüşüm katsayıları $\{(\mu\text{Sv/y})/(\text{Bq/kg})\}$ belirlenmiştir. Bu çalışmada elde edilen EDDK kullanılarak Şanlıurfa'nın çeşitli bölgeleri için o bölgede yaşayan insanların maruz kaldığı yıllık etkin dozlar belirlenmiştir.

Bu çalışmada elde edilen EDDK değerleri ile literatür değerleri arasında kıyaslama yapabilmek için EDDK değerleri, DDK'ya çevrilmiş ve matematiksel vücut modeli kullanılarak elde edilen DDK değerleriyle literatürde küresel fantom kullanılarak elde edilen DDK değerleri arasında farklıklar gözlenmiştir. Matematiksel vücut modeli kullanılarak elde edilen DDK değerlerinin, organlarda soğurulan dozlara dayanılarak ayrıntılı bir biçimde hesaplanmış olmasından dolayı literatürde küre içinde soğurulan doza dayanılarak elde edilen DDK değerlerine göre daha gerçekçi olduğu tespit edilmiştir.

SUMMARY

In this study, a mathematical whole-body model (mass:73 kg; height:1.76 m) based on the Reference Man which includes the body features of an average man was used. The phantom was placed in an air medium on top of a 1 m thick soil ground with 50 m radius and 1.3 g/cm^3 density. An isotropic source emitted 30 different photon energies and 62 different gamma peaks of ^{232}Th , ^{238}U , ^{137}Cs and ^{40}K radionuclides. For each source energy, MCNP was used to calculate the absorbed doses in 41 organs/tissues of the body model and the result was converted to effective dose rate conversion coefficient $\{(\mu\text{Sv/y})/(\text{Bq/kg})\}$. Using these coefficients, the annual effective doses for different location of Şanlıurfa were determined.

The EDCC values were later converted to DCC in order to compare the results of this study with literature values. The differences observed were attributed to the methodologies followed by different studies, as well as the differences in representing the human body with a sphere (literature studies) and a mathematical phantom (this study).