

**РЪКОВОДСТВА
ЗА БЕЗОПАСНОСТ**
ПО ПРИЛАГАНЕ НА
НОРМАТИВНИТЕ ИЗИСКВАНИЯ

РЪКОВОДСТВО

**ЗА РАДИАЦИОННА ЗАЩИТА ПРИ РАБОТА С ОТКРИТИ
ИЗТОЧНИЦИ**

РР-27/2025



**АГЕНЦИЯ ЗА ЯДРЕНО РЕГУЛИРАНЕ
BULGARIAN NUCLEAR REGULATORY AGENCY**



СЪДЪРЖАНИЕ

1	ОБЩИ ПОЛОЖЕНИЯ	3
2	СИСТЕМА ЗА РЕГУЛИРАНЕ НА ДЕЙНОСТИ С ИЗТОЧНИЦИ НА ЙОНИЗИРАЩИ ЛЪЧЕНИЯ. СТЕПЕНУВАН ПОДХОД	4
3	ОСНОВНИ СВЕДЕНИЯ ЗА ИЗПОЛЗВАНЕТО НА ОТКРИТИ ИЗТОЧНИЦИ В ОБЛАСТТА НА МЕДИЦИНАТА, ПРОМИШЛЕНОСТТА И НАУКАТА.....	8
4	ИЗПОЛЗВАНЕ НА ОТКРИТИ ИЗТОЧНИЦИ ЗА НУКЛЕАРНА МЕДИЦИНА И МЕТАБОЛИТНА ТЕРАПИЯ	15
5	СПЕЦИФИЧНИ ИЗИСКВАНИЯ И МЕРКИ ЗА ОСИГУРЯВАНЕ НА РАДИАЦИОННА ЗАЩИТА НА ПРОФЕСИОНАЛНО ОБЛЪЧВАНИ ЛИЦА И ЛИЦА ОТ НАСЕЛЕНИЕТО ПРИ ПРОЕКТИРАНЕ И ЕКСПЛОАТАЦИЯ НА ОБЕКТИ С ОТКРИТИ ИЗТОЧНИЦИ	31
6	ПОДХОДИ И УКАЗАНИЯ ЗА ОЦЕНКА НА ОЧАКВАНИТЕ ДОЗИ ПРИ ИЗВЪРШВАНЕ НА ДЕЙНОСТИ С ОТКРИТИ ИЗТОЧНИЦИ	54
7	ИЗПОЛЗВАНИ ДОКУМЕНТИ	59
	ПРИЛОЖЕНИЕ 1.....	63
	ПРИЛОЖЕНИЕ 2.....	70
	ПРИЛОЖЕНИЕ 3.....	73
	ПРИЛОЖЕНИЕ 4.....	77
	ПРИЛОЖЕНИЕ 5.....	82
	ПРИЛОЖЕНИЕ 6.....	86
	ПРИЛОЖЕНИЕ 7.....	95
	ПРИЛОЖЕНИЕ 8.....	97
	ПРИЛОЖЕНИЕ 9.....	104



1 ОБЩИ ПОЛОЖЕНИЯ

1.1 В ръководството са представени ясно, нагледно и детайлно:

- специфичните нормативни изисквания за осигуряване на радиационна защита и контрол при използване на открити източници предимно в областта на медицината, както и за стопански, научни или контролни цели;
- основни сведения, технически характеристики, особености и справочни данни за различните видове открити източници, използвани най-често за нуклеарномедицинска диагностика или за метаболитна терапия;
- методически указания и препоръки за оценка на дозите от външно и вътрешно облъчване за всички категории облъчвани лица (професионално облъчвани лица, лица от населението и пациенти при медицинско облъчване) при дейности по използване на открити източници;
- указания за прилагане на подходящи мерки за радиационна защита за всички категории облъчвани лица (професионално облъчвани лица, лица от населението и пациенти при медицинско облъчване);
- теоретични сведения и указания при проектиране на лъчезащита и определяне на контролни нива с цел оптимизация на радиационната защита в обекти с открити източници, включително примери от практиката;
- препоръки на международни институции и авторитетни научни организации за целите на радиационната защита при работа с открити източници.

1.2 Ръководството е предназначено за юридически и физически лица и служители в предприятия и лечебни заведения, чиито функции и задължения са свързани с:

- оценка за характера, вероятността за всяко облъчване, което може да бъде предизвикано от дейности по използването на открити източници, както и за очакваните дози на облъчване за професионално облъчвани лица, лица от населението и пациенти при медицинско облъчване;
- определяне на естеството и степента на радиационния риск за професионално облъчваните лица в обекти с открити източници, оптимизация на радиационната защита и ограничаване на облъчването при всички възможни условия на работа;
- планиране и осигуряване на необходимите мерки за радиационна защита за всички категории облъчвани лица;
- мониторинг на радиационните характеристики на работната среда, оценка и контрол за състоянието на радиационната защита в обекти с открити източници.

1.3 Ръководството може да се ползва като пособие за придобиване, поддържане и повишаване на знанията на лицензианти, титуляри на разрешения и всички други заинтересовани лица, които работят в областта на безопасното използване на открити източници.

1.4 Оценките на дозите от вътрешно облъчване, изведените вторични граници за ограничаване на облъчването и контролните стойности за оптимизация на радиационната защита, представени в това ръководство, са базирани на дозовите коефициенти, препоръчани от Международната комисия по радиационна защита съгласно Публикации 67, 68, 69, 71 и 116, и Приложение № 2 на Наредбата за радиационна защита.

1.5 Европейската комисия с документ ЕС2024/440 от 2024 година препоръчва да се ползват нови дозови коефициенти при вътрешно облъчване на професионално облъчваните лица, чиито стойности са дадени в Публикации 130, 134, 137, 141 и 151 на Международната комисия по радиационна защита.

1.6 Системата за регулиране на дейности с източници на йонизиращи лъчения и



прилагането на степенуван подход за целите на радиационната защита са представени в Раздел 2 на ръководството. Класификацията и категоризацията на източниците на йонизиращи лъчения, използваните в нуклеарната медицина, промишлеността и науката различни радионуклиди (34 на брой) и техните основни физични характеристики, са представени в Приложение 1.

1.7 Ръководство е разработено на основание § 5 от Заключителните разпоредби на Наредбата за радиационна защита. Литературните източници (над 60), въз основа на които е разработено ръководството, са посочени конкретно в последната част на ръководството.

2 СИСТЕМА ЗА РЕГУЛИРАНЕ НА ДЕЙНОСТИ С ИЗТОЧНИЦИ НА ЙОНИЗИРАЩИ ЛЪЧЕНИЯ. СТЕПЕНУВАН ПОДХОД

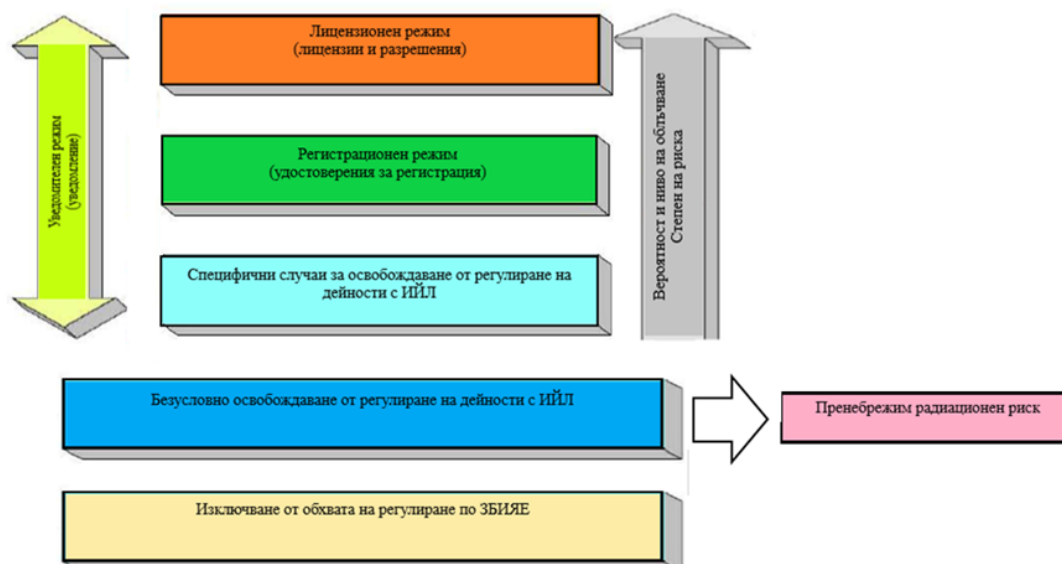
2.1 Съгласно ЗБИЯЕ дейности с ИЙЛ се извършват след получаване на разрешение, лицензия или удостоверение за регистрация, или след подаване на уведомление.

2.2 Не подлежат на регулиране по ЗБИЯЕ:

- дейности с ИЙЛ, при които радиационният риск е пренебрежимо малък и вероятността от настъпване на събитие, което да доведе до неговото повишаване, е незначителна;

- контролът върху дадената дейност с ИЙЛ не е оправдан и няма да доведе до допълнително намаляване на индивидуалните дози.

2.3 Системата за регулиране по ЗБИЯЕ на дейности с ИЙЛ (прилагане на разрешителен режим) е представена нагледно на следващата схема:





2.4 Съгласно ЗБИЯЕ лицензии се изискват за следните четири вида дейности с ИЙЛ:

- използване на ИЙЛ за стопански, медицински, ветеринарномедицински, научни цели или за осъществяване на контролни функции (с изключение на случаите, когато се изисква регистрация или уведомление);
- производство на ИЙЛ;
- превоз на радиоактивни вещества;
- производство на потребителски продукти, включително на медицински изделия по смисъла на Закона за медицинските изделия, чрез добавяне на радиоактивни вещества.

2.5 Съгласно ЗБИЯЕ разрешения се изискват за следните седем вида дейности с ИЙЛ:

- строителство, монтаж и предварителни изпитвания на обект с ИЙЛ (с изключение на случаите, когато предвидената дейност с ИЙЛ подлежи на уведомителен режим);
- извършване на промени в предвидени по проект конструкции, системи и компоненти, свързани с радиационната защита в обекти с ИЙЛ;
- извеждане от експлоатация на обект с радиоактивни вещества;
- временно съхраняване на радиоактивни вещества, получени при извършването на дейности с източници на йонизиращи лъчения или свързани с такава дейност;
- еднократен превоз на радиоактивни вещества;
- транзитен превоз на радиоактивни вещества;
- внос и износ на ИЙЛ.

2.6 В условията на лицензиите и разрешенията за дейности с ИЙЛ се определят специфични изисквания, касаещи оперативната радиационна защита, категоризацията на професионално облъчваните лица, организацията на работните места, мерките за радиационна защита в контролираните зони на обектите с ИЙЛ, базирайки се на съответните разпоредби на Наредбата за радиационна защита.

2.7 Специфичните изисквания за радиационен мониторинг и индивидуален дозиметричен контрол в обекти и при дейности с ИЙЛ са посочени в Приложение № 18 на Наредбата за радиационна защита.

2.8 Специфичните изисквания за водене на отчет и контрол на закрити и открити източници и за лицензиране на дейности с високоактивни източници са определени в Глава единадесета на Наредбата за радиационна защита.

2.9 Специфичните изисквания за подбор, професионална квалификация, първоначално и поддържащо специализирано обучение на професионално облъчваните лица в обекти с ИЙЛ и при дейности с ИЙЛ са определени в Наредбата за условията и реда за придобиване на професионална квалификация и за реда за издаване на лицензии за специализирано обучение и на удостоверения за правоспособност за използване на ядрената енергия.

2.10 Лицензия или разрешение за дейност с ИЙЛ се издава по искане на заявителя за извършване на обоснована дейност за обоснован срок и при условия, гарантиращи безопасното осъществяване на съответната дейност.

2.11 Лицензия за използване на открити източници, както и лицензия за производство на открити източници, се издава след въвеждане в експлоатация на съответния обект по реда на член 76 от Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия.

2.12 Всяка дейност с ИЙЛ трябва да бъде обоснована от гледна точка на очакваните икономически, социални и други ползи, при което трябва да бъде доказано, че ползата от дейността е по-голяма от възможната вреда за здравето на облъчените лица в резултат на



дейността.

2.13 Нови видове дейности с ИЙЛ, които могат да доведат до облъчване от йонизиращи лъчения, се обосновават предварително, отчитайки очакваните ползи, при което трябва да бъде доказано, че ползите са много повече от евентуални вредни въздействия върху здравето на лицата, подложени на облъчване.

2.14 При установяване на нови обстоятелства, доказателства или важна информация относно ефикасността на съществуващи видове дейности с ИЙЛ и потенциалните вредни последствия от тях, както и при въвеждане на нови технологии, технически средства или методи, чието предназначение е като това на вече обосновани и съществуващи дейности с ИЙЛ, се извършва задължително преразглеждане и преценка по отношение на обосноваността на тези дейности.

2.15 Обосновката на нова или съществуваща дейност с ИЙЛ е задължение на лицето, което възнамерява да извършва или вече извършва определена дейност с ИЙЛ. При обосновката се отчита възможното професионално облъчване и облъчване на лица от населението.

2.16 Когато се установи, че дейност с ИЙЛ не е обоснована от гледна точка на радиационната защита, поисканият от заявителя административен акт (лицензия, разрешение или удостоверение за регистрация) не се издава от регулаторния орган, като се прави отказ, като се посочват съответните мотиви.

2.17 При определяне на срока на валидност на лицензия, която се издава за дейност по използване на открити източници, се отчитат:

- класа на работа с открити източници (I, II или III клас), активност, физико-химическа форма, радионуклиден състав, радиотоксичност, други особености;
- спецификата и сложността на предвидените работи с открити източници от I, II или III клас;
- количеството, активността и радионуклидния състав на очакваните радиоактивни отпадъци при осъществяване на дейността;
- ограничителни условия, поставени от производителя на открити източници.

2.18 Срокът на валидност на лицензия се определя за всеки конкретен случай, отчитайки горепосочените обстоятелства и фактори за различните видове открити източници. Конкретните срокове се определят от регулаторния орган в зависимост от конкретните обстоятелства.

2.19 Периодичността за представяне на обобщени отчети (доклади) за състоянието на радиационната защита при осъществяване на дейност с открити източници се определя в условията към съответната лицензия и може да бъде:

- всяка година за открити източници за работи от I клас и циклотрони за производство на радиофармацевтици;
- веднъж на всеки две години за открити източници за работи от II клас;
- веднъж на всеки три години за открити източници за работи от III клас.

2.20 Административен акт за дейност с ИЙЛ (лицензия, разрешение или удостоверение за регистрация) се издава (или отказва) от регулаторния орган след установяване на съответствието (или несъответствието) на дейността с приложимите за нея нормативни изисквания.

2.21 Дозови критерии за оценка на радиационния риск (пренебрежим; незначителен; среден; висок) в обекти и при дейности с открити източници са дадени в следващата таблица:



Категории облъчвани лица	Дозови критерии при оценка на радиационен риск в ситуации на планирано облъчване			
	Висок риск	Среден риск	Незначителен риск	Пренебрежим риск
Професионално облъчвани лица	Годишна индивидуална	Годишна индивидуална	Годишна индивидуална	Годишна индивидуална
Граница на годишната индивидуална ефективна доза	ефективна доза по- голяма от 6 mSv	ефективна доза по- малка или равна на	ефективна доза по- малка от	ефективна доза до 10 µSv
20 mSv	Годишна индивидуална еквивалентна доза за очната леща, кожата или за крайниците, по- голяма от 3/10 от границите на дозите	6 mSv	1 mSv	
Лица от населението	Годишна индивидуална	Годишна индивидуална	Годишна индивидуална	Годишна индивидуална
Граница на годишната индивидуална ефективна доза	ефективна доза по- голяма от 0,3 mSv	ефективна доза по- малка или равна на	ефективна доза по- малка или равна на	ефективна доза до 10 µSv
1 mSv		0,3 mSv	0,1 mSv	

2.22 За целите на степенувания подход при осъществяване на радиационен мониторинг, индивидуален дозиметричен контрол и медицинско наблюдение в обекти с открити източници и при дейности с открити източници могат да бъдат определени две категории професионално облъчвани лица:

- категория А: лица, които могат да получат за период от една година индивидуална ефективна доза, по-голяма от 6 mSv, или еквивалентна доза за очната леща, по-голяма от 15 mSv, или еквивалентна доза за кожата или за крайниците, по-голяма от 150 mSv;
- категория Б: лица, които не се причисляват към лицата от категория А.



2.23 Степенуваният подход не намалява и не ограничава прилагането на нормативните изисквания за радиационна защита и не освобождава лицата, които извършват дейности с ИЙЛ, от изискванията за:

- осигуряване на оперативна радиационна защита и изпълнение на специфичните условия на издадените лицензии и разрешения;
- изпълнение на предвидените мерки за радиационна защита;
- осигуряване на защита в дълбочина;
- осигуряване на достатъчни ресурси за безопасното осъществяване на дейността.

2.24 Прилагането на степенуван подход дава възможност за оптимизация на ресурсите при осъществяване на дейности с ИЙЛ, без да се правят компромиси с безопасността.

3 ОСНОВНИ СВЕДЕНИЯ ЗА ИЗПОЛЗВАНЕТО НА ОТКРИТИ ИЗТОЧНИЦИ В ОБЛАСТТА НА МЕДИЦИНАТА, ПРОМИШЛЕНОСТТА И НАУКАТА

Приложения в медицината

3.1 "Нуклеарната медицина" е медицинска специалност и научна дисциплина, която използва за диагностична и лечебна дейност открити източници. Диагностичната информация се получава чрез използване на радиофармацевтици – химични или биологични съединения, съдържащи техногенни радионуклиди. Най-общо нуклеарната медицина може да бъде разделена условно на два клона, като се прилагат така наречените "in vivo" процедури и "in vitro" процедури.

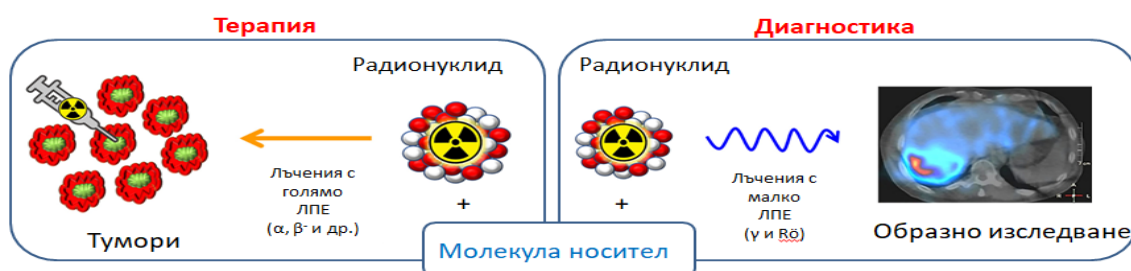
3.2 При "in vivo" (на живо) процедурите радиофармацевтиктът се въвежда в тялото на пациента интравенозно, перорално или инхалаторно, като се натрупва избирателно в тъканите и органите на човека. За оценка на скоростта на натрупване, местоположението и количеството на натрупване на радиофармацевтика излъчването от него се регистрира посредством подходящи детектори на йонизиращи лъчения, които най-често са разположени извън тялото на пациента. Съществуват и специално проектирани уреди за изследване в тялото на пациента, като радиометричните системи за интраоперативна диагностика. Предимство на нуклеарната медицина пред другите методи за образна диагностика е, че дава диагностична информация за функционирането на изследваните органи и системи на човека. По разпределението на радиофармацевтиците в различните органи на човешкото тяло след въвеждането им "in vivo" може да се определи функцията, формата, размерът, местоположението и структурата им, а по скоростта на постъпване, елиминиране на радиофармацевтика и степента на натрупването му се определя функционалното им състояние. Големият избор от радиофармацевтични продукти дава възможност методите да се прилагат успешно за изследване на практически всички органи и системи – сърце, бял дроб, мозък, бъбреци, щитовидна жлеза, черен дроб, кости и др., невроендокринни заболявания и заболявания на сърцето. Най-често използваните радионуклиди и техните физични характеристики са представени в Приложение 1. Най-използван при над 80 % от нуклеарно медицинските изследвания за диагностика при еднофотонната емисионна компютърна томография (SPECT) е ^{99m}Tc , а при изследванията с позитронно-емисионна томография (PET) е ^{18}F , под формата на флуордиоксиглюкоза (FDG).

3.3 Терминът „метаболитна терапия“ се среща в литературата под различни наименования - радионуклидна терапия, терапевтична радионуклидна терапия, радиофармацевтична терапия, нуклеарно медицинска терапия. Метаболитната терапия се



използва предимно при лечението на рак на щитовидната жлеза, на хипертиреоидните състояния, хематологичните заболявания, болков синдром при костни метастази, ревматоиден артрит и др. Радиофармацевтиците за метаболитна терапия се приемат от пациента по орален, венозен или интратуморен път, като лечебния ефект се реализира благодарение на избирателното им натрупване в органите и тъканите. Радионуклидите, подходящи за метаболитна терапия, са такива с голямо линейно предаване на енергия (ЛПЕ), т.е които ще отдадат енергията си директно в туморните клетки, при минимално облъчване на околната здрава тъкан (алфа-радионуклиди, бета-радионуклиди). В сравнение с типично използваните в нуклеарната диагностика, радионуклидите, използвани в метаболитната терапия са с по-дълъг период на полуразпадане и се прилагат с по-големи активности, което може да наложи хоспитализиране на пациентите. Очаква се употребата на алфа излъчващи радионуклиди в бъдеще да нарастне. Радионуклидите, които са от интерес за терапията с алфа лъчители, са ^{225}Ac , ^{211}At , ^{212}Bi , $^{212}\text{Pb}/^{213}\text{Bi}$, ^{224}Ra , ^{223}Ra , and ^{227}Th , ^{149}Tb [3, 45].

3.4 Съпътстващото излъчване и на гама-лъчения позволява с методите на нуклеарната диагностика да се получи количествена и качествена оценка на разпределението на натрупването на радиофармацевтика в пациента, което улеснява стадирането и проследяването на лечението, както и оценката на погълнатите дози в критичните органи на пациентите. Съвременен направление в нуклеарната медицина е “тераностиката”. Тя съчетава в себе си диагностичното изобразяване и терапия с еднакви или подобни молекули носители, които се маркират с различни радионуклиди или се прилагат различни активности. Принципната схема на тераностиката (адаптирано от Hun Yee Tan и съавтори [15]) е представена по-долу:



3.5 При “in vitro” методите радиофармацевтиктът се включва в биологичен субстрат от пациента, например кръвна плазма, серум, урина, слюнка, стомашен сок и други. Тези методи имат висока чувствителност при определяне на концентрациите на хормони, ензими, протеини, вируси, антитела и др. При тях се определя количеството радиоактивност в дадена проба в сравнение със стандарт. Към “in vitro” методите спадат радиоимунологичните и радиолигандните методи. Основният принцип на радиоимунологичния анализ е конкурентно свързване, при което радиоактивен антиген (“маркиращ”) се конкурира с нерадиоактивен антиген за фиксиран брой антитела. При радиолигандните методи свързващата съставка е специализирана белтъчна молекула. За маркиране най-често се използва ^{125}I . Други прилагани радионуклиди са ^{131}I , ^3H и ^{57}Co . В последните години радиоимунологичните методи се заместват с имунологични методи без употребата на радионуклиди.

Фантоми и контролни източници за нуклеарна медицина

3.6 В структурите по нуклеарната медицина, се използват различни обемни активни фантоми и контролни източници. Повечето от тях спадат към първа категория закрити източници, но някои могат да бъдат класифицирани и като открити.



3.7 За контрол на качеството на SPECT гама-камери се използват плоски източници ^{57}Co .



Плосък източник ^{57}Co за контрол на качеството на SPECT [10]

Приложения в промишлеността

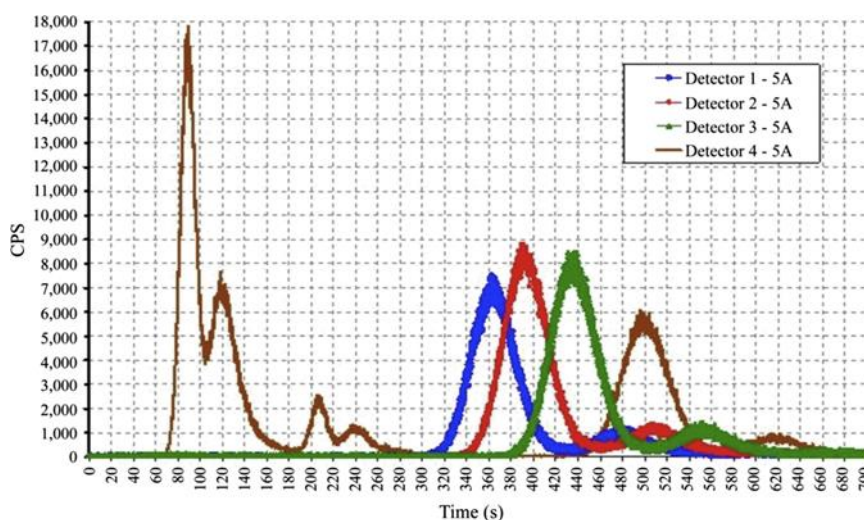
Геофизични проучвания

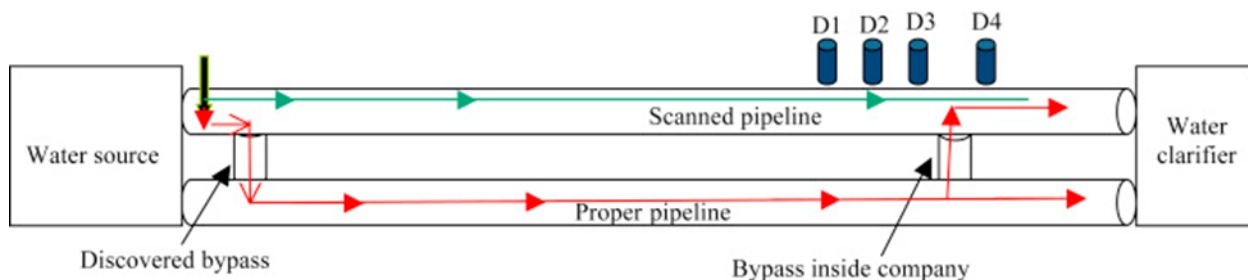
3.8 В областта на геофизичните проучвания най-често се използват радиоактивни благородни газове с относително къс период на полуразпадане, например ^{133}Xe . Целта е откриване на загуби и течове в подземни хранилища на нефт и газ. Поради това, че не взаимодействат с други вещества, изпускането им в околната среда след изследването има минимални последствия.

3.9 Съществуват методики за използване на радиоактивни течности – ^{131}I , ^{82}Br за откриване на течове в подземни тръбопроводи, бентове и язовирни стени, но с нарасналите изисквания за опазване на околната среда тези методи постепенно се заместват с нерадиоактивни такива.

3.10 Радиоактивни газове, като ^{79}Kr , или течности, като ^{140}La , ^{131}I , ^{82}Br , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{24}Na се използват като “трасери” за проследяване на процеси, установяване на стеснения, запушвания и евентуални пробиви в реагентни съдове, топлообменници, и тръбопроводи.

3.11 На следващата схема е показано разположението и показания на детекторите при обследване на водопровод с $^{99\text{m}}\text{Tc}$.



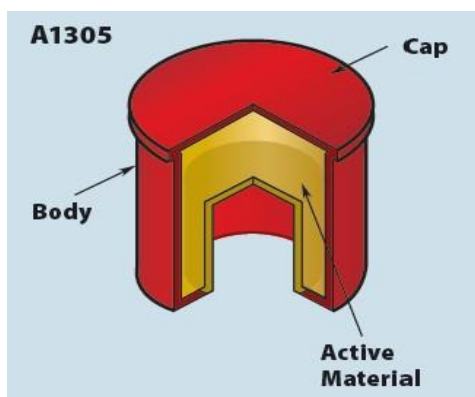


3.12 Промислени изделия, в които са включени радиоактивни вещества като елемент от изделието (например стартери на луминесцентни лампи, от които са произведени милиони бройки), може да съдържат радионуклиди като ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{85}Kr , ^{147}Pm или ^{232}Th с активност до 100 kBq.

Метрология на йонизиращи лъчения

3.13 В областта на измерванията на йонизиращи лъчения се използват най-различни радиоактивни източници за калибриране, сравняване и проверка на показанията на измервателната апаратура. Голяма част от тези източници се класифицират като открити, като видът, формата и конструкцията им зависят от предназначението. Най-общата класификация по вид и форма и предназначение включва:

- референтни материали, представляващи радиоактивно маркирани субстанции, с точно определена активност, които се използват като еталони при изследване на храни, обекти на околната среда и др. Активността им е сравнима с очакваното радиоактивно съдържание на изследваните продукти;
- еталонни радиоактивни разтвори, най-често предназначени за изработка в лабораторни условия на обемни стандарти и референтни материали. Активностите им са в много голям диапазон. Специфицират се по обемна активност;
- стандартни обемни източници, които могат да бъдат течности, газове или полутвърди субстанции в различни геометрии. Използват се за калибровка на радиометрична и спектрометрична апаратура. Радиоактивното им съдържание може да бъде мононуклидно или да представляват микс от множество нуклиди. Като правило, активността им е от порядъка на десетки до стотици kBq;

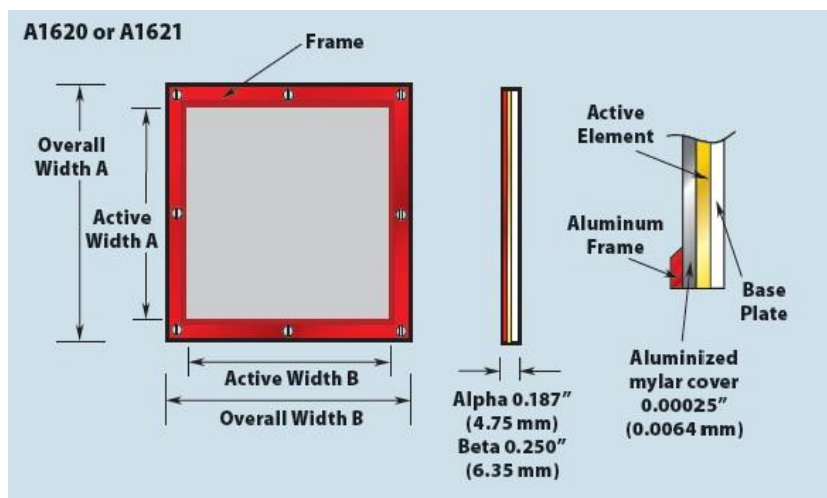


Обемен стандарт в геометрия Marinelli [10]

- площни еталонни източници (планшети), които се използват за проверка и калибриране на преносима апаратура за измерване на радиоактивно замърсяване.

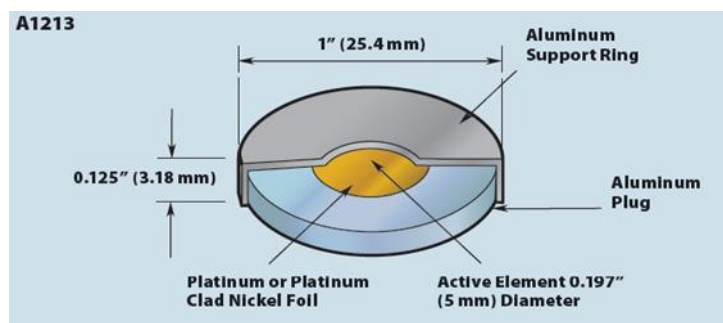


Радиоактивното вещество е покрито с тънък слой защитен материал, който лесно може да бъде повреден;



Устройство на правоъгълен планшет за калибровка на преносима апаратура за измерване на повърхностно замърсяване [10]

• източници с различно предназначение в детектираща и измервателна апаратура, като енергийни маркери, йонизатори, тестови източници в промишлена апаратура, контролни източници в радиометри, портални арки, монитори за ръце и крака и др., радиоактивни неутрализатори на статично електричество. Работната повърхност на този тип източници е защитена от много тънък слой и при периодичното им почистване лесно може да бъде нарушена, с което да се предизвика диспергирането им. Това се отнася в още по-голяма степен за гъвкавите източници – например фолио с нанесен ^{241}Am , използван като йонизатор.



Устройство на алфа източник, използван като йонизатор [10]

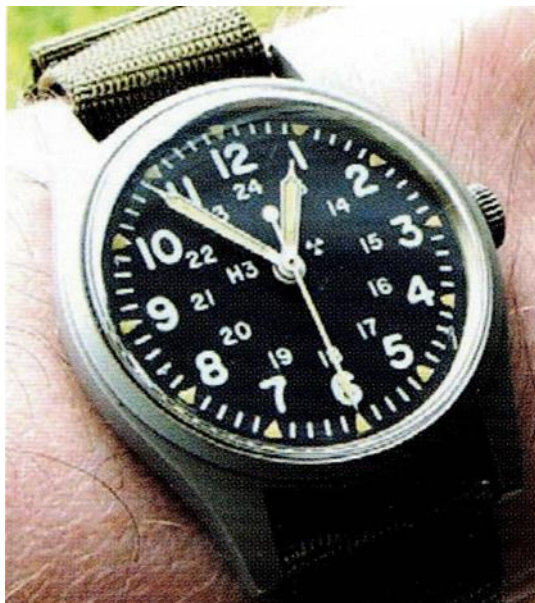
3.14 Част от изброените по-горе радиоактивни източници могат да се разглеждат и като закрити от категория 1 – това е въпрос на изпълнение и сертифициране на конструкцията. Независимо от това, в резултат на изменения в покриващия слой или матрицата, в която е фиксирано радиоактивното вещество, настъпили в резултат на продължителна експлоатация, не може да се изключи възможността за неговото диспергиране и разпространение. По тази причина често тези източници се наричат „условно закрити“.

Производство на светещи бои

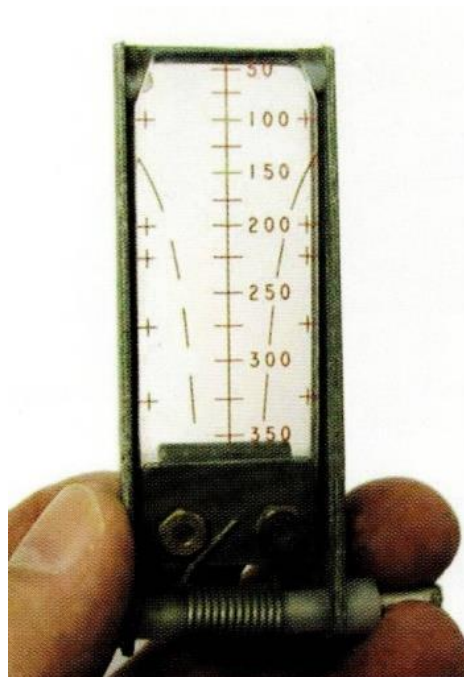
3.15 Производството на светещи бои е едно от най-старите приложения на радиоактивните вещества в открит вид. Първоначално се използва ^{226}Ra . Понастоящем се



използват предимно бои на основата на тритий (но не само), с които се покриват циферблатите на измервателни уреди и други устройства, които трябва да са ясно видими на тъмно.



Часовник със светещи цифри на циферблата. Боята е със съдържание на тритий, което е означено и върху часовника [46]



Светеща скала на ръчен гранатомет. Нанесен е тънък луминесцентен слой с включен ^{147}Pm [46]

Производство на радиоактивни вещества

3.16 Могат да се определят два типа производство на радиоактивни вещества:

- „пълно” производство, започващо от неактивен материал, облъчването му в реактор или ускорител, пречистване на получения продукт, химически синтез на крайния продукт, контрол на качеството, пакетиране, доставка, използване. Типичен пример за такова производство е това на ^{18}F -FDG;

- „частично” производство, състоящо се в процедури на радиохимичен синтез на продукт, на базата на доставен готов радиоактивен материал – като генератор на късоживеещ продукт или като радиохимичен разтвор. Примери за такова производство е ежедневния синтез на $^{99\text{m}}\text{Tc}$ базирани радиофармацевтици в отделенията по нуклеарна медицина, като радиоактивния продукт се получава от радионуклиден генератори и синтезът на маркирани с ^{177}Lu пептиди за метаболитна радионуклидна терапия, като радиоактивното вещество се доставя като радиохимичен разтвор.

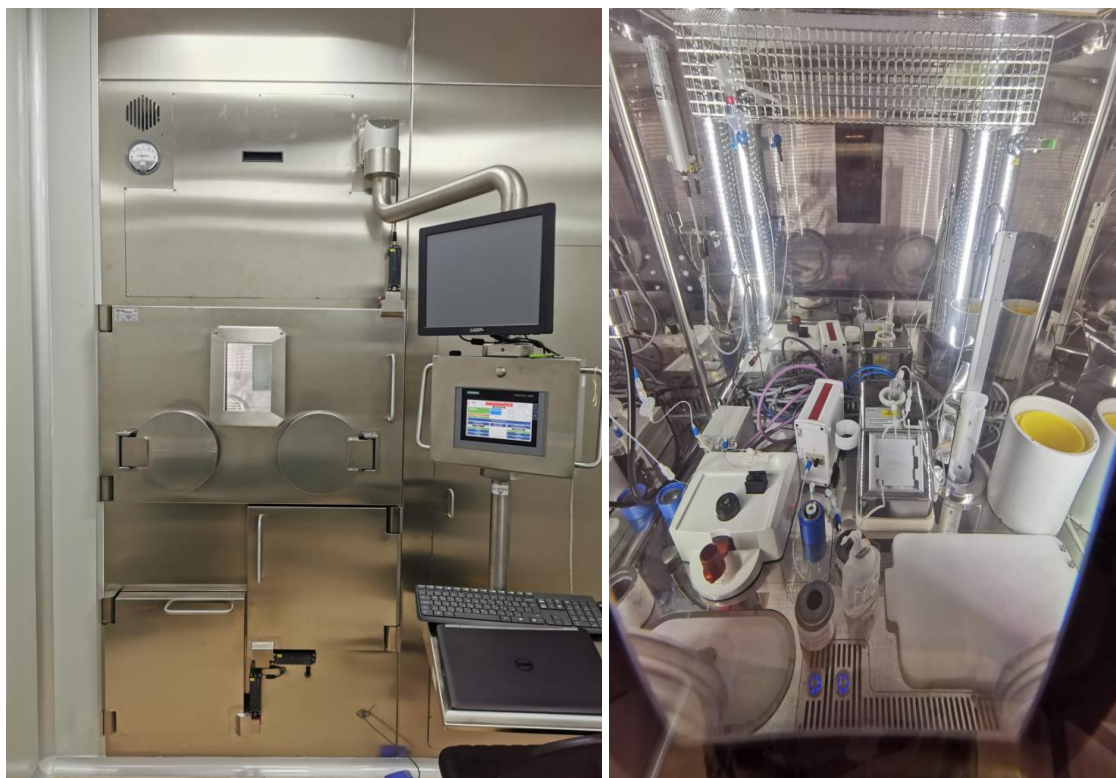
3.17 В различните етапи на пълното производство участват радиоактивни вещества в течна и/или газообразна фаза, при което освен краен продукт се получават радиоактивни отпадъци в твърда и течна форма. В повечето случаи са налични и радиоактивни газове и аерозоли, изпускани в атмосферата. Този вид продукция изисква задължително системи за съхранение и обработка на радиоактивните отпадъци, системи за улавяне и филтриране на газовите и аерозолните изхвърляния и съответни мониторингови системи. При този вид производства, когато става дума за медицински продукти – лекарствени средства или медицински изделия - освен мерките за радиационна защита се налага спазването и на стандартите за производство на лекарства, например GMP. Трябва да се отбележи, че понякога, особено при изискванията за вентилация на работни места, това влиза в



противоречие с изискванията за радиационна защита.

3.18 Частичното производство, особено това в нуклеарната медицина, като правило се извършва в затворени, често херметични обеми – флакони, свързващи тръби, реагентни касети, спринцовки, диспенсъри, инжектори и пр. При него също има радиоактивни отпадъци в твърда и течна фаза, но не се очакват газови и аерозолни изхвърляния. Мерките за радиационна защита на персонала включват предимно защита от външно облъчване и предотвратяване на радиоактивни замърсявания или вдишване на радионуклиди при евентуален инцидент. Особено внимание трябва да се обръща на „типчета“ за пипети, игли и спринцовки, които съдържат остатъчни радиоактивни вещества и които след употреба следва да се събират и съхраняват в херметически затворени съдове. При частично производство в практиката не се налагат мерки за радиационна защита на населението.

3.19 В областта на радиохимията, извън областта на медицината, понякога се налага лабораторно производство на работни еталони. Те се изготвят на базата на радиоактивни разтвори – мононуклидни или миксове – с калибрирана активност, които се свързват в матрица с определен състав и плътност и се изпълняват в различни геометрии. Активностите, с които се работи рядко надвишават няколко MBq. Дейността носи рискове от радиоактивно замърсяване и генерира РАО в малки количества.



Система за синтез на радиофармацевтици, базирани на ^{68}Ga и ^{177}Lu , в УМБАЛ „Александровска”, град София – външен вид на радиационно защитния бокс (ляво) и поглед през защитния прозорец (дясно)

Генератори на краткоживеещи радионуклиди

3.20 Генераторите на краткоживеещи радионуклиди ($^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{68}Ga , ^{111}In) са особен вид, тъй като докато са в неразпечатаната транспортна опаковка и са в „сух” вид, те могат да се разглеждат като закрити източници. Веднъж извадени, приведени в работно положение и особено след първото елюиране те стават открит източник. Радиационно физични



характеристики за най-често използваните радионуклидни генератори са дадени в Приложение 2.

Приложения за научни изследвания

3.21 Повечето изследвания с открити източници се извършват в областта на биологията. Типични радионуклиди, използвани в тази област, са ^3H , ^{14}C , ^{32}P , ^{35}S . Активността им може да варира в много широки граници. От гледна точка на радиационната защита особено опасни са първите два, защото участват в метаболитната верига на човека и поради ниската си енергия (в β спектъра) са трудни за регистрация.

3.22 За някои научно-изследователски цели, предимно в областта на радиобиологията и радиационната защита на населението при евентуален ядрен инцидент, се налага работа с радиоактивни вещества с относително висока активност и дълъг живот. Типични такива вещества са ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{239}Pu . Работата с тях води до опасност от радиоактивно замърсяване на работни повърхности, работно облекло и генерира радиоактивни отпадъци в твърда и течна форма. По принцип такива дейности се извършват в лаборатории от II клас или III клас, като се прилагат мерки за защита от външно и вътрешно облъчване на персонала и контрол на течните и газообразните изхвърляния.

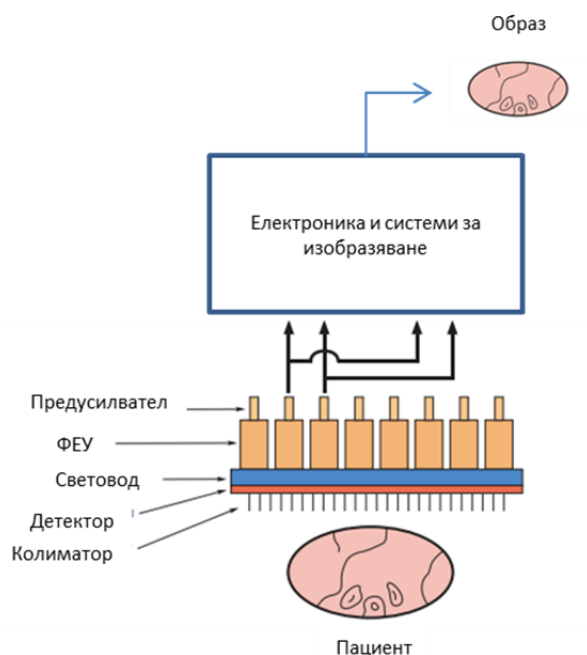
4 ИЗПОЛЗВАНЕ НА ОТКРИТИ ИЗТОЧНИЦИ ЗА НУКЛЕАРНА МЕДИЦИНА И МЕТАБОЛИТНА ТЕРАПИЯ

МЕДИЦИНСКА РАДИОЛОГИЧНА АПАРАТУРА, СПОМАГАТЕЛНО ОБОРУДВАНЕ. ГЕНЕРАТОРИ НА КРАТКО ЖИВЕЕЩИ РАДИОНУКЛИДИ

4.1 Диагностичната нуклеарна медицина се основава на получаването на образи на разпределението на радиофармацевтиците в тялото на пациента. Апаратурата, която е най-често използвана в клиниките по нуклеарна медицина, е еднофотонната емисионна компютърна томография (SPECT) и позитронната емисионна томография (PET).

Сцинтилационна гама камера и еднофотонна емисионна компютърна томография

4.2 Сцинтилационната гама-камера или гама-камерата по Ангер е изобретена през 1950 г. и е предшественика на еднофотонната емисионна компютърна томография (SPECT). На следващата фигура е представено схематично устройството на гама-камера със сцинтилационен детектор и фотоелектронни умножители. Получаваните образи при този метод са двуизмерни, като тяхното основно ограничение е намаления контраст, в резултат на наличието на фонова активност в подлежащите и надлежащите тъкани на пациента. След гама-камерите с фотоелектронни умножители са разработени и гама-камери с други детекторни елементи, като например CsI(Tl) и полупроводникови детектори. Към момента планарните гама-камери имат ограничено приложение, предимно за сцинтиграфии на щитовидната жлеза.



Устройството на гама-камера със сцинтилационен детектор и фотоелектронни умножители

4.3 С развитието на технологиите, се появява еднофотонната емисионна компютърна томография (SPECT). Това е метод за получаване на разпределението на радиофармацевтика от трансверзален слой от тялото на пациента. Най-често използваните SPECT системи се състоят от две глави на сцинтилационна гама-камера, които се завъртат около пациента по определена траектория. Те могат да се движат непрекъснато или посредством спиране на движението и регистриране на лъчението, излъчвано от пациента, в предварително зададени проекции. Събраната информация се обработва и реконструира, след което се извежда триизмерен образ. Разположението на детекторите, около пациента се определя от клиничната задача. На следващата фигура са представени различни SPECT системи.



а



б



в

- а) двуглава гама камера, комбинирана с компютър томограф,
- б) двуглава гама камера със срещуположно разполагане на детекторите,
- в) двуглава гама камера с възможност за различни разполагания на детекторите.

4.4 С навлизането на дигиталните детектори се появяват и системи със специално предназначение, като D-SPECT за кардиологични изследвания и SPECT с детектори, разположени на 360 градуса около пациента. Новият дизайн на SPECT за кардиологични приложения разполага с няколко (3 до 19) твърдотелни детектора, подредени по начин,



който позволява по-добро изобразяване на сърцето и е без необходимост от завъртане на детекторите около пациента. Това увеличава чувствителността на метода и намалява необходимото време за сканиране до няколко минути. Лекото увеличаване на времето за сканиране, може да позволи намаляване на аплицираната активност [42].

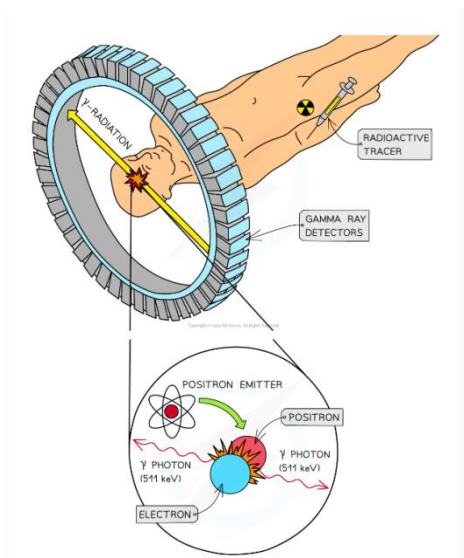


Гама-камера със CZT детектори
от ляво - D-SPECT и схематично представяне на подредбата на детекторите
от дясно SPECT/CT с кръгово разположени детектори

Позитронно-емисионната компютърна томография (ПЕТ)

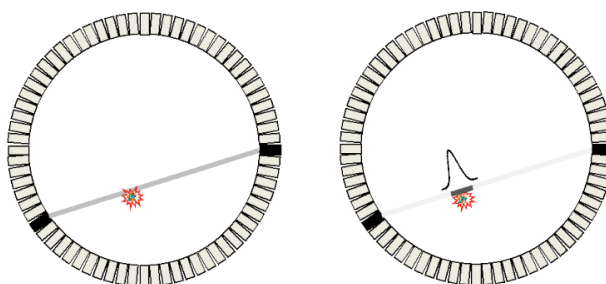
4.5 Принципът на работа на позитронно-емисионната томография се основава на физичното явление аниhilация. Радионуклидите, излъчващи позитрони, не излъчват γ -лъчения, но веднъж излъчен, позитронът отдава кинетичната си енергия, вследствие на голям брой актове на взаимодействие със заобикалящата го среда. За най-често използвания радионуклид в нуклеарната диагностика, ^{18}F , средният пробег на позитроните в биологична тъкан е 0,22 mm. След намаляване на своята енергия до топлинната, позитронът си взаимодейства с електрон от средата, при което двете частици изчезват (аниhilират) и се създават два фотона с енергия от 511 keV всеки. Те се разпространяват в противоположни посоки един спрямо друг (почти 180 градуса). Най-често използваните радионуклиди в България са ^{18}F и ^{68}Ga .

4.6 Детекторната система се състои от няколко реда детектори, разположени в кръг около пациента. Детекторите регистрират аниhilационните фотони в схема на съвпадение.



Основен принцип на работа на ПЕТ

4.7 Времевият прозорец за регистриране на аниhilационните фотони по схема на „съвпадение“ е от порядъка на няколко ns. В зависимост от възможностите на детекторната система, събитието може да бъде приписано само на определена линия на отговор (LOR) или не само на конкретна линия на отговор, но и към точка или определена отсечка от нея, посредством запис на разликата във времето на детектиране на двата аниhilационни фотона. Последното е т. нар. 'time-of-flight' (TOF) и спомага за по-добро локализиране на мястото на аниhilацията.



а

б

Илюстрация на TOF схема на регистрация

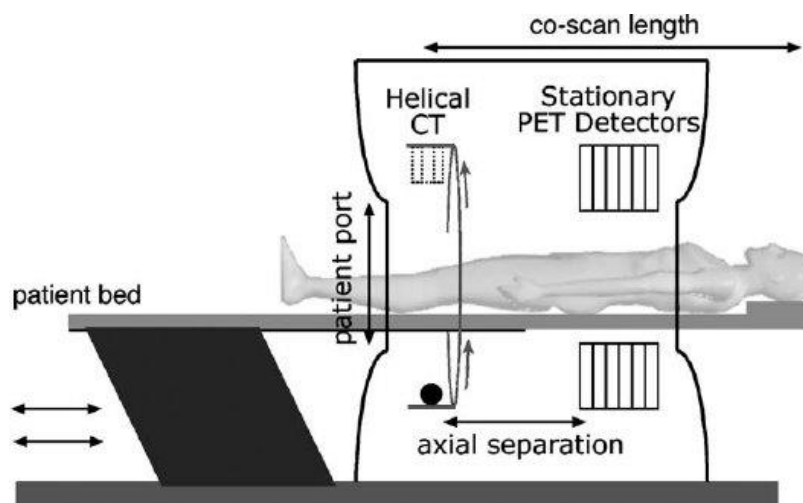
- а) PET, без наличие на „time-of-flight“ с изобразена линия на отговор. Събитието се асоциира с цялата линия на отговор;
- б) TOF-PET, при който позицията на събитието се асоциира с част от линията на отговор.

Хибридни методи

4.8 Образите в нуклеарната медицина, независимо дали са получени чрез SPECT или PET, често разкриват формации с по-високи концентрации на радиофармацевтиците, в сравнение с околната тъкан, но те предоставят малко информация относно точното им местоположение в органите на пациентите. Тази особеност на нуклеарно медицинските изследвания се компенсира, посредством комбиниране на нуклеарно медицинската апаратура с компютър-томограф, като двете системи са разположени в общо гентри. Такива системи се наричат хибридни и позволяват по-добра локализация, корекция за отслабване на лъчението в пациента и възможност за сливане на образите. Недостатък от



добавянето на СТ е по-голямото облъчване на пациентите.



Хибридна система PET/CT – компоненти



Нуклеарно медицински, компютърен-томографски и слят образ

4.9 Съществуват и други разработки на хибридни методи:

- PET/MRI, който комбинира информацията от функционалното изобразяване на позитронно-емисионна томография с анатомичните детайли и подробности за меките тъкани на ядрено магнитната томография (MRI);
- Целотелесен PET/CT, чиито предимства са високата чувствителност, поради изключително дългото аксиално поле на сканиране, ниска инжектирана активност и възможностите за динамично сканиране на цялото тяло и др.

Недостатък и на двата метода са някои конструктивни особености и високата цена.

Системи за мониторинг на работната среда

4.10 Дозиметрите за мониторинг на работните места се използват за наблюдение и оценка на мощността на дозата (амбиентния дозов еквивалент) на работните места и/или контрол на повърхностното замърсяване на работните повърхности. Те са преносими уреди, най-



често газонапълнени йонизационни детектори, по-рядко твърдотелни сцинтилационни или полупроводникови детектори. Калибрирани са за работа в мощност на AMBIENT DOSE EQUIVALENT ($\mu\text{Sv/h}$), скорост на броене (cpm) или повърхностно замърсяване (part/cm^2).



а)



б)



в)



г)

Преносими дозиметри и радиометри за мониторинг на работната среда

4.11 Стационарни системи за мониторинг на работната среда, които са фиксирани в помещения или апаратура, за постоянно измерване на радиационното поле. В допълнение те осигуряват и звукова сигнализация при достигане на предварително зададен праг на мощността на дозата.

4.12 Съгласно българското законодателство, всички дозиметри за мониторинг на работната среда подлежат на метрологична проверка веднъж годишно. Към индикаторите и праговите сигнализатори няма такова изискване – те се проверяват на място с контролен източник.



а

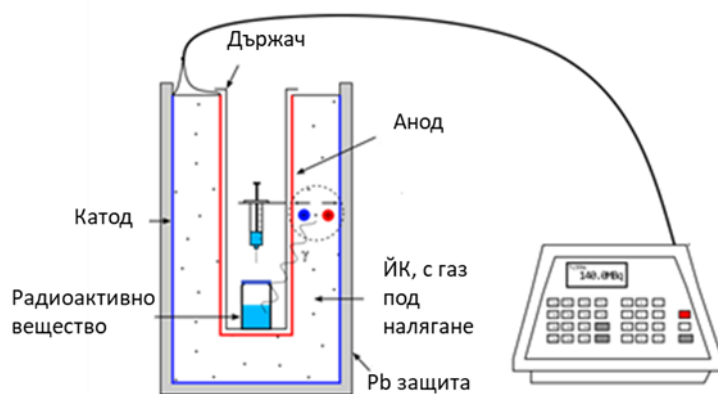


б

Стационарни монитори

Активиметри

4.13 Активиметрите са предназначени за измерване на активността на елюата от радионуклидните генератори и на активността на подготвените “дозы” от радиофармацевтика за “in vivo” и/или “in vitro” диагностиката. Те са кладенчови йонизационни камери, пълни с газ – най-често аргон под налягане за увеличаване на чувствителността, свързани с електрометър. Показанията на активиметъра се калибрират за конкретните използвани радионуклиди и геометрии (флакони, спринцовки с различни обеми). Активиметрите подлежат на контрол на качеството два пъти в годината.



Принципно устройство на активиметър

Автоматични диспенсъри и инжектори

4.14 Тези устройства, заместват разпределянето на пациентните „дозы“ на ръка, като автоматично диспенсират и/или инжектират пациентната „доза“. Те съдържат в себе си активиметър, системи за автоматично дозиране на пациентната активност и за обезвъздушаване на линиите. В зависимост от своето приложение – за диагностика или терапия, те могат да бъдат конструирани по различен начин и избора на автоматично устройство в клиниките по нуклеарна медицина зависи от клиничните задачи.



а)



б)



в)

Автоматични инжектори и диспенсъри

Кладенчови броячи (Well counters)

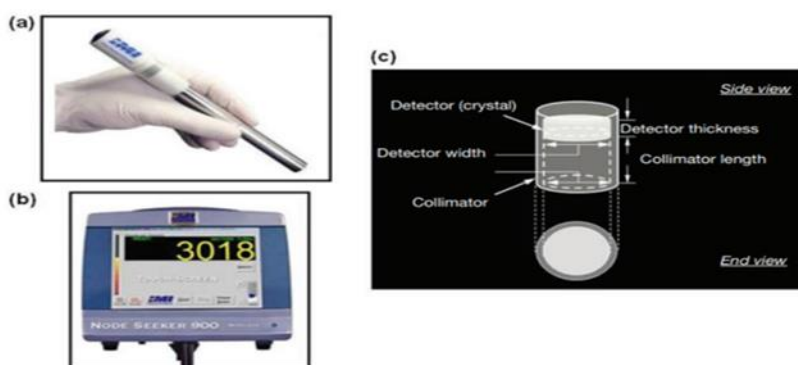
4.15 Предназначението на кладенчовите броячи е за извършване на различни научни и клинични изследвания и приложения, както и за целите на радиационната защита. Състоят се от голям кладенчов кристал, предимно NaI (Tl), в който се поставя епруетка с пробата. Детекторът е разположен в оловна защита, за да се намали приносът на фона към измерването. Те се използват за измерване на проби, за които е необходима висока чувствителност на броене, като кръв, урина или „тампони“ от измервания на повърхностни замърсявания. Резултатите от тях могат да бъдат представени и като



активности (MBq), след подходящо калибриране на уреда. Сцинтилационните броячи често са окомплектовани и с многоканален анализатор за измерване и оценка на пробата по енергия и с възможност за автоматично измерване на много проби. Приложими са за измерване на малки активности.

Радиометрични система за интраоперативно изследване

4.16 Интраоперативните радиометрични системи са малки ръчни устройства за детектиране на гама лъчение, работещи в режим на броене. Използват се при идентифициране и локализиране на сентинелни лимфни възли по време на оперативна намеса. Интраоперативните γ сонди се предлагат със сцинтилационни или полупроводникови (йонизационни) детектори. Сондите, със сцинтилационен детектор са с относително ниска цена и висока чувствителност особено за фотони със средна до висока енергия.



Система за интраоперативно изследване – външен вид и устройство на детектора

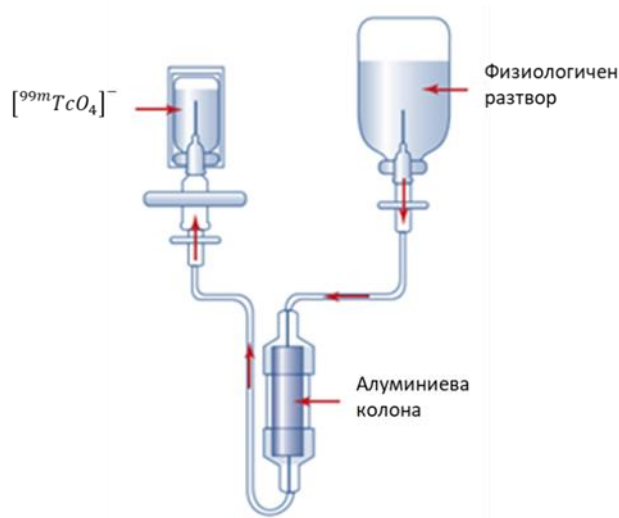
Генератори на краткоживеещи радионуклиди

4.17 Генератори на краткоживеещи радионуклиди или още, радионуклидни генератори са всички системи, съдържащи определен майчин радионуклид, от който посредством елюиране или друг метод се извлича дъщерния му радионуклид, в последствие използван за производството на радиофармацевтици. В Приложение 2 са дадени данни за клинично използваните радионуклидни генераторни системи.

4.18 Радионуклидните генератори могат да бъдат класифицирани според разликата във времето на разпадане между майчиния и дъщерния радионуклид на:

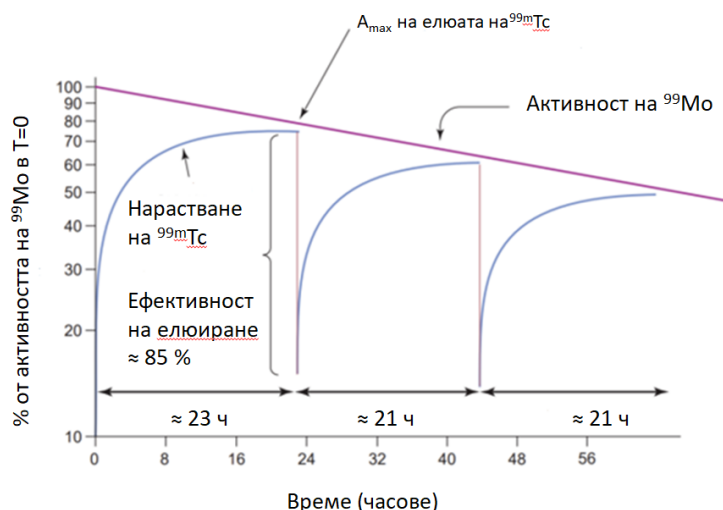
- радионуклидни генератори с веково равновесие. При този тип генераторни системи, майчиния радионуклид е с период на полуразпадане, много по-дълъг от този на дъщерния, т.е. повече от 100 пъти по-дълъг. Пример за такъв тип генератор е $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ генератор.
- радионуклидни генератори с подвижно равновесие. При този тип генераторни системи майчиния радионуклид е с период на полуразпадане, по-голям от периода на полуразпадане на дъщерния радионуклид с около 10 пъти. Пример за такъв генератор е $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ генератор.

4.19 Принципно устройство на $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ генератор е представено на следващата фигура:



4.20 Майчиният нуклид, ^{99}Mo , под формата на амониев молибдат $(\text{NH}_4^+)(\text{MoO}_4^-)$, е адсорбиран върху носител Al_2O_3 и е поставен в пореста колонка, съдържаща от 5 до 10 g неорганична алуминиева смола. Активността на дъщерния радионуклид в момента на елюирането зависи от активността на майчиния радионуклид. Ефективността на елюиране на този тип генератори е типично между 80 % и 90 %. Времето за достигане на максимална активност на дъщерния радионуклид, може да бъде изчислено като:

$$t_{[\text{Tc}]_{\text{max}}} = 1,44 \frac{T_{1/2}[\text{Mo}] T_{1/2}[\text{Tc}]}{T_{1/2}[\text{Mo}] - T_{1/2}[\text{Tc}]} \ln \left(\frac{T_{1/2}[\text{Mo}]}{T_{1/2}[\text{Tc}]} \right)$$



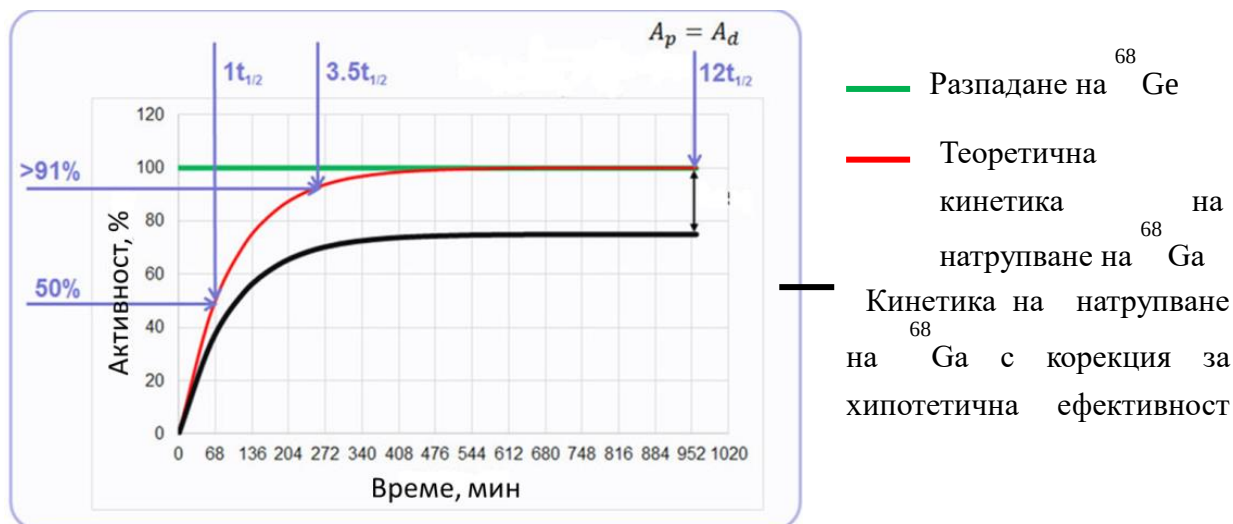
**Профил на активността на $^{99\text{m}}\text{Tc}$ с последователни елюирания на всеки 24 часа.
Максималната активност се достига на 23 час. [4]**

4.21 В Приложение 2, е дадена ежедневната елюирана активност и общата елюирана активност за двуседмичен период, колкото е реалният живот на един генератор.

4.22 Принципно устройство на $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ е подобно на устройството на $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ генератор. При този тип генератори 68 min след елюиране, активността на дъщерния



продукт е ~ 50 % от максимално възможната активност, а 4 h след елюиране - 91 % от максималната активност. Това позволява при необходимост да могат да бъдат извършени до 3 елюирания дневно. Равновесие на майчиния и дъщерния радионуклиди се постига за 14 h. Поради по-дългия период на полуразпадане на майчиния радионуклид в този тип генератор, той е с по-дълъг срок на годност и обикновено може да бъде използван в рамките на 9 - 12 месеца. В Приложение 2, е дадена елюираната активност за период от около 1 година, колкото е максималният живот на един генератор.



Профил на активността на ^{68}Ge до достигане на веково равновесие с ^{68}Ge

4.23 Нарастването на активността на радионуклиден генератор след елюиране се описва с:

$$A_d(t) = \frac{A_p(0)\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} (e^{-\lambda_p t} - e^{-\lambda_d t})$$

Където:

A_d – активността на дъщерния радионуклид

A_p – активността на майчиния радионуклид

λ_d – константа на радиоактивно разпадане на дъщерния радионуклид

λ_p – константа на радиоактивно разпадане на майчиния радионуклид

t – време, изминало след елюиране.

Синтезни модули

4.24 Използват се за вътрешно болнично производство на радиофармацевтици. Дизайнът им се развива през годините, като той зависи от използвания радионуклид и нерадиоактивните прекурсори. Съдържат множество взаимосвързани части, включително система за получаване на радиоактивност от циклотрон или генератор, компонент за синтез (един или повече реакционни съдове и нагревател), вакуумна помпа за изпаряване на разтворители и др., обем за улавяне и фиксиране на отпадъка от синтеза. Синтезните модули се поставят в защитни боксове.

ОСНОВНИ ДЕЙНОСТИ И СПЕЦИФИКА ПРИ ИЗПОЛЗВАНЕТО НА ОТКРИТИ



ИЗТОЧНИЦИ В МЕДИЦИНАТА

Персонал и дейности

4.25 Медицинският и немедицинският персонал в звената по нуклеарна медицина е регламентиран в Медицинския стандарт по „Нуклеарна медицина“, в зависимост от извършваните дейности и нивото на компетентност на съответното звено. Броят и видът на работещите се определят от нивото на компетентност на звеното, като трябва да са достатъчни, така че за всеки член на екипа да се осигури спазване на годишната граница на дозата. Най-общо специалистите, работещи в структурите по нуклеарна медицина са лекари, със специалност по нуклеарна медицина, рентгенови лаборанти, медицински сестри, химици и медицински физик:

- Лекари със специалност по нуклеарна медицина – по-голямата част от дейностите на лекарите е свързана с медицинско обследване на пациентите преди изследването и разчитане на изследванията. Тази дейност се извършва, най-често извън контролираната зона. Облъчването на лекарите би могло да се случи, при проблем с пациентите, некооперативни пациенти, пренасяне на активности от другите членове на екипа и/или разминаване с вече инжектирани пациенти.

- Рентгенови лаборанти – провеждат изследването, комуникират с аплицираните пациенти при подготовката за изследването и след приключването му.

- Медицински сестри – основната дейност на медицинските сестри е свързана с подготовката и аплицирането на пациентите. Медицинските сестри са в най-голяма близост до пациентите по време на инжектирането, независимо дали то е автоматизирано или ръчно. При снемането на абокатите медицинските сестри са също в непосредствена близост до аплицирания пациент.

- Химици – извършват елюирането и маркирането на радиофармацевтиците, контрола на качеството и разпределянето на индивидуалните пациентски дози. Подложени са както на външно облъчване, така и на риск от повърхностно радиоактивно замърсяване и от поглъщане или вдишване на радиоактивни вещества.

- Медицински физици – основната дейност е свързана с изпълнението на програмата за контрол на качеството, оценката на дозата на пациента, оптимизацията на протоколите на изследванията и радиационната защита в съответните обекти.

4.26 При изпълняване на по-горе описаните дейности, облъчването на персонала е основно външно от радиофармацевтиците по време на тяхната подготовка и диспенсирание, и от пациентите, след като бъдат инжектирани, но може да бъде и вътрешно, в случай на повърхностно радиоактивно замърсяване, инхалация или поглъщане на радионуклиди при работа с тях.

Радиофармацевтици – подготовка и прилагане

4.27 За осигуряване на ежедневната работа в Клиниките и отделенията по нуклеарна медицина в България, необходимите радиофармацевтици се получават в готов вид или се подготвят на място в клиниките. Най-общо те могат да бъдат разделени на два типа радиофармацевтични продукти:

- радиофармацевтични продукти, подготвени с помощта на готови китове, генератори и/или радионуклидни прекурсори.

- радиофармацевтични продукти, приготвени от нелицензирани изходни материали, например ръчно синтезиране или автоматизирана процедура по синтезиране, използваща модули за синтез.

4.28 При радиофармацевтиците получавани в готов вид, основните дейности свързани с подготовката на радиофармацевтиците до инжектирането на пациента, са получаване,



диспенсиране и инжектиране. При радиофармацевтиците, подготвяни на място в клиниките се извършва и синтез, маркиране и контрол на качеството. Независимо от начина на получаване и приготвяне на радиофармацевтиците, се генерират радиоактивни отпадъци, които трябва да бъдат третираны, съобразно вида на радионуклидите, техния период на полуразпадане и примесите, които биха могли да присъстват в тях, в резултат от метода на производство.

Аплициране

4.29 Аплицирането най-често е инжекционно, по-рядко перорално (NaI), много рядко инхалаторно (Technegas).

4.30 Инжектирането се извършва директно във вената или с използването на абокат (венозна канюла). Може да бъде ръчно или чрез автоматичен инжектор. Рисковете са от замърсяване на повърхности от радиоактивен разтвор, капнал или пръснат по време на инжектирането. Независимо от начина на инжектиране пациентът трябва да бъде наблюдаван, което води до външно облъчване на наблюдаващия (медицинската сестра).

4.31 Пероралното приемане на радиоактивното вещество обикновено е във вид на желатинови капсули, много рядко на течност. Облъчването на персонала е външно, по време на апликацията. При повръщане от страна на пациента може да се стигне до замърсяване на повърхности.

4.32 Инхалаторното въвеждане се извършва със съответните приспособления, ограничаващи изпускането на газ в работната атмосфера. В България не се прилагат този вид изследвания.

Хоспитализация на пациента

4.33 При някои от радиофармацевтиците за метаболитна терапия се налага хоспитализация на пациента – както по медицински причини, така и поради високите активности, респективно силното излъчване от него, водещо до риск за околните. Подробни данни за облъчването от пациента са дадени в Приложение 6.

4.34 Помещенията за хоспитализация се състоят от болнична стая, баня и тоалетна към нея. Изграждат се в контролираната зона.

4.35 Подготовката на стаята за радионуклидна терапия и тоалетната към нея са от особена важност. В деня преди лечението, подът около леглото на пациента, леглото на пациента и подът около тоалетната се покриват с материали, които да предотвратят радиоактивно замърсяване, вследствие на теч, повръщане и др. Пациентът се инструктира за правилата за поведение и използване на тоалетната.

4.36 След като пациентната стая е освободена се извършва обследване под дозиметричен контрол за наличие на радиоактивни замърсявания. В случай на замърсяване се почиства по правилата за деконтаминация.



*Подготовка на пациентска стая за приложение на ^{177}Lu . (Болница Токуда).
Поставен е допълнителен екран с оловен еквивалент от 2 мм за допълнителна
защита на персонала.*

Екстравазат

4.37 Екстравазатът е изтичането на течност от кръвоносния съд в екстраваскуларното пространство, т.е. попадането ѝ в тъканите, около мястото на инжектиране. Той е нежелан и неприятен ефект в нуклеарната медицина, тъй като в зависимост от вида на радиофармацевтика и неговата активност може да доведе до провалена манипулация или дори до детерминирани ефекти в мястото на инжектиране. При работа с краткоживеещи радионуклиди (диагностика), такива не се очакват и не се наблюдават. При радиофармацевтиците, използвани в радионуклидната терапия, които са с относително по-дълъг период на полуразпадане и са бета- и алфа-лъчители, екстравазатът може да има клинични последици.

4.38 Детерминистичните ефекти, които биха могли да се наблюдават са еритема, десквамации и некрози [50]. За избягване на поява на увреждания в следствие от екстравазат, от съществено значение са навременно му откриване, подготовка на пациента (да съобщава при болка и промяна в усещанията, усещане за подуване и др.), проследяване по време на инжектирането. Добра практика, в случай на съмнение за екстравазат е:

- Незабавно сканиране за потвърждаване и/или отхвърляне на екстравазата (в случай, че радионуклида излъчва и други емисии, освен бета или алфа). Проверката може да бъде извършена и чрез дозиметрично обследване на мощността на дозата в максимална близост до мястото на екстравазата.

- Незабавни действия за спомагане на разнасянето, според препоръките за конкретния радиофармацевтик. Разнасянето на радиофармацевтика може да бъде проверено чрез дозиметрични измервания в контакт с кожата.

Публикувани са данни за екстравазати при работа с ^{90}Y , ^{32}P , ^{131}I , ^{89}Sr [50].

Пример:

^{177}Lu –PSMA. Ако в обем от ръката на пациента от 100 cm^3 , инжектиран със $7,4\text{ GBq}$, липсва извеждане/разнасяне на активността, погълнатата доза в околните тъкани ще бъде от порядъка на 1400 Gy . За сравнение, прагът за възникване на некрози в околните тъкани



е оценен на 20 Gy.

Инструктаж на пациента

4.39 Провеждането на инструктаж на пациента, преди да бъде аплициран е задължителна процедура. Нейната цел е, поведението му след апликацията да не води до допълнително дозово натоварване. В инструктажа трябва да бъдат включени правилата за движение в контролираната зона, докладването за нежелани ефекти по време на апликация и след нея, ползването на тоалетна, изчакването и напускането на болницата, правилата за поведение след изписване, явяването на контролни прегледи, получаването на резултати от изследване и изобщо всички дейности, които могат да доведат до повишено облъчване в резултат на близък контакт с пациента.

4.40 Провеждането на инструктажа е желателно да се извърши в самостоятелно помещение и от компетентно лице, като се препоръчва още при назначаване на изследването или терапията, на пациента да се даде лист с писмени указания за него и неговите близки.

Смърт на пациент, аплициран с радиоактивни вещества

4.41 В някои случаи, особено при палиативно лечение на болков синдром, пациентът може да почине скоро след терапията. В този случай, от гледна точка на радиационната защита, интерес представлява персоналът, ангажиран с погребването, кремирането и аутопсията на тези пациенти.

ПРИЛАГАНИ МЕТОДИ И МЕДИЦИНСКИ СТАНДАРТИ ЗА ДИАГНОСТИКА И ЛЕЧЕНИЕ С РАДИОФАРМАЦЕВТИЦИ ПО ОТНОШЕНИЕ НА АПЛИЦИРАНИ АКТИВНОСТИ И НАЧИН НА ОПРЕДЕЛЯНЕТО ИМ

4.42 Съгласно българското законодателство, за всяка отделна диагностична или терапевтична нуклеарно медицинска процедура са разработени протоколи за работа, които гарантират правилното изпълнение на диагностичните изследвания или радионуклидната терапия [58], [60]. Протоколите за работа се основават на препоръките за работа на Европейската асоциация по Нуклеарна медицина [62] и други добри практики на работа.

4.43 Хоспитализирането на пациентите и престоят им в болничните заведения се извършва съгласно препоръките на действащото в България Фармако-терапевтично ръководство и Стандарта по нуклеарна медицина. Престой на пациентите, от гледна точка на радиационната защита, не се налага при извършване на диагностични процедури. Продължителността на престоя при радионуклидна терапия се основава на анализ и обосновка на радиационната защита и гарантирано спазване на границите на дозите за облъчването на населението и лицата, полагащи грижи за болния.

4.44 Поради технологичното усъвършенстване на нуклеарно медицинската апаратура, аплицираните активности на пациентите с цел диагностика са ниски и мощността на дозата от лъчението, излъчвано от пациента, вследствие от такива процедури, е относително ниска. Пациентите биха могли да извършват всички ежедневни дейности без риск за околните, но трябва да се обърне внимание на намаляване и избягване на контактите с бременни жени и деца.

4.45 В таблицата по-долу са представени видовете радионуклидна терапия, използвания радиофармацевтик, препоръчаната активност и мощност на дозата при изписване.



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

Вид метаболитна радионуклидна терапия	РФ	Прилагана терапевтична активност	Третиране на пациента
Метаболитна терапия при диференцирани карциноми на щитовидната жлеза	^{131}I натриев йодид	1850-3700 MBq еднократна активност, до обща активност от 11,1 - 25,9 GBq (per os в капсула или течна форма на гладно)	Пациентите остават в стационар до спадане на активността под 800 MBq, което е еквивалентно на мощностна дозата на 1 м от пациента, на нивото на щитовидната жлеза под 40 $\mu\text{Sv/h}$
Метаболитна терапия при тиреотоксикоза	^{131}I натриев йодид	От 185 до 740 MBq ^{131}I -натриев йодид (per os в капсула или течна форма на гладно)	При регистриране на мощност на дозата над 40 $\mu\text{Sv/h}$ на 1 метър разстояние от пациента същият се хоспитализира.
Метаболитна терапия при болков синдром при костни метастази	^{89}Sr -хлорид или ^{153}Sm -EDTMP	150 MBq (2MBq/kg) за ^{89}Sr -хлорид или 2,5 – 3 GBq (37 MBq/kg) за ^{153}Sm -EDTMP чрез бавно венозно инжектиране	-
Метаболитна терапия при болков синдром при костни метастази	Ra^{223} дихлорид	55 kBq/kg телесно тегло.	-
Дефинитивна радионуклидна терапия с белязани със ^{177}Lu	^{177}Lu PSMA лиганди	От 3,7 до 9.3 GBq на терапевтичен цикъл, стандартно 6 – 8,5 GBq	Пациентът се приема в специализирано звено по нуклеарна медицина



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

лиганди на простат специфич-ния мембранен антиген, при пациенти с кастрация и резистентен карцином на простатата		(160-230 mCi), като се преценява индивидуално в зависимост от степента на метастатично ангажиране; брой на терапевтичните цикли – от 2 до 6.	(стационар) с възможност за престой до 24 часа.
Дифинитивна радионуклидна терапия с белязани с ^{177}Lu соматостатинови рецептори при пациенти с високо-диференцирани невроендокринни тумори.	^{177}Lu DOTA	5,55–7,4 GBq (150–200 mCi) на терапевтичен цикъл, брой на терапевтичните цикли – от 3 до 5.	Пациентът се приема в специализирано звено по нуклеарна медицина (стационар) с възможност за престой до 24 часа.



4.46 Съгласно българското законодателство пациентът, преминал радионуклидна терапия с ^{131}I трябва да остане в стационар до спадане на активността в тялото под 800 MBq или по-малка [58], [60]. Изписването става след измерване на мощността на амбиентния дозов еквивалент (мощност на дозата) на 1 m от областта с най-голяма активност при стоящ пациент. Използва се следното съответствие между мощност на амбиентния дозов еквивалент и остатъчна активност на пациената:

Мощност на амбиентния дозов еквивалент на 1 m, $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	Оценена остатъчна активност в тялото, MBq
3	60
5	100
10	200
20	400
40	800

4.47 Мощност на амбиентния дозов еквивалент при изписване след лечение с ^{177}Lu , по литературни данни, е представена в следващата таблица. В България няма въведен критерий за този радиофармацевтик:

Държава	Мощност на дозата	Престой в лечебното заведение	Източник
България	Няма нормативна граница	До 24 часа	[58]
Дания	20 $\mu\text{Sv/h}$ на 1 m		[51]
Австрия	20 $\mu\text{Sv/h}$ на 1 m	Хоспитализация за 24 h	[13]
Австралия	25 $\mu\text{Sv/h}$ на 1 m	Дневен стационар	[5]
Турция	30 $\mu\text{Sv/h}$ на 1 m	Дневен стационар	[8]
САЩ и Канада	40 до 90 mSv/h на 1 m		[7]

4.48 За лица, които полагат доброволно грижи и помощ на други лица, в процеса на медицинското им облъчване, Международната комисия по радиационна защита препоръчва нива на дозовите ограничения на индивидуалната ефективна доза от 5 mSv за съответния период на грижи [28]. Тази препоръка е спазена и в българското законодателство, като оценката за облъчването им се прави от експерт по медицинска физика [59].

5 СПЕЦИФИЧНИ ИЗИСКВАНИЯ И МЕРКИ ЗА ОСИГУРЯВАНЕ НА РАДИАЦИОННА ЗАЩИТА НА ПРОФЕСИОНАЛНО ОБЛЪЧВАНИ ЛИЦА И ЛИЦА ОТ НАСЕЛЕНИЕТО ПРИ ПРОЕКТИРАНЕ И ЕКСПЛОАТАЦИЯ НА ОБЕКТИ С ОТКРИТИ ИЗТОЧНИЦИ



ВЪЗМОЖНИ ПЪТИЩА, КОИТО МОГАТ ДА ДОВЕДАТ ДО ВЪНШНО И ВЪТРЕШНО ОБЛЪЧВАНЕ НА ПРОФЕСИОНАЛНО ОБЛЪЧВАНИ ЛИЦА И ЛИЦА ОТ НАСЕЛЕНИЕТО ПРИ ИЗПОЛЗВАНЕ НА ОТКРИТИ РАДИОАКТИВНИ ИЗТОЧНИЦИ

5.1 Възможните пътища за облъчване могат да бъдат обобщени така:

- външно облъчване от радиоактивен източник в различна форма – генератор, флакон, спринцовка;
- външно облъчване от пациент;
- външно облъчване от повърхностно замърсяване на работни повърхности, работно облекло, открити кожа;
- вътрешно облъчване при вдишване и поглъщане на радиоактивни вещества, директно или чрез пренос от замърсени повърхности.

5.2 Външно облъчване на персонала се проявява при изпълнение на всички дейности, свързани с получаването, обработката и използването на радиоактивното вещество. Облъчването е от транспортните опаковки (по време на товарене, разтоварване и транспорт), процедурите по работа с радиоактивните вещества – елюиране, радиохимична обработка, диспенсирание, инжектиране, измерване и от обработката и съхранението на радиоактивните отпадъци. Външно облъчване на населението може да се получи от престой в близост до обект, използващ радиоактивни вещества (например престой в структура по нуклеарна медицина като придружител) или при пътуване с транспортно средство, превозващо радиоактивни вещества (например самолет). Като правило, дозите от външно облъчване на населението от подобни дейности е пренебрежимо.

5.3 Пациентът в нуклеарната медицина е подвижен източник на лъчение. Радиоактивното вещество, аплицирано в него се разпространява в тялото му и се натрупва в органите му. Мощността на амбиентния дозов еквивалент, създаван от пациента зависи от множество фактори – аплицирана активност, дозова константа на радионуклида, разпределението в тялото му, теглото на пациента и неговото заболяване, времето, изтекло от момента на аплицирането. Персоналът се облъчва от пациента при изпълнение на своите задължения – придружаване, изследване, обгрижване по време на хоспитализация. Отделни лица от населението, най-вече близки на пациенти, получават допълнително външно облъчване в резултат на продължително пътуване в едно превозно средство и продължително домашно съжителство. Дози от външно облъчване на лица от населението могат да се получат и при смърт на пациента и последваща аутопсия.

5.4 Облъчване от радиоактивно замърсяване на кожата, облеклото и работните повърхности. Облъчването е комбинирано, от няколко вида лъчения – бета, електрони, гама лъчение, спирачно лъчение. Персоналът, работещ с радиоактивни вещества в открит вид може да получи облъчване по този път при изпълнение на служебните си задължения, най-често при инциденти или неспазване на правилата за безопасност. Замърсяването на работни повърхности в някои случаи е неизбежно и особено при дългоживеещи радионуклиди може да допринесе за общата ефективна доза или еквивалентната доза на някой орган – най-често на кожа и крайници. Външно облъчване от радиоактивно замърсяване при лица от населението може да настъпи от неспазване на хигиенни правила при обгрижване на аплициран пациент, например използване на общо спално бельо и обща тоалетна, но като правило то е незначително.

5.5 Вътрешно облъчване от вдишване и поглъщане на радиоактивни вещества. Този път на облъчване е наличен като възможност и за персонала и за населението. Персоналът може да бъде облъчен чрез вдишване, поради естеството на извършваната дейност както в нормални, така и в аварийни условия. Облъчване от поглъщане може да се реализира само при неспазване на правилата за работа или радиационна авария. Населението е подложено



на облъчване от вдишване или поглъщане в резултат на изхвърлени в околната среда радиоактивни вещества. Когато те са достатъчно дългоживеещи се наблюдава проникването им във всички елементи на хранителната верига – чрез замърсени почви и повърхностни водоеми, през растителните и животинските храни и питейната вода до човека. Като цяло тези пътища в повечето случаи са пренебрежими, но могат да бъдат значими в някои отделни специфични случаи – производство на радиофармацевтици, терапия с големи активности на относително по-дълго живеещи радиофармацевтици, радиационни аварии с дългоживеещи радионуклиди. В резултат на аварията в Чернобилската АЕЦ, например, в няколко годишен период основни хранителни продукти бяха замърсени с изотопите на цезия, стронция и плутония, като средната ефективна индивидуална доза за населението на България в резултат на тази авария се оценява на 0,7 – 1 mSv.

5.6 Радиоактивни вещества могат да попаднат в околната среда и през каналните води – от структури по нуклеарна медицина и метаболитна радионуклидна терапия. Поради късия период на полуразпадане, този път води до вътрешно облъчване единствено чрез консумацията на питейна вода и рибни продукти. Изчисленията показват, че единствено метаболитната терапия на рак на щитовидната жлеза може да доведе до дози на населението, които не могат да бъдат пренебрегнати. За всички други, използвани в нуклеарната медицина радиоизотопи, получените по този път дози са пренебрежими.

5.7 Друг път за облъчване на отделни лица от населението чрез поглъщане е при неспазване на хигиенните правила при обгрижване на аплициран болен, например използване на общи прибори за хранене.

ОПРЕДЕЛЯНЕ НА ДОЗОВИ ОГРАНИЧЕНИЯ (КВОТИ)

5.8 В много случаи на използване на открити източници, най-вече за медицински цели, облъчването на персонала и населението е от няколко радионуклида и няколко източника, разположени на различни места, при това с едновременно или последователно действие, като предполага както вътрешно така и външно облъчване. За тази цел годишната граница на дозата (ГГД) за съответната категория облъчвани лица следва да бъде раздробена на няколко отделни квоти (q_i), които да ограничават облъчването от различните източници и пътища на облъчване.

5.9 Определянето на дозовите квоти за отделни дейности, източници на лъчение, радионуклиди и пътища на облъчване изисква много добро познаване на медицинската технология, традиционните практики, възприети в съответната област и физичните и радиационните характеристики на източниците на йонизиращо лъчение.

5.10 Прието е дозовите квоти да се изразяват в проценти от ГГД при спазване на няколко правила:

- разпределението да е пропорционално на очакваните дози, като се имат предвид не само създаваните от тях радиационни полета, но и отслабването им в различни прегради;
- сумата от всички дозови квоти да е:

$$\sum_{i=1}^n q_i = 100\%$$

- при голямо разнообразие от използвани радионуклиди и източници на лъчение е желателно да се работи на база представителни групи, дейности и местоположения, вместо дозовите квоти да се раздробяват излишно.



- при едновременно облъчване от СТ и радиоактивен източник (хибридни системи в нуклеарната медицина – SPECT/CT, PET/CT) и определяне на отделни квоти за двата източника на лъчение, коефициентът за едновременно облъчване от няколко източника по методиката на DIN 6812 е 1.

ОПРЕДЕЛЯНЕ НА ПРОЕКТНИ НИВА

*Проектните стойности на дадена величина са обозначени с курсив на съответното буквено означение на величината. Например проектната стойност на ефективната доза **E** се означава като **E**.*

Годишна ефективна доза *E* и годишна еквивалентна доза *H*

5.11 Основните граници, лимитиращи облъчването на различните категории лица са годишната ефективна доза и годишната еквивалентна доза на някои органи – очна леща, кожа, крайници (предполагаемо китки и предмишници) – за които се предполага, че са най-податливи на облъчване при нормални обстоятелства. Тези граници не могат да бъдат приети за проектни стойности по няколко причини:

- не дават никакъв запас по отношение на облъчването от други източници, неизвестни или невъзможни за оценка на етапа на проектирането;
- не дават никакъв толеранс по отношение на пропуски в проектирането и изпълнението на лъчезащитните прегради и работните мерки за радиационна защита
- не дават възможност за никакви отклонения в дейностите и тяхната организация спрямо състоянието по време на проектирането, като въвеждането на нови методики, нови радиоактивни вещества и т.н.

5.12 За гарантиране на достатъчна сигурност и вариабилност при проектиране на лъчезащитата в обекти с открити източници се въвеждат коефициенти на сигурност с минимална стойност 2,5 както за професионално облъчваните лица, така и за лица от населението. Проектната мощност на ефективната доза за работни помещения в даден обект се определя по формулата: $H = D/(k \times h)$, където D е годишната граница на ефективната доза за професионално облъчвани лица или за лица от населението, k – коефициент на сигурност, h – очакваната средногодишна продължителност на облъчването за лица от категория А или Б или за лица от населението.

5.13 Особен случай са болногледачите и близките на лица, аплицирани с радиоактивни вещества. Препоръките в това отношение са еднократната ефективна доза от един пациент за цялото време на облъчване да не превишава 5 mSv [58], като за лица над 60-годишна възраст това ограничение е до 15 mSv [26].

5.14 Друг особен случай се отнася до деца, посещаващи или живеещи съвместно с пациенти, аплицирани с радиоактивни материали. Приема се, че тяхната кумулативна доза в резултат на облъчването от един пациент трябва да бъде ограничена до по-малко от 1 mSv. Ситуацията по отношение на ограниченията на дозата за малки и много малки деца се усложнява от факта, че не винаги е възможно да се осигури тяхната адекватна защита при домашни условия.

5.15 Проектната стойност за съответната дейност, източник на лъчение, път на облъчване и т.н. по годишна ефективна (E_i) и еквивалентни дози (H_{ij}) се определя като съответната граница се умножи на дозовата квота q_i и коефициента на сигурност k , чиято максимална стойност е 0,4.

$$E_i = q_i \cdot \Gamma \Gamma Д \cdot k$$



$$H_{ij} = q_i \cdot \Gamma \Gamma D_i \cdot k, \quad \text{за } j - \text{тия орган}$$

съответно:

$$E = \sum_{i=1}^n E_i$$
$$H_j = \sum_{i=1}^n H_{ij}, \quad \text{за } j - \text{тия орган}$$

Средна мощност на дозата *TADR*

5.16 Съкращението *TADR* е международно възприето и означава „усреднена по време мощност на дозата“. В Наредбата за радиационна защита е дадена процедура за определяне на средната (по годишно време на престой в контролната точка) проектна мощност на дозата:

$$TADR_y = \frac{E}{t},$$

където *t* е времето на престой в контролната точка

5.17 Освен за една година, средната мощност като проектна стойност може да бъде за една седмица – *TADR_w* или за един час – *TADR_h*.

5.18 Трябва да се има предвид, че така определената проектна средна мощност на дозата не отчита някои реално действащи фактори, като време на излъчване на източника и разпадането на радионуклидите, поради което приложението и е силно ограничено.

Моментна мощност на дозата *IDR*

5.19 Съкращението *IDR* е международно възприето и означава „моментна мощност на дозата“, като се има предвид мощността на дозата за малък интервал от време, съобразен с характеристиките на най-често използваните средства за измерване – най-често до 30 s.

5.20 Моментната мощност на дозата в много случаи удобна величина по ред причини:

- изчислява се относително лесно;
- подходяща е за сравнение с измерени стойности;
- придобила е популярност и между непрофесионалисти;

5.21 При избор на проектни стойности в моментна мощност на дозата (ефективна или еквивалентна) трябва да се има предвид, че тя трябва:

- да гарантира спазването на основната норма в годишна граница на дозата;
- да отговаря на принципа *ALARA* в двете му посоки: да е достатъчно ниска и едновременно с това да е разумно достижима;
- да е психологически приемлива за засегнатите лица.

5.22 Емпиричната формула за определяне на моментната мощност като проектна величина при радиоактивни източници е:

$$IDR = \frac{p \cdot TADR_y}{T}$$

където *T* е фактор на заетост, *p* е коефициент, зависещ от отношението между периода, който разглеждаме (време на интерес *τ*) и периода на полуразпадане на съответния



радионуклид $T_{1/2}$.

При:

$$\tau \leq 2 \cdot T_{1/2} \quad p = 1$$

$$\tau > 2 \cdot T_{1/2} \quad p = 2$$

като тези стойности на p покриват всички практически приложими радионуклиди и дейности с тях и едновременно с това отговарят на изискванията по т. 4.21.

Пример 1:

изследване на пациент с ^{18}F

време на интерес τ = време на изследване, средно 30 минути

период на полуразпадане $T_{1/2} = 110$ минути

$$p = 1$$

За категория “Персонал”, при $T = 1$, проектната стойност ще е:

$$IDR = (1 \cdot 2\text{mSv}) / (2,5 \cdot 1700) = 4,7 \mu\text{Sv/h, (закръглено } 5 \mu\text{Sv/h)}$$

Пример 2:

изследване на пациент с ^{15}O

време на интерес τ = време на изследване, средно 10 минути

период на полуразпадане $T_{1/2} = 2$ минути

$$p = 2$$

За категория “Персонал”, при $T = 1$, проектната стойност ще е:

$$IDR = (2 \cdot 2\text{mSv}) / (2,5 \cdot 1700) = 9,4 \mu\text{Sv/h, (закръглено } 10 \mu\text{Sv/h)}$$

**МЕТОДИКА НА ИЗЧИСЛЕНИЯ ЗА ОПРЕДЕЛЯНЕ НА НЕОБХОДИМАТА ЛЪЧЕЗАЩИТА
СПРЯМО ВЪНШНО ОБЛЪЧВАНЕ**

5.23 При оценка на дозите от външно облъчване от радиоактивен източник в някакъв обем, трябва да се вземат предвид няколко характеристики – размера, формата и материала на съда, в който е поставен той, активността и масовата активност на радиоактивното съдържание, вида и енергията на лъчението, дозовата константа, разстоянието до работещия, критичните органи, подложени на облъчване, наличието на защитна преграда и времето на облъчване.

5.24 Моментната мощност **IDR** се определя според вида на радиоактивния източник и избраната геометрия и се изменя с времето по закона за радиоактивното разпадане. Максималната стойност е при $t = 0$.

5.25 Изчисляването на годишната доза от определена, повтаряща се периодично дейност, каквито са повечето в разглежданата област, се основава на изчислението на ефективната доза за единичен елемент от дейността и последваща оценка на годишната доза в зависимост от натоварването. Въпросният единичен елемент може да бъде:

- едно типично изследване;



- един генератор на късоживеещ радионуклид за целия му период на използване;
- една опаковка с радиоактивно вещество, подлежаща на преработка, изследване, оползотворяване в някакъв процес и пр.;

- един сеанс на метаболитна терапия;
- производство на единица активност;
- обработка на 1 радиоимунологичен набор;
- транспорт на една опаковка с типична активност;
- друга дейност на единица използвана активност.

5.26 Единичната ефективна доза E_1 за период t се определя като:

$$E_1 = \int_0^t P(t) dt = \int_0^t P_0 e^{-\frac{\ln 2 t}{T_{1/2}}} dt$$

Или

$$E_1 = P_0 \cdot t \cdot R_t$$

където:

P_0 е мощността на дозата при $t = 0$ (начало на единичната дейност)

t е времето, за което се извършва съответната единична дейност, описана в т. 5.25.

R_t е дозов редукиционен фактор за време t

$$R_t = 1,443 \frac{T_{1/2}}{t} \left[1 - e^{-\frac{\ln 2 t}{T_{1/2}}} \right]$$

5.27 Годишната ефективна доза E за конкретната дейност се определя като произведение от годишното натоварване (брой единични елементи s_1) и единичната ефективна доза E_1 .

$$E = s_1 \cdot E_1$$

5.28 Средно годишните мощности на дозата са съответно:

$$TADR_y = E / 1700 \text{ h за категория „персонал А“};$$

$$= E / 2000 \text{ h за категории „персонал Б“ и „население“ по работни места}$$

$$= E / 8800 \text{ h за категория „население“ в жилища}$$

5.29 Последната стойност – „население“ в жилища – има само теоретично значение, защото няма случай от практиката, в който обект с открит източник (изключваме АЕЦ Козлодуй) да облъчва жилищни сгради, при това 8800 часа годишно.

5.30 По аналогичен начин се изчисляват еквивалентните дози и техните мощности.

5.31 Изчислените стойности на дозата и/или нейната мощност се сравняват със



съответните проектни стойности и се определя отслабването **B**, което трябва да бъде осигурено с допълнителна преграда или средство за защита.

5.32 Дебелината на необходимата защита се определя по метода на слоевете на кратно отслабване:

$$\text{при } B < 10 \quad n_{HVL} = \log_2 B; \quad x = HVL_1 + (n_{HVL} - 1) \cdot HVL_2$$

$$\text{при } B \geq 10 \quad n_{TVL} = \log_{10} B; \quad x = TVL_1 + (n_{TVL} - 1) \cdot TVL_2$$

където:

B е най-голямото необходимо отслабване;

n е необходимия брой слоеве на кратно отслабване;

HVL₁ и **HVL₂** са първият и вторият (приет за равновесен) слой на полуотслабване на избрания материал;

TVL₁ и **TVL₂** са първият и вторият (приет за равновесен) слой на десетократно отслабване на избрания материал.

5.33 Стойности на равновесните слоеве на кратно отслабване за най-често използваните радионуклиди, в олово, стомана и бетон, както и номограма [44] за определяне на слоевете на кратно отслабване в зависимост от енергията на източника на лъчение, са дадени в Приложение 3. За радионуклиди и материали, за които има данни (напр. ¹⁸F, олово, стомана, бетон) е допустимо използването на формализма на Арчър за определяне на дебелината на преградата в зависимост от отслабването.

5.34 Така описаната методика за изчисляване на защиты е валидна в два практически случая:

- при използване на чисти гама лъчители (напр. ^{99m}Tc)
- при използване на смесени лъчители ($\beta + \gamma$), когато спирачното лъчение в стените на флакона, контейнера, спринцовката и пр. е пренебрежимо.

ОПРЕДЕЛЯНЕ НА КОНТРОЛНИ НИВА ПО ВЪНШНО ГАМА ЛЪЧЕНИЕ

5.35 По определение, контролните стойности са такива стойности на използваната величина, измерена при конкретни условия, които гарантират, че проектната стойност на годишната доза няма да бъде превишена. Като най-удобна се очертава моментната мощност на дозата **IDR_{max}**, измерена при най-висока активност на използвания радиоизотоп.

5.36 При определянето на контролната стойност в мощност се взимат предвид всички величини, имащи отношение към формирането на годишната доза:

- годишна граница на дозата за съответната категория облъчвани лица;
- дозовата квота **q_i**;
- коефициента на сигурност **k**;
- фактора на заетост на помещението **T**;
- изменението на активността с времето;
- реалното време **τ**, през което източникът излъчва;
- конверсионния коефициент **E/N*(10)**, тъй като ще се извършва сравняване на стойностите на оперативна и нормираща величини.

5.37 Контролната стойност (**KC**) като максимална мощност на дозата се определя така:



$$KC = \frac{E_y}{T \cdot R_t \cdot \tau \cdot k_k}$$

където:

E_y е проектната годишна доза
 T е факторът на заетост на помещението
 R_t е дозовият редукиционен фактор за времето на интерес t ;
 τ е реалното време на излъчване за една година, равно на броя единични елементи s_1 , умножен на времето на интерес t (например брой изследвания годишно . време на едно изследване);
 k_k е конверсионен фактор $E/H^*(10)$
като измерването се извършва при максимална активност на радионуклида.

5.38 Стойностите на дозовия редукиционен фактор R_t за най-често използваните радионуклиди за типични периоди от време и стойностите на конверсионния коефициент $E/H^*(10)$ в зависимост от енергията и геометрията на облъчване са дадени в Приложение 3.

5.39 При извършване на много еднотипни „единични“ дейности, например изследване с FDG, е препоръчително да се определят контролни стойности в специфична доза (ефективна или еквивалентна) на 1 пациент или на 1 GBq аплицирана активност. Така при промяна на броя пациенти контролните стойности лесно могат да бъдат коригирани.

Пример:

Да се определят контролните стойности (KC) за нуклеарно медицинска диагностика, при натоварване от 10 пациента на ден и следните изходни данни:

E_y = 8 mSv
 T = 0,5
 t = 0,5 h (време за изследване на един пациент)
 $R_t(0,5h)$ = 0,91
 k_k = 0,9 AP

Определяме годишния брой пациенти $s_1 = 10$ пациента . 50 седмици . 5 дни = 2500 пациента (изследвания) за година

Определяме реалното време на облъчване $\tau = s_1 \cdot t = 1250$ h/a

Определяме $KC = E_y / (T \cdot R_t \cdot \tau \cdot k_k)$
= 8 mSv / (0,5 . 0,91 . 1250 h/a . 0,9)
= 15,6 μ Sv/h за облъчване в AP проекция в началния момент на изследването

КОНТРОЛНИ НИВА ЗА ПОВЪРХНОСТНО ЗАМЪРСЯВАНЕ И ОБЕМНА АКТИВНОСТ НА ВЪЗДУХА В РАБОТНИ ПОМЕЩЕНИЯ

5.40 Наредбата за радиационна защита въвежда вторични граници за повърхностно замърсяване и обемна активност на въздуха за професионално облъчвани лица и населението. Тези граници могат да се използват за целите на проектирането (със съответен коефициент на сигурност) и като контролни нива. Стойностите им за най-често използваните радионуклиди са дадени в Приложение 4.

5.41 Трябва да се има предвид, че вторичните граници за обемна активност на въздуха



са на база годишна граница на дозата от 20 mSv за професионално облъчваните лица и 1 mSv за населението, като за населението са за различните възрастови групи от него. Това означава, че при изчисляването на очакваните дози от вдишване на радиоактивни вещества трябва да бъде определена и критичната възрастова група и контролните нива да бъдат определени спрямо нея. При дозови квоти, по-малки от 100% за този път на облъчване, съответните стойности трябва да бъдат коригирани.

5.42 В таблица 8 от Приложение № 2 на Наредбата за радиационна защита е определена вторичната граница по плътност на потока моноенергийни електрони при облъчване на кожата на персонала.

5.43 В Таблица 15 от Приложение № 2 на Наредбата за радиационна защита са определени контролните стойности на повърхностно замърсяване на различни повърхности.

ОРГАНИЗАЦИЯ НА РАБОТАТА, СИСТЕМИ И ОБОРУДВАНЕ ЗА ОСИГУРЯВАНЕ НА РАДИАЦИОННАТА ЗАЩИТА НА ПЕРСОНАЛА.

5.44 Специфичните изисквания към средствата за защита на професионално облъчвани лица и към санитарно-пропускните режими в обекти с открити източници, са посочени в Приложение № 17 на Наредбата по радиационна защита. В този раздел са представени основните препоръки и практически мерки за радиационна защита, които са пряко приложими при работа с открити източници.

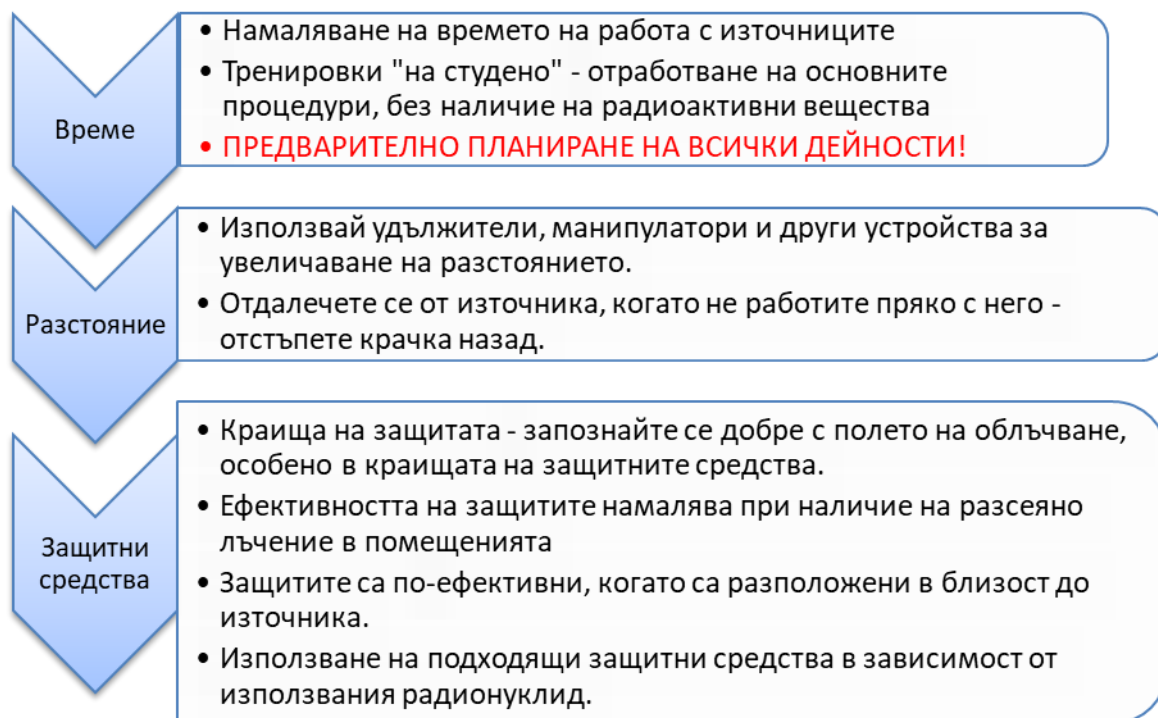
5.45 Осигуряването на радиационната защита при използване на радиоактивни източници в открит вид по отношение на работещите включва:

- ограничаване на външното облъчване;
- предотвратяването на радиоактивни замърсявания на работни площи;
- предотвратяване на радиоактивни замърсявания на открити повърхности от тялото на работещите;
- предотвратяване на вътрешно облъчване на персонала чрез вдишване и поглъщане на радиоактивни вещества.

Външно облъчване

5.46 Ограничаването на външното облъчване се осъществява по три основни начина:

- намаляване на времето на облъчване;
- увеличаване на разстоянието между източника на лъчение и облъчвания обект (критични органи, цяло тяло);
- използване на подходящи екрани между източника на лъчение и облъчвания обект.



*Нагледна схема, описваща начините за ограничаване на външното облъчване,
А. Загорска, 2023*

5.47 Времето на облъчване се намалява чрез оптимизация на организацията на дейността и изключването на работещите от изпълнението на някои процеси чрез автоматизацията им. Тези възможности са доста специфични по отношение на извършваните дейности и могат да се илюстрират с няколко примера от областта с най-голямо приложение – нуклеарната медицина:

- организация на инструктажа на пациент, подлежащ на радионуклидна процедура: Инструктажът трябва да се проведе преди апликацията на радиоактивното вещество, да бъде достатъчно подробен и да обхваща всички възможни аспекти, така че да се предотврати близкия контакт на вече аплицирания пациент с персонала за изясняване на различни проблеми. По тази причина е желателно в структурата по нуклеарна медицина да има специално инструктажно помещение, където внимателно и подробно да се обясни всяка следваща стъпка на пациента – от момента на инжектиране, през изследването до получаването на резултатите.

- използването на автоматични диспенсъри и инжектори: По този начин значително се скъсява времето, през което персоналът е в близък контакт с радиоактивното вещество.

- оптимално проектиране на помещенията: Подреждането на помещенията по стъпките на медицинската технология предопределя минимални разстояния (съответно минимално време за преодоляването им), на които ще се пренасят радиоактивни вещества или ще изминават заредени пациенти. Допълнително се препоръчва маркирането на пътя на пациента със цветни ивици по стените или пода, така че инструкцията „Следвай червената линия!“ да предотврати дългото обяснение къде да отиде и откъде да влезе или излезе той.

- предвиждане на добра връзка между помещенията: Поставянето на проходни гишета между радиохимична лаборатория и апликационна може да спести няколко метра пренасяне на радиоактивния източник, респективно няколко десетки секунди облъчване. На пръв поглед не е много, но умножено например по 2000 изследвания годишно може да спести няколко десетки часа облъчване на персонала. В някои случаи поставянето на автоматично отварящи се врати или оставянето на проход за минаване без врата (където



това не е реално необходимо) също допринася за намаляване на облъчването.

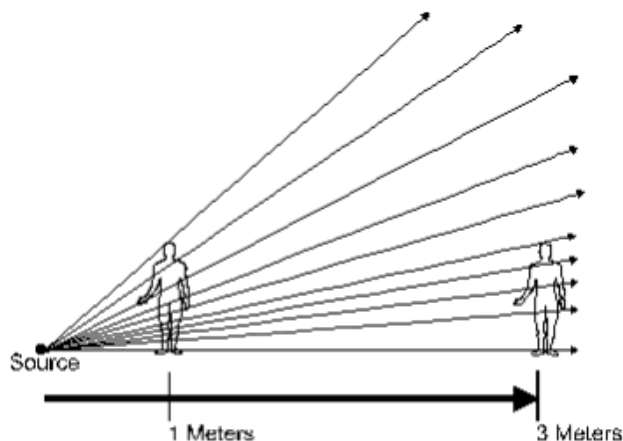
- предвиждане на системи за дистанционна комуникация: Системите за видеонаблюдение и разговорните уредби спестяват престой на персонала в близост до зареден пациент, защото инструкциите към пациента могат да се дават дистанционно, без да се налага визуален контакт.

- използването на възможностите на съвременната апаратура е важен фактор в намаляване на облъчването на персонала, който не винаги се прилага максимално. Например, в много отделения са доставени мобилни диспенсъри, които се използват стационарно, в апликационна, а пациентът се отвежда до бокса или чакалнята.



Мобилен диспенсър, „паркиран” в непосредствена близост до боксовете за uptake, така че аплицирането да се извърши в самия бокс. (Болница Токуда)

5.48 Увеличаването на разстоянието между източника на лъчение и облъчвания обект е мощен метод за намаляване на облъчването. Независимо, че законът $1/r^2$ не винаги е в сила, използването на приспособления за отдалечаване на източника винаги дават ефект. Едно неголямо отдалечаване от заредения пациент дава значителен резултат.



Илюстрация на ефекта на разстоянието



5.49 При радиохимични процедури, за отдалечаване на източника на лъчение от обекта на облъчване се използват различни приспособления. По-долу са показани набор от приспособления за увеличаване на разстоянието между източника и обекта.



Приспособления за увеличаване на разстоянието. Показаните стойности са за флакон с ^{177}Lu с активност 7 GBq, изчисления на А. Загорска, доклад на XIX конгрес по радиология

5.50 Трябва да се отбележи, че понякога използването на допълнителни средства за увеличаване на разстоянието може да доведе до удължаване на времето на съответната процедура, т.е. процесът трябва предварително да се верифицира за постигане на оптимален резултат. Съществува и рискът, при неумело боравене с приспособленията да се предизвика радиационен инцидент. Това налага задължително необходимостта от провеждане на „сухи“ тренировки, особено на новопостъпил и все още неопитен персонал.

5.51 Използването на различни защитни приспособления – екрани, престилки, контейнери и др. подобни е задължително при работа с източници на йонизиращи лъчения. Материалът, от който са направени, конструкцията и дебелината им са предмет на проекта – обосновката на радиационната защита (ОРЗ). Трябва да се отбележи, че използването на неадекватни защитни материали в някои случаи може да доведе до неочаквани радиационни последствия. Като пример може да се даде използването на стъклени или плексигласови екрани при работа с твърди β източници – ако не е направено добро изчисление и е пренебрегнато спирачното лъчение, дозите на очната леща могат да нараснат значително. Несъобразяването с енергията на лъчението и използването на стандартни защитни престилки, там където те нямат особен ефект, но създават лъжливо чувство на сигурност е особено показателно при използването на позитронни емитери.

Пример:

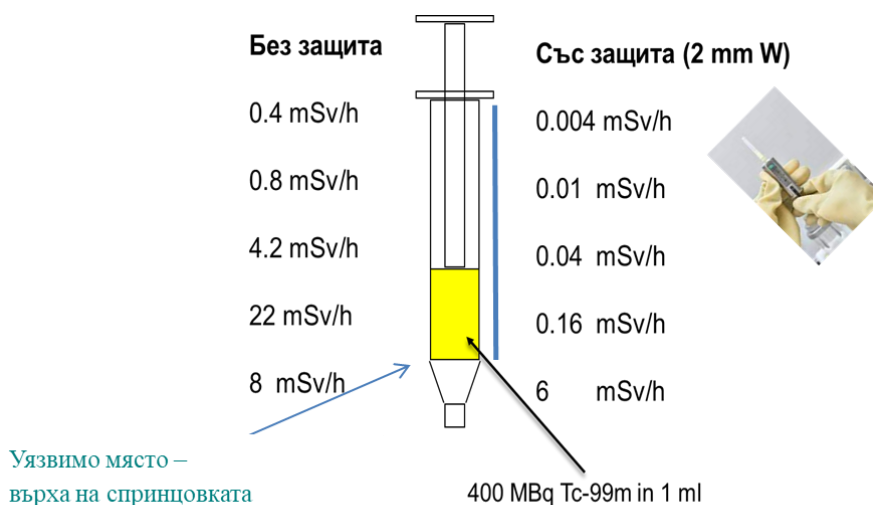
Сравнение на получените ефективните дози от 20 минутен престой на 1 m от източници $^{99\text{m}}\text{Tc}$ и ^{18}F с активност 400 MBq, с и без защитна престилка с оловен еквивалент 0,5 mm. Изчисленията и илюстрацията към тях са направени от професор Sigrid Leide-Svegborn и са представени на webinar на IAEA през 2022 г. [39].



Вижда се, че използването на защитна престилка при позитронни емитери (не само при ^{18}F) не носи практически никакъв лъчезащитен ефект.

5.52 Използването на защиты за спринцовките и флакони е най-важният фактор за намаляване на облъчването на ръцете. Защита на спринцовката може да тежи на ръката, но чувствително намалява облъчването на персонала.

5.53 При работа със защиты за спринцовки, добра практика на работа е пръстите на ръцете да стоят колкото е възможно по-далеч от незащитените части на спринцовката.



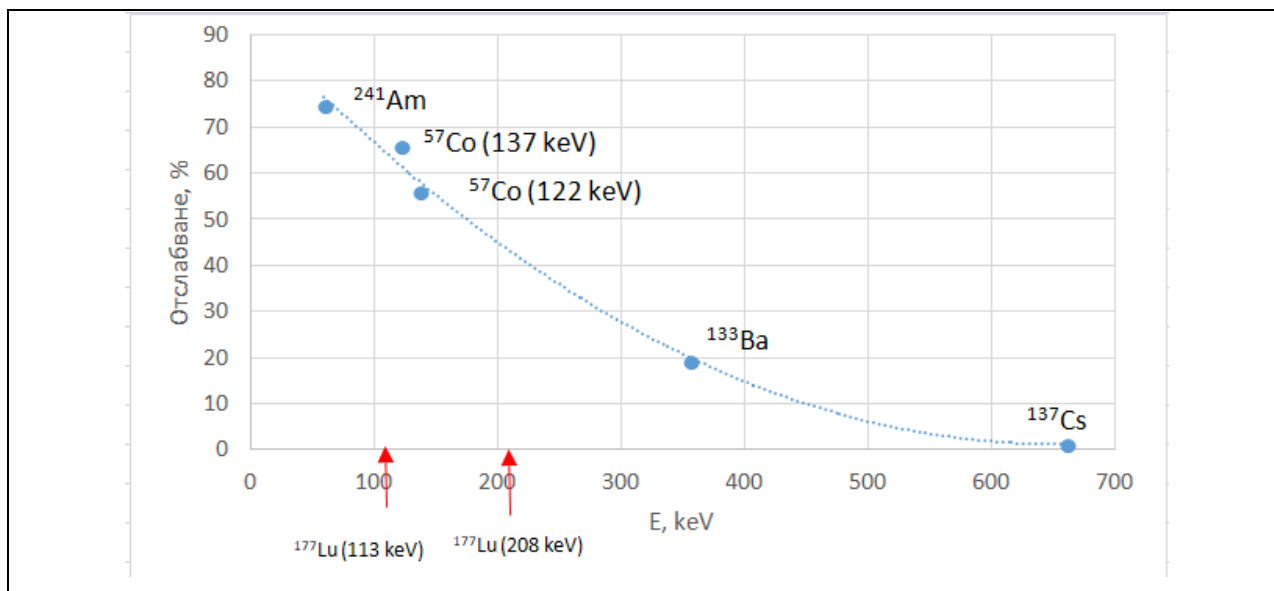
Пример за отслабващите свойства на защита за спринцовка, изработена от 2 мм волфрам при работа с ^{99m}Tc [28]



Поставяне на флакон с NaCl	Поставяне на флакона за елюат в защита и елюиране на генератора	След приключване на елюирането, флаконът заедно със защитата се изважда и се подготвя за маркиране.
----------------------------	---	---

Добра практика при елюиране на технециев генератор с използване на защита за флакон

5.54 Ефективността на оловно-гумени защитни престилки зависи от използвания радионуклид и тяхната употреба е необходимо да бъде преценявана според ефективността им. Извършено е проучване на отслабващите свойства на оловни защитни престилки от радионуклидите ^{57}Co (137 keV), ^{33}Ba (356 keV), ^{137}Cs (662 keV), $^{99\text{m}}\text{Tc}$ (140,5 keV) и ^{131}I (364 keV). Изводът е, че ефектът на отслабване е най-голям при лъчения с енергия до 140 keV. За енергии над 88 keV, непосредствено зад защитния материал се генерира нискоенергийно характеристично лъчение, което също трябва да бъде взето предвид [14].



Отслабване на лъчения с различна енергия в оловно-гумена престилка с оловен еквивалент 0,5 mm / 90 kV, Загорска по данни от [14]

Като цяло, употреба на защитни оловни престилки от тежък тип се препоръчва за $^{99\text{m}}\text{Tc}$ и ^{177}Lu , където осигурява съответно до 70 % и до 60 % отслабване на лъчението. При работа с ^{18}F и ^{131}I , употребата на престилки няма да осигури необходимата защита.



Производителите на защитни престилки, докладват техните отслабващи свойства обикновено за рентгеново лъчение при анодно напрежение 60 - 120 kV. Освен това материалите и конструкцията на защитните престилки варират. Добра практика на работа с радиоактивни вещества с различни енергии е, техните отслабващи свойства да бъдат проверявани на място в клиниките. Защитни престилки, изработени от неоловни материали, с цел олекотяване, не са подходящи за употреба в нуклеарна медицина, например докладвано е намаление на отслабващите им свойства до около 40 % за ^{99m}Tc спрямо това за рентгеново лъчение.

5.55 Защитните боксове са основен елемент при работа с високоенергийни източници и/или големи активности. Правилно изчислени, както оловни стени, под и таван, така и защитни стъкла, те осигуряват радиационни полета в рамките на контролните стойности. В защитни боксове се монтират синтезни модули и диспенсъри в нуклеарната медицина, аналитична и производствена апаратура.

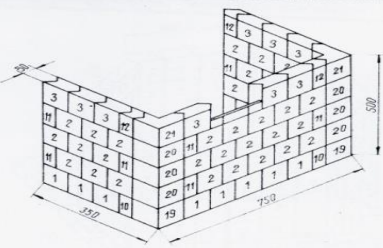


Защитни приспособления

1 – защити за спринцовки с позитронни емитери; 2 – защита за спринцовка за работа с ^{177}Lu ; 3 – стъклен защитен контейнер за флакон с ^{177}Lu , служи за ръчно зареждане на спринцовки; 4 – контейнер за вътреноболничен пренос на заредени спринцовки и защита за спринцовка за ^{99m}Tc ; 5 – контейнери за радиоактивни отпадъци, ляво за ^{177}Lu , дясно за късоживеещи позитронни емитери (^{18}F , ^{68}Ga); 6 – защитен екран и защита от оловни блокове за работа с позитронни емитери; 7 – защитен екран за работа с ^{99m}Tc , (Болница Токуда)

5.56 За осигуряване на локална (сенчеста) защита се използват екрани от оловни блокове. Стандартните оловни блокове (БДС 14319) са с дебелина 50 mm и наброяват повече от 30 различни модели. На следващата фигура е показана конфигурацията на П-образен защитен бокс от оловни блокове с място за оловно стъкло и спецификация на оловните блокове в него.



Изделия на радиационно-защитната техника. Блокове защитни оловни плътни. Технически изисквания					БДС 14319-77
					
Черт. 4					
Номер на блок	Типоразмер на блок	Монтажни размери в mm	Количество	Маса на един блок в kg	Обща маса в kg
1	AE 1-50	50x100x100	11	6,100	67,100
2	AE 2-50	50x100x100	33	5,400	178,200
3	AE 3-50	50x100x100	11	4,700	51,700
10	AE 10-50	50x50x100	3	3,000	9,000
11	AE 11-50	50x50x100	9	2,700	24,300
12	AE 12-50	50x50x100	3	2,400	7,200
19	AE 19-50	50x100x100x100	2	9,100	18,200
20	AE 20-50	50x100x100x100	6	8,100	48,600
21	AE 21-50	50x100x100x100	2	7,100	14,200
Всичко			80	418,500	418,500

П-образна защита от оловни блокове и спецификация по БДС 14319

5.57 Външно облъчване на персонала в структура, работеща с радиоактивни вещества в открит вид може да се получи и чрез замърсяване на открити повърхности на кожата или на работното облекло при работен инцидент. В нормални условия на работа никаква част от тялото на работещия или неговото облекло не би трябвало да е в досег с радиоактивното вещество. За предотвратяването на радиоактивни замърсявания на открити повърхности – кожа, очна повърхност – се използват работно облекло и средства за индивидуална защита. Видът им зависи преди всичко от характера на работата. За областта на нуклеарната медицина това са престилки с дълги ръкави, латексови ръкавици и предпазни очила или шлемове, като те могат имат и смисъла на лъчезащитен екран (очила и ръкавици с оловен еквивалент). В области, където дейностите предполагат опасност от диспергиране на обработвания материал, се използват цели гащеризони, когато се налага дори херметични, със системи за подаване на въздух. Работното облекло трябва да е за еднократна употреба или да подлежи на лесна дезактивация и да се съхранява и използва само в определените за това помещения и зони.

5.58 Изборът на материята на защитното облекло се основава на химичната форма на радиоактивния източник, например латексът е добър за ръкавици при работа с разтвори на водна основа, но нитрилът е необходим, когато се работи с течности на базата на толуен. Трябва да се има предвид, че защитните ръкавици не осигуряват пълна защита от преминаване на откритите източници през тях. При работа с големи активности се препоръчва поставянето на два чифта ръкавици, а при съмнение за контаминиране – дозиметрична проверка и незабавно сваляне на горния чифт ръкавици.

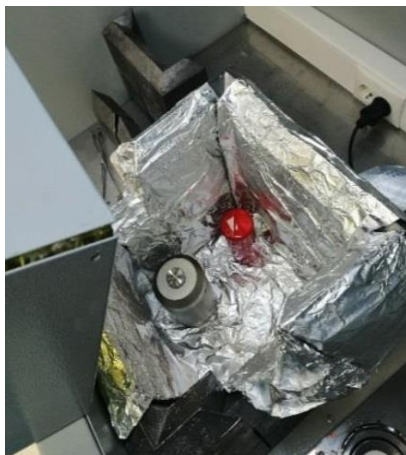
Предотвратяване на радиоактивно замърсяване на работни площи

5.59 Радиоактивното замърсяване на работни площи може да доведе до външно и вътрешно облъчване на персонала, поради което трябва да бъде ограничено до минимум. При работа с късоживеещи радионуклиди то не е особен проблем, но замърсяването с дългоживеещи нуклиди може да доведе до сериозни радиационни последствия. Предотвратяването на радиоактивно замърсяване на работни повърхности, вътрешна повърхност на камини и боксове, изделия и др. се обхваща най-общо два комплекса мерки:



- мерки за недопускане на диспергиране и разпръскване на радиоактивното вещество, напр. работа в затворени или херметични обеми и извършване на определени дейности в специализирани радиохимични камини и боксове;

- мерки за лесно отстраняване на попаднали върху работните повърхности вещества. Към този вид мерки спадат използването на тави, така че разлети количества да не попадат върху работната повърхност, сорбиращи покрития (лигнин, хартия, тъкани), които да попият евентуално пръснало или разлято вещество, покриване на площите с непропускащи материали за еднократна употреба, дезактивация с подходящи разтвори.



Покриване на работните повърхности с алуминиево фолио при работа с ^{177}Lu , който има висока проникваща способност (Болница Токуда)

5.60 Дезактивацията на работните площи се извършва със слаби киселинни или основни разтвори, съобразени с химическия състав на радиоактивното вещество и повърхността, подлежаща на дезактивация. Избърсването е винаги в посока отвън навътре на петното. Дезактивационните разтвори се съхраняват в непосредствена близост до работните места. Използваните за дезактивация материали се третираат като радиоактивни отпадъци. Прилаганите средства за дезактивация, освен с химичния състав на радиоактивното замърсяване, трябва да се съобразят с химичната резистентност на материала на работната повърхност. Най-често използваните дезактивационни разтвори и химичната резистентност на традиционни покрития спрямо тях е показана на следващата таблица.

Chemical	HDPE	Epoxy resin	Teflon	Aluminium	Stainless steel 304	Stainless steel 316
Acetic acid, glacial	A	A	A	A	C	A
Acetonitrile	A	A	A	B	A	A
Acetone	D	B	A	A	A	A
Ethanol	A	A	A	B	A	A
Hydrochloric acid 37%	nt	A	A	D	D	D
Mineral oil	A	A	A	A	A	A
Sodium hydroxide 60%	C	A	A	D	B	B
Sulphuric acid 96%	B	D	A	D	D	D
Toluene	B	A	A	A	A	A
Trichloroethylene	D	B	A	A	B	B

A: excellent; B: good; C: fair; D: not recommended; nt: not tested.

5.61 Мерките за отстраняване на евентуални замърсявания трябва да бъдат съобразени с естеството на работа и характеристиките на радиоактивното вещество, например за късоживеещи нуклиди е по-добре да се изчака естественото им разпадане, вместо да се дезактивира, което неминуемо ще доведе до увеличаване на дозовото натоварване на тези, които го правят.



Предотвратяване на вътрешно облъчване на персонала от повърхностно радиоактивно замърсяване на кожата и от поглъщане или вдишване на радиоактивни вещества

5.62 Вътрешно облъчване от поглъщане на радиоактивни вещества може да се получи само при неспазване на правилата за работа – при хранене, пиене, пушене, гримиране и други подобни дейности в зоните на работа. Като правило всички тези дейности са забранени. Освен това по време на работа се налага въвеждане на данни, телефонни обаждания, записи в дневници или водене на работни записки и други подобни, което също може да доведе до разпространение на замърсяване, дори извън лабораторната среда, респективно отваря път за попадане на радиоактивни материали през устата, носа, очите и кожата в човешкото тяло. При него се облъчват тъканите вътре в тялото и облъчването продължава до пълното разпадане на радионуклида и/или биологичното му извеждане. Степента на увреждане ще зависи от физичните характеристики на радиоактивното вещество, неговата химична форма и активност. Алфа- и бета- емитерите отдават своята енергия на кратки разстояния в тъканите, като алфа- лъчите не излизат извън органите, в които са отложени. Бета- лъчителите, поради по-големия им пробег, предизвикват по-малки поражения, но могат да облъчат органа, в който са се натрупали със значителни дози, напр. ^{131}I , който се натрупва в щитовидната жлеза. Пробегът на гамалъчителите в тъканите е по-голям и веднъж погълнати, те облъчват не само околните тъкани и органи, но в зависимост от енергията им, могат да излязат и извън тялото на лицето, което ги е погълнало. Добрите хигиенни навици намаляват вероятността от поглъщане на радиоактивни вещества.

5.63 Прилагането на правила за добрата хигиена и изключването на вредни навици като гризане на нокти, дъвчене на химикалки, моливи или други предмети, свързани с устата и храненето е от значение за избягване на вътрешното облъчване. Пипетирането с уста и изобщо използването на устата като средство за захващане са абсолютно забранени. Изнасянето и използването на съдове и материали от радиохимичната лаборатория е недопустимо.

5.64 Вътрешно облъчване на персонала от вдишване на радиоактивни газове, прах или аерозоли може да се получи не само при евентуален инцидент, но и при нормални условия на работа. За предотвратяване на този вид облъчване, дейностите се извършват в радиохимични камини и боксове с подходяща вентилация. При работа на открито се използват противопрахови маски с висока степен на защита, а при работа с радиоактивни вещества в газообразна форма – противогазови маски с филтри от активен въглен (с обозначение за възможност за използване в среда с радиоактивни вещества в газообразна форма). За ограничаване на облъчването са определени вторични граници за средногодишна обемна активност на въздух в работни помещения (Приложение 4).

5.65 В производството на радиоактивни вещества, особено при високи активности, мерките за ограничаване на разпространението им в помещенията извън работната зона са от особено значение. За целта, освен вече изброените се използват:

- шлюзове за дезактивация (душове и обдухване), със смяна на облеклото;
- бариери за принудително преобуване на работните обувки;
- радиационен контрол на изхода на помещения с висок радиационен риск (най-често в санитарния пропускник или шлюз на излизане от контролираната зона). Осъществява се с арки, обхващащи цялото тяло и/или индикатори за ръце и подметки. Вида на оборудването се определя в обосновката на радиационната защита, в зависимост от степента на риска.



• вентилация, осигуряваща достатъчен въздухообмен и различно налягане в помещенията, така че градиентът на налягането да е обратен на градиента на обемната активност, допустима за въздуха в съответната поредица от помещения. По този начин се гарантира, че няма да има преминаване на по-високата активност към следващото помещение при отваряне на вратата или шлюза към него. В таблицата са показани изискванията към кратността на въздухообмена и налягането в помещенията за производство на ^{18}F FDG.

Помещение	Кратност на въздухообмена	Налягане спрямо атмосферното
В контролираната зона	h^{-1}	Pa
Шлюз за вход в контролираната зона	5 - 10	- 5
Коридор	5 - 10	-10
Подготвителна лаборатория	5 - 10	+10
Опаковъчна	5 - 10	-10
Шлюз за вход в чистата зона (GMP клас D)	10 - 20	+5
Производствена лаборатория – чиста зона (GMP клас D)	10 - 20	+20
Хранилище за РАО, рекламирана продукция и взети проби	5 -10	-25
Сервизен коридор към горещи клетки	5 - 10	-25
Циклотронен бункер	10 - 20	-60
Сервизно помещение	10 - 20	-30
Техническо помещение	10 - 20	-30
Командно помещение на циклотрона	5 - 10	-10
Лаборатория Контрол на качеството	5 - 10	-10
Шлюз за доставка на материали / аварийен изход	5 - 10	-5

ОБЛЪЧВАНЕ НА НАСЕЛЕНИЕТО. ТЕЧНИ И ГАЗООБРАЗНИ ЕМИСИИ. КОНТРОЛ НА ЕМИСИИТЕ, ТЕХНИЧЕСКА ПОДДРЪЖКА, ИЗПИТВАНИЯ, МЕТРОЛОГИЯ.

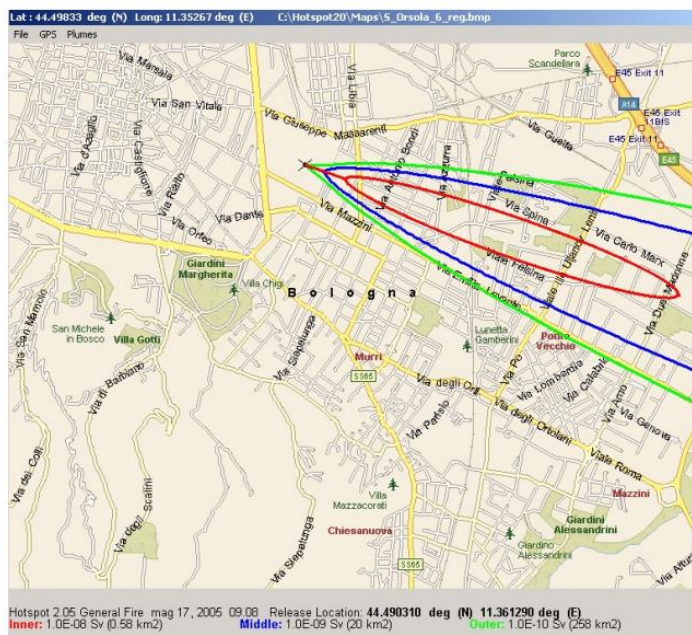
5.66 Облъчването на населението извън обектите, работещи с радиоактивни вещества в открит вид, може да се дължи на един или комбинация от няколко пътища на облъчване:

- от изхвърлени в околната среда аерозолни и газообразни радиоактивни вещества;
- от изхвърлени в околната среда течни радиоактивни вещества;
- от генерирани радиоактивни отпадъци и дейности с тях.

Атмосферни изхвърляния

5.67 Изискванията за вентилация в помещенията, в които се работи с радиоактивни вещества в открит вид, водят до изхвърляне на прахови, аерозолни или газообразни продукти в околната среда. За ограничаване на тези изхвърляния се изграждат съответни задържащи и филтриращи съоръжения. Като правило, праховите и аерозолните изхвърляния се задържат от НЕРА филтри, съобразени с размера на очакваните частици, а газовите – от филтри с активен въглен. При проектирането на задържащите и филтриращите съоръжения, те трябва да се съобразяват с:

- вида и химичния състав на изхвърлянията;
- радиационно физичните характеристики на радиоактивните вещества;
- оценките за изхвърляните активности при нормални и аварийни условия;
- нормите за съдържание на радионуклиди в атмосферен въздух, като се прилага принципът ALARA.



Оценка на изхвърлянията и облъчването на населението при евентуална авария на циклотрон за производството на позитронни емитери в университетската болница в Болоня (М. Маренго, с разрешение). Оценката е направена с програмата Hot Spot 2.06. Зоната, оградена с червена линия отговаря на средна индивидуална доза $0,01 \mu\text{Sv}$ и обхваща около $0,6 \text{ km}^2$

5.68 В някои случаи (относително малки активности, вещества с ниска радиотоксичност, благородни газове) изграждането на филтриращи инсталации може да е безсмислено, а в някои случаи – направо вредно. Например, изхвърлянето на ^{18}F с активност от няколко GBq в околната среда не води до практически никакви последствия за населението поради късия му период на полуразпадане, а улавянето му във филтър създава източник на външно облъчване с мощности от порядъка на няколко стотин $\mu\text{Sv/h}$.

5.69 При производството на големи активности, когато потенциалните изхвърляния могат да предизвикат повишено облъчване, потоците се филтрират, а филтрите на изходящата вентилационна система се защитават с оловни екрани, изчислени за максималната активност, която може да се натрупа във филтъра. Самите филтри, след подмяната им се третираят като радиоактивни отпадъци.

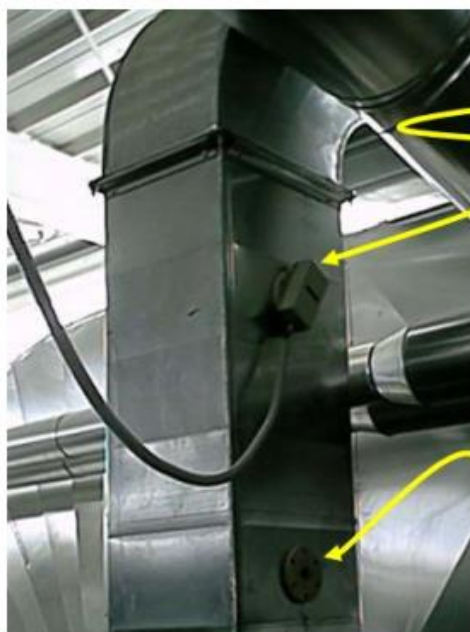
5.70 Подходът за обработка на газообразните и аерозолни изхвърляния и техническите средства за реализирането му се определят при проектирането на обекта в обосновката на радиационната защита и се отразяват в съответните части на техническия проект.

5.71 При извършването на изследвания в промишлени инсталации и хранилища на нефт и газ използваните газообразни радиоактивни вещества в крайна сметка се изпускат в атмосферата. Това ограничава избора на подходящ радионуклид до много малко възможности – един – два благородни газа с къс период на полуразпадане и още един – два с много ниска радиотоксичност. Не трябва да се забравя, че много късият период на полуразпадане намалява потенциалното вътрешно облъчване, но изисква по-високи работни активности и радиоактивното вещество в концентриран вид (например балон с втечен газ) се превръща в мощен източник на външно облъчване.

5.72 Там където са предвидени съоръжения за изхвърляне на радиоактивни вещества в атмосферата (с или без филтри), в зависимост от потенциалните изхвърлени активности се предвиждат и средства за контрол на емисиите – по моментна активност и по обща



активност. Тези системи обикновено са комбинация от радиометър и дебитометър за газове, свързани със записващо устройство. Като средства за измерване (СИ) те подлежат на съответен метрологичен контрол и периодична калибровка. В случаите на потенциални особено високи аварийни активности, които може да доведат до облъчване на населението над определените норми, се поставят прагови сигнализатори и автоматични блокировки, затварящи пътя на изходящите потоци.



Детектор

Фланец за вкарване на калибровъчен източник

***Контролен детектор на изходящия въздуховод от циклотронен бункер
(М.Маренго, с разрешение)***

5.73 Обичайната практика е да се лимитира изхвърлената в атмосферата активност от даден обект, най-често на годишна база, като част от условията на издадения лицензионен документ.

5.74 Контролните стойности на активността на изхвърлянията по отделни радионуклиди могат да бъдат определени на база оценката по един от методите, описани в Приложение 7. В същото приложение са дадени контролни стойности на активността на изхвърлянията, изчислени по опростения метод за оценка на индивидуалните дози в резултат на локални изхвърляния, в зоната на максимална активност, за най-често използваните късоживеещи радионуклиди. Контролните стойности са определени при консервативни допускания въз основа на дозовия критерий 10 μSv годишна индивидуална ефективна доза за лице от населението.

Течни изхвърляния

5.75 Течните изхвърляния от структури, използващи радиоактивни вещества могат да бъдат:

- отработени течности, използвани за проверка на резервоари, тръбопроводи и др. промишлени инсталации;
- отпадъци от радиохимична обработка на радиоактивни вещества – например отмиващи разтвори от RIA/IRMA радиоимунологични изследвания;
- екскреции от пациенти;



- смазващи, охлаждащи и други технологични течности в инсталации с висока енергия на генерираните лъчения – циклотрони, ускорители и пр.;
- използвани дезактивационни разтвори.

5.76 Има няколко подхода при обработката на течни радиоактивни вещества и отпадъци:

- събиране, отлежаване и освобождаване по реда на НРЗ, Глава пета.
- събиране, (концентриране) и предаване като радиоактивен отпадък;
- обработване в специализирани инсталации (канализационни системи) и изхвърляне в канализацията;
- директно изхвърляне в канализацията, при спазване на зададени контролни стойности, които могат да бъдат в единици на активност или специфична активност.

В България подходът се прилага само в лечебни заведения по отношения на екскрециите от пациентите.

5.77 Обичайната практика е да се лимитира изхвърлената в канализацията активност от даден обект, най-често на годишна база, като част от условията на издадената лицензия за дейност по ЗБИЯЕ.

5.78 Специалната канализация в отделенията по нуклеарна медицина обикновено включва един или няколко резервоара, снабдени с автоматика и система за измерване и контрол, така че изхвърлянето да гарантира спазването на критериите и контролните стойности. Като принцип, целта на специалната канализация е да задържи за определен период радиоактивните вещества, така че по закона за радиоактивното разпадане активността да спадне до определената стойност. Този процес винаги е свързан с организацията на работа в съответната структура. Например при терапия с ^{131}I редуването на пациентите през седмица (а още по-добре през две седмици) дава време от повече от един период на полуразпадане за намаляване на активността.

5.79 Трябва да се отбележи, че в много случаи изграждането на сложна (и скъпа) специална канализация е безсмислено за кракоживеещи радионуклиди, които се използват най-често в нуклеарната медицина. В Приложение 8 е дадена методика за оценка на изхвърлянията в канализацията на отделения по нуклеарна медицина и за определяне на контролни стойности за масово използваните радиофармацевтици. Изчисленията са направени при дозов критерий $10 \mu\text{Sv/a}$ за лица от населението и възможно най-консервативни предположения. На практика се оказва, че годишната консумация на конкретен радиофармацевтик в дадено отделение по нуклеарна медицина е много по-малка от определените контролни стойности.

5.80 Повечето отделения по нуклеарна медицина работят не само с един радиофармацевтик и по тази причина оценката за спазване на контролните стойности трябва да се прави на базата на сумата от претеглените активности:

$$\sum_{i=1}^n \frac{A_i}{KCi} < 1$$

където

A_i е годишната изхвърлена активност за i – тия радионуклид

KCi е контролната стойност за i – тия радионуклид.

(Оценка на A_i може да се направи при консервативни предположения за отделената активност от един пациент и годишния брой пациенти в дадено отделение по нуклеарна



медицина.)

6 ПОДХОДИ И УКАЗАНИЯ ЗА ОЦЕНКА НА ОЧАКВАНИТЕ ДОЗИ ПРИ ИЗВЪРШВАНЕ НА ДЕЙНОСТИ С ОТКРИТИ ИЗТОЧНИЦИ

ОЦЕНКА НА ДОЗОВИТЕ ПОЛЕТА ПРИ ВЪНШНО ОБЛЪЧВАНЕ

6.1 Оценката на очакваните дози при работа с открити радиоактивни източници се базира на познаването на дозовите полета, в които пребивават облъчваните лица. Използват се литературни данни, основаващи се на измервания при достатъчно добра статистика, или се прилагат модели с различна степен на точност, според конкретните условия. В общия случай дозовите полета, определящи външното облъчване на персонала са суперпозиция от:

- гама-лъчение от радиоактивната субстанция, поставена в някакъв относително малък обем (флакон, спринцовка и т.н.), като в много случаи този източник може да се разглежда като точков;
- гама-лъчение от радиоактивно вещество, диспергирано равномерно или неравномерно в голям обем – пациент, фантом, изследван тръбопровод и т.н., като моделът на точков източник в този случай не е приложим;
- спирачно лъчение от бета радионуклиди, реализирано в стените на съдържащия ги обем, наличната защита от бета лъчение и др. подобни прегради;
- гама-лъчение от замърсени повърхности, най-често с неправилна форма – капки, петна, локви.

6.2 Подходящ за изчисляване на поле на точков източник с или без защита е свободно достъпният Rad Pro Calculator. [63]

6.3 Подробни данни за използваните модели за оценка на дозовите полета от обемни източници и повърхностни замърсявания, границите им на приложимост и числени стойности на специалните функции, участващи в тях са дадени в Приложение 5.

6.4 Дозовото поле от спирачно лъчение на твърди бета източници се определя [42] като:

$$P = \frac{13,2 \cdot N_E \cdot \epsilon_\beta \cdot \gamma_E}{r^2} \text{ [nGy/h]}$$

където

- ϵ_β е максималната енергия на бета спектъра в MeV;
- N_E е броят емитирани електрони в една секунда с максимална енергия ϵ_β ;
- r е разстоянието до източника;
- γ_E е коефициентът на предаване на енергията в cm^{-1} в съответното вещество.

Преходът към еквивалентна доза се извършва с помощта на конверсионен коефициент H/D, зависещ от ефективната енергия на спирачното лъчение. За бета лъчения с максимална енергия до 10 MeV се приема:

$$\epsilon_{\text{eff}} = 0,5\epsilon_\beta$$

Консервативно, за лъчения с енергия до 3 MeV може да се приеме, че H/D = 1 Sv/Gy.



Моделът е приложим за бета източници с висока енергия в среда с ниска плътност, като се отчита спирачното лъчение в стените на съда или в тънка защита. При обеми, които се различават значително от точкова геометрия се прави корекция с геометричната функция $g(k,p)$. При среда с висока плътност или по-дебела защита спирачното лъчение може да се пренебрегне.

6.5 Подходяща за изчисляване на полета от обемни източници с и без защита е комерсиално предлаганата програма Microshield [64].

Кожна доза от повърхностно замърсяване

6.6 Оценката на дозата на кожата от повърхностно замърсяване включва изчисляването на дозата от облъчване с частици, дозата от спирачно лъчение и дозата от обратно разсейване. В Приложение 4 са дадени допустимите стойности за такова замърсяване за професионално облъчвани лица. За лица от населението повърхностно замърсяване на кожата не се допуска.

6.7 Данни за оценка на кожната доза от повърхностно замърсяване с най-често използваните радионуклиди, получени чрез Монте Карло симулации са дадени в Приложение 5.

Външно облъчване от пациент

6.8 Изчисляването на мощността на дозата от пациент, аплициран с радиоактивни вещества е доста сложна задача, защото разпределението на радионуклидите в човешкото тяло е неравномерно, зависи от химическата форма на радиоактивното вещество и е променливо във времето. Като най-общ модел може да се разгледа облъчването от поне три източника на лъчение:

- изследвания или третирувания орган;
- относително хомогенно разпределена активност в цялото тяло;
- активност в някой друг орган (най-често пикочен мехур или стомашно-чревен тракт).

Груба оценка може да се направи, като всеки от тези органи се разгледа като обемни източник със съответни размери и плътност. В практиката се разчита на измервания и обобщени данни, а в случай на по-дълго живеещи радионуклиди – на експериментални усреднени данни за динамиката им в различни органи и цялото човешкото тяло. Подробен анализ на облъчването от пациент е дадено в Приложение 6.

Вътрешно облъчване при вдишване и поглъщане на радиоактивни вещества

6.9 Оценката на вътрешното облъчване от поглъщане или вдишване на радиоактивни вещества изисква изграждането на сложни модели за тяхното разпространение в организма, натрупването им в определени органи и суперпозиция от множество източници на лъчение с различно отслабване в околните органи и тъкани. В практиката се използват коефициенти, препоръчвани от авторитетни международни организации, даващи оценка на ефективната доза от единица вдишано или погълнато радиоактивно вещество, като последните са диференцирани в шест възрастови групи. Стойностите на дозовите коефициенти при вдишване и поглъщане съгласно последната препоръка на Европейската комисия за най-често използваните радионуклиди са дадени в Приложение 9. Коефициентите са само за професионално облъчвани лица, но могат да се използват и за критична възрастова група 6 от населението.



ОЦЕНКА НА ДОЗОВИТЕ ПОЛЕТА И ОЧАКВАНИТЕ ДОЗИ НА НАСЕЛЕНИЕТО

6.10 Оценката на облъчването на населението от радиоактивни вещества, попаднали в околната среда и въведени в човека през органите на дишането и храненето се основава на модели, разработени от Комитета за действието на атомната радиация към ООН (UNSCEAR), Международната комисия за радиационна защита (ICRP) и Международната агенция по атомна енергия (IAEA), като се отчитат практически всички възможни пътища за облъчване на населението. Моделите са насочени към въздействието на относително дългоживеещи радионуклиди с произход от ядрени централи (АЕЦ) и оценката се отнася до големи територии (радиус до 2000 km) и големи групи облъчвани лица (над 250 милиона). Директното прилагане на моделите към някои практически ситуации, като например изхвърлянията от структура по нуклеарна медицина или производствено звено за късоживеещи радионуклиди, е практически невъзможно. За целта се налага адаптирането на използваните модели към всеки конкретен случай.

Облъчване на населението от аерозолни, газообразни и прахови изхвърляния

6.11 Модел UNSCEAR 2000 [47]. Моделът е много подробен и разглежда очакваните дози от вътрешно облъчване в резултат на инхалиране и външно облъчване от потапяне в радиоактивен облак и радиоактивни отлагания. Радионуклидите са разделени на няколко групи, според спецификата на емисиите от АЕЦ:

- Радиоактивни благородни газове;
- ^3H ;
- ^{14}C ;
- Изотопи на йода;
- Дългоживеещи радионуклиди;

Моделът оценява колективните дози в резултат на изхвърлянията, поради което е трудно приложим в практиката, извън облъчването от АЕЦ.

6.12 Опростения модел на IAEA 2001 [53]: аналогичен на модела UNSCEAR 2000, но е разширен за списък от радионуклиди, въпреки че в него не са включени част от използваните в нуклеарната медицина или промишлените приложения изотопи. Дадени са коефициенти за оценка на колективните дози в два аспекта:

- Оценка на дозите от вече станало събитие.
- Оценка на дозите за целите на радиационната защита – т.е. при проектиране на нова структура, инсталация, методика и пр.

Прилагането му за локални оценки е затруднено, тъй като той притежава практически същите недостатъци, както UNSCEAR 2000.

6.13 Опростен локален модел. За оценка на дозите на населението от изхвърляния от конкретни инсталации, когато засегнатите територии, респективно контингент не са особено големи е разработен работен модел [53], известен като „Гаусов” защото предполага първично гаусово разпределение на активността във въздуха и приземните отлагания. В своята пълнота моделът отчита:

- височината на изхвърлянето;
- активността и обема на изхвърлянето;
- мощността на изхвърлянето;
- състоянието на атмосферата и конкретните метеорологични условия (общо десетина параметъра).

В опростен вид на Гаусовия модел при проектиране се приема, че:



- Формираната доза е в резултат само на вдишване;
- Всички изхвърляния са от най-малката възможна височина;
- Атмосферата е с устойчивост от категории C – D по Паскуил;
- Един и същ човек престоява през цялото разглеждано време в една и съща точка (например жилище);
- Не се отчита еднократното или периодично проветряване;
- Изхвърлянето е кратко, в рамките на един ден.

Максималната доза от еднократно или краткотрайно (еднодневно) изхвърляне от късоживеещи радионуклиди се определя като:

$$E = c_v \cdot V_{\text{възд.}} \cdot K_E$$

$$c_v = v_{\text{изхв.}} \cdot f_d$$

$$v_{\text{изхв.}} = \frac{A_0}{t}$$

където:

c_v	е максималната обемна активност на радиоактивното вещество във въздуха;
$V_{\text{възд.}}$	е вдишаният обем въздух за един ден и критичната възрастова група;
K_E	е коефициент на ефективната доза от единица вдишана активност;
A_0	е общата изхвърлена активност;
f_d	е факторът на разреждане;
t	е времето, за което е реализирано изхвърлянето (1 ден).

Точката на максимална концентрация и факторът на разреждане, в зависимост от височината на изхвърлянето се определят по графиката от Приложение 7.

6.14 Подходяща за по-точни изчисления на дози от атмосферни изхвърляния е програмата Hot Spot [65], предлагана от Lawrence Livermore National Laboratory, но прилагането ѝ изисква значителни познания по метеорология, факти за моментното състояние на атмосферата и динамиката на изхвърлянията. Има смисъл да се използва само при значими събития и очаквани високи дози.

Облъчване на населението от изхвърляния през в канализацията на отделения по нуклеарна медицина

6.15 По принцип в канализацията се изхвърлят само краткоживеещи радиоактивни вещества, за които е сигурно, че няма да предизвикат образуване на депо в местата за обработка или временно съхранение на отпадните води – например в пречиствателните станции.

6.16 За оценка на индивидуалните дози на лица от населението в резултат на тези изхвърляния са разработени сложни модели, част от описаните в предходната точка IAEA2001 и UNSCEAR2000, които отчитат всички пътища на облъчване по веригите, включващи канални води, повърхностни води, питейни води, замърсени площи, растения, животни и продукти от тях до достигане до човека. Такива модели са използвани при оценката на облъчването на големи контингенти от хора в резултат на аварията в Чернобил и Фукушима.

6.17 При оценката на облъчването на населението от краткоживеещи радионуклиди, като използваните в нуклеарната медицина, се прилагат опростени модели, при които



голяма част от веригите на разпространение отпадат поради бързото разпадане на радиоактивните вещества. Тези модели включват единствено дозите, получени в резултат на консумацията на питейна вода и по-малко на консумацията на сладководни рибни продукти. Прието е, че съотношението на дозите от питейна вода и рибни продукти е 96/4.

6.18 Моделите разглеждат два източника на замърсяване на питейната вода – от повърхностен водоем и от река, като реките според класификацията на UNSCEAR се разделят на малки, средни и големи. В България на „голяма река” отговаря единствено р. Дунав, а р. Искър, р. Марица, р. Камчия, р. Тунджа и донякъде р. Арда и р. Янтра могат да се приемат за „средна река”.

6.19 Индивидуалните дози от употреба на питейна вода се оценяват на база обемната активност на питейната вода $c_v(\text{пв})$ и вторичната граница за обемна активност на питейна вода ($\text{ГСАОА}_{\text{пв}}$) [57] за съответната критична група от населението при критерий 0,1 mSv/a

$$E = \frac{c_v(\text{пв}) \cdot 0,1}{\text{ГСАОА}_{\text{пв}}}$$

6.20 Обемната активност на питейната вода се определя чрез коефициент на преход от повърхностни към питейни води $k_{\text{пв}}$, който варира в интервала 0,1 – 0,8. Стойностите за някои елементи са дадени в цитираната литература. За елементи, които не са изброени там се приема консервативно коефициента за йод във водоразтворима форма 0,8.

6.21 Обемната активност на радионуклидите в речна вода $c_v(\text{пв})$ се определя [53] като:

$$c_v(\text{пв}) = \frac{A_t \cdot f_v}{V_t \cdot e^{\frac{\lambda \cdot l}{v}}}$$

където

A_t е интензивността на изхвърляне на активност
 f_v е коефициент на разреждане ($f_v = 1$ в точката на изхвърляне)
 V_t е интензивността на изхвърляне на течност
 l е разстоянието от точката на изхвърляне до точката на интерес
 λ е константата на разпадане на съответния радионуклид
 v е средната скорост на водния поток.

6.22 Обемната активност на радионуклидите в открит водоем $c_v(\text{ов})$ се определя [53] като:

$$c_v(\text{ов}) = \frac{c_0 \cdot V_{\text{вх.}}}{V_{\text{изх.}} + \lambda V_0} \cdot \left(1 + e^{-\frac{1+V_{\text{изх.}}}{V_0} \cdot t} \right)$$

където

c_0 е обемната активност на водата, постъпваща във водоема
 $V_{\text{вх.}}$ е интензивността на входящия поток
 $V_{\text{изх.}}$ е интензивността на изходящия поток
 V_0 е общият обем на водоема
 t е времето, за което е реализирано изхвърлянето.

6.23 Индивидуалната доза от питейна вода и консумация на риба се определя като:

$$E = 1,042 \cdot E(\text{пв})$$



6.24 Ако каналната вода престоява известно време в някакъв контролиран обем (например пречиствателната станция) изходящата активност трябва да се коригира за разпадането на радионуклида за времето на престой.

6.25 Постъпващата в канализацията активност се определя по консервативни данни за единична екскреция и броя процедури дневно.

6.26 Количеството вода, изхвърлено в специалната канализация се определя по Наредба 4 от 2005 г. на министъра на регионалното развитие и благоустройството.

6.27 Качеството на специалната канализация се определя чрез коефициент на „пропускливост“ на канализацията: 100% при липса на специална канализация, 0% при канализация, която задържа радиоактивните вещества до пълното им разпадане. Този коефициент се изчислява според конкретната конструкция, на база входяща и изходяща активност.

6.28 Контролните стойности на изхвърлянията, описани в Приложение 8 са изчислени при усредняване за една година и максимално консервативни предположения за натоварването, екскретираната активност, канализацията (100% пропускливост), минимален престой в пречиствателна станция (1 ден) и наличието едновременно на малка река, повърхностен водоем и средна река, от които радионуклидите преминават към питейната вода и рибните продукти (коефициент на преход към питейна вода 0,8).

6.29 Моделът, описан в Приложение 8 може да се използва за оценка на дозите в конкретна ситуация, като се вземат реални данни за изхвърлянията и наличните водоеми.

7 ИЗПОЛЗВАНИ ДОКУМЕНТИ

1. AAPM Task Group 108, PET and PET/CT Shielding Requirements, 2005
2. Blu, R., Radiation protection issues in radionuclide therapy – workers (medical staff), third persons, waste management, EU Scientific Seminar November 2019
3. Bruland ,Ø.S., R.H. Larsen , R.P. Baum, A. Juzeniene, Targeted alpha particle therapy in oncology, Front Med (Lausanne), 2023
4. Bushberg ,J.T., J. A. Seibert ,E. M. Leidholdt Jr., J. Boone, The Essential Physics of Medical Imaging, Third Edition, 2012.
5. Calais P.J., J.H.Turner, Radiation safety of outpatient ¹⁷⁷Lu-octreotate radiopeptide therapy of neuroendocrine tumors, Ann Nucl Med. 2014
6. Canadian Nuclear Safety Commission, Radionuclide Information Booklet, 2017
7. Cappon D.J, and all, Clinical Best Practices for Radiation Safety During Lutetium-177 Therapy. Health Phys. 2023
8. Demir M, and all, Evaluation of radiation safety in (¹⁷⁷)Lu-PSMA therapy and development of outpatient treatment protocol. J. Radiol. Prot. 2016
9. D. Delacroix and all, Radionuclide and radiation protection data handbook, 2nd Edition, 2002
10. Eckert&Ziegler AG, Catalog 2020
11. European Commission, Radiation protection following iodine – ¹³¹I therapy, RP 97, 1998
12. European Commission, Directorate-General for Energy, Developments in nuclear medicine – New radioisotopes in use and associated challenges – EU Scientific Seminar November 2019,



13. Fuertes M.,T., and all, Individualization of radiation protection recommendations for patients treated with [177Lu]Lu-DOTA-TATE., EJNMMI Phys., 2023
14. He, X., R. Zhao, L. Rong, K.Yao, S. Chen, B. Wei1, Answers to if the lead aprons are really helpful in nuclear medicine from the perspective of spectroscopy, Radiation Protection Dosimetry 2016
15. Hun Y. T., Ch. Yeong, Y. Wong, M. McKenzie, A. Kasbollah, M.Nazri, M. Shah, A. Perkins, Neutron-activated theranostic radionuclides for nuclear medicine, Nuclear Medicine and Biology, 2020
16. IAEA, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards,GSR, part 3
17. IAEA, Radiation Protection and Safety in Medical Uses of Ionizing Radiation, SSG-46
18. IAEA, Release of patients after radionuclide therapy, SRS 63
19. IAEA, Management of Discharge of Low Level Liquid Radioactive Waste Generated in Medical, Educational, Research and Industrial Facilities, Tecdoc 1417
20. IAEA, Radiation Protection of the Public and the Environment, GSG-8
21. IAEA, Occupational Radiation Protection, GS-7
22. IAEA, Categorization of Radioactive Sources, RS-G-1.9
23. IAEA, Leak Detection in Heat Exchangers and Underground Pipelines Using Radiotracers, TCS 38
24. IAEA, Cyclotron Produced Radionuclides: Guidance on Facility Design and Production of [18F]Fluorodeoxyglucose (fdg), RRS No 3
25. IAEA, Cyclotron Produced Radionuclides: Guidelines for Setting Up a Facility, TRS No. 471, IAEA, Vienna (2009)
26. ICRP, Publication 94, Release of Patients after Therapy with Unsealed Radionuclides, 2004 - 2013
27. ICRP, Publication 103, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 2007
28. ICRP, Publication 106, Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals - Addendum 3 to ICRP Publication 53, 2008.
29. ICRP, Publication 107, Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations, 2008
30. ICRP, Publication 116, Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposure, 2010
31. ICRP, Publication 130, Occupational intakes of radionuclides: Part 1, 2015
32. ICRP, Publication 134, Occupational intakes of radionuclides: Part 2, 2016.
33. ICRP, Publication 137, Occupational intakes of radionuclides: Part 3, 2017
34. ICRP, Publication 141, Occupational intakes of radionuclides: Part 4, 2018
35. ICRP, Publication 151, Occupational intakes of radionuclides: Part 5, 2022
36. IRSN, AVIS № 2023-00004, Demande d'expertise concernant l'utilisation de nouveaux radionucléides en médecine nucléaire pour des actes à visées diagnostique, théranostique ou thérapeutique. Quatrième partie, 2023.
37. Kemering, J. G., F. Vanhavere, I. Barth, F. Mottaghy, Extremity doses of nuclear



- medicine personnel: a concern, Eur. J. Nucl. Med. Mol. Imaging, 2012
38. Kurth, J., B. J. Krause, S. M. Schwarzenböck, L. Stegger, M. Schäfers, K. Rahbar, External radiation exposure, excretion, and effective half-life in ¹⁷⁷Lu-PSMA-targeted therapies, EJNMMI, 2018
 39. Leide-Svegborn, S., Radiation protection in Nuclear Medicine - Best practice, IAEA Webinar, 2022
 40. Marengo, M., Release of patients after administration of radiopharmaceuticals, 2019
 41. Marengo, M., Design and radiation protection of hospital cyclotron facilities, 2023
 42. Mettler, F., M. Guiberteau, Essentials of Nuclear Medicine and Molecular Imaging, 7th Edition, 2018
 43. NCRP, Report No. 155, Management of Radionuclide Therapy Patients, 2015
 44. NBS, Handbook of health physics and radiological health chapter 6. 1982
 45. Nelson B., J.B., J.D. Andersson, F. Wuest F. , Targeted Alpha Therapy: Progress in Radionuclide Production, Radiochemistry, and Applications. Pharmaceutics. 2020
 46. Sparta, S., Atlante delle sorgenti radioattive in disuso e delle sorgenti orfane, 2008
 47. UNSCEAR, Sources and Effects of Ionizing Radiation, 2008 (2010) Report
 48. UNSCEAR, *Sources, effects and risks of Ionizing radiation*, 2020/21 Report
 49. US NRC, Release of patients administered radioactive material, 2020
 50. Van der Pol, J., S. Vöö, J. Bucerius, F. Mottaghy, Consequences of radiopharmaceutical extravasation and therapeutic interventions: a systematic review. EJ NMMI, 2017
 51. van Kalmthout L. W., E.C. van der Sar, A. J. Braat et al, Lutetium-177-PSMA therapy for prostate cancer patients—a brief overview of the literature Tijdschr Urol, 2020.
 52. Willegaignon, J., S. Fernandes, R. Pelissoni, G. Coura-Filho, M. Sapienza, C. Buchpiguel, Radiation safety measures in diagnostic nuclear medicine, based on the potential radiation dose emitted by radioactive patients, Radiol Bras. 2023
 53. Василев, Г. Справочник по радиационна защита, 2009
 54. Василев Г. Основи на радиационната защита, 2002 г.
 55. Гусев, Н. Г., Е. Ковалев, Д. Осанов, В. Попов, Защита от излучения протяжных источников, 1961
 56. Кимель, Л.Р., В.П.Машкович, Защита от йонизирующих излучений, 1972
 57. Наредба за радиационната защита, ПМС 20/2018, изм. и доп. ПМС 110/2020
 58. Наредба № 1 от 12.09.2019 г., МЗ, За приемане на фармако-терапевтично ръководство по нуклеарна медицина, ДВ. бр.78, 2019г., изм. и доп. ДВ. бр.47 от 2023 г.
 59. Наредба № 2 от 5.2.2018 г., МЗ, За условията и реда за осигуряване защита на лицата при медицинско облъчване, ДВ. бр.13, 2018г., изм. ДВ. бр.25, 2019 г., изм. ДВ. бр. 1 , 2020 г.
 60. Наредба № 11 от 30.06.2014 г., МЗ За утвърждаване на медицински стандарт "Нуклеарна медицина", ДВ, бр. 56, 2014 г., изм. и доп., бр. 106, 2014 г., доп., бр. 37, 2016 г., изм. и доп., бр. 13, 2018 г.
 61. Немец, О.Ф., Ю. Гофман, Справочник по ядерной физике, 1975



- 62. <https://www.eanm.org/publications/guidelines/>
- 63. <http://www.radprocalculator.com/Gamma.aspx>
- 64. <https://radiationsoftware.com/microshield>
- 65. <https://narac.llnl.gov/hotspot>



ПРИЛОЖЕНИЕ 1

КЛАСИФИКАЦИЯ И КАТЕГОРИЗАЦИЯ НА ИЗТОЧНИЦИТЕ НА ЙОНИЗИРАЩИ ЛЪЧЕНИЯ. РАДИАЦИОННО ФИЗИЧНИ ХАРАКТЕРИСТИКИ НА НАЙ-ЧЕСТО ИЗПОЛЗВАНИТЕ РАДИОНУКЛИДИ В ОТКРИТ ВИД

1. Категоризацията на радиоактивните източници по методологията на Международната агенция по атомна енергия (МААЕ) е въведена със Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ), отчитайки степента на потенциална опасност от нерегламентирано и неконтролируемо облъчване и на радиационния риск при определени обстоятелства и сценарии.
2. Категоризацията на радиоактивните източници е универсален инструмент за подпомагане на дейностите по регулиране, контрол и осигуряване на безопасното използване и съхраняване на закрити и открити източници за стопански, медицински, ветеринарномедицински, научни и контролни цели.
3. Въз основа на категоризацията на радиоактивните източници се вземат обосновани и адекватни решения за определяне на нивото и формата на регулаторен контрол и на обхвата и мащаба на необходимите и достатъчни мерките за радиационна защита при извършване на дейности с радиоактивни източници.
4. Прилагането на системата за категоризация на радиоактивните източници осигурява международна хармонизация и унификация на критериите и мерките за ефективен и надежден контрол върху радиоактивните източници и за осигуряване на тяхната безопасност и сигурност в глобален мащаб.
5. Главният критерий, въз основа на който се категоризират радиоактивните източници, е степента на радиационния риск (т.е. потенциалната радиационна опасност), който съществува при нерегламентирани действия или извънредни събития с тях. Потенциалната опасност е пропорционална на активността (количеството) на радиоактивното вещество, съдържащо се в даден закрит или открит източник.
6. Общоприет критерий за оценка на степента на потенциална опасност е така нареченият "D-фактор" - стойност на величината D, получена по разчетен път при зададени типови сценарии, която е равна на активността на даден радионуклид, съдържащ се в закрит източник, и която може да доведе до тежки детерминистични ефекти в резултат на външно облъчване от незащитен източник и вътрешно облъчване от диспергирано радиоактивно вещество от източника.
7. "D-факторът" (фактор за оценка на опасността) е оперативна физическа величина, въведена като работен параметър в практиката при категоризиране на радиоактивни източници според потенциалната радиационна опасност при липса или загуба на контрол върху тях.

Категоризация на закрити източници

8. При категоризацията на закрити източници стойностите на величината D се използват в практиката като нормиращ фактор за разделяне (групиране) на закритите източници в пет категории според активността на съдържащите се в тях радионуклиди, отчитайки потенциалната радиационна опасност т.е. степента на радиационния риск.



9. При определяне на границите на тези пет категории закрити източници се използва отношението "A/D" (безразмерна величина), където:

- "A" е активността на радионуклида (TBq), съдържащ се в даден закрит източник;
- "D" е стойността на нормиращия D-фактор (TBq), посочена за съответния радионуклид в публикацията на Международната агенция за атомна енергия "Опасни количества радиоактивен материал (D-стойности)" (EPR-D-VALUS 2006).

10. Закрити източници, за които отношението "A/D" е по-голямо от 1000 ("A/D" > 1000), са от категория 1. Закрити източници, за които отношението "A/D" е в интервала $10 \leq "A/D" < 1000$, са от категория 2. Закрити източници, за които $1 \leq "A/D" < 10$, се причисляват към категория 3. Закрити, за които $0,01 \leq "A/D" < 10$, се причисляват към категория 4.

11. Закрити източници, за които отношението "A/D" е по-малко от 0,01 ("A/D" < 0,01), се причисляват към категория 5. Долната граница за категория 5 е равна на нивата на активността за освобождаване от регулиране, определени за съответните радионуклиди в Приложение № 3 на Наредбата за радиационна защита.

Категоризация на открити източници

12. Системата за категоризация на закрити източници може да се прилага и за открити източници, като се изчислява отношението A/D за даден открит източник с активност A на съответния радионуклид. Въз основа на изчисленото отношение (A/D) се определя категорията на даден открит източник, като се прилага същата петстепенна скала, прилагана за категоризация на закрити източници.

13. За съвкупност от открити източници в даден обект се изчислява агрегираното (сумарното) отношение A/D.

14. При категоризацията на открити източници, освен активността и отношението A/D, се анализират и оценяват следните допълнителни фактори:

- физическа и химическа форма на радиоактивните вещества;
- степента на радиотоксичност (ниска, средна, висока, много висока) на радионуклидите, съдържащи се в даден открит източник;
- вида, спецификата и степента на сложност на работите с открити източници в даден обект.

15. Като потенциални източници на вътрешно облъчване радионуклидите се разделят на четири групи в зависимост от тяхната радиотоксичност, т.е. от степента на радиационна опасност за човек при поглъщане или инхалиране:

- радионуклиди с много висока радиотоксичност;
- радионуклиди с висока радиотоксичност;
- радионуклиди със средна радиотоксичност;
- радионуклиди с ниска радиотоксичност.

16. Групирането (класифицирането) на различните видове радионуклиди според тяхната радиотоксичност е дадено в Наредбата за радиационна защита (Приложение № 13), като са включени 342 различни радионуклиди. Всички краткоживеещи радионуклиди с период на полуразпадане под 24 часа се причисляват към групата радионуклиди с ниска радиотоксичност и не са включени в Приложение № 13 на наредбата.

17. Видовете работи с открити източници, в зависимост от степента на опасност, се разделят на три класа (работи от I клас, работи от II клас, работи от III клас), отчитайки:



- степента на радиотоксичност, към която са причислени радионуклидите в използваните открити източници в даден обект;
- максимално допустимата активност на радионуклидите в използваните открити източници на определени работни места.

18. Класификацията на работите с открити източници, отчитайки радиотоксичността на радионуклидите и допустимата активност за работни места в обекти с открити източници, е представена в таблица 1.

Таблица 1. Класификация на работите с открити източници в зависимост от радиотоксичността и активността на работно място

Радионуклиди по групи на радиотоксичност	Активност на работното място		
	работи от I клас	работи от II клас	работи от III клас
Много висока	над 0,1 GBq	0,1 MBq до 0,1 GBq	под 0,1 MBq
Висока	над 1 GBq	1 MBq до 1 GBq	под 1 MBq
Средна	над 10 GBq	10 MBq до 10 GBq	под 10 MBq
Ниска	над 100 GBq	100 MBq до 100 GBq	под 100 MBq

19. Масово използваните открити източници в нуклеарната медицина най-често са от категория 4 или категория 5. В обектите с открити източници предимно се извършват работи от III клас.



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

Таблица 1. Радиоактивни вещества в открит вид – радионуклиди, приложение, диапазон на използваните активности

Радионуклид	Форма	Приложение	Диапазон на активности
^3H	Разтвор на органични съединения, тритирана вода	Радиобиологични изследвания, автордиографии	1 MBq – 100 GBq
^{14}C	Маркирани органични съединения	Радиобиологични изследвания, изследвания на храни, фуражи и др.	100 kBq – 100 MBq
^{99}Mo	MoO_4 адсорбиран върху Al_2O_3	Генератори за получаване на $^{99\text{m}}\text{Tc}$	3,7 - 50 GBq
^{68}Ge	Метал, адсорбиран върху TiO_2 или SnO_2	Генератори за получаване на ^{68}Ga	370 MBq – 3,7 GBq
^{18}F , ^{68}Ga , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{123}I , ^{131}I , ^{111}In , ^{133}Xe , ^{201}Tl	Разтвори на органични и неорганични съединения	Инжекционно или перорално за радионуклидна диагностика	100 – 1300 MBq
^{89}Sr , ^{131}I , ^{177}Lu , ^{153}Sm , ^{223}Ra , ^{225}Ac	Разтвори на органични и неорганични съединения	Инжекционно или перорално за метаболитна терапия	1 – 30 GBq
^{125}I	Маркирани моноклонални антитела	in vitro диагностика	200 – 1000 kBq на набор от 100 бр.
^{32}P , ^{35}S , ^{90}Sr , ^{55}Fe , ^{59}Fe , ^{134}Cs , ^{137}Cs ,	Разтвори на органични и неорганични съединения	Биологични и медико биологични изследвания	100 kBq – 100 MBq



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

^{239}Pu			
$^{79}\text{Kr}, ^{133}\text{Xe}$	Газ	Геофизични и промишлени изследвания	1GBq – 100 TBq
$^{24}\text{Na}, ^{82}\text{Br},$ $^{99\text{m}}\text{Tc}, ^{131}\text{I}$ ^{140}La	Течности	Геофизични и промишлени изследвания	1GBq – 1 TBq

Таблица 2. Радиационни данни за най-често използваните радионуклиди в нуклеарната медицина - диагностика

	^{18}F	^{67}Ga	^{68}Ga	$^{99}\text{Mo}/$ $^{99\text{m}}\text{Tc}$	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	^{111}In	^{123}I	^{131}I	^{133}Xe	^{201}Tl
Период на полуразпадане [57]	1,83 h	3,26 d	1,13 h	2,75 d	6,01 h	2,80 d	13,2 h	8,02 d	5,25 d	3,04 d
Константа на разпадане, s^{-1}	$1,05 \cdot 10^{-4}$	$2,46 \cdot 10^{-6}$	$1,70 \cdot 10^{-4}$	$2,92 \cdot 10^{-6}$	$3,20 \cdot 10^{-5}$	$2,87 \cdot 10^{-6}$	$1,46 \cdot 10^{-5}$	$1,00 \cdot 10^{-6}$	$1,53 \cdot 10^{-6}$	$2,64 \cdot 10^{-6}$
Вид лъчение [53]	β^+	e γ	β^+ γ	β^- γ	γ	e γ	e γ	β^- γ		β^- γ
Енергия гама, > 5%, keV [53]	511 (анихиляционно лъчение)	93 185 300	511	739	141	23 171 245	27 31 159	365 637	31 35 81	69 71 80 167
Максимална енергия частици, keV, > 5% [53]	633	84	1899	1214	119	219	127	606 334		16 85
Гама константа $\text{aGy} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$ [53]	37,5	5,68	35,6	70,97	3,90	13,50	4,49	14,20	0,95	2,60
Константа на ефективната доза	0,143	0,023	0,134	0,036	0,019	0,063	0,030	0,055	0,0094	0,015



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

$\mu\text{Sv.m}^2.\text{MBq}^{-1}.\text{h}^{-1}$ [6]										
Група радиотоксичност [57]	3	**	4	3	4	**	3	2	4	3

* с дъщерните продукти

** не е включен в Приложение № 13 на НРЗ

Таблица 3 Радиационни данни за най-често използваните радионуклиди в нуклеарната медицина - метаболитна терапия

	^{89}Sr	^{90}Y	^{131}I	^{153}Sm	^{177}Lu	^{223}Ra	^{225}Ac
Период на полуразпадане [57]	50,53 d	2,67 d	8,02 d	1,93d	6,65 d	11,4 d	10,0 d
Константа на разпадане s^{-1}	$1,59 \cdot 10^{-7}$	$3,00 \cdot 10^{-6}$	$1,00 \cdot 10^{-6}$	$4,16 \cdot 10^{-6}$	$1,21 \cdot 10^{-6}$	$7,04 \cdot 10^{-7}$	$8,02 \cdot 10^{-7}$
Вид лъчение [53]	β^-	β^- β^+*	β^- γ	β^- γ	β^- γ	α γ	α
Енергия гама, > 5%, keV [53]	-	511*	284 365 637	103	113 210	81 - 269	-
Максимална енергия частици, keV [53]	1491	2284	606	807	490	5979	218
Среден пробег частици в биологичната тъкан, mm, различни източници	2,4	3,6	0,4	0,7	0,28	0,054	0,05-0,08
Гама константа $\text{aGy.m}^2.\text{s}^{-1}.\text{Bq}^{-1}$ [53]	-	-					
Константа на ефективната доза $\mu\text{Sv.m}^2.\text{MBq}^{-1}.\text{h}^{-1}$ [6]	-	-	0,055	0,011	0,005	0,02	0,027
Група радиотоксичност [57]	3	3	2	3	3	1	



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

* ^{90}Y няма гама-лъчение, вследствие на забавянето на електроните в средата се излъчва спиращо лъчение, което може да бъде измерено с гама-камера, а сравнително наскоро беше открито, че при разпада си ^{90}Y излъчва и малко количество позитрони, които могат да бъдат регистрирани с PET/CT [12]

Таблица 3. Радиационни данни за най-често използваните радионуклиди в научните изследвания и промишлеността

	^3H	^{14}C	^{32}P	^{35}S	^{55}Fe	^{57}Co	^{60}Co	^{81}Kr	^{82}Br	^{85}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	^{135}Xe	^{137}Cs
Период на полуразпадане [57]	12,3 y	5730 y	14,3d	87,5d	2,68y	271,8d	5,27y	$2,1 \cdot 10^5$ y	1.47d	64,9d	50,7d	28.2y	9,1h	30,2y
Константа на разпадане, s^{-1}	$1.79 \cdot 10^{-9}$	$3.84 \cdot 10^{-12}$	$5.61 \cdot 10^{-7}$	$9.17 \cdot 10^{-8}$	8.210^{-9}	$2.95 \cdot 10^{-8}$	$4.17 \cdot 10^{-9}$	$1.05 \cdot 10^{-13}$	$5.46 \cdot 10^{-6}$	$1.24 \cdot 10^{-7}$	$1.58 \cdot 10^{-7}$	$7.79 \cdot 10^{-10}$	$2.12 \cdot 10^{-5}$	$7.28 \cdot 10^{-10}$
Вид лъчение [53]	β^-	β^-	β^-	β^-	e, γ	e, γ	β^- , γ	e, γ	β^- , γ	e, γ	β^- , γ	β^-	β^- , e, γ	β^- , e, γ
Енергия гама, > 5%, keV [53]	-	-	-	-	6 7	14 122 137	1173 1333	12 13 276	554 777 1318	13 15 514	-	-	31 249 608	32 36 662
Максимална енергия частици, keV [53]	19	157	1710	168	5	40	1491	10	448	499	1496	546	909	1173
Гама константа $\text{aGy.m}^2.\text{s}^{-1}.\text{Bq}^{-1}$ [53]	-	-	-	-	$6,2 \cdot 10^{-2}$	100,19	84,23	1,06	87,11	19,25	$3,2 \cdot 10^{-3}$	-	8,8	21,33
Група радиотоксичност [57]	4	3	3	3	3	3	2	4	3	3	3	2	3	3

e – Оже електрони



ПРИЛОЖЕНИЕ 2

ФИЗИЧНИ ХАРАКТЕРИСТИКИ
НА РАДИОНУКЛИДНИ ГЕНЕРАТОРИ

Таблица 1. Клинично използвани радионуклидни генераторни системи

Изотоп	$T_{1/2}$	Вид разпадане	Дъщерен продукт	Време за достигане на равновесие	Разпадане на дъщерния продукт	$T_{1/2}$	Разпаден продукт
^{68}Ge	271 d	EC	^{68}Ga	~ 6,5 h	β^+ EC	68 min	^{68}Zn (стабилен)
$^{90}\text{Sr}^*$	28.8 a	β^-	^{90}Y	~ 1 m	β^-, β^+	2,67 d	^{90}Zr (стабилен)
$^{82}\text{Sr}^*$	25 d	EC	^{82}Rb	~ 7,5 min	β^+	1.3 min	^{82}Kr (стабилен)
^{99}Mo	2.7 d	β^-	^{99m}Tc	~ 21 h	γ	6,01 h	^{99}Tc

* Не се използват в България

Таблица 2. Елюатни активности в GBq на $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ генератор при добив 80%. Денят на калибриране е понеделник.

Активност към датата на калибриране по ^{99}Mo	Първа седмица					Втора седмица					общо
	пон. (кал.)	вт.	ср.	ч.	п.	пон.	вт.	ср.	ч.	п.	
7,4 GBq	5,9	4,6	3,6	2,8	2,2	1,0	0,8	0,6	0,5	0,4	22,3
12 GBq	9,6	7,5	5,8	4,5	3,5	1,6	1,3	1,0	0,8	0,6	36,2
16 GBq	12,8	9,9	7,7	6,0	4,7	2,2	1,7	1,3	1,0	0,8	48,2
24 GBq	19,2	14,9	11,6	9,0	7,0	3,3	2,6	2,0	1,5	1,2	72,3

Таблица 3. Елюатни активности в GBq на $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ генератор при добив 80%.

Активност към датата на калибриране по ^{68}Ge	Седмица от датата на калибриране									
	0 (кал.)	2	4	8	12	16	20	30	40	50
0,74 GBq	0,59	0,57	0,55	0,51	0,48	0,44	0,41	0,35	0,29	0,24
1,10 GBq	0,88	0,85	0,82	0,76	0,71	0,66	0,62	0,51	0,43	0,36
1,48 GBq	1,18	1,14	1,10	1,03	0,96	0,89	0,83	0,69	0,58	0,48
1,85 GBq	1,48	1,43	1,38	1,28	1,19	1,11	1,03	0,86	0,72	0,60

Пример:

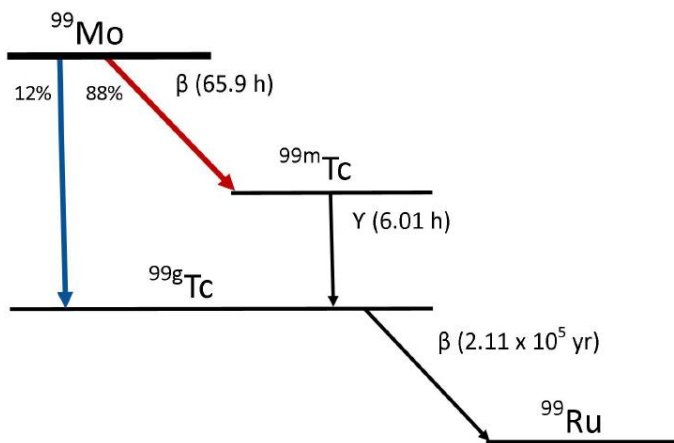
Изчисляване на активността на разпадните продукти в $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ генератор с активност 16 GBq по ^{99}Mo , 9 седмици след датата на калибриране.

Приемаме че:



- през първите две седмици генераторът е елюиран през всеки работен ден;
- калибрираната активност на генератора по ^{99}Mo е в понеделник;

Схемата на разпадане на ^{99}Mo е дадена на следващата фигура:



Изходните данни са обобщени в таблицата:

Радионуклид	^{99}Mo	^{99m}Tc	^{99}Tc
Период на полуразпадане	2,72 d	6,01 h	$2,11 \cdot 10^5$ a
Константа на разпадане	$2,95 \cdot 10^{-6}$ s	$3,21 \cdot 10^{-5}$ s	$1,04 \cdot 10^{-13}$ s
Квантов добив при разпадане на ^{99}Mo	-	88%	12%
Квантов добив на изомерен преход на ^{99m}Tc	-	-	100%

Активността на ^{99}Mo след две седмици експлоатация е $4,67 \cdot 10^8$ Bq, което отговаря на $1,6 \cdot 10^{14}$ атома.

След 7 седмици от снемане от експлоатация активностите на майчиния и дъщерните нуклиди се изчисляват като:

^{99}Mo : По закона за радиоактивното разпадане – $1,98 \cdot 10^3$ Bq, което отговаря на $6,8 \cdot 10^8$ атома.

^{99m}Tc : По формулата за активността на втория член във веригата, като се отчете квантовия добив на реакцията – $1,92 \cdot 10^3$ Bq, което отговаря на $6,0 \cdot 10^7$ атома.

^{99}Tc : Поради много дългия му период на полуразпадане вековото равновесие не е настъпило. Може да се приеме, без особена загуба на точност, че практически всички атоми ^{99}Mo са се превърнали в атоми на ^{99}Tc , по двата канала на реакцията общо - $1,6 \cdot 10^{14}$ атома, което отговаря на активност 17 Bq. Същият резултат се получава, ако се приложи формулата за активността на третия член във веригата, като преминаването през междинния ^{99m}Tc може спокойно да се пренебрегне.

В таблицата са обобщени активностите и специфичните активности на отделните нуклиди 9 седмици след калибриране, при тегло на ампулата с активно вещество около 20 g, и са сравнени със стойностите за освобождаване от регулиране съгласно Приложение № 3 от Наредбата за радиационна защита.

Радионуклид	Активност		Масова активност	
	В	Ниво на	На	Ниво на



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

	генератора	освобождаване	активното вещество	освобождаване
	Bq	Bq	Bq/g	Bq/g
⁹⁹ Mo	1980	$1 \cdot 10^6$	99	100
^{99m} Tc	1920	$1 \cdot 10^7$	96	100
⁹⁹ Tc	17	$1 \cdot 10^7$	1	10^4



СПРАВОЧНИ ДАННИ
ЗА ИЗЧИСЛЯВАНЕ НА ЛЪЧЕЗАЩИТАТА
В НУКЛЕАРНАТА МЕДИЦИНА

Таблица 1. Дозов редукиционен фактор за различни периоди

Време	^{18}F	^{68}Ga	^{99}Mo	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	^{123}I	^{131}I	^{153}Sm	^{177}Lu
$T_{1/2}$	1,83 h	1,13 h	2.75d	6,0 h	13,2 h	8,2 d	1,95d	6,7 d
15 min	0,95	0,93	1,00	0,99	0,99	1,00	1,00	1,00
30 min	0,91	0,86	1,00	0,97	0,99	1,00	1,00	1,00
1 h	0,83	0,75	0,99	0,94	0,97	1,00	0,99	1,00
2 h	0,70	0,58	0,99	0,89	0,95	1,00	0,99	1,00
5 h	0,45	0,31	0,97	0,76	0,88	0,99	0,96	0,99
7 h	0,35	0,23	0,96	0,69	0,84	0,99	0,95	0,99
1 ден	0,11	0,07	0,88	0,34	0,57	0,96	0,84	0,95
5 дни	0,02	0,01	0,57	0,07	0,16	0,81	0,47	0,78

Таблица 2. Слоеви на кратко отслабване на гама лъчението и слоеви на пълно поглъщане на бета лъчението [6]

	^{18}F	^{68}Ge	^{68}Ga	^{99}Mo	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	^{123}I	^{125}I	^{131}I	$^{153}\text{Sm}^*$	$^{177}\text{Lu}^*$
Pb $\text{HVL}_1 / \text{HVL}_2$ mm	7 / 4,5	7,2 / 4,8	7,2 / 4,8	1 / 8,8	0,4 / 0,3	0,06 / 0,54	0,02 / 0,02	3,9 / 3,1	0,09	0,54
Fe $\text{HVL}_1 / \text{HVL}_2$ mm	36 / 17	36 / 17	36 / 17	16 / 20	8,1 / 5,3	4,8 / 8,6	0,09 / 0,1	32 / 14	0,75	4
бетон $\text{HVL}_1 / \text{HVL}_2$ mm	121 / 56	123 / 66	123 / 66	95 / 48	84 / 30	59 / 41	3,1 / 2,8	118 / 50	8	30
Pb $\text{TVL}_1 / \text{TVL}_2$ mm	17 / 14	18 / 19	18 / 19	20 / 24	1,1 / 1	1,4 / 12	0,06 / 0,04	12 / 17	0,43	2,11
Fe $\text{TVL}_1 / \text{TVL}_2$ mm	72 / 45	73 / 47	73 / 47	61 / 56	20 / 15	24 / 36	0,3 / 0,3	64 / 42	2,5	13
бетон $\text{TVL}_1 / \text{TVL}_2$	240 / 144	264 / 172	264 / 172	207 / 166	151 / 83	145 / 105	9,5 / 9,7	226 / 134	30	100



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

mm										
Слой на пълно поглъщане на бета лъчението в стъкло mm	0,9	3,9	3,9	2,2	0,2	0,2	<0,1	0,9	1,3	0,6
Слой на пълно поглъщане на бета лъчението в пластмаса mm	1,7	7,2	7,2	4,0	0,3	0,3	<0,1	1,6	2,4	1,4

**Данните за тези два нуклида не са включени в основния източник и са ползвани достъпни данни от други публикации. [9], [44], [56]*

Таблица 3. Коефициенти на трипараметричния модел за анихилационно лъчение [1]

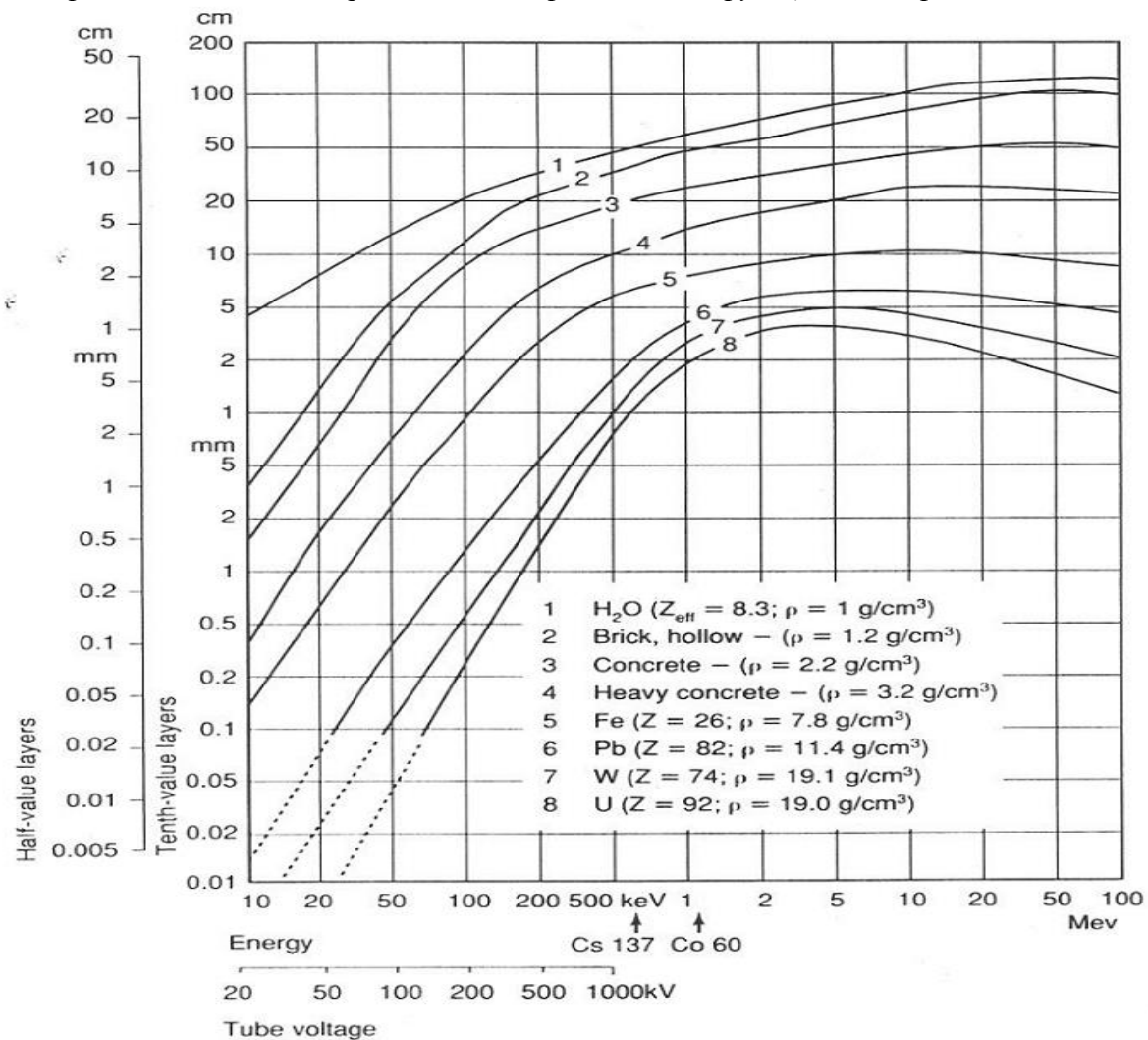
Материал	α [cm ⁻¹]	β [cm ⁻¹]	γ
олово	1,5430	-0,4458	2,1360
бетон	0,1539	-0,1161	2,0752
стомана	0,5704	-0,3063	0,6326

Таблица 4. Закръглени стойности за целите на лъчезащитата на конверсионния коефициент $E/H^(10)$ [30]*

Геометрия	¹⁸ F	⁶⁸ Ga	⁹⁹ Mo	^{99m} Tc	¹²³ I	¹³¹ I	¹⁷⁷ Lu	¹⁵³ Sm
AP	0,9	0,9	0,9	0,9	0,9	0,8	0,8	0,7
RLAT/LLAT	0,6	0,6	0,6	0,6	0,4	0,5	0,4	0,4
ROT	0,7	0,7	0,7	0,7	0,6	0,7	0,6	0,5



Слоеве на полуотслабване и десетократно отслабване в различни материали, като функция на енергията на лъчението – Wachsmann, [44]





РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

Таблица 5. Препоръчителни изходни данни за изчисляване на лъчезащитата в нуклеарно медицинската диагностика

Изследване	Единична аплицирана активност	Брой пациенти за една година според големината на структурата по НМ			Аплицирана активност за една година според големината на структурата по НМ		
		малка	средна	голяма	малка	средна	голяма
	MBq	бр.	бр.	бр.	GBq	GBq	GBq
SPECT с ^{99m}Tc	650	500	1000	3000	325	650	1950
SPECT с ^{123}I	230	50	100	200	11,5	23	46
SPECT с ^{131}I	90	50	100	200	4,5	9	18
PET с ^{18}F	200	2000	4000	5000*	400	800	1000

*Предполага собствено производство и повече от една смяна на ден. Типично 1,5 смени – 23 пациента на ден, 15 пациента на смяна

Таблица 6. Препоръчителни изходни данни за изчисляване на лъчезащитата в метаболитната терапия - ^{131}I

Терапия	Аплицирана активност	Брой пациенти за една година според големината на структурата по НМ			Аплицирана активност за една година според големината на структурата по НМ		
		малка	средна	голяма	малка	средна	голяма
	MBq	бр.	бр.	бр.	GBq	GBq	GBq
Нетуморни заболявания	370	10	20	50	3,7	7,4	18,5
Карцином на щитовидната жлеза след аблация	3300	20	50	100	66	165	330



ПРИЛОЖЕНИЕ 4

**ВТОРИЧНИ ГРАНИЦИ ЗА ЦЕЛИТЕ НА РАДИАЦИОННИЯ КОНТРОЛ,
ПЛАНИРАНЕ НА ЗАЩИТАТА И ОЦЕНКА НА ДОЗИТЕ ЗА РАДИОНУКЛИДИ,
ИЗПОЛЗВАНИ В ОТКРИТ ВИД**

(По данни от Наредбата за радиационната защита, Приложение № 2)

Таблица 1. Стандартизирани данни

Професионално облъчвани лица						
Време за облъчване за една година [h]	1700					
Вдишан въздух за една година [m³]	2400					
Население						
Възраст (години)	до 1 г.	до 2 г.	до 7 г.	до 12 г.	до 17 г.	над 17 (възрастни)
Група	1	2	3	4	5	6
Време за облъчване за една година [h]	8800					
Обем на вдишван въздух за една година [10³ m³]	1	1,9	3,2	5,6	7,3	8,1
Обем на погълната вода за една година [l]	-	260	365	550	660	730



Таблица 2. Граница на годишното постъпление [Bq/a] в организма на професионално облъчвани лица чрез вдишване и поглъщане за различни стойности на ефективната доза

Радионуклид	ГГП _{инх}			ГГП _{по}		
	20 mSv/a	8 mSv/a	6 mSv/a	20 mSv/a	8 mSv/a	6 mSv/a
³ H тритирана вода	-	-	-	1,10.10 ⁹	4,40.10 ⁸	3,30.10 ⁸
³ H органични съединения	-	-	-	4,80.10 ⁸	1,92.10 ⁸	1,44.10 ⁸
¹⁴ C	-	-	-	3,40.10 ⁷	1,36.10 ⁷	1,02.10 ⁷
¹⁸ F	2,20.10 ⁸	8,80.10 ⁷	6,60.10 ⁷	4,10.10 ⁸	1,64.10 ⁸	1,23.10 ⁸
²⁴ Na	3,80.10 ⁷	1,52.10 ⁷	1,14.10 ⁷	6,30.10 ⁶	2,52.10 ⁶	1,89.10 ⁶
³² P	6,30.10 ⁶	2,52.10 ⁶	1,89.10 ⁶	8,30.10 ⁶	3,32.10 ⁶	2,49.10 ⁶
³⁵ S (неорганична)	1,50.10 ⁷	6,00.10 ⁶	4,50.10 ⁶	1,10.10 ⁸	4,40.10 ⁷	3,30.10 ⁷
⁵⁵ F.10	2,20.10 ⁷	8,80.10 ⁶	6,60.10 ⁶	6,10.10 ⁷	2,44.10 ⁷	1,83.10 ⁷
⁵⁹ F.10	5,70.10 ⁶	2,28.10 ⁶	1,71.10 ⁶	1,10.10 ⁷	4,40.10 ⁶	3,30.10 ⁶
⁶⁸ G.10	1,50.10 ⁶	6,00.10 ⁵	4,50.10 ⁵	1,50.10 ⁷	6,00.10 ⁶	4,50.10 ⁶
⁶⁸ Ga	2,50.10 ⁸	1,00.10 ⁸	7,50.10 ⁷	2,00.10 ⁸	8,00.10 ⁷	6,00.10 ⁷
⁸² Br	2,30.10 ⁷	9,20.10 ⁶	6,90.10 ⁶	3,70.10 ⁷	1,48.10 ⁷	1,11.10 ⁷
⁸⁹ Sr	2,70.10 ⁶	1,08.10 ⁶	8,10.10 ⁵	7,70.10 ⁶	3,08.10 ⁶	2,31.10 ⁶
⁹⁰ Sr	1,30.10 ⁵	5,20.10 ⁴	3,90.10 ⁴	7,10.10 ⁵	2,84.10 ⁵	2,13.10 ⁵
⁹⁹ Mo	1,80.10 ⁷	7,20.10 ⁶	5,40.10 ⁶	1,70.10 ⁷	6,80.10 ⁶	5,10.10 ⁶
^{99m} Tc	6,90.10 ⁸	2,76.10 ⁸	2,07.10 ⁸	9,10.10 ⁸	3,64.10 ⁸	2,73.10 ⁸
⁹⁹ Tc	5,10.10 ⁶	2,04.10 ⁶	1,53.10 ⁶	2,60.10 ⁷	1,04.10 ⁷	7,80.10 ⁶
¹¹¹ In	6,50.10 ⁷	2,60.10 ⁷	1,95.10 ⁷	6,90.10 ⁷	2,76.10 ⁷	2,07.10 ⁷
¹²³ I	1,80.10 ⁸	7,20.10 ⁷	5,40.10 ⁷	9,50.10 ⁷	3,80.10 ⁷	2,85.10 ⁷
¹²⁵ I	2,70.10 ⁶	1,08.10 ⁶	8,10.10 ⁵	1,30.10 ⁶	5,20.10 ⁵	3,90.10 ⁵
¹³¹ I	1,80.10 ⁶	7,20.10 ⁵	5,40.10 ⁵	9,10.10 ⁵	3,64.10 ⁵	2,73.10 ⁵
¹³⁴ Cs	2,10.10 ⁶	8,40.10 ⁵	6,30.10 ⁵	1,10.10 ⁶	4,40.10 ⁵	3,30.10 ⁵
¹³⁷ Cs	3,00.10 ⁶	1,20.10 ⁶	9,00.10 ⁵	1,50.10 ⁶	6,00.10 ⁵	4,50.10 ⁵
¹⁴⁰ La	1,30.10 ⁷	5,20.10 ⁶	3,90.10 ⁶	1,00.10 ⁷	4,00.10 ⁶	3,00.10 ⁶
¹⁵³ Sm	2,90.10 ⁷	1,16.10 ⁷	8,70.10 ⁶	2,70.10 ⁷	1,08.10 ⁷	8,10.10 ⁶
¹⁷⁷ Lu	1,80.10 ⁷	7,20.10 ⁶	5,40.10 ⁶	3,80.10 ⁷	1,52.10 ⁷	1,14.10 ⁷
²⁰¹ Tl	2,60.10 ⁸	1,04.10 ⁸	7,80.10 ⁷	2,10.10 ⁸	8,40.10 ⁷	6,30.10 ⁷
²²³ Ra	2,90.10 ³	1,16.10 ³	8,70.10 ²	2,00.10 ⁵	8,00.10 ⁴	6,00.10 ⁴
²²⁵ Ac	2,50.10 ³	1,00.10 ³	7,50.10 ²	8,30.10 ⁵	3,32.10 ⁵	2,49.10 ⁵



Таблица 3. Граница на годишното постъпление [Bq/a] чрез вдишване в организма на критичната възрастова група от населението за различни стойности на ефективната доза

Радионуклид	Критична възрастова група	ГГП _{инх} за критичната група		
		1 mSv/a	0,4 mSv/a	0,01mSv/a
³ H тритирана вода	4	2,60.10 ⁶	1,04.10 ⁶	2,60.10 ⁴
³ H органични съединения	6	2,40.10 ⁷	9,60.10 ⁶	2,40.10 ⁵
¹⁴ C (аерозол)	6	1,70.10 ⁵	6,80.10 ⁴	1,70.10 ³
¹⁸ F	2	3,20.10 ⁶	1,28.10 ⁶	3,20.10 ⁴
²⁴ Na	2	5,60.10 ⁵	2,24.10 ⁵	5,60.10 ³
³² P	4	1,90.10 ⁵	7,60.10 ⁴	1,90.10 ³
³⁵ S (неорганична)	5	4,30.10 ⁵	1,72.10 ⁵	4,30.10 ³
⁵⁵ F.10	4	7,10.10 ⁵	2,84.10 ⁵	7,10.10 ³
⁵⁹ F.10	5	2,00.10 ⁵	8,00.10 ⁴	2,00.10 ³
⁶⁸ G.10	5	6,30.10 ⁴	2,52.10 ⁴	6,30.10 ²
⁶⁸ Ga	2	3,20.10 ⁶	1,28.10 ⁶	3,20.10 ⁴
⁸² Br	4	9,10.10 ⁵	3,64.10 ⁵	9,10.10 ³
⁸⁹ Sr	5	1,10.10 ⁵	4,40.10 ⁴	1,10.10 ³
⁹⁰ Sr	6	6,30.10 ³	2,52.10 ³	6,30.10 ¹
⁹⁹ Mo	4	5,90.10 ⁵	2,36.10 ⁵	5,90.10 ³
^{99m} Tc	4	2,90.10 ⁷	1,16.10 ⁷	2,90.10 ⁵
⁹⁹ Tc	6	7,70.10 ⁴	3,08.10 ⁴	7,70.10 ²
¹¹¹ In	4	2,40.10 ⁶	9,60.10 ⁵	2,40.10 ⁴
¹²³ I	2	1,30.10 ⁶	5,20.10 ⁵	1,30.10 ⁴
¹²⁵ I	4	9,10.10 ⁴	3,64.10 ⁴	9,10.10 ²
¹³¹ I	2	1,40.10 ⁴	5,60.10 ³	1,40.10 ²
¹³⁴ Cs	5	4,30.10 ⁴	1,72.10 ⁴	4,30.10 ²
¹³⁷ Cs	6	2,60.10 ⁴	1,04.10 ⁴	2,60.10 ²
¹⁴⁰ La	2	1,60.10 ³	6,40.10 ²	1,60.10 ¹
¹⁵³ Sm	5	1,30.10 ⁶	5,20.10 ⁵	1,30.10 ⁴
¹⁷⁷ Lu	5	6,70.10 ⁵	2,68.10 ⁵	6,70.10 ³
²⁰¹ Tl	2	3,00.10 ⁶	1,20.10 ⁶	3,00.10 ⁴
²²³ Ra	5	9,10.10 ¹	3,64.10 ¹	9,10.10 ⁻¹
²²⁵ Ac	5	9,10.10 ¹	3,64.10 ¹	9,10.10 ⁻¹



Таблица 4. Граница на годишното постъпление [Bq/a] чрез поглъщане в организма на критичната възрастова група от населението за различни стойности на ефективната доза

Радионуклид	Критична възрастова група	ГГП _{по} за критичната група		
		1 mSv/a	0,4 mSv/a	0,01mSv/a
³ H тритирана вода	6	5,60.10 ⁷	2,24.10 ⁷	5,60.10 ⁵
³ H органични съединения	4	1,80.10 ⁷	7,20.10 ⁶	1,80.10 ⁵
¹⁴ C (аерозол)	4	1,30.10 ⁶	5,20.10 ⁵	1,30.10 ⁴
¹⁸ F	2	3,30.10 ⁶	1,32.10 ⁶	3,30.10 ⁴
²⁴ Na	2	4,30.10 ⁵	1,72.10 ⁵	4,30.10 ³
³² P	2	5,30.10 ⁴	2,12.10 ⁴	5,30.10 ²
³⁵ S (неорганична)	2	1,10.10 ⁶	4,40.10 ⁵	1,10.10 ⁴
⁵⁵ F.10	2	4,20.10 ⁵	1,68.10 ⁵	4,20.10 ³
⁵⁹ F.10	2	7,70.10 ⁴	3,08.10 ⁴	7,70.10 ²
⁶⁸ G.10	2	1,30.10 ⁵	5,20.10 ⁴	1,30.10 ³
⁶⁸ Ga	2	1,50.10 ⁶	6,00.10 ⁵	1,50.10 ⁴
⁸² Br	2	3,80.10 ⁵	1,52.10 ⁵	3,80.10 ³
⁸⁹ Sr	2	5,60.10 ⁴	2,24.10 ⁴	5,60.10 ²
⁹⁰ Sr	5	1,30.10 ⁴	5,20.10 ³	1,30.10 ²
⁹⁹ Mo	2	2,90.10 ⁵	1,16.10 ⁵	2,90.10 ³
^{99m} Tc	2	7,70.10 ⁶	3,08.10 ⁶	7,70.10 ⁴
⁹⁹ Tc	2	2,10.10 ⁵	8,40.10 ⁴	2,10.10 ³
¹¹¹ In	2	5,90.10 ⁵	2,36.10 ⁵	5,90.10 ³
¹²³ I	2	5,30.10 ⁵	2,12.10 ⁵	5,30.10 ³
¹²⁵ I	4	3,20.10 ⁴	1,28.10 ⁴	3,20.10 ²
¹³¹ I	2	5,60.10 ³	2,24.10 ³	5,60.10 ¹
¹³⁴ Cs	6	5,30.10 ⁴	2,12.10 ⁴	5,30.10 ²
¹³⁷ Cs	6	7,70.10 ⁴	3,08.10 ⁴	7,70.10 ²
¹⁴⁰ La	2	7,70.10 ⁴	3,08.10 ⁴	7,70.10 ²
¹⁵³ Sm	2	1,90.10 ⁵	7,60.10 ⁴	1,90.10 ³
¹⁷⁷ Lu	2	2,60.10 ⁵	1,04.10 ⁵	2,60.10 ³
²⁰¹ Tl	2	1,80.10 ⁶	7,20.10 ⁵	1,80.10 ⁴
²²³ Ra	2	9,10.10 ²	3,64.10 ²	9,10.10 ⁰
²²⁵ Ac	2	5,60.10 ³	2,24.10 ³	5,60.10 ¹



Таблица 5. Вторична граница на фиксирано и нефиксирано замърсяване общо за β -радионуклиди, нефиксирано замърсяване за α -радионуклиди за професионално заети лица [$\text{частици} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{min})^{-1}$]

Радио- нуклид	Час- тици	Замърсена повърхност			
		Кожа, повърхности на облекло, които контактуват непосредствено с нея	Основно работно облекло, обувки, средства за инд. защита	Повърхности в помещения за постоянно пребиваване	Повърхности в помещения за периодично пребиваване, външна повърхност на средства за инд. защита, снемани в сан. пропусник
^3H	β -	100	800	2000	8000
^{14}C	β -	100	800	2000	8000
^{24}Na	β -	100	800	2000	8000
^{32}P	β -	100	800	2000	8000
^{35}S	β -	100	800	2000	8000
$^{59}\text{F.10}$	β -	100	800	2000	8000
^{82}Br	β -	100	800	2000	8000
^{89}Sr	β -	100	800	2000	8000
^{90}Sr	β -	20	160	2000	8000
^{99}Mo	β -	100	800	2000	8000
^{99}Tc	β -	100	800	2000	8000
^{131}I	β -	100	800	2000	8000
^{134}Cs	β -	100	800	2000	8000
^{137}Cs	β -	100	800	2000	8000
^{140}La	β -	100	800	2000	8000
^{153}Sm	β -	100	800	2000	8000
^{177}Lu	β -	100	800	2000	8000
^{223}Ra	α	1	5	5	50
^{225}Ac	α	1	20	20	200



РАДИАЦИОННО ПОЛЕ
НА
НАЙ-ЧЕСТО ИЗПОЛЗВАНИ ОБЕМНИ ИЗТОЧНИЦИ

Модели за оценка на външното облъчване от обемни радиоактивни източници

1. Описаните в този раздел модели се прилагат за определяне на моментната мощност на дозата като функция на геометричните параметри, активността, специфичната активност и други характеристики на източника на лъчение.
2. При оценка на външното облъчване от радиоактивен източник, трябва да се има предвид, че той може да бъде в различна форма – генератор, флакон, спринцовка, като в повечето случаи облъчваното лице е на малко разстояние от него. В зависимост от радиоактивното съдържание, вида на радиоактивния източник (течност или газ) и степента на точност, която се търси, може да се използва един от описаните по-долу модели.

3. Точков източник. Моделът е приложим за малки по размери обеми, когато съдържанието е с ниска плътност (напр. газ) и дава относително точни стойности на разстояния, по-големи от няколко характеристични размера на източника. При много малки разстояния моделът подценява стойността на мощността на дозата.

$$P = \frac{A \cdot K}{r^2}$$

4. Точков източник с отчитане на отслабването в материала. Моделът работи добре на разстояния от ефективния център на източника, по-големи от няколко характеристични размера, като дава завишени стойности спрямо реалната ситуация. Приложим е за флакони, спринцовки, елюатни колони и др. подобни конфигурации, в които отслабването в стените на съда може да бъде пренебрегнато.

$$P = \frac{A \cdot K \cdot B}{r^2}$$

В е отслабването в материала на радиоактивния източник, с дебелина от ефективния му център до външната повърхност.

Подходящ за изчисляване на поле на точков източник с или без защита е свободно достъпният Rad Pro Calculator. [63]

5. Цилиндричен източник в радиално направление [55]. Моделът е приложим за газови източници и течни източници с ниска плътност, в които отслабването в стените на съда може да бъде пренебрегнато. При отдалечаване на повече от 10 характеристични размера резултатите съвпадат с тези на точков източник.

$$P = A \cdot K \cdot g(k,p)$$

$g(k,p)$ е геометрична функция, заемаща стойности между 0,09 (голямо k и малко p) и 1,52 (малки k и p). Табулирани стойности на функцията са дадени в цитираната литература.

$$k = h/R$$

$$p = r/R$$



6. Обемен (цилиндричен) източник с отчитане на самопоглъщането в материала на източника (радиално направление) [55]. Моделът е приложим за източници с висока плътност, в които отслабването в материала на източника не може да бъде пренебрегнато.

$$P = 4 \cdot K \cdot c_v \cdot G_1(k', p, \mu_0 R)$$

$G_1(k', p, \mu_0 R)$ е геометрична функция на отслабването. Табулирани стойности на функцията са дадени в цитираната литература.

$$k' = \frac{h}{2R}$$

7. Цилиндричен източник, с отчитане на самопоглъщането и наличието на преграда между течността и околната среда (радиално направление) [55], например дебелостенен флакон, защита на флакон или спринцовка, защита на генератор. Подходящ е за оценка на ефективността на различни защиты, поставени в близост до източника.

$$P = 4 \cdot K \cdot c_v \cdot R \cdot G_1(k', p, \mu_0 R, \mu d)$$

$G_1(k', p, \mu_0 R, \mu d)$ е геометрична функция на отслабването. Табулирани стойности на функцията са дадени в цитираната литература.

μ е линейния коефициент на отслабване в материала на преградата, d е нейната дебелина.

8. Обемен източник, с големи размери, с отчитане на самопоглъщането и многократното разсейване в обема [55]. Моделът отговаря на лъчение от полубезкрайна среда и е подходящ за изчисляване на мощността на дозата в близост до тънкостенни резервоари (например бидони). Приложим е на разстояния до няколко характеристични размера на обемния източник.

$$P = \frac{2\pi \cdot K \cdot c_v}{\gamma}$$

$$= 4 \cdot K \cdot c_v \cdot R \cdot G_1(k, p, \gamma R)$$

γ е линейният коефициент на пълно поглъщане в материала на източника.

Табулирани стойности на $G_1(k', p, \gamma R)$ са дадени в цитираната литература, като производението $\mu_0 R$ се замества с γR .

9. При дебелостенни резервоари, например от бетон, отслабването в тях може да се изчисли от диаграмата на Wachsmann в Приложение 3 по кратността на отслабване.
10. Дозови константи за оценка на облъчването на фиксирани разстояния от някои конкретни обеми (флакон, чаша, спринцовка) за най-често използваните радионуклиди, получени чрез Монте Карло симулации са дадени в таблицата към това приложение. Дълбоката тъканна доза, дадена в нея може да се използва като консервативна оценка за еквивалентната доза на повечето органи, с изключение на костите.



Модели за оценка на външното облъчване от радиоактивно замърсени повърхности

11. Плосък радиоактивен източник с кръгла форма. Моделът е подходящ за оценка на външното облъчване с гама лъчение от разляти течности или замърсяване на повърхности. Мощността на дозата в точка над повърхността [55] е:

за точка над центъра на окръжността
$$P = \pi \cdot c_s \cdot K \cdot \ln \left(\frac{h^2 + R^2}{h^2} \right)$$

за точка над периферията на окръжността
$$P = \pi \cdot c_s \cdot K \cdot \ln \left(h + \sqrt{\frac{4R^2 + h^2}{2h}} \right)$$

за точка върху повърхността
$$P = \pi \cdot c_s \cdot K \cdot \ln \left(\frac{d^2 + R^2}{d^2} \right)$$

където

c_s е площната активност на радиоактивното петно

R е радиусът на окръжността

h е височината на точката на интерес над равнината на окръжността

12. Плосък правоъгълен радиоактивен източник със страни a и b . Моделът е подходящ за оценка на външното облъчване при сравнително хомогенно замърсяване на работни или други повърхности, чиято площ може да се апроксимира с един или няколко правоъгълника [55].

за точка над ъгъла на правоъгълника
$$P = \frac{K}{K(226Ra)} \cdot c_s \cdot \Phi(m, n),$$

където

$$m = h/a$$

$$n = b/a$$

h е височината на точката на интерес над ъгъла на правоъгълника;

Φ е геометрична функция. Номограма за определяне на стойностите на Φ е дадена в цитираната литература.

$K(^{226}Ra)$ е дозовата константа на ^{226}Ra в равновесие с дъщерните си продукти. Ако дозовата константа K е гамаконстантата Γ в $aGu.m^2/Bq.s$ то за $K(^{226}Ra)$ трябва да се използва стойността $\Gamma(^{226}Ra) = 59,18 aGu.m^2/Bq.s$

Мощността на дозата в точка над замърсената повърхност е суперпозиция от мощностите, създавани от правоъгълници, чиито върхове се събират в проекцията на точката на интерес върху замърсената повърхност. Преходът към еквивалентна доза се извършва с помощта на конверсионен коефициент H/D , зависещ от ефективната енергия на лъчението.

13. Трябва да се отбележи, че прилагането на моделите, използващи специални геометрични функции е доста трудоемко и има смисъл да се прилага само в случаи, в които се изисква висока точност и изчисляването на дозите е от голямо значение (напр. взимане на решение за прекратяване на бременност). Във всички останали случаи приблизителната оценка е напълно достатъчна.



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

Дозови константи при лъчение от обемни източници, използвани в нуклеарна медицина. Не е отчетено спирачното лъчение, което в някои случаи може да бъде от значение [9]

	¹⁸ F	⁶⁸ Ga	⁹⁰ Y	^{99m} Tc	¹²³ I	¹²⁵ I	¹³¹ I	¹⁵³ Sm	¹⁶⁹ Er
Кожна доза от повърхностно замърсяване μSv/h на 1 kBq/cm ² mSv /h на 1 MBq/cm ²	1,9.10 ³	1,8.10 ³	2,0.10 ³	2,5.10 ²	3,8.10 ²	21	1,6.10 ³	1,6.10 ³	1,1.10 ³
Кожна доза от петно на 10 cm, бета лъчение μSv/h на 1 kBq/cm ² mSv /h на 1 MBq/cm ²	9,6.10 ⁻²	1,2.10 ⁻¹	1,4.10 ⁻¹	2,3.10 ⁻⁴	8,4.10 ⁻⁴	0,0	7,4.10 ⁻²	8,9.10 ⁻²	5,5.10 ⁻²
Кожна доза от петно на 100 cm, бета лъчение μSv/h на 1 kBq/cm ² mSv /h на 1 MBq/cm ²	5,3.10 ⁻⁴	4,5.10 ⁻²	6,1.10 ⁻²	0,0	0,0	0,0	1,5.10 ⁻⁴	4,2.10 ⁻⁴	0,0
Дълбока тъканна доза от петно на 10 cm, фотони μSv/h на 1 kBq/cm ² mSv /h на 1 MBq/cm ²	6,4.10 ⁻³	6,2.10 ⁻³	0,0	8,5.10 ⁻³	2,9.10 ⁻³	1,3.10 ⁻³	4,2.10 ⁻³	1,1.10 ⁻³	1,0.10 ⁻⁸
Дълбока тъканна доза от петно на 100 cm, фотони μSv/h на 1 kBq/cm ² mSv /h на 1 MBq/cm ²	4,1.10 ⁻³	3,9.10 ⁻³	0,0	5,1.10 ⁻⁴	2,2.10 ⁻³	8,1.10 ⁻⁴	3,3.10 ⁻³	8,9.10 ⁻⁴	6,0.10 ⁻⁹
Ефективна доза от 10 mL стъклен флакон на 100 cm μSv/h на 1 kBq mSv /h на 1 MBq	1,6.10 ⁻⁴	1,6.10 ⁻⁴	7,1.10 ⁻⁵	2,2.10 ⁻⁵	3,4.10 ⁻⁵	1,4.10 ⁻⁵	6,4.10 ⁻⁵	1,5.10 ⁻⁵	спирач- но лъчение
Еквивалентна доза на пръстите от 50 mL бехерова чаша, контактно μSv/h на 1 kBq mSv /h на 1 MBq	0,56	0,55	0,14	0,08	0,11	0,04	0,22	0,05	спирач- но лъчение
Еквивалентна доза на пръстите от 5 mL пластмасова спринцовка, контактно μSv/h на 1 kBq mSv /h на 1 MBq	2,9	31,4	43,5	0,35	0,6	0,6	1,1	0,24	спирач- но лъчение



ОЦЕНКА НА ВЪНШНО ОБЛЪЧВАНЕ
ОТ ПАЦИЕНТИ
СЛЕД АПЛИЦИРАНЕ НА РАДИОФАРМАЦЕВТИЦИ

Облъчването от пациент, аплициран с радиофармацевтик е външно и зависи от няколко фактора:

1. Аплицирана активност, Тя може да бъде фиксирана или да се определи на база теглото на пациента. Някои от данните за аплицирана активност в МС „Нуклеарна медицина” са остарели и не отговарят на съвременните инжекционни норми. Например за ^{18}F FDG към момента на написване на това ръководство инжекционната норма на повечето скенери е около 2,4 MBq/kg, което за пациент от 70 kg дава обща активност 170 MBq, докато медицинският стандарт препоръчва 370 – 550 MBq.

2. Ефективен период на полунамаляние от тялото на пациента T_{eff} . Този период, определян най-често чрез измервания, е различен от ефективния период определен от физичния и биологичния периоди по формулата:

$$\frac{1}{T_{\text{eff}}} = \frac{1}{T_{\text{ph}}} + \frac{1}{T_b} \quad (1)$$

Причините за това са, че биологичните периоди на полунамаляние, дадени в справочниците, се отнасят до здрав организъм и химична форма на радиоактивното вещество, която рядко съвпада с химичната форма на нерадиоактивния носител, използван в нуклеарната медицина.

В таблица 1 са обобщени ефективните периоди на полуизвеждане на някои радиофармацевтици по обработени данни от различни източници [38], [40], [49], [52].

Таблица 1. Ефективни периоди на полунамаляние при диагностика за някои късоживеещи радиофармацевтици

Дейност, радиофармацевтик	Радиоактивно вещество	T_{eff} в скобите – средна стойност
Костна скintiграфия с MDP	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	1,3 – 2,7 (2,02) h
Статична ренална скintiграфия с DMSA		3,9 – 5,0 (4,43) h
Динамична ренална скintiграфия с DTPA		1,1 – 1,5 (1,3) h
Целотелесна скintiграфия с MIBI		3,3 – 4,6 (4,0) h
Изследване на миокардна перфузия с MIBI		1,3 – 3,9 (2,6) h
Скintiграфия на мозък с MIBI		3,3 – 4,6 (4,0) h
Целотелесно сканиране с FDG	^{18}F	1,2 – 1,8 (1,5) h

Трябва да се отчете, че в първия кратък период след апликацията ($t < T_{1/2}$) самото понятие ефективен период на полуизвеждане няма реален смисъл – поради



преобладаващия характер на биологичната екскреция, освобождаването на активност е по-скоро залпово и случайно по време, а не с плавния характер на гладката теоретична крива.

При използване на радиофармацевтици с по-дълъг период на полуразпадане (приблизително $> 24\text{h}$) се наблюдават няколко конкуриращи се процеса на натрупване и изхвърляне на радиоактивното вещество, поради което са налични няколко ефективни периода, като всеки един от тях характеризира един процес.

3. Динамика на активността на пациента

Активността, аплицирана в пациента се разпределя и изхвърля от него като няколко фракции в резултат на конкуриращи се процеси, всеки един от тях със собствена квота и ефективен период на полуразпадане. Най-общо тези процеси са:

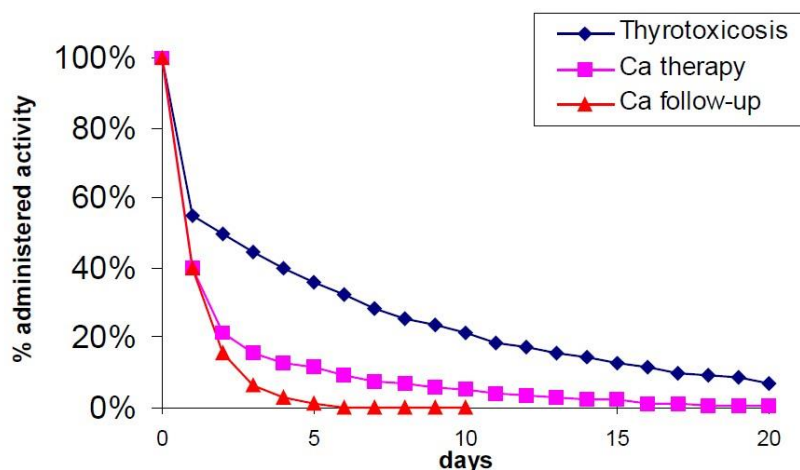
- първоначално разпределяне на радиоактивното вещество в организма – процесът зависи от начина на аплициране и метаболизма на усвояване на химическото съединение и отделянето му.

В повечето случаи този процес протича относително бързо и може да бъде пренебрегнат, но при перорално приложение на вещества с по-дълъг период на полуразпадане (напр. ^{131}I) трябва да бъде взет предвид.

- натрупване, задържане и изхвърляне на радиоактивното вещество в и от таргетния орган;
- натрупване, задържане и изхвърляне на радиоактивното вещество в и от други органи
- заместване на натрупано радиоактивно вещество с нерадиоактивно такова със същия или сходен химически състав.

Тези три процеса започват след приключването на първия, което трябва да бъде отчетено при изчисленията.

На фиг. 1 е показано изменението на активността на пациент за две терапевтични и една диагностична процедура с използване на ^{131}I . Характерно е, че времето е измерено в дни, при по-малък период от време, като аргумент на функцията кривата няма толкова плавно поведение, особено през първите дни.



Фигура 1. Изменение на активността в пациент при три различни процедури с ^{131}I .

[11]



Общият закон за изменението активността $A(t)$ в пациента се представя като претеглена сума от активностите, участващи във всеки процес, като се има предвид, че по време на първия активността се изменя само по закона за радиоактивното разпадане, след което следва изхвърляне на част от активността с урината и фекалиите и паралелно започват следващите процеси. Последният е доста отдалечен във времето и обикновено се пренебрегва.

В повечето случаи зависимостта може да се апроксимира (при допускане за мигновено натрупване и равномерно изхвърляне) с претеглена сума от няколко прости експоненти, но трябва да се има предвид, че опростяващите допускания могат да доведат до голяма неточност на резултата (виж пример 4).

Например:

За ^{75}Se -selenomethionin (Попиц, Добрев):

$$A(t) = A(0) \cdot [0,131 \cdot \exp(-1,255 \cdot t) + 0,443 \cdot \exp(-0,01512 \cdot t) + 0,419 \cdot \exp(-0,00315 \cdot t)]$$

За ^{131}I – NaI за терапия след аблация (Тодоров):

$$A(t) = A(0) \cdot [0,75 \cdot \exp(-0,063 \cdot t) + 0,25 \cdot \exp(-0,0050 \cdot t)] \quad (2)$$

За ^{177}Lu (Kurt):

$$A(t) = A(0) \cdot [0,72 \cdot \exp(-0,4097 \cdot t) + 0,28 \cdot \exp(-0,0169 \cdot t)]$$

4. Закон за отслабването на мощността на дозата с разстоянието, който е различен от $\frac{1}{r^2}$. Причината е, че разпределението на активността в човешкото тяло е неравномерно и мощността на дозата на някакво разстояние от него е суперпозиция от поне три компоненти:

- активност в изследвания или третирувания орган или органи;
- активност в орган извън областта на интерес (стомах, пикочен мехур);
- активност, разпределена в цялото тяло.

Тези различни активности подлежат на различно екраниране от частите на тялото, като процесът не е съвсем статичен. По тези причини радиационното поле от пациент е различно за различни посоки спрямо пациента.

Общият модел за оценка на радиационното поле от пациент е доста сложен. По тази причина се използват усреднени данни от измервания за голям брой пациенти. Такива данни за измерени стойности на мощността на дозата на единица активност от пациент, аплициран с различни радиофармацевтици са дадени в таблица 2.

Таблица 2. Специфична мощност на дозата (средна стойност от голям брой пациенти), аплицирани с различни радиофармацевтици на различни разстояния, AP, [1], [2], [11], [52].

Дейност, радиофармацевтик	На 1 m	На 2 m
	$\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{MBq}^{-1}$	$\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{MBq}^{-1}$
$^{99\text{m}}\text{Tc}$ -MDP bone scintigraphy	0,020	0,006



99mTc-DMSA static renal scintigraphy	0,073	0,023
99mTc-DTPA dynamic renal scintigraphy	0,034	0,012
99mTc-MIBI whole-body scintigraphy	0,019	0,006
99mTc-MIBI myocardial perfusion study	0,026	0,009
99mTc-MIBI brain scintigraphy	0,014	0,005
18F-NaF PET bone scan	0,095	0,030
18F-FDG whole-body PET scan	0,092	0,031
18F-FDG whole-body PET scan (AAPM)	0,094	
131I-NaI whole-body scintigraphy	0,061	0,020
131I-NaI therapy	0,050	
¹⁷⁷ Lu PSMA Therapy	0,006	0,003

Подробни данни за облъчването от ¹⁷⁷Lu PSMA и ¹³¹I в зависимост от разстоянието и времето от момента на апликацията са дадени в таблици 3 и 4.

Таблица 3. Мощност на амбиентната доза от пациент, аплициран с 7400 MBq ¹⁷⁷Lu PSMA, в зависимост от разстоянието и времето от момента на апликация [8]

Time after infusion (hours)	0 m (μSv/h)	0.25 m (μSv/h)	0.50 m (μSv/h)	1.00 m (μSv/h)	2.00 m (μSv/h)
0	536 ± 89	297 ± 68	137 ± 28	48 ± 13	24 ± 7
1	468 ± 71	245 ± 54	118 ± 18	38 ± 7	21 ± 6
2	299 ± 62	198 ± 32	94 ± 15	33 ± 9	17 ± 6
4	180 ± 41	123 ± 27	62 ± 14	23 ± 6	11 ± 4
6	162 ± 36	91 ± 18	44 ± 11	15 ± 4	8 ± 3
18	118 ± 32	69 ± 16	33 ± 8	11 ± 3	5 ± 1
24	105 ± 27	31 ± 6	21 ± 6	7 ± 2	3 ± 1
48	63 ± 16	21 ± 5	11 ± 3	5 ± 1	1 ± 0.3
120	11 ± 3	4 ± 1	3 ± 0.8	1 ± 0.2	0.3 ± 0.1

Таблица 4. Мощност на амбиентната доза от пациент, аплициран с ¹³¹I, след аблация на щитовидната жлеза, приведени към единица активност, в зависимост от разстоянието и времето от момента на апликация [26]



Distance (m)	Day 0	Day 1	Day 2	Day 3	Day 4	Day 7
0.1	0.665	0.187	0.088	0.069	0.053	0.016
0.5	0.114	0.049	0.025	0.019	0.014	0.007
1.0	0.046	0.019	0.009	0.007	0.007	0.004

Source: Barrington et al. (1996a).

IAEA препоръчва [18] използването на закона $\frac{1}{r^{1.5}}$ за разстояния до около 3 метра и $\frac{1}{r^2}$ за разстояния над 3 метра.

Друг вариант, даващ консервативна оценка е моделът на точков източник ($\frac{1}{r^2}$), коригиран със съответен геометричен фактор.

При неизвестна дозова константа на пациента може да бъде използван модел на точков източник с корекция за геометрия и самопоглъщане.

5. Доза от пациент за време t по данни за аплицираната активност
Ефективната доза, реализирана от всяка една фракция от описаните в т.3 за време t , в точка на разстояние до пациента r и фактор на заетост T е:

$$E(t) = \frac{K \cdot A(0) \cdot T_{\text{eff}} (1 - \exp(-\ln 2 \cdot t / T_{\text{eff}})) \cdot T}{\ln 2 \cdot r^n} \quad (3)$$

K е дозовата константа на аплициран пациент

$A(0)$ е началната активност за съответната фракция (не винаги съвпада с аплицираната активност)

$n = 1,5$ при $0 < r < 3 \text{ m}$

$n = 2$ при $r \geq 3 \text{ m}$

За оценка на индивидуални дози NRC [49] препоръчва следните фактори на заетост T , като специално отбелязва, че те не се отнасят до прогнозните дози на кърмачета:

$T = 0,75$ при $T_{1/2} \leq 24 \text{ h}$

$T = 0,25$ при $T_{1/2} > 24 \text{ h}$ и освобождаване на пациента без специални инструкции за поведение

$T = 0,125$ при $T_{1/2} > 24 \text{ h}$ и освобождаване на пациента със специални инструкции за поведение

Прилагайки формула (3) при $t \rightarrow \infty$ се получава пълната доза, реализирана от съответната фракция, за целия период на действие (до пълното разпадане и изхвърляне на радиоактивното вещество):

$$E(\infty) = \frac{K \cdot A(0) \cdot T_{\text{eff}} \cdot T}{\ln 2 \cdot r^n} \quad (4)$$



Общата реализирана доза е сумата от парциалните дози от всички фракции.

Приблизителна стойност на общата доза може да се получи и чрез интегриране на сумите от прости експоненти, дадени в т.3.

Оценката на очакваните дози, направена по данни за аплицираната активност и базираща се на средни стойности на квотите на отделните фракции и ефективните им периоди има статистически характер и дозите от конкретен индивид могат да се отличават значително.

6. Доза от пациент за време t по данни от измерена мощност на дозата на 1 метър от него.

Оценка на очакваните ефективни дози на лица, пребиваващи в близост до конкретен пациент (роднини и близки, обгрижващи пациента) може да се извърши на базата на измерването на мощността на дозата при изписването на пациента и тази оценка ще има по-конкретен характер, за разлика от оценката по предходната точка.

Ефективната доза при този подход се изчислява като:

$$E = \frac{P_E \cdot T_{\text{eff}} \cdot T}{\ln 2 \cdot r^n} \quad (5)$$

Означенията са както по-горе.

Този подход “персонализира” оценката, но не напълно – стойността на P_E е за конкретния пациент, стойността на T_{eff} обикновено е по литературни данни и е усреднена стойност от множество измервания, защото определянето на индивидуалния ефективен период за всеки конкретен пациент е практически невъзможно.

Подробни експериментални данни за облъчването от пациент и моделни изчисления за дози в различни ситуации са дадени в [18], [26], [43].

В следващите примери са илюстрирани някои от подходите при оценяване на дозите от пациент, аплициран с радиоактивни вещества.

Пример 1: Да се оцени дозата на персонала на болницата, инструктиращ и обслужващ пациента и на лица от населението след напускането на болницата при различни сценарии на облъчване.

Изходни данни:

радиофармацевтик:	^{18}FDG
аплицирана активност:	200 MBq
дозова константа:	$0,094 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{MBq}^{-1}$ на 1 метър
физически период на полуразпадане:	1,83 h
биологичен период на полуизвеждане:	808 d
uptake:	1 h
изследване:	0,5 h
престой след изследване:	0,5 h

Персонал в болницата

Прилага се основната формула (3) за изчисляване на дозата за определено време t .

Данните за изчисление и резултатите са дадени в таблицата

Дейност	Време след апликация	Активност за изчисление	Продължителност	Фактор на заетост	Средно разстояние	Ефективна доза
	h	MBq	h	-	m	μSv



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

Обслужване по време на престой на пациента преди изследване (uptake)	0	200	1	0,25	1	3,9
Позициониране преди изследване	1	137	0,1	1	0,5	3,6
Обслужване след изследване, измерване	1,5	113	0,5	0,25	1	1,2

Население извън болницата

Дейност	Време след апликация	Активност за изчисление	Продължителност	Фактор на заетост	Средно разстояние	Ефективна доза
	h	MBq	h	-	m	μSv
Превоз в градски транспорт	2	94	0,5	1	0,5	32
Превоз в лека кола на голямо разстояние	2	94	5	1	0,5	158
Обслужване в домашни условия	2	94	∞	0,25	0,75	8,9

Пример 2: Да се определи максималната дозата на близък, обслужващ пациент в домашни условия ако:

пациентът се прибира в къщи 1 час след изписването;

средното разстояние до пациента е 0,75 m;

факторът на заетост се приема за 0,25;

мощността на дозата, измерена на 1 m от пациента в момента на изписването е $12 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$.

Останалите данни са както в пример 1.

Прилага се формула (5), като тя се коригира за естествено разпадане в продължение на 1 час.

Коригираната мощност един час след изписването е $8,2 \mu\text{Sv/h}$

Оценената ефективна доза е $8,3 \mu\text{Sv}$.

Пример 3: Да се оцени дозата на персонала на болницата, обслужващ пациента и на лица от населението след напускането на болницата

Изходни данни:

радиофармацевтик:

^{177}Lu PSMA



аплицирана активност:	7000 MBq
дозова константа:	0,006 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{MBq}^{-1}$ на 1 метър
болничен престой:	6,0 h
фактор на заетост в болницата:	0,25
фактор на заетост в домашни условия:	0,125
средно разстояние до пациента в болницата:	1,0 m
средно разстояние до пациента в къщи:	0,75 m

Персонал в болницата: Използва се зависимостта на изменението на активността с времето, представена като линейна комбинация от две експоненти (2). След интегрирането се получава:

$$E = \frac{K \cdot A(0)}{r^n} \left(0,72 \frac{1 - e^{-0,4097 \cdot t}}{0,4097} + 0,28 \frac{1 - e^{-0,0169 \cdot t}}{0,0169} \right) \cdot T$$

Съответната ефективна доза за време $t = 6$ h при фактор на заетост $T = 0,25$ на 1 m от него е:

$$E(6h) = 33,6 \mu\text{Sv}$$

Дозата в къщи E' се получава като разликата от пълната доза $E(\infty)$ и дозата в болницата (при $T = 1$ и $r = 1\text{m}$), след което тази стойност се коригира за $T = 0,125$ и $r = 0,75\text{ m}$.

$$E' = E(\infty) - E(6h) = 122,2 \mu\text{Sv}$$

Пример 4. Да се сравнят дозите $E(\infty)$, реализирани от пациент, аплициран с 3700 MBq ^{131}I след аблация на щитовидната жлеза, изчислени по различни методи:

Метод А: Математическа апроксимация с линейна комбинация от експоненти – интегриране на формула (2)

Метод В: Формула (4) за доза при $t \rightarrow \infty$, приложена към двете компоненти – натрупване в остатъка от щитовидната жлеза и натрупване извън щитовидната жлеза с изходни данни от таблицата [40]:

Thyroid cancer	Extra-thyroid compartment	Thyroid compartment
Fraction incorporated F_1	0.95	0.05
Biological half life $T_{1/2 \text{ biol (ore)}}$	8.0	2000

Метод С. Подходът на NRC [49], който отчита и първата фаза на разпределение на радионуклида с продължителност 8 h и 20% отделена активност и формула (4) за другите две компоненти:



$$E(t) = \frac{K \cdot A(0) \cdot T}{\ln 2 \cdot r^n} \left[T_{ph} \cdot 0,8 \cdot (1 - e^{-(\ln 2 \cdot 8 / T_{ph})}) + \right. \\ \left. + (F_1 \cdot T_{1eff} + F_2 \cdot T_{2eff}) \cdot e^{-(\ln 2 \cdot 8 / T_{ph})} \right]$$

Резултатите от трите модела, при разстояние до пациента 1 m и фактор на заетост $T = 1$ са:

Метод А: 3,5 mSv

Метод В: 4,6 mSv

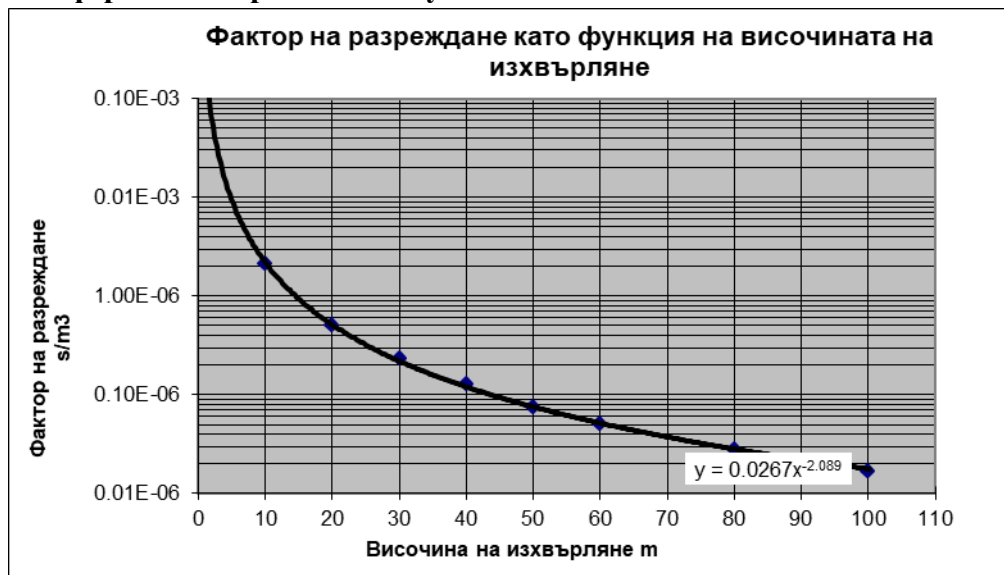
Метод С: 5,5 mSv

Предполага се, че Метод С на NRC дава най-точен резултат, метод А подценява с около 35% и явно не е подходящ в този случай. Метод В е най-простият за прилагане и се препоръчва за случаи, когато се изисква оценка, а не точна стойност.



АТМОСФЕРНИТЕ ИЗХВЪРЛЯНИЯ

1. Данни за оценка на максималните дози на населението от атмосферни изхвърляния – Гаусов модел



Фигура 1



Фигура 2

2. Контролни стойности на изхвърлянията за една година в GBq, в зависимост от височината на изхвърлянето

Гаусов модел

атмосфера клас: C – D,

годишна доза: 10 $\mu Sv/a$,



население, критична възрастова група

Благородни газове					
Радионуклид	^{41}Ar	^{79}Kr	^{85}Kr	$^{85\text{m}}\text{Kr}$	^{133}Xe
10 m	$5,5 \cdot 10^4$	$1,5 \cdot 10^4$	$5,8 \cdot 10^4$	$8,7 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^4$
20 m	$2,3 \cdot 10^5$	$6,5 \cdot 10^4$	$2,5 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^6$	$1,6 \cdot 10^5$
30 m	$5,4 \cdot 10^5$	$1,5 \cdot 10^5$	$5,8 \cdot 10^5$	$8,7 \cdot 10^6$	$3,7 \cdot 10^5$
50 m	$1,6 \cdot 10^6$	$4,4 \cdot 10^5$	$1,7 \cdot 10^6$	$2,5 \cdot 10^7$	$1,1 \cdot 10^6$

Гама емитери (PET, SPECT)									
Радионуклид	^{11}C	^{18}F	^{67}Ga	^{68}Ga	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	^{111}In	^{123}I	^{131}I	^{201}Tl
10 m	$1,15 \cdot 10^4$	$8,2 \cdot 10^2$	$2,2 \cdot 10^2$	$4,9 \cdot 10^2$	$2,5 \cdot 10^3$	$2,1 \cdot 10^2$	$3,3 \cdot 10^2$	$3,6 \cdot 10^0$	$7,7 \cdot 10^2$
20 m	$4,9 \cdot 10^4$	$3,5 \cdot 10^3$	$9,3 \cdot 10^2$	$2,1 \cdot 10^3$	$1,1 \cdot 10^4$	$8,8 \cdot 10^2$	$1,4 \cdot 10^3$	$1,5 \cdot 10^1$	$3,3 \cdot 10^3$
30 m	$1,1 \cdot 10^5$	$8,1 \cdot 10^3$	$2,2 \cdot 10^3$	$4,8 \cdot 10^3$	$2,5 \cdot 10^4$	$2,1 \cdot 10^3$	$3,3 \cdot 10^3$	$3,6 \cdot 10^1$	$7,6 \cdot 10^3$
50 m	$3,3 \cdot 10^5$	$2,4 \cdot 10^4$	$6,3 \cdot 10^3$	$1,4 \cdot 10^4$	$7,2 \cdot 10^4$	$6,0 \cdot 10^3$	$9,6 \cdot 10^3$	$1,0 \cdot 10^2$	$2,2 \cdot 10^4$



РАДИОАКТИВНИ ИЗХВЪРЛЯНИЯ В КАНАЛИЗАЦИЯТА ОТ СТРУКТУРИ ПО НУКЛЕАРНА МЕДИЦИНА

I. Пътища за облъчване на населението от отпадни води, съдържащи радионуклиди от медицинско приложение

Пътищата за облъчване на населението, както на отделни индивиди, така и на представителни групи са разгледани подробно в публикациите на авторитетни международни организации [19], [20], [47]. Обобщение на методите е дадено в [53]. Основните пътища за облъчване, свързани с освобождаването на отпадни води, съдържащи радионуклиди с медицинско предназначение са:

- чрез попадане на отпадните води в водосборни райони за питейна вода или дълбоки водоносни хоризонти, използвани за черпене на питейна вода - вътрешно облъчване от консумация на питейна вода;
- чрез попадане във водоеми, използвани за промишлен или любителски риболов – вътрешно облъчване от консумация на риба;
- чрез външно облъчване от водоеми, при плажуване и къпане.

II. Модел

Моделът за определяне на пътищата на облъчване е разработен от НКДАР за оценка на облъчването от АЕЦ. В опростен вид, адаптиран за изхвърляния от структури по нуклеарна медицина, той включва следните допускания:

1. Изхвърлянето е равномерно и хомогенно за целия престой на пациента в болницата.
2. Пътят на радиоактивния отпадък, характеристиките му и местата, от които се очаква облъчване са показани на фигура 1.
3. Волуметричните характеристики на водните басейни са средногодишни.
4. Потреблението на вода в структурата по нуклеарна медицина е съгласно Наредба 4 на МРРБ, дозовите коефициенти на единица специфична активност са съгласно Наредбата за радиационна защита.
5. Отчитат се само пътищата на облъчване, водещи до принос над 1% от общата доза:
 - чрез потреблението на питейна вода (94% от общото облъчване);
 - чрез консумацията на риба (6 % от общото облъчване);



6. При изчисленията се отчита:

- разпадането на радионуклидите по пътя от структурата по НМ до точката на включване в околната среда;
- разреждането и евентуалния престой в специалната канализация на структурата по НМ;
- процентът на отделената активност, съобразно методиката на диагностика и терапия и метаболитните особености на пациентите.

7. Не се отчита облъчването от:

- използваните като торове дънни утайки от пречиствателната станция и последващата верига „почва – растения – животни – човек“;
- веригата „седимент – водни растения – риби – човек“;
- веригата „сладководен басейн – поливане – растения – животни – човек“;
- външното облъчване от къпане и плажуване,

първите три поради късите периоди на полуразпадане на радионуклидите, сравнени с вегетативния период на растенията и като цяло поради незначителния им принос.

III. Методика на изчисления

1. Индивидуалните дози от употреба на питейна вода са в резултат на преминаване на радионуклиди от сладководните басейни към питейна вода. Разглеждат се три вида водни басейни:

- малка река
- открит водоем със среден размер
- средна река

Използва се един от тях или комбинация, в зависимост от конкретната ситуация, като индивидуалната доза на лице от населението е сумата от дозите, получавани от всеки един.

2. Изчисленията се извършват в следната последователност:

2.1. Определя се активността A_{Ex} , изхвърлена от 1 пациент в канализацията:

$$A_{Ex} = A \cdot Q \cdot q$$

2.2. Определя се намаляването на активността, изхвърлена в канализацията в резултат на разпадането за времето на преминаване от точката на изхвърляне от източника до точката на изхвърляне в околната среда

$$A'_{Ex} = A_{Ex} \cdot \exp(-\lambda \cdot t')$$



- 2.3. Определя се средногодишната обемната активност във водата в река (при параметри за малка и за средна река) - един пациент

$$C_i = A_t \cdot (f_v / V_t) \cdot \exp(-\lambda \cdot x/v); \quad i = 1,2$$

- 2.4. Определя се средногодишната обемна активност на водата в средно голям открит водоем - един пациент

$$C_i = (C_0 \cdot V_{вх}) / (V_{изх} + \lambda \cdot V_0) \cdot [1 - \exp(-(1 + V_{изх}/V_0) \cdot t)]; \quad i = 3$$

- 2.5. Определя се средногодишната масова активност на питейната вода в района – един пациент

$$C_{пв} = \kappa \cdot \sum C_i$$

- 2.6. Определя се индивидуалната годишна ефективна доза на лице от населението в резултат на употреба на питейна вода - един пациент

$$E_{пв} = \kappa_E \cdot C_{пв}$$

- 2.7. Определя се индивидуалната годишна ефективна доза от питейна вода и консумация на риба от сладководни басейни - един пациент

$$E_1 = 1,06 \cdot E_{пв}$$

- 2.8. Определя се индивидуалната годишна ефективна доза от питейна вода и консумация на риба от сладководни басейни за общия годишен брой пациенти n

$$E = n \cdot E_1$$

където

A	е аплицираната активност съгласно МС „НМ” или утвърденото „Фармако-терапевтично ръководство по нуклеарна медицина“	Bq
$A_{Ех}$	е активността, отделената в канализацията от един пациент за целия му престой	MBq
A_t	е интензивност на изхвърлянето	Bq.s ⁻¹
$A_t = A'_{Ех} / \text{секундите в една година}$		
C_i	е обемната активност във всеки от трите водни обема – малка река (i=1), средна река (i=2), открит водоем (i=3)	Bq.L ⁻¹
C_0	е обемната активност на водата, постъпваща във водоема	Bq.L ⁻¹



	$C_0 = A'_{Ex} / (V_{вх} \cdot \text{броя на секундите в едно денонощие})$	
f_v	е коефициент на разреждане	-
	$f_v = \text{интензивност на изхвърляне } V_t / \text{волуметричен поток на реката } W$	
	$f_v = 1,0$ за мястото на изхвърляне	
K	е коефициент за преход от обемна активност в река или открит водоем към специфична активност на питейна вода	
K_E	е коефициент за преход от специфична активност на питейна вода към годишна ефективна доза за съответната критична възрастова група	$mSv.L.Bq^{-1}$
	$K_E = 0,01 / ГСГОА_{пв}$	
Q	е частта от аплицираната активност, отделяна в канализацията	%
q	е коефициент, отразяващ ефективността на специалната канализация.	-
	$q = \text{активност напуснала канализацията} / \text{активност постъпила в канализацията}$	
t	е продължителността на изхвърлянето (времето на престой в лечебното заведение)	s
t'	е времето от изхвърлянето в канализацията до изхвърлянето в околната среда (основно времето, през което каналните води се обработват в пречиствателната станция)	s
V_t	е интензивността на изхвърляне на течност	$L \cdot s^{-1}$
	$V_t = \text{обем разреждаща вода за единична активност} / \text{секундите в една година}$	
V_0	е общия обем на водоема	L
$V_{вх}$	е входящия волуметричен поток към водоема	$L \cdot s^{-1}$
$V_{изх}$	е изходящия волуметричен поток от водоема	$L \cdot s^{-1}$
W	е волуметричния поток на реката	$L \cdot s^{-1}$
v	е средна скорост на течението на реката	$m \cdot s^{-1}$
x	е разстоянието от изхода на канализацията (пречиствателната станция) до реката	m
λ	е константата на разпадане на съответния радионуклид	s^{-1}



IV. Изходни данни в консервативен модел за оценка на контролните стойности на изхвърляния в канализацията

Допускания:

1. Участие във формирането на индивидуалните дози на лица от населението имат повърхностните води от три водоема: малка река, среден открит водоем и средна река със следните характеристики:

малка река

$$x = 100 \text{ m}$$

$$v = 0,5 \text{ m/s}$$

$$W = 2,5 \cdot 10^3 \text{ L/s}$$

средна река

$$x = 1000 \text{ m}$$

$$v = 0,67 \text{ m/s}$$

$$W = 1,0 \cdot 10^5 \text{ L/s}$$

среден водоем

$$V_{Bx} = 2,5 \cdot 10^3 \text{ L/s}$$

$$V_{Изх} = 2,4 \cdot 10^3 \text{ L/s}$$

$$V_0 = 5,0 \cdot 10^{10} \text{ L}$$

2. Схемата на преминаване на активността от структурата по нуклеарна медицина към околната среда е:



Структура по НМ

- аплицирана активност A
- ефективност на спецканализацията

Колекторна шахта -

изход към канализация

активност A_0

интензивност на изхвърлянето A_i

Градска канализация

Пречиствателна станция

време на престой t_1

100 m

Малка река

$v = 0,5 \text{ m/s}$

$W = 2,5 \text{ m}^3/\text{s}$

Открит водоем

$V_{\text{изх}} = 2,5 \text{ m}^3/\text{s}$

$V_{\text{изх}} = 2,4 \text{ m}^3/\text{s}$

$V_0 = 50000000 \text{ m}^3$

1000 m

Средна река

$v = 0,67 \text{ m/s}$

$W = 100 \text{ m}^3/\text{s}$

3. Времето за преминаване на каналните води от структурата по НМ до околната среда е 1 ден – с минимален престой в болничната канализация и пречиствателната станция на града.
4. Количествата вода за едно изследване е съгласно Наредба № 4/2005 на министъра на регионалното развитие и благоустройството.
5. Активността, отделена в канализацията е по различни литературни данни, като са предпочетени по-консервативните стойности.
6. Коефициентът за преминаване на активност от водата в открит водоем към питейна вода е 0,8 - максималния по литературни данни.

При тези допускания изходни данни за изчисленията са:

Радионуклид		$^{99\text{m}}\text{Tc}$	^{18}F	^{131}I	^{131}I	^{123}I	^{125}I	^{153}Sm	^{177}Lu
		1 генератор	реално за 1 пациент	диагностика МС НМ	терапия МС НМ	МС НМ	средно за набор 100 бр.	по листовка	



РЪКОВОДСТВО
за радиационна защита при работа с открити източници

Единична активност	A	MBq	60300	260	740	3700	185	1	3000	7000
		Bq	6,03E+10	2,60E+08	7,40E+08	3,70E+09	1,85E+08	1,00E+06	3,00E+09	7,00E+09
Период на полуразпадане	T _{1/2}		6	110	8,02	8,02	13,2	59,9	46,3	6,7
			h	min	d	d	h	d	h	d
		s	21600	6600	692928	692928	47520	5175360	166680	578880
Константа на разпадане	λ	s ⁻¹	3,2E-05	1,1E-04	1,0E-06	1,0E-06	1,5E-05	1,3E-07	4,2E-06	1,2E-06
Отделяне в болничната канализацията	Q	%	50,00%	50,00%	10,00%	85,00%	10,00%	80,00%	50,00%	50,00%
Количество вода на единична активност	δ	L	1500	15	15	1200	15	50	15	15

V. Контролни стойности на изхвърлянията в канализацията [MBq/a] от структура по нуклеарна медицина за годишна индивидуална доза на лица от населението 10 μSv/a

Радионуклид	^{99m} Tc	¹⁸ F	¹³¹ I диагнос- тика	¹³¹ I терапия с хоспита- лизация	¹²³ I	¹²⁵ I in vitro	¹⁵³ Sm	¹⁷⁷ Lu
Контролна стойност MBq	2,0.10 ⁸	4,5.10 ¹⁰	8,3.10 ³	9,4.10³	2,6.10 ⁶	2,2.10 ⁴	3,6.10 ⁶	4,1.10 ⁶

VI. Контролни стойности на използвания брой единични активности от структура по нуклеарна медицина без специална канализация за годишна индивидуална доза на лица от населението 10 μSv/a

Радио- нуклид	^{99m} Tc	¹⁸ F	¹³¹ I диагнос- тика	¹³¹ I терапия с хоспита- лизация	¹²³ I	¹²⁵ I in vitro	¹⁵³ Sm	¹⁷⁷ Lu
Годишен брой единични процедури	7000 генератора по 16 GBq	3.10 ⁸ пациента по 260 MBq	110 пациента по 740 MBq	3 пациента по 3700 MBq	10000 пациента по 185 MBq	30000 набора по 100 проби	2000 пациента по 3000 MBq	1160 пациента по 7000 MBq

От двете таблици се вижда, че необходимост от специална канализация в структурите по нуклеарна медицина се налага единствено там, където се прилага метаболитна терапия с ¹³¹I или се провеждат диагностични изследвания с ¹³¹I на повече от 100 пациента годишно.

Всички останали контролни стойности са значително над реалните годишни консумации на радиоактивни вещества и над реалния брой третирувани пациенти.



ДОЗОВИ КОЕФИЦИЕНТИ ЗА НЯКОИ РАДИОНУКЛИДИ
(ПЕРСОНАЛ)

ICRP Publications on Occupational Intakes of Radionuclides, (130, 134, 137, 141 и 151)
по препоръка EC2024/440 на Европейската комисия

Радионуклид	Инхалаторно	Перорално	Забележка
	Sv/Bq	Sv/Bq	
^3H	$2,0 \cdot 10^{-11}$	$5,1 \cdot 10^{-11}$	третирана вода, биогенетични форми
^{14}C	$1,7 \cdot 10^{-10}$	$1,6 \cdot 10^{-10}$	неспецифицирани форми
^{18}F	$7,8 \cdot 10^{-11}$	$4,8 \cdot 10^{-11}$	неспецифицирани форми
^{57}Co	$3,0 \cdot 10^{-9}$	$1,2 \cdot 10^{-10}$	неспецифицирани форми
^{60}Co	$6,2 \cdot 10^{-9}$	$3,2 \cdot 10^{-9}$	
^{90}Sr	$3,2 \cdot 10^{-8}$	$2,4 \cdot 10^{-8}$	хлорид, сулфат, карбонат
^{90}Y	$4,9 \cdot 10^{-10}$	$5,6 \cdot 10^{-10}$	разтворими форми
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	$8,6 \cdot 10^{-12}$	$1,4 \cdot 10^{-11}$	пертехнетат
^{125}I	$8,6 \cdot 10^{-7}$	$1,3 \cdot 10^{-8}$	натриев йодид
^{131}I	$1,1 \cdot 10^{-8}$	$1,6 \cdot 10^{-8}$	
^{134}Cs	$9,5 \cdot 10^{-9}$	$1,4 \cdot 10^{-8}$	хлорид, нитрат, сулфат
^{137}Cs	$9,3 \cdot 10^{-9}$	$1,4 \cdot 10^{-8}$	
^{153}Sm	$2,1 \cdot 10^{-10}$	$8,7 \cdot 10^{-11}$	водоразтворими, хлориди, цитрати
^{177}Lu	$2,1 \cdot 10^{-10}$	$3,5 \cdot 10^{-11}$	водоразтворими, хлориди, цитрати