

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение
высшего профессионального образования
«Пензенский государственный университет
архитектуры и строительства»
(ПГУАС)

В.А. Щепетова

РАДИАЦИОННАЯ ЭКОЛОГИЯ

Рекомендовано Редсоветом университета
в качестве учебного пособия для студентов
направления 20.03.01 «Техносферная безопасность»

Пенза 2015

УДК 504:539.16(075.8)

ББК 20.1+22.383я73

Щ56

Рецензенты: кандидат технических наук, доцент
ФГБОУ ПензГТУ З.А. Бочкарева;
ст. преподаватель кафедры ИЭ ФГОУ
ВПО ПГУАС И.Н. Симонова

Щепетова В.А.

Щ56 Радиационная экология: учеб. пособие / В.А. Щепетова. – Пенза:
ПГУАС, 2015. – 136 с.

Рассмотрены основные понятия радиохимии, проблемы радиоактивного загрязнения окружающей среды, связанные не только с естественными источниками, но и с интенсивным использованием атомной энергетики. Освещены вопросы нормирования, экологического контроля и мониторинга окружающей среды при воздействии ионизирующих излучений.

Учебное пособие подготовлено на кафедре «Инженерная экология» и предназначено для студентов, обучающихся по направлению 20.03.01 «Техносферная безопасность», при изучении дисциплины «Радиационная экология».

© Пензенский государственный университет
архитектуры и строительства, 2015

© Щепетова В.А., 2015

ПРЕДИСЛОВИЕ

Современный выпускник направления «Техносферная безопасность» должен обладать определенным комплексом специальных знаний, определенным уровнем экологического мировоззрения и мышления, который позволит анализировать и оценивать антропогенное влияние производственной деятельности на окружающую среду.

Дисциплина «Радиационная экология» является составной частью подготовки выпускника по направлению 20.03.01 «Техносферная безопасность», формирующая представление о необходимости экологической безопасности в связи активным использованием ионизирующих излучений. В результате изучения дисциплины студент должен иметь представления о(об):

- основах радиохимии;
- основных источниках ионизирующего излучения;
- распространении радионуклидов в окружающей среде и воздействии их на организм человека;
- основных принципах и средствах измерения ионизирующих излучений;
- принципах нормирования качества окружающей среды и т.д.

Особое место в современном мире приобретает целенаправленное распространение социально-экологических знаний через систему высшего образования. Знакомство с дисциплиной «Радиационная экология», как с самостоятельным научным направлением поможет студентам сформировать свою точку зрения на экологические проблемы человечества и найти пути их решения в непростой экологической обстановке.

В результате освоения дисциплины у студента должны быть сформированы следующие общекультурные и профессиональные компетенции:

- владение компетенциями сохранения здоровья (знание и соблюдение норм здорового образа жизни; физическая культура) (ОК-1);
- владение культурой безопасности и рискориентированным мышлением, при котором вопросы безопасности и сохранения окружающей среды рассматриваются в качестве важнейших приоритетов в жизни и деятельности (ОК-7);
- способность к абстрактному и критическому мышлению, исследованию окружающей среды для выявления ее возможностей и ресурсов, способность к принятию нестандартных решений и разрешению проблемных ситуаций (ОК-11);
- способность проводить измерения уровней опасностей в среде обитания, обрабатывать полученные результаты, составлять прогнозы возможного развития ситуации (ПК-11);
- способность анализировать механизмы воздействия опасностей на

человека, определять характер взаимодействия организма человека с опасностями среды обитания с учетом специфики механизма токсического действия вредных веществ, энергетического воздействия и комбинированного действия вредных факторов (ПК-12).

Таким образом, учебное пособие ориентировано на студентов направления 20.03.01 «Техносферная безопасность». В нем представлены основы радиохимии, рассмотрены виды ионизирующего излучения и его источники и распределение их в окружающей среде. Особое внимание в учебном пособии уделено нормированию, контролю за загрязнением окружающей среды радионуклидами. Кроме того, в учебном пособии описаны типы ядерных реакторов, рассмотрены санитарные правила работы с радиоактивными веществами. В конце каждого раздела предусмотрены контрольные вопросы для наилучшего усвоения материала.

1. ПРЕДМЕТ И ЗАДАЧИ РАДИАЦИОННОЙ ЭКОЛОГИИ

Радиационная экология – наука, изучающая закономерности накопления и миграции радионуклидов в биосфере и экосистеме и действие их на биоценозы. В прикладном плане радиационная экология изучает принципы эффективного радиационного и экологически безопасного ведения жизнедеятельности человека на территориях, подвергающихся радиационному загрязнению. Развитие радиационной экологии как дисциплины связано: с проведением ядерных испытаний, сопровождающихся выпадением продуктов мгновенного деления, включающихся в биологический круговорот с участием животных, растений и человека; интенсивным развитием ядерной энергетики; использованием радиационных технологий в различных областях промышленности; последствием радиационных аварий и глобальных катастроф; хранением, переработкой и утилизацией отработанных ядерных отходов.

Из всех видов антропогенного загрязнения окружающей среды (ОС): химического, биологического, электромагнитного и инфразвукового, вибрационного, шумового, теплового загрязнения, загрязнения синтетическими веществами и других – радиационное загрязнение остается самым сложным для восприятия и понимания. Это связано со следующими причинами:

- 1) сложные физические и химические процессы, происходящие на уровне ядра, атома или молекулы;
- 2) своеобразные многочисленные единицы измерения радиоактивности;
- 3) отсутствие или недоработанные требования и нормы воздействия на население и окружающую среду;
- 4) неопределенность последствий облучения организма малыми дозами и т.д.

Радиационное загрязнение биосферы является одним из важнейших видов воздействия на человека и на ОС. Оно может быть вызвано испытанием ядерного оружия – ядерными взрывами; утечкой в результате аварий на предприятиях по производству и обогащению ядерного топлива, при транспортировке ядерных материалов; при захоронении ядерных отходов, при добыче радиоактивных руд т.д.

Быстрое развитие ядерной энергетики и активное внедрение источников ионизирующего излучения (ИИ) в различных областях науки, техники и народного хозяйства создали потенциальную угрозу радиоактивной опасности для человека и загрязнения ОС радиоактивными веществами. Для проведения оценки этой опасности необходимо четкое представление о масштабах загрязнений ОС, о реальных механизмах действия радиации, последствиях и существенных мерах защиты.

Поэтому основными задачами радиационной экологии являются:

- исследование путей распространения радиоактивных изотопов в экосистемах;
- воздействие радиации на биосистему;
- исследование длительного воздействия на живые организмы малых доз радиации и прогнозирование отдаленных последствий;
- изучение выживания и адаптации биоценоза в условиях хронического облучения радиацией;
- радиозэкологический мониторинг – наблюдение за изменением состояния окружающей среды под действием радиации;
- решение проблем с захоронением, транспортировкой и утилизацией радиоактивных отходов;
- вопросы защиты от ионизирующих излучений, контроля объектов и оповещения населения о повышенной радиационной опасности заряженных местностей;
- решение экологических проблем ядерной энергетики и снятия с эксплуатации атомных электростанций (АЭС).

Контрольные вопросы

1. Что изучается радиационная экология?
2. В чем заключается сложность в изучении механизмов распространения радионуклидов?
3. Что представляет собой радиационный мониторинг?
4. Перечислите основные задачи радиационной экологии.
5. Назовите возможные пути попадания радионуклидов в окружающую среду.

2. ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ И ЗАКОНЫ РАДИОХИМИИ

2.1. История открытия радиоактивности

Радиоактивностью было названо явление испускания некоторыми элементами излучения, способного проникать через вещества, ионизировать воздух, вызывать почернение фотографических пластинок.

Открытие радиоактивности было связано с открытием Рентгена. Некоторое время думали, что это один и тот же вид излучения. Конец XIX в. был богат на открытия различного рода не известных до того «излучений». В 1880-е английский физик Джозеф Джон Томсон приступил к изучению элементарных носителей отрицательного заряда, в 1891 ирландский физик Джордж Джонстон Стони (1826–1911) назвал эти частицы электронами. Наконец, в декабре Вильгельм Конрад Рентген сообщил об открытии нового вида лучей, которые он назвал X-лучами. До сих пор в большинстве стран они так и называются, но в Германии и России принято предложение немецкого биолога Рудольфа Альберта фон Кёлликера (1817–1905) называть лучи рентгеновскими. Эти лучи возникают, когда быстро летящие в вакууме электроны (катодные лучи) сталкиваются с препятствием. Было известно, что при попадании катодных лучей на стекло, они испускают видимый свет – зеленую люминесценцию. Рентген обнаружил, что одновременно от зеленого пятна на стекле исходят какие-то другие невидимые лучи. Это произошло случайно: в темной комнате светился находящийся экран, покрытый тетрациано платинатом бария $Ba[Pt(CN)_4]$ (раньше его называли платиносинеродистым барием). Это вещество дает яркую желто-зеленую люминесценцию под действием ультрафиолетовых, а также катодных лучей. Но катодные лучи на экран не попадали и, более того, когда прибор был закрыт черной бумагой, экран продолжал светиться. Вскоре Рентген обнаружил, что излучение проходит через многие непрозрачные вещества, вызывает почернение фотопластинки, завернутой в черную бумагу или даже помещенной в металлический футляр. Лучи проходили через очень толстую книгу, через еловую доску толщиной 3 см, через алюминиевую пластину толщиной 1,5 см. Рентген понял возможности своего открытия: «Если держать руку между разрядной трубкой и экраном, – писал он, – то видны темные тени костей на фоне более светлых очертаний руки». Это было первое в истории рентгеноскопическое исследование.

Открытие Рентгена мгновенно облетело весь мир. В канун 1896 в книжном магазине одного немецкого города была выставлена фотография кисти руки. На ней были видны кости живого человека, а на одном из пальцев – обручальное кольцо. Это была снятая в рентгеновских лучах фотография кисти жены Рентгена. Первое сообщение Рентгена о новом роде

лучей было опубликовано в «Отчетах Вюрцбургского физико-медицинского общества» 28 декабря оно было немедленно переведено и опубликовано в разных странах. Выходящий в Лондоне самый известный научный журнал «Nature» («Природа») опубликовал статью Рентгена 23 января 1896.

Открытие Рентгена вскоре привело к не менее выдающемуся открытию. Его сделал в 1896 французский физик Антуан Анри Беккерель. 20 января 1896 на заседании Академии физик и философ Анри Пуанкаре рассказал об открытии Рентгена и продемонстрировал сделанные рентгеновские снимки руки человека. Пуанкаре высказал предположение, что эти лучи связаны с люминесценцией и, возможно, всегда возникают одновременно с этим видом свечения, так что, вероятно, можно обойтись и без катодных лучей. Свечение веществ под действием ультрафиолета – флуоресценция или фосфоресценция (в XIX в. не было строгого разграничения этих понятий) было знакомо Беккерелю: ею занимались и его отец Александр Эдмонд Беккерель (1820–1891), и дед Антуан Сезар Беккерель (1788–1878) – оба физики; физиком стал и сын Антуана Анри Беккереля – Жак.

Беккерель решил проверить, связаны ли лучи Рентгена с флуоресценцией. Яркой желто-зеленой флуоресценцией обладают некоторые соли урана, например, уранилнитрат $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$. Такие вещества были в лаборатории Беккереля, где он работал. С препаратами урана работал еще его отец, который показал, что после прекращения действия солнечного света их свечение исчезает очень быстро – менее чем за сотую долю секунды. Однако никто не проверял, сопровождается ли это свечение испусканием каких-то других лучей, способных проходить сквозь непрозрачные материалы, как это было у Рентгена. Именно это, после доклада Пуанкаре, решил проверить Беккерель. 24 февраля 1896 на еженедельном заседании Академии он рассказал, что если брать фотопластинку, завернутую в два слоя плотной черной бумаги, класть на нее кристаллы двойного сульфата калия-уранила $\text{K}_2\text{UO}_2(\text{SO}_4)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ и выставлять все это на несколько часов на солнечный свет, то после проявления фотопластинки на ней можно видеть несколько размытый контур кристаллов. Если между пластинкой и кристаллами поместить монету или вырезанную из жести фигуру, то после проявления на пластинке появляется четкое изображение этих предметов.

Все это могло свидетельствовать о связи флуоресценции и рентгеновского излучения. Недавно открытые X-лучи можно получать намного проще – без катодных лучей и необходимых для этого вакуумной трубки и высокого напряжения, но надо было проверить, не оказывается ли, что урановая соль, нагреваясь на солнце, выделяет какой-то газ, который проникает под черную бумагу и действует на фотоэмульсию. Чтобы исключить эту возможность, Беккерель проложил между урановой солью и фо-

топластинкой лист стекла – она все равно засветилась. «Отсюда, – заключил свое краткое сообщение Беккерель, – можно сделать вывод о том, что светящаяся соль испускает лучи, которые проникают через не прозрачную для света черную бумагу и восстанавливают серебряные соли в фотопластинке». Пуанкаре оказался прав, что X-лучи Рентгена можно получить совсем другим способом.

Беккерель начал ставить множество опытов, чтобы лучше понять условия, при которых появляются лучи, засвечивающие фотопластинку, и исследовать свойства этих лучей. Он помещал между кристаллами и фотопластинкой разные вещества – бумагу, стекло, пластинки алюминия, меди, свинца разной толщины. Результаты получались те же, что и у Рентгена, что также могло служить доводом в пользу сходства обоих излучений. Помимо прямого солнечного света Беккерель освещал соль урана светом, отраженным зеркалом или преломленным призмой. Он получил, что результаты всех прежних опытов никак не были связаны с солнцем; имело значение лишь то, как долго урановая соль находилась вблизи фотопластинки. На следующий день Беккерель доложил об этом на заседании Академии, но вывод он, как потом выяснилось, сделал неверный: он решил, что соль урана, хотя бы раз «заряженная» на свету, способна потом сама длительное время испускать невидимые проникающие лучи.

Беккерель опубликовал на эту тему девять статей, в одной из них он писал: «Разные соли урана были помещены в толстостенный свинцовый ящик... Защищенные от действия любых известных излучений, эти вещества продолжали испускать лучи, проходящие через стекло и черную бумагу..., через восемь месяцев».

Эти лучи исходили от любых соединений урана, даже от тех, которые не светятся на солнце. Еще более сильным (примерно в 3,5 раза) оказалось излучение металлического урана. Стало очевидным, что излучение хотя и похоже по некоторым проявлениям на рентгеновское, но обладает большей проникающей способностью и как-то связано с ураном, так что Беккерель стал называть его «урановыми лучами».

Беккерель обнаружил также, что «урановые лучи» ионизируют воздух, делая его проводником электричества. Практически одновременно, в ноябре 1896, английские физики Дж. Дж. Томсон и Эрнест Резерфорд обнаружили ионизацию воздуха и под действием рентгеновских лучей. Для измерения интенсивности излучения Беккерель использовал электроскоп, в котором легчайшие золотые листочки, подвешенные за концы и заряженные электростатически, отталкиваются и их свободные концы расходятся. Если воздух проводит ток, заряд с листочков стекает и они опадают – тем быстрее, чем выше электропроводность воздуха и, следовательно, больше интенсивность излучения.

Оставался вопрос, каким образом вещество испускает непрерывное и не ослабевающее в течение многих месяцев излучение без подвода энергии от внешнего источника. Сам Беккерель писал, что не в состоянии понять, откуда уран получает энергию, которую он непрерывно излучает. По этому поводу выдвигались самые разные гипотезы, иногда довольно фантастические. Например, английский химик и физик Уильям Рамзай писал: «... физики недоумевали, откуда мог бы взаться неисчерпаемый запас энергии в солях урана. Лорд Кельвин склонялся к предположению, что уран служит своего рода западней, которая улавливает не обнаруживаемую лучистую энергию, доходящую до нас через пространство, и превращает ее в такую форму, в виде которой она делается способной производить химические действия».

Беккерель не мог ни принять эту гипотезу, ни придумать что-то более правдоподобное, ни отказаться от принципа сохранения энергии. Кончилось тем, что он вообще на некоторое время бросил работу с ураном и занялся расщеплением спектральных линий в магнитном поле. Этот эффект был обнаружен почти одновременно с открытием Беккереля молодым голландским физиком Питером Зеemanом и объяснен другим голландцем – Хендриком Антоном Лоренцем.

Мария Кюри-Складовская установила, что радиоактивностью обладают и соединения тория. В 1898 г. она вместе со своим супругом, французским физиком Пьером Кюри, открыла в составе урановых руд два новых радиоактивных элемента, названных по ее предложению полонием и радием. Новые элементы оказались гораздо более мощными источниками радиоактивного излучения, чем уран и торий.

Исследованиями супругов Кюри и английского физика Э. Резерфорда было установлено, что радиоактивное излучение неоднородно: под действием магнитного поля оно разделяется на три пучка, один из которых не изменяет своего направления, а два других отклоняются в противоположные стороны.

Лучи, не отклоняющиеся в магнитном поле и не несущие электрический заряд называются γ -лучами. Противоположные направления наблюдаемых отклонений свидетельствуют о том, что в состав одного пучка входят отрицательно заряженные частицы, которые называются β -лучами, в состав другого пучка входят положительно заряженные частицы, которые называются α -лучами.

На этом закончился первый этап исследования радиоактивности. Альберт Эйнштейн сравнил открытие радиоактивности с открытием огня, так как считал, что и огонь и радиоактивность – одинаково крупные вехи в истории цивилизации.

2.2. Состав и характеристики атомного ядра

Из истории физики известно, что впервые атомное ядро было открыто Резерфордом в 1911 году в результате наблюдения над рассеянием альфа-частицы (сокращенно α -частица). *Атомное ядро* представляет собой центральную массивную часть атома, состоящую из протонов и нейтронов, называемых **нуклонами**. В ядре сосредоточена вся масса атома $\approx 99,95\%$, размер ядра составляет порядка $\sim 10^{-15} \dots 10^{-14}$ м.

Протон был открыт Резерфордом в 1919 году. Масса протона (p) равна $1,672 \cdot 10^{-27}$ кг. Так как значение массы протона очень малó, в атомной физике вместо единиц измерения в килограммах (кг) используют внесистемные единицы измерения, такие, как мегаэлектрон-вольт (МэВ) – энергетическая характеристика – и атомные единицы масс (а.е.м.). Одна а.е.м. равна массе изотопа углерода ${}^6\text{C}^{12}$, деленная на 12, т.е. $1 \text{ а.е.м.} = \frac{m_{\text{C}^{12}}}{12} = 1,6582 \cdot 10^{-27}$ кг.

В электрон-вольтах 1 а.е.м. составляет 931,44 МэВ.

Масса протона в а.е.м., эВ составляет $m_p = 1,672 \cdot 10^{-27}$ кг = 1,007 28 а.е.м. = 938,3 МэВ. Заряд протона $q_p = 1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл.

Кулон (Кл) – единица измерения электрического заряда. Протон – стабильная частица, время ее жизни более 10^{36} лет.

Другая составная частица ядра – нейтрон (n) – открыт в 1932 г. английским физиком Чедвиком. Масса нейтрона $m_n = 939,6$ МэВ. Заряд $q_n = 0$. Время жизни $\tau = 15$ мин.

Нейтрон – нестабильная частица, ее распад происходит по схеме $n \rightarrow p + e + \bar{\nu}$, где p – протон, e – электрон, $\bar{\nu}$ – антинейтрино.

Одной из важнейших характеристик атомного ядра является Z – зарядовое число, определяющее количество протонов (p) в ядре, порядковый номер химического элемента в таблице Менделеева и заряд ядра в относительных единицах. Заряд ядра находят по формуле $q_{\text{я}} = Z \cdot e$.

Массовое число (A) определяет число протонов и нейтронов (n) в ядре и массу ядра в атомных единицах масс.

Таким образом, чтобы установить число нейтронов в ядре используют формулу $N = A - Z$.

Символически любое атомное ядро обозначается ${}_Z\text{X}^A$.

Например, атомное ядро азота ${}_8\text{O}^{16}$, внизу слева цифра «8» показывает число протонов в ядре и порядковый номер в таблице Д.И. Менделеева, а «16» – число протонов и нейтронов в ядре.

Ядра с одинаковым массовым числом называют **изобарами**. Например, ядра аргона и кобальта (${}_{18}\text{Ar}^{40}$, ${}_{20}\text{Co}^{40}$) имеют одинаковые массовые числа $A = 40$.

Ядра с одинаковым зарядовым числом Z , но разными массовыми числами A называют **изотопами**. Например, изотопы ядер кислорода (${}_8\text{O}^{16}$, ${}_8\text{O}^{17}$, ${}_8\text{O}^{18}$) имеют одинаковое зарядовое число $Z = 8$ и разные массовые числа $A = 16; 17; 18$ соответственно.

Ядра с одинаковым числом нейтронов называются **изотонами**. Например, ядра углерода и азота (${}_6\text{C}^{13}$, ${}_7\text{N}^{14}$) имеют одинаковое число нейтронов $N = 7$.

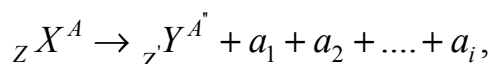
Ядра с одинаковыми A и Z , но различающиеся периодом полураспада называются **изомерами**. Например, радиоактивные ядра брома (${}_{35}\text{Br}^{80}$) различаются тем, что одни ядра распадаются через 18 минут, а другие – через 4,4 часа.

Совокупность ядер, идентичных по своему составу, называют **нуклидами**. В настоящее время их насчитывается около 2000, из них $\sim 1/5$ часть – устойчивы, остальные – неустойчивы. В природе встречаются химические элементы с зарядовым числом Z от 1 до 92. Исключением является химический элемент технеций (Tc) с $Z = 43$, который получен искусственным путем. Химические элементы с зарядовым числом от 93 до 118 также получены искусственно. Радиус любого атомного ядра, см, определяют по формуле $R_{\text{я}} = 1,3 \cdot 10^{-13} \cdot A^{1/3}$.

2.3. Естественная и искусственная радиоактивность

Радиоактивностью называют самопроизвольное превращение неустойчивых изотопов одного химического элемента в изотопы другого элемента, сопровождающееся испусканием некоторых частиц. Ядра, подверженные распаду, называют **радиоактивными**, не подверженные – **стабильными**.

В процессе распада у ядра могут измениться массовое (A) и зарядовое (Z) числа:



где a_i – некоторые частицы, вылетающие в процессе распада.

Процессы радиоактивных превращений протекают у разных изотопов с различной скоростью. Эта скорость характеризуется **постоянной радиоактивного распада**, показывающей, какая часть общего числа атомов радиоактивного изотопа распадается в 1 с. Чем больше радиоактивная постоянная, тем быстрее распадается изотоп.

Изучение процессов радиоактивного распада показало, что *количество атомов радиоактивного изотопа, распадающихся в единицу времени, пропорционально имеющемуся в данный момент общему количеству атомов этого изотопа*. Другими словами, всегда распадается одна и та же часть имеющегося числа атомов. Таким образом, если в течение некоторого вре-

мени разложилась половина имевшегося радиоактивного изотопа, то в следующий такой промежуток времени разложится половина остатка, т.е. вдвое меньше, еще в следующий – вдвое меньше, чем предыдущий, и т.д.

Необходимым и не всегда достаточным условием радиоактивного распада является его энергетическая выгодность, то есть масса радиоактивного материнского ядра должна быть больше суммы масс дочернего ядра и частиц, вылетающих при распаде.

Всякий радиоактивный процесс, протекающий при $Q > 0$, называется **экзотермическим**, а при $Q < 0$ – **эндотермическими**.

Различают естественную и искусственную радиоактивность. Между ними не существует различий. Не все нестабильные ядра являются радиоактивными. На практике к радиоактивным относятся ядра, время жизни которых может быть измерено современными радиотехническими средствами (10^{18} с до 10^{25} лет).

Радиоактивность – процесс статистический: одинаковые ядра распадаются за различное время (протекает изомерный процесс).

Естественная радиоактивность – радиоактивность, наблюдающаяся у существующих в природе неустойчивых изотопов.

Искусственная радиоактивность – радиоактивность, которая наблюдается у изотопов, полученных в результате ядерных реакций. Искусственное радиоактивное ядро может быть получено путем бомбардировки стабильных ядер частицами. Например, β -радиоактивное ядро ${}_6\text{C}^{14}$ получается при бомбардировке нейтроном ядра ${}_7\text{N}^{14}$, т.е. ${}_7\text{N}^{14} + {}_0n^1 \rightarrow {}_6\text{C}^{14} + {}_1p^1 + Q$;
 ${}_Z\text{X}^A \rightarrow {}_Z\text{Y}^A + a_1 + a_2 + \dots + a_i$.

В 1933 г. Ирен Кюри и Фредерик Жолио-Кюри обнаружили, что некоторые легкие элементы – бор, магний, алюминий – при бомбардировке их α -частицами испускают позитроны. Они же установили, что если убрать источник α -частиц, то испускание позитронов прекращается не сразу, а продолжается еще некоторое время. Это значит, что при бомбардировке α -частицами образуются какие-то радиоактивные атомы, обладающие определенной продолжительностью жизни, которые были позитронами. Таким образом, была открыта искусственная радиоактивность.

В настоящее время искусственно получены сотни радиоактивных изотопов химических элементов. Раздел химии, изучающий радиоактивные элементы и их поведение, называется радиохимией.

Так, в 1937 г. впервые был искусственно получен неизвестный до этого элемент с порядковым номером 43, занявший соответствующее место в периодической системе и получивший название *технеций* (Tc).

Существуют различные типы радиоактивности, которые представлены в табл. 1.

Основные типы радиоактивности

Тип превращения	ΔZ	ΔA	Процесс	Взаимодействие	Первооткрыватель
α -распад	-2	-4	${}_Z X^A \rightarrow {}_{Z-2} Y^{A-4} + {}_2 \alpha^4$	$S + E$	Резерфорд, 1899 г.
	+1	0	${}_Z X^A \rightarrow {}_{Z+1} Y^A + \beta^- + \tilde{\nu}$	W	Резерфорд, 1899 г.
β^+ -распад	-1	0	${}_Z X^A \rightarrow {}_{Z-1} Y^A + \beta^+ + \nu$	W	Кюри, 1934 г.
К-захват	-1	0	${}_Z X^A + e^- \rightarrow {}_{Z-1} Y^A + \nu$	W	Альварес, 1937 г.
γ -излучение	0	0	${}_Z X^A \rightarrow {}_Z Y^A + \gamma$	E	Виллард, 1900 г.
Спонтанное деление	$Z/2$	$A/2$	${}_Z X^A \rightarrow {}_Z Y^A + {}_{Z-Z} Y^{A-A}$	$S + E$	Флеров, Петражек, 1940 г.
Протонное	-1	-1	${}_Z X^A \rightarrow {}_{Z-1} Y^{A-1} + p$	$S + E$	Черни и др., 1970 г.
Двух протонное	-2	-2	${}_Z X^A \rightarrow {}_{Z-2} Y^{A-2} + p + p$	$S + E$	Черни и др., 1983 г.
Нейтронное	0	-1	${}_Z X^A \rightarrow {}_Z Y^{A-1} + n$	—	—

Примечание. E – сильное взаимодействие; W – слабое взаимодействие; S – электромагнитное взаимодействие.

2.4. Закон радиоактивного распада

Закон радиоактивного распада – физический закон, описывающий зависимость интенсивности радиоактивного распада от времени и количества радиоактивных атомов в образце. Открыт Фредериком Содди и Эрнестом Резерфордом, каждый из которых впоследствии был награжден Нобелевской премией. Они обнаружили его экспериментальным путём и опубликовали в 1903 году в работах «Сравнительное изучение радиоактивности радия и тория» и «Радиоактивное превращение», сформулировав следующим образом: *во всех случаях, когда отделяли один из радиоактивных продуктов и исследовали его активность независимо от радиоактивности вещества, из которого он образовался, активность при всех исследованиях уменьшалась со временем по закону геометрической прогрессии.*

Из чего с помощью теоремы Бернулли учёные сделали вывод: *скорость превращения всё время пропорциональна количеству систем, еще не подвергнувшихся превращению.*

При самопроизвольном радиоактивном распаде интенсивность распада со временем уменьшается. Это связано с тем, что с течением времени уменьшается первоначальное число радиоактивных ядер.

Этот закон основывается на двух предположениях:

- 1) постоянная распада не зависит от внешних условий;

2) число ядер, распадающихся за определенное время, пропорционально первоначальному числу ядер N_0 .

Тогда закон радиоактивного распада описывается формулой

$$N = N_0 \cdot e^{-\lambda t},$$

где λ – постоянная распада, с^{-1} ;

N – число не распавшихся ядер в момент времени t .

Постоянная распада $\lambda = \frac{dN}{Ndt}$ – это доля от общего числа ядер, распадающихся за единицу времени.

Время, за которое распадается половина из общего числа ядер, называют **периодом полураспада** ($T_{1/2}$), который связан с постоянной распада формулой

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}.$$

Период полураспада может быть как очень большим, так и очень маленьким (от долей секунды до многих миллиардов лет). Время, за которое число радиоактивных ядер уменьшается в e раз, называют **временем релаксации**, где e – основание натурального логарифма. Время релаксации связано с постоянной распада следующим соотношением

$$\lambda = \frac{1}{T}.$$

Если происходит цепочка радиоактивных распадов и за время dt из общего числа материнских ядер (N_m) распадается dN_m ядер, то есть $dN_m = N_m \cdot \lambda_m \cdot dt$, и за то же время распадается dN_g (дочерних ядер), т.е. $dN_g = N_g \lambda_g dt$, то при радиоактивном равновесии выполняется следующее условие: $dN_m = dN_g$, или $\lambda_m \cdot N_m = \lambda_g \cdot N_g$, называемое **вековым уравнением**.

Так как $T_{1/2} \sim 1/\lambda$, то вековое уравнение можно представить в следующем виде:

$$\frac{\lambda_g}{\lambda_m} = \frac{N_m}{N_g}.$$

Или вековое уравнение можно записать следующим образом:

$$\frac{\lambda_1}{\lambda_2} = \frac{N_2}{N_1} = \frac{T_2}{T_1},$$

Используя вековое уравнение, можно рассчитать возраст Земли и другие характеристики.

Массу радиоактивных ядер определяют по формуле

$$m = \frac{A \cdot T_{1/2} \cdot \mu}{N_A \cdot 0,693},$$

где A – атомная масса;

μ – молярная масса;

N_A – число Авогадро.

Для оценки *степени радиоактивности* изотопа используют специальную величину, называемую **активностью**. Величина, равная числу распада ядер за единицу времени, называется **активностью** и рассчитывается по формуле

$$a = \frac{dN}{dt} = \lambda \cdot N = \frac{0,693N}{T}.$$

Единица измерения активности в СИ – *беккерель* (Бк), 1 Бк соответствует одному акту распада в секунду. На практике более употребительна внесистемная единица активности – *кюри* (Ки), равная активности 1 г ^{226}Ra : 1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк.

Число атомов радиоактивного изотопа (N) выражают через его массу m и молярную массу μ :

$$N = \frac{m \cdot N_A}{\mu}.$$

Активность изменяется с течением времени по закону:

$$a = a_0 \cdot e^{-\lambda t}.$$

Используя предыдущие уравнения, расчет активности может принять следующий вид:

$$a = \frac{\lambda \cdot N_A \cdot m}{\mu} = \frac{0,693 \cdot m \cdot N_A}{\mu \cdot T}.$$

В качестве характеристики изотопа используют его удельную активность ($A_{\text{уд}}$), которая равна активности единицы массы данного радиоактивного вещества:

$$A_{\text{уд}} = \frac{a}{m}.$$

Удельная активность рассчитывается по формуле

$$A_{\text{уд}} = \frac{\lambda \cdot N_A}{\mu} = \frac{0,693 \cdot N_A}{\mu \cdot T}.$$

Периоды полураспада некоторых ядер, распространенных в экосистемах, представлены в табл. 2.

Т а б л и ц а 2

Периоды полураспада некоторых элементов

Изотопы	Период полураспада $T_{1/2}$
Sr^{90}	28,6 лет
Cs^{137}	30,2 года
Pu^{239}	24390 лет
Ra^{226}	1620 лет
I^{131}	8,05 сут
K^{40}	$1,3 \cdot 10^9$ лет
U^{238}	$4,5 \cdot 10^9$ лет
C^{14}	5570 лет

Контрольные вопросы

1. Рассмотрите опыт Рентгена.
2. Дайте характеристику открытию Беккереля.
3. Какой вклад в развитие радиохимии внесла Мария Кюри-Складовская?
4. Что представляет собой атомное ядро?
5. Дайте характеристику (масса, заряд, время жизни) протону.
6. Дайте характеристику (масса, заряд, время жизни) нейтрону.
7. Что представляет собой зарядовое и массовое число?
8. Дайте определение понятию «изобары».
9. Дайте определение понятию «изотопы».
10. Дайте определение понятию «изотоны».
11. Дайте определение понятию «изомеры».
12. Что называется нуклидами?
13. Дайте определение понятию «радиоактивность».
14. Постоянная радиоактивного распада это –
15. Что представляет собой естественная и искусственная радиоактивность?
16. Перечислите и запишите условные уравнения основных типов радиоактивности.
17. В чем суть радиоактивного распада?
18. Что называют периодом полураспада, постоянной распада, временем релаксации, активностью ядер?

3. ИОНИЗИРУЮЩЕЕ ИЗЛУЧЕНИЕ. ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Ионизирующее излучение (ИИ) – потоки фотонов, элементарных частиц или осколков деления атомов, способные ионизировать вещество. Таким излучением являются потоки электронов, позитронов, протонов, дейтронов, α -частиц и других заряженных частиц, а также потоки нейтронов, рентгеновского и γ -излучения. Понятие ИИ не включает в себя видимый свет и УФ-излучение. Инфракрасное излучение, излучение сантиметрового и радиодиапазонов не является ионизирующим, поскольку их энергии недостаточно для ионизации атомов и молекул в основном состоянии.

Наиболее значимы следующие типы ионизирующего излучения:

- Коротковолновое электромагнитное излучение (поток фотонов высоких энергий):

- рентгеновское излучение;
- гамма-излучение.

- Потоки частиц:

- бета-частиц (электронов и позитронов);
- альфа-частиц (ядер атома гелия-4);
- нейтронов;
- протонов, других ионов, мюонов и др.;
- осколков деления (тяжёлых ионов, возникающих при делении ядер).

Эти виды излучения характеризуются количеством высвобождаемой энергии и обладают соответственно разной проникающей способностью, оказывая различное влияние на ткани организмов. Кроме того, характеристиками ИИ являются: тип частиц; их энергия; направление распространения; интенсивность; энергетическое, пространственное и временное распределения.

В зависимости от состава излучения различают **однородное** и **смешанное** ИИ. Излучение, состоящее из частиц одного вида излучений, является однородным, из двух и более видов – смешанным.

Моноэнергетическое ИИ создается частицами с одинаковой энергией. Если энергия частиц различна, излучение является немонаэнергетическим. Так, β -излучение и тормозное излучение – примеры немонаэнергетического излучения. Примером моноэнергетического излучения может служить также вылет α -частицы определенной энергии при распаде радионуклидов.

По характеру распространения в пространстве выделяют **направленное** и **ненаправленное** излучения. Если в рассматриваемую точку пространства излучение приходит только по одному направлению, то такое излучение является **направленным**. Излучение, приходящее в рассматриваемую точку по нескольким направлениям, называется **ненаправленным**.

Вид ненаправленного излучения, не имеющего преимущественного направления распространения, принято называть **изотропным**. К направленному излучению относится, например, излучение точечного источника или пучка частиц из ускорителя, а к ненаправленному – рассеянное излучение.

При прохождении ИИ через вещество принято выделять две его составляющие: первичное и вторичное излучения.

Первичным называется излучение, состоящее из частиц, которые получены на ускорителе или из источников радиоактивного излучения.

Вторичным – излучение, образующееся при взаимодействии первичного излучения с веществом.

Для вторичного излучения характерны следующие особенности:

- интенсивность пропорциональна интенсивности первичного излучения;
- энергетическое и пространственное распределение частиц вторичного излучения не зависит от аналогичных характеристик первичного.

Примером вторичного излучения является тормозное излучение, образующееся при облучении мишени протонами.

ИИ в организме вызывает сложные физико-химические изменения и взаимодействия, модификацию важных молекул. Реакция на них может произойти немедленно или через десятилетия после облучения (гибель клеток, генетические аномалии, злокачественные опухоли и т.д.). Степень опасности радиационного воздействия зависит от типа излучения, величины энергии излучения, периода полураспада и от того, какая часть энергии излучения передастся тканям организма.

Источники ионизирующего излучения, в зависимости от природы происхождения могут быть природные или искусственные.

К природным источникам ионизирующего излучения относятся:

- спонтанный радиоактивный распад радионуклидов;
- термоядерные реакции, например на Солнце;
- индуцированные ядерные реакции в результате попадания в ядро высокоэнергетических элементарных частиц или слияния ядер;
- космические лучи.

Искусственные источники ионизирующего излучения:

- искусственные радионуклиды;
- ядерные реакторы;
- ускорители элементарных частиц (генерируют потоки заряженных частиц, а также тормозное фотонное излучение);
- рентгеновский аппарат как разновидность ускорителей, генерирует тормозное рентгеновское излучение.

3.1. Космическое излучение

Космическое излучение складывается из частиц, захваченных магнитным полем Земли, галактического космического излучения и корпускулярного излучения Солнца. В состав его входят: электроны (e), протоны (p), α -частицы и др.

Первичное космическое излучение (в основном это протоны – 91,3 % и альфа-частицы – 7 %) взаимодействует с атмосферой Земли, порождающей вторичное излучение. В результате на уровне моря образуется излучение, состоящее из мюонов, электронов и нейтронов. **Мюон** (от греческой буквы μ , использующейся для обозначения) в стандартной модели физики элементарных частиц — это неустойчивая элементарная частица с отрицательным электрическим зарядом и спином $\frac{1}{2}$. Поглощающая мощность дозы космического излучения на уровне моря ≈ 32 мГр/ч формируется в основном мюонами.

Для нейтронов мощность поглощающей способности составляет 0,8 нГр/ч, а мощность эквивалентной дозы – 2,4 мЗв/год. За счет космического излучения большинство населения получает дозу в год $\approx 0,35$ Зв/год.

Солнечная активность – комплекс явлений и процессов, связанных с образованием и распадом в солнечной атмосфере сильных магнитных полей. Одной из характеристик солнечной активности является солнечная вспышка. **Солнечные вспышки**, внезапный интенсивный выброс вещества и энергии с поверхности, обычно из активной области Солнца. *Стадия вспышки* характеризуется тем, что вспышка достигает максимума в течение нескольких минут, после чего постепенно затухает и исчезает примерно за час. Вспышки испускают излучения электромагнитного спектра, большей частью – электроны и протоны, меньше – нейтронов и атомных ядер. Вспышка может стать причиной выброса большого количества вещества. Достигая Земли, высокоэнергетичные частицы, испускаемые при вспышке, могут вызывать радиопомехи, магнитные бури и увеличение интенсивности полярных сияний. Хотя причина солнечных вспышек еще не до конца изучена, считается, что их происхождение связано с изменениями в магнитном поле Солнца. Солнечные вспышки представляют собой большую радиационную опасность во время космических полетов. Космическому внешнему облучению подвергается вся поверхность Земли. Интенсивность космического излучения зависит от солнечной активности, географического положения и высоты над уровнем моря.

Наиболее интенсивно оно на Северном и Южном полюсах, менее интенсивно – на экваторе. Причиной является магнитное поле Земли, которое отклоняет заряженные частицы космического излучения. Космические лучи, идущие от Солнца, в основном состоят из протонов и нейтронов и достигают Земли приблизительно через 15–20 минут после вспышки.

Величина дозы радиоактивного облучения, полученная человеком, зависит от географического местоположения, образа жизни, характера труда. Например, на высоте 8 км мощность эффективной дозы составляет 2 мкЗв/ч, при полете со скоростью звука – ≈ 50 мкЗв, что на 20 % больше, чем доза, получаемая пассажиром сверхзвукового самолета.

В результате ядерных реакций, происходящих в атмосфере, образуются радиоактивные ядра – космогенные радионуклиды (H^3 , Be^7 , C^{14} , Na^{22}), которые поступают вместе с пищей в организм человека.

Взрослый человек потребляет с пищей 95 кг/год C^{14} при средней активности на единицу массы углерода 230 Бк/кг. Суммарный вклад космических радионуклидов в индивидуальную дозу составляет ≈ 15 мкЗв/год.

3.2. Внешнее облучение от радионуклидов земного происхождения

Внешнее облучение создается радиоактивными веществами, находящимися вне организма, к которым можно отнести космические излучения, солнечную радиацию, излучения от различных радиоактивных горных пород земной коры и т.д.

На Земле сохраняется 23 долгоживущих элемента с периодом полураспада от 10^7 лет и выше (табл. 3).

Т а б л и ц а 3

Радиоактивные изотопы Земли

Радионуклид	Содержание в Земле	$T_{1/2}$, лет
Уран U^{238}	$3 \cdot 10^{-6}$	$4,5 \cdot 10^9$
Торий Th^{232}	$8 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^{10}$
Калий K^{40}	$3 \cdot 10^{-6}$	$1,3 \cdot 10^9$
Ванадий V^{50}	$4,5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{14}$
Рубидий Rb^{87}	$8,4 \cdot 10^{-5}$	$4,7 \cdot 10^{10}$
Индий In^{115}	$1 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{14}$
Лантан La^{138}	$1,6 \cdot 10^{-8}$	$1,1 \cdot 10^{11}$
Самарий Sm^{147}	$1,2 \cdot 10^{-6}$	$1,2 \cdot 10^{11}$
Лютеций Lu^{176}	$3 \cdot 10^{-8}$	$2,1 \cdot 10^{10}$

В процессе радиоактивного распада U , Th , Ac^{235} постепенно образуется 40 радиоактивных изотопов. Средняя эффективная эквивалентная доза внешнего облучения, которую человек получает за год от земных источников, составляет около 0,35 мЗв.

Уровень земной радиации различен в разных местах.

Так как человек большую часть своей жизни проводит в здании, то помимо природного радиоактивного излучения он испытывает и нагрузки от

техногенно измененной среды обитания и, в первую очередь, от строительных материалов, которые использованы при строительстве зданий.

Если человек находится в помещении, то доза внешнего облучения изменяется под влиянием двух факторов:

- экранирование внешнего облучения зданием;
- облучение за счет естественных радионуклидов, находящихся в материалах, из которых построено здание.

Наглядно о нагрузках на человека строительных материалов, из которых сделаны стены здания, можно судить по нижеприведенным данным. Например, при проживании в течение года в различных домах человек получает следующие дозы излучения от стен:

- в кирпичном доме — от 50 до 100 мбэр;
- в бетонном доме — от 70 до 100 мбэр;
- в деревянном доме — от 30 до 50 мбэр.

В табл. 4 приведены первичные источники радионуклидов естественного радиационного фона.

Т а б л и ц а 4

Первичные источники основных радионуклидов естественного радиационного фона

Порода литосферы и тип почвы	Концентрация, нКи/г (Бк/г), радионуклидов		
	K^{40}	U^{238}	Th^{232}
Граниты	27 (0,999)	1,6 (0,054)	2,2 (0,00081)
Сланцы	19 (0,703)	1,2 (0,00044)	1,2 (0,000044)
Песчаники	10 (0,57)	0,5 (0,00002)	0,3 (0,00001)
Известняки	2,4 (0,888)	0,75 (0,0028)	0,19 (0,000019)
Сероземы	18 (0,66)	0,85 (0,031)	1,3 (0,048)
Черноземы	11 (0,41)	0,58 (0,021)	0,97 (0,036)
Серые лесные	10 (0,37)	0,48 (0,017)	0,72 (0,027)
Подзолистые	4 (0,15)	0,24 (0,009)	0,33 (0,012)
Усредненные данные по литосфере	10 (0,37)	0,7 (0,026)	0,7 (0,026)
Типичный диапазон колебаний	3–20 (0,01–0,74)	0,3–1,4 (0,007–0,054)	0,2–1,3 (0,007–0,054)

В зависимости от концентрации изотопов (K^{40} , Ra^{226} , Th^{232}) в различных строительных материалах мощность дозы облучения в домах может изменяться от $4 \cdot 10^{-8}$ до $12 \cdot 10^{-8}$ Гр/ч. Таким образом, в среднем в кирпичных, каменных и бетонных зданиях она в два-три раза больше, чем в деревянных.

Радиоактивность материала может быть связана с его месторождением или получена дополнительно с использованием сырья из каменоломен, карьеров и т.п., расположенных вблизи зон техногенного радиационного загрязнения литосферы. Таким образом, радиационное загрязнение строи-

тельных материалов может быть обусловлено не только его происхождением, но и привнесением в него из окружающей среды радиоактивных веществ-загрязнителей. В каждом случае это отрицательное свойство можно диагностировать по химическому составу материала. Например, следует избегать применения строительных материалов, содержащих тяжелые металлы и др. Поэтому уже при проектировании нужно знать характеристики радиационной опасности материала и при выборе строительных материалов стараться избегать использования строительных материалов с высокими показателями радиационной активности, в первую очередь для жилых и общественных зданий.

Первичным геологическим источником радионуклидов являются верхние слои литосферы (граниты, сланцы, песчаники и др.), постоянное преобразование которых под действием микрофлоры почв, воды, воздуха, перепадов температур ведет к миграции излучателей в почву, растительный и животный мир.

Ведущим радионуклидным фоном, определяющим радиоактивность экосистемы при миграции, является элемент K^{40} – серебристо-белый металл. Содержание радиоактивного калия (K^{40} , K^{39} , K^{41}) составляет 0,0118 мас %. Удельная активность природного калия $8 \cdot 10^{-10}$ Ки/г или 29,6 Бк/г. В земной коре содержание радионуклидов составляет 3 мас % (27 пкКи/г); в вулканических известковых породах – 5,1; в почвах – 3,1 мас %. В рационе питания человека содержание калия колеблется от 1,5 до 4,5 г/сут (от 0,12 до 3,6 нКи). Наибольшее содержание K^{40} в бобовых культурах – до 370 Бк/г, наименьшее – в зерновых – до 75 Бк/г. Содержание K^{40} и Ra^{226} в основных продуктах питания приведено в табл. 5, в организме человека – в табл. 6.

Т а б л и ц а 5

Содержание K^{40} и Ra^{226} в основных пищевых продуктах

Продукт	K^{40} , нКи/г (Бк/г)	Ra^{226} , нКи/г (Бк/г)
Хлеб:		
черный	1,8 (66,6)	2,6 (0,096)
белый	0,8 (29,6)	2,5 (0,092)
Картофель	2,9 (107,3)	9,6 (0,035)
Капуста	2,2 (81,4)	1,7 (0,06)
Молоко	1,2 (44,4)	0,3 (0,01)
Говядина	2,7 (99,9)	0,1 (0,03)
Свинина	2,0 (74)	1,5 (0,05)
Сельдь	2,1(77,7)	3,4 (0,12)
Треска	2,8 (103,6)	4,0 (0,15)
Яйца, 10 шт.		1,5 (0,05)
Масло	0,1 (3,7)	0,3 (0,01)

Основными накопителями K^{40} в организме человека являются эритроциты, нервная ткань (головной мозг), мышечная ткань, печень, легкие, кости (см. табл. 6). Средняя мощность поглощенной дозы K^{40} составляет 170–190 мкГр (17–19 мрад/год). Вторым распространенным в земной коре, почве и воде радиоактивным нуклидом является уран-239 (U^{239}) с изотопами U^{235} и U^{234} , которые встречаются в минералах. Содержание урана в земной почвенной коре ~ 1015 т ($2,4 \cdot 10^{-4}$ %), в морской воде – 10^{10} т ($3,13 \cdot 10^{-7}$ %).

Фоновая удельная радиоактивность U в среде составляет 0,33 мКи. Суточное поступление урана в организм человека колеблется от 1 до 10 мкг, достигая 300 мкг в год. Содержание урана в мягких тканях 0,33–0,99 ФКи/г, а в костях 0,7–8,9 ФКи/г. Дозы излучений, полученные тканями, в среднем равны 8 мкГр/год (0,8 мрад/год).

Т а б л и ц а 6

Средняя концентрация, г/кг (числитель),
и активность, Бк/кг (знаменатель), K^{40} в организме человека

Объект исследования	Показатель	Объект исследования	Показатель
Тимус	0,6/18	Сердце	2,1/63
Кожа	0,8/24	Печень	2,5/75
Щитовидная железа	1,2/36	ЦНС	2,9/87
Кишечник	1,2/36	Головной мозг	3,0/90
Тонкий кишечник	1,3/39	Мышцы скелетные	3,0/90
Кровь	1,6/48	Эритроциты	3,4/102
Легкие	1,9/57	Селезенка	3,1/93
Семенники	2,0/60	Красный костный мозг	4,0/121

3.3. Внутреннее облучение от радионуклидов земного происхождения

Внутреннее облучение создается радиоактивными веществами, попавшими внутрь организма с воздухом, с водой и пищей. Наибольший вклад вносят K^{40} , Rb^{87} и нуклиды от распада U^{238} , Th^{232} .

Радионуклид	Период полураспада, $T_{1/2}$
Po^{210}	160 сут
Rn^{220}	54 с
Rn^{222}	3,8 сут
Ra^{226}	1620 лет

Средняя доза облучения за счет радионуклидов земного происхождения составляет 1,35 мЗв/год. Наибольший вклад (примерно 3/4 годовой дозы) дает тяжелый газ радон (Rn) и продукты его распада. Поступив в организм при вдохе, он вызывает облучение слизистых тканей легких. Большую часть дозы облучения от радона человек получает, находясь в закрытом непроветриваемом помещении. Причем концентрация радона в закрытом помещении в 8 раз выше, чем в воздухе за пределами этого помещения. Источниками радона являются строительные материалы, такие как гранит, пемза, кальций-силикатный, шлак и др. Источниками поступления радона в жилые помещения является вода и природный газ. Средняя годовая эффективная эквивалентная доза (мкЗв) внутреннего облучения у элементов соответственно составляет: K^{40} – 180 мкЗв; Po^{210} – 130 мкЗв; Rn^{222} – 900 мкЗв; Ra^{226} – 13 мкЗв; Rn^{220} – 170 мкЗв; Rb^{87} – 6 мкЗв.

Мощность излучения различных источников Rn (кБк/сут) следующая:

природный газ	3
вода	4
наружный воздух	10
строительные материалы и грунты	60

В разных странах доля домов, внутри которых концентрация Rn и его ядерных продуктов равна 10^3 – 10^4 Бк/см³, составляет приблизительно 0,01–0,10 %. Значительное число людей подвергается заметному облучению из-за высокой концентрации Rn внутри домов. Распад радиоактивного инертного газа (Rn) завершается образованием радиоактивных изотопов Po^{210} , Pb^{210} , которые поступают в организм человека как с аэрозолями воздуха, так и с продуктами питания – от 1 до 10 нКи/сут. В теле человека содержится от 100 до 400 нКи (0,37–1,48 Бк) Po^{210} столько же Pb^{210} . В организм курильщика с дымом табака дополнительно поступает до 80 мКи изотопов в год.

Содержание C^{14} в биосфере велико – $8,5 \cdot 10^{18}$ Бк, при этом в атмосфере – 1,6 %; в почве – 4 %; в верхних слоях океана – 2,2 %; в глубинных слоях – 92 %, в донных отложениях – 0,2 %. В организм человека C^{14} поступает с пищей и водой – 99 % и с воздухом – менее 1 %. Коэффициент усвояемости углерода равен единице.

Среднеудельная активность органических структур составляет 230 Бк/кг.

Кроме того, в организм человека поступает радиоактивный радий (Ra) – блестящий серебристый металл, быстро реагирующий с воздухом и водой. Радиоактивность Ra в осадочных и вулканических породах, в подпочвенных слоях земной коры колеблется от 0,5 до 1,3 нКи/г. Удельная активность большинства почв равна 1 нКи/г (10–10 масс в %), питьевой воды – от 0,01 до 6,0 нКи/г; воды океана – 0,007 нКи/г. Отмечено наибольшее содержание Ra, поступающее в организм человека с продуктами питания,

в нКи/год: с куриными яйцами – 91, с картофелем – до 110, с мясом птицы – 15.

В качестве удобрения в сельском хозяйстве ежегодно используется несколько десятков миллионов тонн фосфатов. Большинство разработанных в настоящее время фосфорных месторождений содержат U, и причем в высоких концентрациях. Содержащиеся в удобрениях радиоизотопы проникают из почвы в пищевые продукты и приводят к повышенной радиоактивности молока и др. Следовательно, эффективная доза от внутреннего облучения за счет естественных источников составляет 1,35 мЗв/год, что в среднем в два раза превышает дозу внешнего облучения (0,65). Суммарная доза внешнего и внутреннего облучения от естественных источников радиации составляет приблизительно 2 мЗв/год, а для отдельных контингентов населения она может быть более высокой.

3.4. Радиация от источников, созданных человеком

В результате деятельности человека во внешней среде появляются искусственные радионуклиды и источники излучения.

В природную среду стали поступать в больших количествах естественные радионуклиды, извлекаемые из недр Земли вместе с углем, газом, нефтью, минеральными удобрениями, строительными материалами (табл. 7). Сюда относятся геотермические электростанции, создающие в среднем выброс $4 \cdot 10^{14}$ Бк Rn²²² на 1 ГВт вырабатываемой энергии, фосфорные удобрения, содержащие Ra²²⁶, U²³⁸ до 70 Бк/кг и 400 Бк/кг в фосфате. Состав излучателей, входящих в фосфатные удобрения и участвующих в формировании дополнительных лучевых нагрузок на экосистему, приведен в табл. 8.

Ежегодное потребление фосфатных удобрений составляет $13 \cdot 10^6$ т. Наибольшую радиационную агрессивность имеют фосфат аммония и фосфоритная мука, активность которых превышает 50 Бк/кг (табл. 9).

Среднегодовые дозы, полученные от различных источников излучения, естественного радиационного фона (мБэр/год) составляют:

природный радиационный фон	200
строительные материалы	140
атомная энергетика	0,2
медицинские исследования	140
ядерные испытания	2,5
полеты в самолетах	0,5
бытовые предметы	4
телевизоры и ЭВМ/мониторы	0,1

Т а б л и ц а 7

Удельная активность Ra^{226} и Th^{232} в строительных материалах и внешние
лучевые нагрузки внутри жилья

Вид строительного материала	Удельная активность, Бк/кг		Внешняя лучевая нагрузка, мбэр/год
	Ra^{226}	Th^{232}	
Шлакобетон на основе квасцовых глинистых сланцев	320–2620	24–115	93–170
Фосфогипс	24–555	3–22	–
Летучая зола	110–610	74–320	–
Цемент	9–168	4–81	–
Наполнитель бетона (гравий, галька, щебень)	4–167	4–463	–
Кирпич	33–152	21–178	37–100
Черепица	63–91	32–64	–
Бетон	11–80	9–105	–
Известковый кирпич	6–25	4–29	–
Изоляционный материал	13–15	4,6–15	–
Штукатурка из природ- ного гипса	1–13	1–12	–
Дерево	0,3–0,5	0,2–1,2	21–50

Т а б л и ц а 8

Среднегодовое воздействие доз на население

Годовая эквивалентная доза	Воздействие от сжигания угля и нефти	Воздействие от фосфатных удобрений
Индивидуальная, мбэр	0,02	0,04
Популяционная, Зв·чел.	2000	1950

Уголь, сжигаемый в жилых домах и на теплоэлектростанциях, содержит естественные радионуклиды: K^{40} , Th^{232} , U^{238} . Официально содержание радионуклидов в угле принято равным для K^{40} – 50 Бк/кг; U^{238} – 20 Бк/кг; Th^{232} – 10 Бк/кг. В реальных топливах концентрация излучателей достигает 320–520 Бк/кг (по урану). На планете ежегодно сжигается $3,7 \cdot 10^9$ т угля, это примерно 0,02 % естественных лучевых нагрузок на население планеты в целом, преимущественно на жителей городов. Сжигание углеводородных топлив дополняет аэрозольный состав воздуха в городах C^{14} и K^{40} .

Т а б л и ц а 9

Содержание естественных радионуклидов
в фосфатных удобрениях Ки/г (Бк/г)

Удобрение	U^{238}	Ra^{226}	Pb^{210}	Po^{210}	Th^{232}	K^{40}	Всего
1	2	3	4	5	6	7	8
Апатитная мука	–	0,8 (0,03)	0,7 (0,0026)	0,8 (0,03)	1,5 (0,045)	2,6 (0,096)	0,023

Окончание табл. 9

1	2	3	4	5	6	7	8
Фосфоритная мука	–	10,6 (0,39)	10,2 (0,38)	13,1 (0,48)	0,7 (0,026)	6,2 (0,23)	0,17
Томасо-фосфат	< 1,0 (0,037)	0,2 (0,0074)	–	–	< 0,1	0,1 (0,0037)	0,005
Суперфосфат	14 (0,52)	14,1 (0,52)	–	–	0,4 (0,014)	3,7 (0,137)	0,18
Обычный суперфосфат	–	25 (0,92)	–	–	–	–	0,09
Фосфат аммония	63 (2,34)	5,7 (0,2)	–	–	0,4 (0,014)	–	0,25
Нитрофос	–	23 (0,85)	23 (0,85)	25 (0,92)	–	–	0,26
Нитроаммофос	–	–	0,4 (0,014)	0,4 (0,014)	–	–	0,002
Обогащенный концентрат	–	11,5 (0,42)	10,6 (0,39)	7,9 (0,29)	0,6 (0,02)	2 (0,074)	0,12

Значительное радиационное воздействие на экосистему оказывают металлургические предприятия.

В последние несколько десятилетий человек создал несколько новых радионуклидов и начал использовать их в научных исследованиях, технике, медицинских исследованиях, что, безусловно, увеличило и дозу излучения.

Иногда облучение за счет источников, создаваемых человеком, бывает в тысячи раз интенсивнее, чем от источников природных. В настоящее время на первом месте стоит внешнее радиационное облучение, получаемое человеком при диагностике и лечении.

В развитых странах на каждую тысячу населения приходится от 300 до 900 обследований в год, не считая массовой флюорографии и рентгенологического обследования зубов. Для исследования различных процессов, протекающих в организме человека, и для диагностики опухолей используют радионуклиды, вводимые внутрь организма. В промышленно развитых странах проводится приблизительно 10–40 обследований на один миллион жителей.

Следовательно, коллективная эффективная эквивалентная доза, например в Австралии, составляет приблизительно 20 чел.·Зв на один миллион жителей, в США – 150. Средняя эквивалентная эффективная доза, получаемая от всех источников облучения в медицине, в промышленно развитых странах равна приблизительно 1 мЗв/год на каждого человека.

3.5. Испытание ядерного оружия

Испытания ядерного оружия, которые особенно интенсивно проводились в 1954–1958 и 1961–1962 годах, стали одной из основных причин повышения радиоактивного фона Земли и, естественно, вызвали глобальное повышение доз внешнего и внутреннего облучения человека.

С начала испытаний до 1990 г. в США, СССР, Франции, Англии, Китае было проведено 2060 ядерных испытаний в атмосфере, под водой и в недрах земли, из них 501 – в атмосфере.

В 1963 года США и СССР был подписан договор о прекращении испытаний ядерного оружия в атмосфере, под водой и в космосе, т.к. именно они приводили к наибольшему росту радиоактивной загрязненности планеты. С тех пор только Франция и Китай продолжали атмосферные испытания ядерного оружия, но все более реже и так же, как СССР и США, с 1980 года стали переходить к подземным взрывам, при которых, как правило, не происходит образования и выпадения радиоактивных осадков.

В СССР испытания в атмосфере были завершены в 1961 году, подземные взрывы в 1989 году, в Семипалатинске, а на Северном полигоне – в 1990 году. До сих пор проводит испытания Франция.

Во второй половине XX века от ядерных испытаний во внешнюю среду поступило $1,81 \cdot 10^{21}$ Бк продуктов ядерного деления. Из них 99,84 % приходится на долю испытаний в атмосфере.

Продукты ядерного деления представляют собой сложную смесь – более 200 радиоактивных изотопов из 36 элементов. Более активны короткоживущие радионуклиды. Так, через 7, 49 и 343 суток после взрыва активность продуктов ядерного деления (ПЯД) снижается соответственно в 10, 100 и 1000 раз по сравнению с активностью через час после взрыва. Кроме ПЯД, радиоактивное загрязнение обусловлено радионуклидами наведенной активности (H^3 , C^{14} , Al^{28} , Na^{24} , Mn^{56} , Fe^{59} , Co^{60} и другими). При ядерном взрыве значительная доля атмосферных осадков (50 %) выпадает вблизи районов испытаний. Часть радиоактивных веществ задерживается в нижней области атмосферы и под действием ветра перемещается на большие расстояния, постепенно приблизительно в течение месяца, выпадая в виде осадков на землю.

Большая часть радионуклидов выбрасывается в стратосферу ($h = 10 \dots 15$ км) и рассеивается в ней, так же затем выпадая на Землю с осадками.

Годовые дозы облучения населения коррелируют с частотой испытаний. Так, в 1963 г. коллективная среднегодовая доза, связанная с ядерными испытаниями, составила приблизительно 7 % дозы облучения от естественных источников. К 1966 г. она снизилась до 2 %, а к началу 80-х годов – до 1 %. Суммарная ожидаемая коллективная эффективная доза облучения

от всех испытаний, произведенных к настоящему времени, в будущем составит $3 \cdot 10^7$ Зв-чел. К 1980 г. человечество получило примерно лишь 12 % от нее. Радионуклиды, внесшие основной вклад в суммарную дозу облучения, представлены в табл. 10 и 11.

Т а б л и ц а 1 0

Суммарная доза облучения основных радионуклидов

Элемент	Период полураспада	Вклад в общую дозу, %
C ¹⁴	$T_{1/2} = 5730$ лет	69
Cs ¹³⁷	$T_{1/2} = 30,2$ лет	14
Zr ⁹⁵	$T_{1/2} = 65$ дней	5,3
Sr ⁹⁰	$T_{1/2} = 28,6$ лет	3,2
Ru ¹⁰⁶	$T_{1/2} = 373$ дня	2,2
Ce ¹⁴⁴	$T_{1/2} = 285$ дней	1,4
H ³	$T_{1/2} = 12$ лет	1,2
I ¹³¹	$T_{1/2} = 8,05$ дней	0,9

Т а б л и ц а 1 1

Сведения об испытаниях ядерного оружия в атмосфере и вызванных ими образованиях различных радионуклидов

Выход некоторых продуктов деления при ядерном взрыве				
Элемент	Заряд	Период полураспада	Выход на одно деление, %	Активность на 1 Мт, (1015 Бк)
Sr ⁸⁹	38	50,5 суток	2,56	590
Sr ⁹⁰	38	28,6 лет	3,5	3,9
Zr ⁹⁵	40	64 суток	5,07	920
Ru ¹⁰³	44	39,5 суток	5,2	1500
Ru ¹⁰⁶	44	368 суток	2,44	78
I ¹³¹	53	8 суток	2,9	4200
Cs ¹³⁶	55	13,2 суток	0,036	32
Cs ¹³⁷	55	30,2 лет	5,57	5,2
Ba ¹⁴⁰	56	12,8 суток	5,18	4700
Ce ¹⁴¹	58	32,5 суток	4,58	1600
Ce ¹⁴⁴	58	284 суток	4,69	190
H ³	1	12,3 лет	0,01	0.026

Основными долгоживущими радионуклидами ядерно-энергетического происхождения, загрязняющими среду, являются Cs¹³⁷, Sr⁹⁰, а также Pu²³⁹, Pu²⁴⁰.

Цезий (Cs¹³⁷) – блестящий золотистый мягкий металл, бурно взаимодействующий (взрываясь) с кислородом и водой, по химическим свойствам близкий к калию. Содержание стабильного изотопа Cs¹³³ в среде крайне незначительно ($3 \cdot 10^{-6}$ % – в земной коре, костной ткани человека и животных; $3 \cdot 10^{-8}$ % – в морской воде). До становления ядерной энергетики ра-

диоактивный изотоп в среде отсутствовал полностью. Естественных биологических функций не несет.

Cs^{137} имеет наибольшее радиационно-экологическое значение. Суммарный выброс этого изотопа от АЭС мира в 2000 г. составил $22,2 \cdot 10^{19}$ Бк ($6,0 \cdot 10^9$ Ки) в год (во время аварии на ЧАЭС – $22,9 \cdot 10^{20}$ Ки). Он образуется при делении ядер урана, плутония в ядерных реакторах, при ядерных взрывах; используется (выщеляясь из осколочных продуктов АЭС) как γ -излучатель в медицине, металлургии, сельском хозяйстве; в настоящее время (в незначительных количествах) обнаруживается во всех объектах внешней среды. Изотопы цезия при любом поступлении в организм полностью (коэффициент резорбции 100 %) включаются в метаболизм, конкурируя с калием, в том числе и K^{40} . Скорость миграции изотопа в организме в 25 раз меньше, что при более жестком γ -излучении ведет к формированию больших (по сравнению с K^{40}) микролокальных (мембранных) лучевых нагрузок при несколько ином (смещенном в сторону ионизации) характере поглощения энергии.

В организме, в отличие от естественного аналога миграции продуктов распада, они накапливаются до предела насыщения, превышающего величину ежедневного поступления в 30 раз. Содержание цезия в организме жителей с современной фоновой загрязненностью среды составляет 0,4–0,5 Бк/кг.

Стронций (Sr^{90}) – серебристый кальциеподобный металл, покрытый оксидной оболочкой; он плохо вступает в реакции, включаясь в метаболизм экосистем по мере формирования сложных Ca–Fe–Al–Sr-комплексов. Естественное содержание стабильного изотопа в почве, костных тканях, среде достигает $3,7 \cdot 10^{-2}$ %; в морской воде, мышечных тканях – $7,6 \cdot 10^{-4}$ %. Его биологические функции не выявлены; он нетоксичен, может замещать кальций. Радиоактивный изотоп в среде отсутствует. Источники поступления стронция в среду те же, что и цезия. Содержание радионуклида от ядерноэнергетических источников в почвах и последующих звеньях миграции соответствует содержанию Cs^{137} .

Поступление стронция в организм зависит от степени и характера включенности метаболита в почвенные органические структуры и продукты питания и колеблется от 5 до 30 % (большой процент характерен для детского организма). Независимо от пути поступления излучатель накапливается в скелете (в мягких тканях задерживается не более 1 %). Выводится крайне плохо, что ведет к постоянному накоплению дозы при длительном (хроническом) действии на организм. В отличие от естественных α -активных аналогов (уран, торий и др.) стронций является эффективным β -излучателем, что меняет спектр радиационных воздействий, в том числе на гонады, эндокринные железы, красный костный и головной мозг. Накапливаемые дозы (фон) колеблются в тех же пределах, что и от поступления цезия (до $0,2 \cdot 10^{-6}$ мкКи/г в костях при дозах порядка $4,5 \cdot 10^{-2}$ м³ в/год).

Плутоний (Pu^{239} (240)) – серебристый белый металл, образующий твердые нерастворимые оксиды; относится к редкоземельным элементам; в активный состав среды не входит. Характер миграции в среде не исследован, но, по всей вероятности, сходен с миграцией естественного (редкоземельного) аналога – актинида тория. Как и торий, является α -, β -, γ -излучателем с энергетическими характеристиками спектра, близкими к естественному аналогу. Используется как компактный источник энергии, ядерное топливо, в производстве ядерных вооружений. На долю плутония приходится не более 1 % от содержащихся в среде радионуклидов ядерного происхождения. До 10 % плутония может переходить в водорастворимые формы, мигрируя в последующем по биологическим цепочкам. Характер миграции, накопления и распределения его в организме тот же, что и тория.

Близки по спектру излучений, физическим характеристикам радионуклиды нептуний $\text{Np}^{212-235}$, америций $\text{Am}^{237-242}$, кюрий $\text{Cm}^{238-250}$ – белые серебристые металлы, в природе не встречающиеся. Они относятся к разряду трансурановых элементов актиноидов; подвержены воздействию воздуха, воды, но не щелочей; благодаря образованию оксидных пленок на воздухе устойчивы; стабильных изотопов в составе среды не обнаружено; являются α -, β -, γ -излучателями при средней энергии α -излучения порядка 5 МэВ/(Бк·с).

Изотопы получают в ядерном реакторе как побочные продукты образования (и получения) плутония. Выход в среду от аварий на АЭС крайне незначителен. В организм из желудочно-кишечного тракта всасываются крайне плохо. Характер миграции в среде не исследован. Местом депонирования является скелет. При накоплении в организме наиболее вероятно повреждение красного костного мозга, печени, почек. В отличие от нептуния и кюрия, америций хорошо растворим и более подвижен в экосистемах и организме.

Йод (I^{131} (129)) – неметалл черного с блеском цвета. Легко возгоняется (летуч). По последним данным I^{129} образуется в литосфере при спонтанном делении урана. Расчетная концентрация его составляет 10–14 г на 1 г стабильного йода (I^{127}). Содержание (по стабильному йоду): $0,14 \cdot 10^{-4}$ % – в почве и $0,049 \cdot 10^{-4}$ % – в океане. Биологически активен. Этот микроэлемент обязателен для синтеза гормонов щитовидной железы. Необходимое поступление с пищей – 0,1...0,2 мг ($0,1 \dots 0,2 \cdot 10^{-16}$ мг/Ки естественного радиоактивного йода). Основным антропогенным изотопом является I^{131} , образующийся при ядерных взрывах, эксплуатации АЭС, авариях реакторов. Йод активно включается в экологические цепочки миграции. Суммарные накопленные дозы, сформировавшиеся после проведения открытых ядерных испытаний, составляют $480 \cdot 10^{-2}$ мкГр. Выброс в среду при нормальной эксплуатации АЭС колеблется в пределах 5–400 Бк/(Вт·год). При поступлении радионуклида в организм через желудочно-кишечный тракт

(основной путь) всасывается 100 % изотопа с последующим скоплением его в щитовидной железе (особенно у детей), превышая дозы для взрослого в 2...10 раз. Продолжительность радиоактивности среды (организма) после однократного загрязнения (проникновения в организм) составляет не более 1,5 месяца.

Радон (Rn^{222}) – газ, испускающий альфа-частицы. Постоянно образуется в горных породах. Опасен при накоплении в шахтах, подвалах, на 1 этаже. Необходима вентиляция (проветривание). Период полураспада – 3,8 суток.

Ксенон (Xe^{133}) – газообразные изотопы. Постоянно образуются и распадаются в процессе работы атомного реактора. В качестве защиты используют изоляцию. Период полураспада – 5 суток.

Криптон (Kr^{85}) – тяжёлый газ, испускающий бета-частицы и гамма-излучение. Входит в состав отработанного топливного элемента реактора. Выделяется при их хранении. Защита – изолированное помещение. Период полураспада – 10 лет.

Радий (Ra^{226}) – металл, испускающий гамма-излучение, альфа и бета-частицы. Защита – укрытия и убежища. Период полураспада – 1600 лет.

Углерод (C^{14}) – испускает бета-частицы. Естественный природный изотоп углерода. Используется при определении возраста археологического материала. Период полураспада – 5500 лет.

Калий (K^{40}) – испускает бета-частицы и гамма-излучение. Содержится и замещается (выводится) во всех растениях и животных. Период полураспада – 1,3 млрд лет.

Геодезисты могут сталкиваться с ионизирующими излучениями при выполнении работ на ускорителях заряженных частиц (синхрофазотронах, синхротронах, циклотронах), а также на атомных электростанциях, на урановых рудниках и др.

3.6. Распределение радионуклидов в экосистемах и продуктах питания

3.6.1. Радионуклиды в атмосфере

Атмосфера является мощным акцептором техногенных радиоактивных газоаэрозольных выбросов. Радионуклиды могут присутствовать в виде газа (например, радона) или аэрозолей, при этом последние главным образом и участвуют в процессах миграции.

При ядерном взрыве объем образовавшегося облака составляет примерно 100 км^3 при взрыве мощностью 20 кт тротилового эквивалента и 5000 км^3 при 1 Мт тротилового эквивалента. От 20 (при минимальной

мощности взрыва) до 90 % (при максимальной) радиоактивных продуктов деления попадает в стратосферу, остальное – в тропосферу.

При попадании радиоактивных аэрозолей в тропосферу происходит их глобальное «размывание» и перемещение потоком воздушных масс с большой скоростью, преимущественно по географическим параллелям от мест взрыва. Так, продукты ядерных испытаний, прошедших 07.03.1955 в штате Невада (США), в значительных количествах выпали 12.03.1955 в Ленинградской области. После взрыва в Сахаре 13.02.1966 продукты деления были обнаружены 17.02.1966 в Крыму. Аналогично распространялись радионуклиды после Чернобыльской аварии.

Основная часть загрязнений тропосферы выпадает с осадками в ближайшие дни-недели с момента взрыва в результате вовлечения аэрозолей в процессы формирования облаков. Незначительная часть радионуклидов сорбируется аэрозолями воздуха и коагулируется с последующим «сухим» выпадением частиц. Скорость очищения тропосферы подчиняется экспоненциальному закону с периодом полуочищения 20–40 суток.

Состав радионуклидов ядерного происхождения за время циркуляции в стратосфере меняется. Короткоживущие радионуклиды (наибольшая часть взрыва) распадаются, оставляя место цезий-стронциевым источникам глобального мало интенсивного загрязнения среды. Переход стратосферных радионуклидов в тропосферу с последующим осаждением происходит преимущественно на широте 25–30° в обоих полушариях с максимумом в Северном.

Наибольшая часть выпадений (стратосфера – тропосфера – земная поверхность) смещается на широту 40–50°. Динамика глобальных выпадений меняется в течение года, максимум приходится на весну и начало лета (I и II кварталы – в северном и IV – в южном полушариях).

Наибольшую опасность в качестве потенциальных источников загрязнения атмосферы представляют предприятия по переработке ядерного топлива. Отходы этих предприятий содержат значительное количество долгоживущих радиоактивных веществ, в том числе радионуклиды, которые могут беспрепятственно поступать во внешнюю среду. К ним, в частности, относятся тритий (H^3) и криптон (Kr^{85}), образующиеся при обработке ТВЭЛов (тепловыделяющие элементы). Опыт эксплуатации заводов по переработке ядерного топлива показал, что с выбросами этих предприятий в атмосферу поступают H^3 , C^{14} , Kr^{85} , I^{129} , I^{131} , Ru^{106} , Cs^{134} , Cs^{137} , радиоактивные актиниды. Особого внимания в плане загрязнения атмосферы заслуживает радиоактивный криптон. На заводах по переработке ядерного топлива образуется около 400 Ки Kr^{85} ($14,8 \cdot 10^{12}$ Бк) на 1 МВт (электроэнергии) в год. Доза на гонады от Kr^{85} на расстоянии 1–100 км от завода крайне незначительна и составляет $2 \cdot 10^{-6}$ чел.·рад ($2 \cdot 10^{-8}$ чел.·Гр) на 1 Ки ($3,7 \cdot 10^{10}$ Бк), или 0,0007 чел.·рад ($7 \cdot 10^{-6}$ чел.·Гр) на 1 МВт (электроэнергии) в год.

Вместе с тем именно эта химически инертная и безопасная в радиационном отношении составляющая выбросов является агрессивной по отношению к физическим функциям атмосферы вследствие ее мощного вклада в ионизацию воздушной среды и трансформации нормального распределения этого процесса в разных слоях атмосферы.

Второй, аналогичный, приземный слой атмосферы формируется благодаря реакциям ионообразования в непосредственной близости от поверхности Земли под действием радиации от естественных радионуклидов, преимущественно радона. При взаимодействии с этим газом над морем образуется до $12 \cdot 10^3$ пар ионов в 1 м^3 воздуха в секунду и до $5 \cdot 10^6$ пар ионов – над сушей. Образование ионов в приземных слоях играет, очевидно, существенную антибактериальную (противоэпидемическую) функцию в биоценозах.

Распределение антропогенного источника ионизации атмосферы резко отличается от естественного. Практически весь образующийся Kr^{85} выбрасывается в атмосферу в Северном полушарии. Это приводит к некоторой неравномерности его распределения в атмосфере земного шара. Концентрация Kr^{85} в Южном полушарии в 1,3–1,4 раза ниже, чем в Северном. По высоте Kr^{85} распределяется практически равномерно вплоть до 20–25 км над уровнем моря. В настоящее время концентрация Kr^{85} в атмосфере составляет 3 нКи/м^3 воздуха независимо от высоты над уровнем моря. Равномерное (по высоте) распределение криптона (β -активного излучателя с энергией β -частиц 0,25 МэВ и энергией γ -квантов 0,514 МэВ, с периодом полураспада 10,7 лет) в атмосфере может привести к неблагоприятным экологическим последствиям.

Другим критическим радионуклидом, удаляемым в атмосферу в основном с выбросами заводов по переработке ядерного топлива, является тритий (H^3). Около 75 % трития выбрасывается в атмосферный воздух, что соответствует 19 Ки ($70,3 \cdot 10^{10}$ Бк) H^3 в год на 1 МВт электроэнергии. При этом 1,2 Ки ($4,4 \cdot 10^{10}$ Бк) поступает с выбросами из реакторов, а 16 Ки ($59,2 \cdot 10^{10}$ Бк) – от заводов по переработке ТВЭЛов. Расчетная коллективная доза облучения населения крайне невелика и составляет $2 \cdot 10^{-2}$ чел.·Зв на 1 МВт в год. Явные экологические изменения от присутствия трития в среде не прогнозируются.

Таким образом, поведение радионуклидов в аэрозольной форме зависит от степени дисперсности (раздробленности) частиц, в которых они содержатся, высоты выбросов, метеорологических условий и других факторов. Крупные частицы оседают в районе их образования или выброса, вызывая локальные загрязнения; более мелкие частицы могут проникать в верхние слои тропосферы и даже в стратосферу, широко рассеиваться воздушными потоками и, оседая, также приводят к региональным и глобальным загрязнениям территории.

3.6.2. Радионуклиды в почве

Почва является начальным звеном обмена экосистем. Ее функциональное состояние определяет эффективность преобразования радиационной энергии в биологические структуры. Действующим началом пусковых преобразований в почве является ее сапрофитная микрофлора первичного синтеза (продуценты) и первичного потребления (консументы).

Синтез происходит с использованием воды, диоксида углерода, кислорода, азота, фосфора, энергоемких макроэлементов (Si, Al, K, Na, Ca, P, S), микроэлементов (Cu, Mo, I, B, P, Rb и др.), радионуклидов фона, с постепенным вовлечением в обмен минералов горных пород. Процесс чрезвычайно многосложен, взаимосбалансирован, «отработан» на протяжении миллионов лет и имеет крайне незначительные резервы устойчивости: почвенный слой 1,5–2,0 см формируется не менее 100 лет при нормальном состоянии среды. В разрыхлении почв, формировании капилляров, подобных каналам тока ее активного компонента, водного почвенного раствора (осуществляющего перенос химических, в том числе и радиоактивных, веществ), почвенных пор, заполненных воздухом, богатым углекислотой и радоном, участвуют корневая система растительности, черви, насекомые. Уровни организации, а следовательно, и радиочувствительности активных биологических начал почв чрезвычайно различны.

Радионуклиды, отложившиеся на поверхности почв, под действием разных факторов могут перемещаться в любом направлении. Причиной «горизонтального» перемещения свежевыпавших радионуклидов может быть поверхностный сток после сильного дождя, отложившихся в снегу за зиму – смыв талыми водами.

Установлено, что Sr^{90} , мигрирующий с талыми водами, почти полностью (82–100 %) находится в катионной форме.

«Вертикальная миграция» радионуклидов по профилю почвы может быть следствием механического переноса частиц, на которых сорбированы радионуклиды, а также собственного перемещения в виде свободных ионов. На обрабатываемых сельскохозяйственных почвах радионуклиды сравнительно равномерно распределяются в пределах пахотного слоя. Некоторый механический перенос их с поверхности в глубь почвы возможен вследствие разрыхления ее дождевыми червями и землероющими животными.

Установлено, что основными излучателями, формирующими почвенную радиоактивность, величина и характер которой зависят от радиационной емкости почв, являются Sr^{90} и Cs^{137} . Суммарная радиационная (сорбционная) емкость почв колеблется от одного до нескольких десятков миллиграмм-эквивалентов радия на 100 г почвы, что в сотни тысяч раз превосходит реальные сформировавшиеся величины активности почв радиоак-

тивных территорий, максимально загрязненных от аварий на ЧАЭС и ПО «Маяк».

Функционально связаны с сорбционными процессами почв скорость проникновения радионуклидов в прикорневую глубину и последующее включение в экосистемные цепи миграции.

В процесс миграции радионуклидов существенное влияние вносит рельеф местности (горизонтальное перемещение с талыми и дождевыми водами с последующим большим накоплением в низинах), а также механическая (глубокая вспашка) переработка почвы, ведущая к ускоренному перемещению радионуклидов в подкорневую глубину и исключению фактора радиационной опасности из активной миграции в экосистемах. Долгосрочное сохранение радионуклидов в прикорневой глубине, на необрабатываемых землях (луга, лесная подстилка), включение их в почвенный метаболизм ведут к их накоплению в травах, листве, с последующим неоднократным повторным включением (через гниение опада) в почвенные процессы. Так, при максимальном их накоплении на глубине 5–10 см (до 135 Бк/кг для Sr^{90} и 158 Бк/кг для Cs^{137} в почвах Якутии) радиоактивность наземного опада составляет 149 и 244 Бк/кг соответственно. Радиоактивность верхних слоев почв при этом незначительна, порядка 20–30 Бк/кг (Л.Н. Михайловская и др., 1995).

Все животные и растения обладают способностью избирательно и интенсивно накапливать рассеянные в экосистемах микроэлементы, к конкурентам которых (в том числе и по характеру биологических функций) относятся долгоживущие радиоактивные загрязнители среды.

Коэффициенты накопления (отношение радиоактивности радионуклида в составе среды к его радиоактивности в организме) колеблются от нескольких единиц до десятков тысяч. Высокие коэффициенты приводят к тому, что концентрация излучателей в биомассе загрязненных биоценозов становится более высокой по сравнению с радиоактивностью среды (что ведет к неадекватной оценке радиационного риска при простом санитарном анализе событий).

Процесс избирательной биогенной концентрации рассеянных излучателей наиболее интенсивен в первые годы от момента выпадения радиоактивных осадков. Радионуклиды в этот период представляют собой новейшие для среды, легко диссоциирующие соединения, не вкрапленные, как это происходит в последующем, в кристаллические решетки глинистых минералов (процесс старения элементов).

Наиболее доступен для корневых систем растительности, особенно в первые годы после загрязнения среды, стронций. Старение радионуклида происходит медленно. Через 12 лет после внесения в почву более 95 % его остается в обменной кальцийподобной форме.

Цезий, судя по коэффициентам накопления в почвах, по разным источникам, относится либо к сильно, либо к слабо накапливаемой группе элементов. Очевидно, это связано со временем оценки процесса миграции от момента загрязнения среды и соответственно со степенью минеральной фиксации (кристаллизации) изотопа. В экспериментах и наблюдениях по миграции изотопа (почва – вода – растительность) выявлено его преимущественное накопление в неорганической фазе почв (коэффициент накопления 0,25), но при высоком содержании излучателя в биомассе (8000–9000).

Переход радионуклида в растительность во многом зависит от характера почв и особенностей минерального обмена растений. Результаты исследований Всероссийского НИИ сельскохозяйственной радиологии по метаболизму основных радионуклидов в почвах территорий, пострадавших от аварии на Чернобыльской АЭС, указывают на аутоэкосистемную «дезактивацию» сельскохозяйственных культур, произрастающих на черноземах.

Поступление обоих радионуклидов в биомассу продукции здесь в 10–15 раз ниже по сравнению с дерново-подзолистыми супесчаными почвами, более распространенными на территориях пострадавших областей. Наибольшее количество радионуклидов накапливается в бобовых культурах и гречихе.

Дальнейшая миграция радионуклидов «почва – растительность – животные – человек» ведет к их кумуляции при максимальном накоплении в теле человека.

3.6.3. Радионуклиды в воде

В моря, океаны, пресноводные водоемы радионуклиды могут поступать непосредственно (например, с удаляемыми отходами), в результате выпадения из атмосферы, с жидкими и твердыми стоками с берегов и т.п. Отмечена более высокая плотность радиоактивных выпадений на океаническую поверхность, чем на поверхность континентов. Радиоактивное загрязнение гидросферы создает сложные гигиенические проблемы, связанные с употреблением водной биопродукции, а также с использованием водоемов для водоснабжения, орошения, рекреационных и других целей.

Основные направления миграции радионуклидов в водоемах (разбавление, сорбция донными отложениями, накопление гидробионтами, поступление на береговую территорию) определяются интенсивностью гидрологических, гидрохимических, биологических, метеорологических и других процессов. Разбавление радионуклидов в водной среде происходит в результате течений, ветровых волнений и диффузии. Разбавлением достигается снижение высоких опасных концентраций радионуклидов в местах сброса, однако широкое рассеяние их ведет к определенному ухудшению радиозэкологической ситуации на значительных пространствах. О подвижности радионуклидов в воде судят по периоду пребывания их в водной фа-

зе – среднему времени нахождения нуклида в воде между поступлением и переходом в донные отложения.

В донные отложения радионуклиды поступают за счет процессов осаждения, диффузии, ионного обмена, с отмирающими организмами и т.д. Степень накопления радионуклидов на дне определяют размер частиц грунта, химические свойства воды, отложений и соединений, содержащих радионуклиды, глубины водоема. Так, суглинки обладают большей сорбционной способностью, чем пески. Стронций-90 сорбируется мало, а прометий-147 – в максимальной степени. С повышением солености воды переход радионуклидов в грунты уменьшается. На малых глубинах в прибрежных районах радионуклиды быстро выпадают на дно, в то время как снижения активности воды в открытом океане почти не наблюдается, хотя содержание стронций-90 и цезия-137 в воде открытых океанов ниже, чем в воде закрытых морей. Инертные в химическом отношении радионуклиды и их соединения не задерживаются в прибрежных районах и выносятся в открытый океан.

Оседающие на дно радионуклиды медленно проникают в грунт на различную глубину в зависимости от степени его рыхлости: в плотных глинистых породах – на 15 см, а в песке и торфе – до 1,5 м. Наряду с сорбцией радионуклидов в донных отложениях происходят и обратные процессы их десорбции в воду. Это взаимосвязанные процессы, динамическое равновесие между которыми наступает при постоянной концентрации радионуклидов в воде, а с уменьшением концентрации – дно может стать источником вторичного загрязнения воды.

Сорбционная способность донных отложений характеризуется коэффициентами распределения – отношением количества радионуклида в единице массы высушенного образца грунта к количеству радионуклида в единице объема воды. Коэффициенты распределения радионуклидов широко варьируют ($1 \cdot 10^2$ – $1 \cdot 10^5$): для кальция-45 и стронция-90 они минимальны, а для прометия-147 – максимальны. Высокая сорбционная емкость донных отложений может приводить к накоплению радионуклидов на дне и, соответственно, в донных организмах, с которыми РВ могут попадать в организм человека.

Водные растительные и животные организмы играют важную роль в миграции радионуклидов в водной среде и являются основным звеном пищевой цепи, по которой радиоактивные вещества могут попадать из гидросферы в организм человека. Гидробионты усваивают радионуклиды из воды, донных отложений и других организмов по пищевым цепям. Степень накопления радионуклидов растительными и животными организмами широко колеблется даже у одних и тех же видов в зависимости от минерализации воды, стадии развития гидробионта, химических свойств радионуклида и других экологических условий. Так, содержание стронция-90 и

цезия-137 в морских организмах значительно ниже, чем в пресноводных, а травоядные животные по сравнению с хищниками в большей степени усваивают радионуклиды.

Наиболее активно усваиваются гидробионтами радионуклиды, относящиеся к структурным элементам (углерод, азот, фосфор, кремний, кальций, стронций), элементам-катализаторам (железо, цинк, марганец, кобальт, никель, хром), легко гидролизующимся элементам (алюминий, селен, иттрий, церий, рутений), тяжелым галогенам и тяжелым двухвалентным ионам. Оценку аккумуляции радионуклидов гидробионтами проводят по коэффициентам накопления – отношению концентраций радионуклида в гидробионте и воде. Эти коэффициенты для различных организмов и радионуклидов варьируют очень широко ($1 \cdot 10^1 - 1 \cdot 10^5$), причем наибольшие значения их характерны для зоо- и фитопланктона, бентосных организмов.

На береговую полосу из водоемов радионуклиды могут попадать в результате хозяйственной деятельности человека, переноса образующихся над водной поверхностью аэрозолей, затоплений при паводках и приливах, переноса насекомыми, земноводными, птицами и т.п.

В прибрежных водах вертикальные перемещения радионуклидов с последующим накоплением в донных отложениях протекают со значительно большей скоростью по сравнению с открытым океаном. Основные причины различий следующие:

- сорбция и осаждение радионуклидов массивными крупнодисперсными стоками, поступающими в прибрежные воды;
- большая биологическая и биохимическая активность биогенной и литогенной взвеси, легко поднимающейся во время шторма со дна прибрежных вод с последующим захватом радионуклидов и осаждением;
- большое количество и громадная биологическая активность биогенной массы прибрежных мест мелководья, эстурации рек, лагун.

Наибольшая концентрация радионуклидов обнаруживается в биомассе гидробионтов и особенно в планктоне. Включение Cs-, Sr-излучателей в метаболизм водных биот во многом зависит от степени минерализации воды. С ее увеличением скорость и величина захвата радиоактивности снижаются. Так, содержание Sr⁹⁰ в костях рыб Балтийского моря в 5 раз выше по сравнению с рыбами Атлантики. Наибольшее содержание радионуклидов обнаруживается в биомассе пресноводных.

Гидробионты поглощают радионуклиды непосредственно из воды и по пищевым цепям. Наиболее мощное поглощение происходит в верхних слоях воды и осуществляется ее обязательными биологическими составляющими – планктоном и nekтоном. Большая суммарная биомасса фито-, зоопланктона прибрежных морей, наибольший коэффициент накопления радионуклидов (10 000 и более) и наибольшая скорость экосистемного обмена ставят данный вид биологической дезактивации водной среды на первое

место по эффективности. До 90–99 % радионуклидов по этой цепи миграции уходят в донные отложения.

Коэффициент накопления снижается по мере перехода к более высоким трофическим уровням (до 360 – у зоопланктона, до 33 – у рыб). Значительную роль в миграции играет изотоп Fe^{55} . Его накопление у зоопланктона в 670 раз выше по сравнению с накоплением стабильного железа. Пресноводные микроорганизмы, являясь основным начальным звеном водной миграции, более активно поглощают радионуклиды. При этом слабые концентрации излучателей стимулируют активность и сорбционную способность биомассы. Такие особенности, прослеживаемые и в дальнейших звеньях обмена, ведут к более эффективному очищению пресных водоемов по сравнению с морскими при прочих равных условиях.

Время полуочищения (протекающего, как и радиоактивный распад, по экспоненте) непроточных вод, озер средней полосы от Cs^{90} и Sr^{137} составляет 10–20 лет. В реках процесс идет значительно быстрее, усиливаясь стоком загрязненных вод в океан.

Коэффициенты накопления радионуклидов в грунте дна пресных водоемов невелики, превышая активность воды в 5–10 раз; в биомассе высших водных растений этот коэффициент составляет 200–1000; в планктоне – до 1000 (в среднем); в иловых отложениях – 400–4000.

По общему характеру распределения радионуклиды подразделяются на четыре группы:

- гидротропные, остающиеся в относительно высоких концентрациях в воде;
- равномерно распределяющиеся в воде, грунте, биомассе;
- педотропные, преимущественно накапливающиеся в грунте;
- биотропные, накапливающиеся в биомассе.

Основные современные загрязнители среды – цезий, преимущественно накапливающийся в грунте и стронций, относительно равномерно распределяющийся между водой, грунтом, биомассой.

Поведение радионуклидов в подземных водах резко отличается от их миграции в почве и открытых водоемах. Радиационные емкости этих водоисточников существенно разнятся в зависимости от путей и гидрогеологических условий поступления радионуклидов в подземные воды, а также от характера гидродинамики (движения) воды, дренирования подземных вод и их химического состава. Такая многофакторность процесса обуславливает разнообразие поведения радионуклидов в этих водоемах.

Наиболее подвержены радиоактивному загрязнению ненапорные грунтовые воды, имеющие непосредственную связь с атмосферными осадками и открытыми водоемами. Вместе с тем большинство почв, особенно глинистых, является мощным барьером для проникновения загрязнений в грунтовые воды. Исследования показали, что через 40 лет после загрязнения

поверхности Земли Sr^{90} на глубину 1 м относительное содержание радионуклида, проникающего через делювиальные глины, составит $4 \cdot 10^{-3}$, а через 100 лет – $8 \cdot 10^{-4}$ от начальной концентрации радионуклида.

Напорные (артезианские) водоисточники, не питающиеся непосредственно от осадков и пополняющиеся за счет медленной нисходящей фильтрации подземных вод, радиоактивному загрязнению не подвержены.

3.6.4. Радионуклиды в продуктах питания

Загрязняющие внешнюю среду радионуклиды способны включаться в качестве «чужеродных веществ» в «пищевую цепь» и вместе с продуктами питания попадать в организм человека.

В регионах со средним уровнем естественной радиации поступление U^{238} за год в организм человека с продуктами питания оценивается, по данным из Японии, Англии и США, примерно величиной 5 Бк, что превышает таковые с воздухом и питьевой водой. Аналогичная зависимость наблюдается в Англии и нашей стране в отношении Ra^{226} . Годовое поступление этого изотопа с пищей достигает 15 Бк, что в 1000 и более раз превышает его поступление с воздухом. Основным поставщиком в организм человека долгоживущих продуктов распада Rn^{222} (Pb^{210} и Po^{210}) также являются продукты питания. Концентрации этих изотопов в молоке и мясе обычно невелики, в хлебопродуктах и овощах – умеренные, в рыбе и других обитателях морской среды – относительно высокие. Годовые их поступления в организм связаны с характером питания и колеблются от 20–30 Бк в США и Англии, до 40 Бк – в Германии, России, Индии, Италии и до 200 Бк – в Японии. Особенно велики они (до 140 Бк Pb^{210} и 1400 Бк Po^{210}) в арктических и субарктических регионах у населения, употребляющего в пищу в качестве основного продукта питания мясо северных и канадских оленей, питающихся в зимний период лишайниками, накапливающими в своем составе эти изотопы.

Также в основном с пищей растительного и животного происхождения в организм человека поступают Th^{232} и Ra^{228} . Другие естественные радионуклиды интереса не представляют вследствие их небольших количеств.

Перечисленные естественные радионуклиды могут попадать в продукты питания в результате применения фосфорсодержащих минеральных удобрений и за счет высокого уровня их содержания в фосфатных породах – исходном материале для их получения.

Значительно более важным с экологической и гигиенической точек зрения представляется загрязнение окружающей среды в результате строительства и эксплуатации ядерных реакторов и использования радиоактивных изотопов в других отраслях народного хозяйства, а также захоронения твердых и жидких отходов таких производств. В этих случаях в окружающую среду, а следовательно, и в продукты питания может попасть большое

количество самых разнообразных искусственных радионуклидов (Be^7 , Mn^{54} , Fe^{59} , Co^{60} , Sr^{91} , Tc^{99} , $\text{Ru}^{103, 105 \text{ и } 106}$, $\text{Ag}^{108 \text{ и } 110}$, Te^{123} , $\text{Cs}^{134 \text{ и } 137}$, $\text{Ce}^{139, 141 \text{ и } 144}$, Ba^{140} , La^{140} , Ta^{182}) и, самое главное, ряд изотопов с большим периодом полураспада: C^{14} (5730 лет), I^{129} (16 млн лет) и др.

Поступление их в окружающую среду приводит к загрязнению ими рыбы и других морепродуктов. По данным Хупта (1985), радиоактивность рыбы (треска, камбала, палтус, сельдь) может достигать 690–750 Бк/кг (суммарно по β -излучению), 23–28 Бк/кг (по Cs^{134}), 570–590 Бк/кг (по Cs^{137}). Еще более загрязненными являются морские животные, имеющие раковину или панцирь. В них концентрация активности превышает аналогичную у рыбы, выловленной в тех же местах, в 7–10 (омары и крабы соответственно) и даже в 90 раз (береговые моллюски).

Наиболее серьезные изменения в окружающей среде были отмечены в период испытаний в атмосфере или на поверхности Земли ядерного оружия и при серьезных авариях на ядерных предприятиях.

Что касается концентрации I^{131} и Cs^{137} в пищевых продуктах, то первые недели после аварии на ЧАЭС в отдельных регионах Румынии, Швейцарии, Греции, Болгарии, областях Украины, Белоруссии и России загрязнение молочных продуктов достигало 28–44 Бк/кг, тогда как в странах Западной Европы (Бельгия, Франция, Ирландии, Великобритания) оно не превышало 0,6–4,4 Бк/кг, а в странах Северной Европы, Азии и Северной Америки было еще ниже (0,1–0,8 Бк/кг). Уровень загрязнения зелени был несколько выше, достигая в отдельных регионах 150–210 Бк/кг (Греция, Югославия).

Широкий круг продуктов питания подвержен загрязнению Cs^{137} . Из-за различий в источниках пищи, потребляемой животными, выявлена более низкая концентрация Cs^{137} в свинине и мясе домашней птицы, а более высокая – в говядине, баранине и дичи.

В некоторых продуктах – оленине, грибах, озерной рыбе, потребляемых большинством людей в малых количествах, концентрация Cs^{137} была значительно выше приведенных значений. Так, в Швеции в мясе оленей она достигала 10 кБк/кг. В грибах на территории Германии – несколько ниже, но изменялась в широких пределах в зависимости от видов грибов: от 250 Бк/кг в моховиках до 100 Бк/кг в белых грибах и еще меньше в шампиньонах. В пресноводной озерной рыбе концентрация Cs^{137} составила от 300 Бк/кг (Германия) до многих тысяч Бк/кг (Швеция). В организме морских рыб Cs^{137} аккумулируется в очень малых количествах.

Контрольные вопросы

1. Ионизирующее излучение – это...
2. Какие наиболее значимые типы ионизирующего излучения вы знаете?

3. Какие характеристики ионизирующего излучения вы знаете?
4. Охарактеризуйте виды ионизирующих излучений.
5. Какие бывают природные источники ионизирующего излучения?
6. К искусственным источникам ионизирующего излучения относятся...
7. Охарактеризуйте космическое излучение.
8. Радионуклиды земного происхождения: источники, влияние на человека.
9. Внутреннее и внешнее облучение от радионуклидов земного происхождения.
10. Дайте характеристику радиации от источников, созданных человеком.
11. Какую опасность и последствия несет испытание ядерного оружия?
12. Дайте характеристику основным природным и искусственным изотопам.
13. Особенности распределения радионуклидов в атмосфере.
14. Распределение радионуклидов в почве.
15. Охарактеризуйте распространение радионуклидов в воде и в продуктах питания.

4. ПОГЛОЩЕНИЕ И РАССЕЯНИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ

4.1. Прохождение тяжелых ядерных заряженных частиц через вещество

Различные виды радиации по-разному взаимодействуют с веществом в зависимости от типа испускаемых частиц, их заряда, массы и энергии. Заряженные частицы возбуждают и ионизируют атомы вещества. Нейтроны и γ -кванты, сталкиваясь с электронами и ядром атомов в веществе, передают им свою энергию и ионизируют их. В случае γ -квантов возможно также рождение электрон-позитронных пар. Вторичные заряженные частицы – электроны, протоны, α -частицы, возникающие при взаимодействии с атомами вещества, вызывают, тормозясь в нем, вторичную ионизацию атомов. Воздействие излучения на вещество на промежуточном этапе приводит к образованию быстрых заряженных частиц и ионов. Радиационные повреждения вызываются в основном этими вторичными частицами, так как они взаимодействуют с большим количеством атомов, чем частицы первичного излучения. В конечном итоге энергия первичной частицы трансформируется в кинетическую энергию вторичных заряженных частиц большого количества атомов вещества и приводит к его разогреву и ионизации. Процесс потери частицей энергии в результате ионизации атомом вещества называют **ионизационным торможением**.

Тяжелые заряженные частицы – протоны и альфа-частицы взаимодействуют с электронами атомных оболочек, вызывая ионизацию атомов. Максимальная энергия, которая может быть передана в одном акте взаимодействия тяжелой частицей, движущейся со скоростью $v \ll c$, неподвижному электрону, равна

$$\Delta E_{\max} = \frac{m_e \cdot v^2}{2}.$$

Проходя через вещество, заряженная частица совершает десятки тысяч соударений, постепенно теряя энергию. Тормозная способность вещества может быть охарактеризована величиной удельных ионизационных потерь, представляющих собой отношение энергии dE заряженной частицы, теряемой на ионизацию атомов вещества при прохождении отрезка dx , к длине этого отрезка

$$\left(-\frac{dE}{dx} \right)_{\text{ион}} = S_{\text{ион}}.$$

Удельные ионизационные потери энергии возрастают с уменьшением энергии частицы и особенно резко перед остановкой в веществе.

Этот эффект (пик Брэгга) используется в терапии рака, где очень важно обеспечить максимальное выделение энергии в глубоко расположенной опухоли, причиняя при этом минимальный вред окружающей здоровой ткани.

Для определенной среды и частицы с данным зарядом величина $\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}}$ является функцией только кинетической энергии, то есть

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}} = \varphi(E).$$

Проинтегрировав от 0 до E_{max} , можно получить полный пробег частицы, то есть полный путь R , который заряженная частица проходит до остановки и при полной потере кинетической энергии:

$$R = \int_0^{E_{\text{max}}} \frac{dE}{\varphi(E)}.$$

Удельные ионизационные потери энергии E для тяжелых заряженных частиц при условии $E \ll \left(\frac{M}{m_e}\right) \cdot Mc^2$ (M – масса частиц, m_e – масса электрона) определяются приближенной формулой, МэВ/см:

$$S_{\text{ион}} = \left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}} = \frac{3,05 \cdot 10^5 \cdot Zz^2 \rho}{A \cdot \beta^2} \left[11,2 + \ln \frac{\beta^2}{Z(1-\beta^2)} - \beta^2 \right],$$

где $\beta = \frac{V}{c}$ – относительная скорость частицы;

Z – зарядовое число;

A – массовое число;

ρ – плотность вещества;

z – заряд частицы в относительных единицах.

Тяжелые заряженные частицы взаимодействуют в основном с атомными электронами, поэтому они мало отклоняются от первоначального движения, так как их масса значительно больше, чем масса электрона. Пробег R тяжелой частицы в веществе измеряется расстоянием по прямой от источника частиц до места их остановки. Обычно R тяжелых частиц измеряют в м, см, мм, мкм.

Средний пробег моноэнергетической α -частицы с кинетической энергией E_α можно рассчитать эмпирически:

- в воздухе при нормальных условиях
если $4 < E_\alpha < 9$ МэВ, то $R_\alpha = 0,318 E_\alpha^{1,5}$,
если $9 < E_\alpha < 200$ МэВ, то $R_\alpha = 0,148 E_\alpha^{1,8}$;

- в веществе с массовым числом A и плотностью ρ

$$R_{\alpha} = 3,2 \cdot 10^{-4} \cdot \frac{R_{\alpha\text{в}}}{\rho} \sqrt{A},$$

где $R_{\alpha\text{в}}$ – пробег α -частицы той же энергии в воздухе, см.

Пробег протонов в воздухе при нормальных условиях:

$$R_p \text{ (см)} = (R_{\alpha}(4E_p) - 0,2),$$

где $R_{\alpha}(4E_p)$ – пробег α -частицы с энергией $E_{\alpha} = 4E_p$ в воздухе.

Для воды эмпирическое соотношение между энергией частицы и ее пробегом в веществе R приближенно записывается в виде $R = aE_p^p$, где коэффициенты a и p даны в табл. 12.

Т а б л и ц а 1 2

Тип частиц	Энергия частиц	a	p
Протоны (p)	10–200 МэВ	$1,9 \cdot 10^{-3}$	7,4
	200–1000 МэВ	$1,9 \cdot 10^{-3}$	1,52
α -частицы	Больше 10 МэВ	$1,73 \cdot 10^{-3}$	1,5

Соотношение линейных пробегов двух типов частиц с зарядами z_1e и z_2e , начинающих движение в воздухе с одинаковыми скоростями, имеет вид

$$\frac{R_1(E_1)}{R_2(E_2)} = \frac{m_2}{m_1} \left(\frac{z_2}{z_1} \right)^2.$$

где $E_1 = \frac{m_1}{m_2} E_2$; m_1, m_2, E_1, E_2 – массы и энергии частиц.

В экспериментальной ядерной физике часто вместо линейного пробега используют массовый пробег R_m , г/см², который численно равен массе вещества, заключенной в цилиндре, высота которого соответствует линейному пробегу R частицы, а площадь поперечного сечения равна 1 см², т.е.

$$R_m = \rho \cdot R,$$

где ρ – плотность вещества, г/см³;

R – линейный пробег частицы, см.

При этом R_m для заряженной частицы не зависит от состава вещества, так как $\frac{A}{Z}$ для многих веществ изменяется очень мало.

4.2. Прохождение электронов и позитронов через вещество

Прохождение электронов и позитронов через вещество отличается от прохождения тяжелых заряженных частиц. Главная причина – малые массы покоя. Это приводит к относительно большому изменению импульса и энергии при каждом столкновении с атомами вещества, что вызывает заметное изменение направления движения e^- и e^+ от первоначальной прямой траектории. Для них характерны следующие механизмы потери энергии:

- ионизационные (ионизационное торможение);
- радиационные (радиационное торможение);
- испускание фотонов при кулоновском взаимодействии электронов с атомными электронами и ядрами или магнитным полем;
- электроядерные реакции.

Полные потери энергии электронов в веществе определяют по формуле

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}}^e = \left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}}^e + \left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад}}.$$

Ионизационные потери составляют, эВ/см:

при $E_e < 50$ кэВ

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}}^e = \frac{4\pi e^4}{m_e V^2} nZ \left[\ln \frac{m_e V^2}{2I} + 0,195 \right];$$

при $E_e \gg m_e c^2$

$$\left(-\frac{dE_e}{dx}\right)_{\text{ион}}^e = 4,6 \cdot 10^{-4} E_e \frac{Z^3 \rho}{A} (14,6 - \ln Z),$$

где A и Z – массовое и зарядовое числа;

ρ – плотность вещества;

I – потенциал ионизации;

E_e – кинетическая энергия электрона;

V – скорость электрона;

n – концентрация атомов вещества.

Радиационные потери происходят, когда электроны в веществе движутся с ускорением. Причины, вызывающие ускоренное движение электронов, следующие:

- частицы тормозятся, двигаясь по прямой траектории;
- частицы движутся по криволинейной траектории (например, в магнитном поле);
- частицы движутся в оптически плотной среде со скоростью больше фазовой.

По этим же причинам появляются тормозное, синхротронное и черенковское излучения, которые приводят к радиационным потерям энергии электронами.

При разных энергиях γ -квантов соотношение между двумя механизмами торможения электронов, ионизационным и радиационным, меняется.

Область энергии условно делят на две: когда ионизационные потери ниже радиационных и наоборот. На границе между ними вводят понятие критической энергии. **Критической энергией $E_{кр}$, МэВ**, называется энергия, при которой ионизационные и радиационные потери равны (табл. 13).

Для твердых веществ

$$E_{кр}^{ТВ} = \frac{610}{Z + 1,24}.$$

Для газов

$$E_{кр}^Г = \frac{710}{Z + 0,92}.$$

Соотношение между радиационными и ионизационными потерями энергии составляет

$$K = \frac{\left(\frac{dE}{dx}\right)_{рад}}{\left(\frac{dE}{dx}\right)_{ион}} = 1,25 \cdot 10^{-3} ZE,$$

где E – энергия электрона, МэВ;

Z – зарядовое число.

Характеристиками ионизационного торможения являются радиационная длина (L) (табл. 13) и радиационная толщина (L_0).

Т а б л и ц а 13

Критические энергии $E_{кр}$ и радиационные длины L_r для различных веществ

Вещество	Критическая энергия $E_{кр}$, МэВ	Радиационная длина L_r , см
Н	340	$7 \cdot 10^5$
С	103	19,4
Воздух	83	$3 \cdot 10^4$
Al	47	8,9
Fe	24	1,77
Cu	21,5	1,4
Pb	6,9	0,5

При столкновении с атомными электронами и ядрами электроны из-за малой массы значительно отклоняются от первоначальной траектории движения и двигаются по извилистой траектории. Поэтому для электронов

вводится понятие эффективного пробега, определяемого минимальной толщиной вещества и измеряемого в направлении исходящей скорости пучка, соответствующей полному поглощению электронов.

Радиационной длиной L , см, называется расстояние, на котором энергия электрона в результате потерь на излучение уменьшается в e раз. Его определяют по формуле

$$L = \frac{1}{4n\alpha r_e^2 Z^2 \ln(183 / Z^{1/3})} = \frac{A}{Z^3 \rho} \cdot \frac{715,4}{(5,2 - 1/3 \ln Z)},$$

где $r_e = 2,82 \cdot 10^{-13}$ см – классический радиус электрона;

$\alpha = 1/137$ – постоянная тонкой структуры;

Z – зарядовое число;

$$n = \frac{Z\rho N_0}{A}$$

ρ – плотность вещества;

$N_0 = 6,02 \cdot 10^{23}$ – число Авогадро;

A – атомный вес.

Радиационная толщина определяется формулой

$$L_0 = \rho \cdot L.$$

Тогда пробег R , см, определяется формулой

$$R[\text{см}] = \frac{R[\text{г/см}^2]}{\rho},$$

где ρ – плотность вещества.

При энергии E_e электронов выше критической, то есть $E_e > E_{\text{кр}}$, радиационные потери преобладают над ионизационными, то есть $\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад}} > \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}}$.

Так, для электронов с энергией $E_e = 100$ МэВ радиационные потери в Fe и Pb превышают ионизационные соответственно в 3 и 10 раз. В области E , в которой радиационные потери преобладают над ионизационными, E_e убывает по экспоненте по закону $E = E_0 e^{-x/L}$, где E – энергия электрона после прохождения длины вещества x ; L – радиационная длина (потери); E_0 – начальная энергия.

Радиационные потери можно найти по формуле

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад}} = \frac{E}{L},$$

где L – радиационная длина.

Пробег электронов в веществе. Средним пробегом электронов в веществе называется минимальная толщина слоя вещества, в котором задер-

живаются все электроны (табл. 14). Известны эмпирические формулы для оценки пробега электронов в алюминии:

$$R = 0,407 E_e^{1,38} \text{ [г/см}^2\text{]}, \text{ для } 0,15 \text{ МэВ} < E_e < 0,8 \text{ МэВ};$$

$$R = 0,562 E_e - 0,094 \text{ [г/см}^2\text{]}, \text{ для } E_e > 0,6 \text{ МэВ};$$

$$R = 0,542 E_e - 0,133 \text{ [г/см}^2\text{]}, \text{ для } 0,8 \text{ МэВ} < E_e < 3 \text{ МэВ};$$

$$R = 0,246 E_e - 0,106 \text{ [г/см}^2\text{]}, \text{ для } 10 \text{ МэВ} < E_e < 23 \text{ МэВ}.$$

Эффективный пробег электронов в веществе с Z и A связан с эффективным пробегом в Al:

$$R_m(A, Z) = R_m(\text{Al}) \frac{\left(\frac{Z}{A}\right)_{\text{Al}}}{\left(\frac{Z}{A}\right)_{\text{в-в}}}.$$

Т а б л и ц а 14

Эффективные пробеги электронов в зависимости от E_e , см

Вещество	E_e , МэВ				
	0,05	0,5	5	50	500
Воздух	4,1	160	2000	17000	63000
Вода	$4,7 \cdot 10^{-3}$	0,19	2,6	19	78
Al	$2,7 \cdot 10^{-3}$	0,056	0,95	4,3	8,6
Pb	$5 \cdot 10^{-4}$	0,02	0,3	1,25	2,5

Прохождение позитронов в веществе описывается теми же соотношениями, что и для электронов. Дополнительно надо учесть эффекты аннигиляции электронов и позитронов, т.е. налет позитронов с электронами вещества ($e^- + e^+ = 2\gamma$).

4.3. Прохождение нейтронов через вещество

Взаимодействие нейтронов с веществом происходит в основном благодаря их взаимодействию с атомными ядрами в результате следующих механизмов:

- упругого рассеяния;
- неупругого рассеяния;
- ядерных реакций;
- деления ядер.

Из-за отсутствия заряда электромагнитное взаимодействие нейтрона с атомными электронами практически равно нулю. Поэтому при прохождении через вещество нейтроны в основном испытывают столкновения с ядрами атомов. В ядерной физике вероятность взаимодействия определяется эффективным сечением σ [барн = 10^{-24} см⁻²], которое зависит от энергии нейтронов. Чем больше эта энергия, тем меньше сечение.

Эффективные сечения взаимодействия нейтронов с электронами атомов малы по сравнению с сечением взаимодействия заряженной частицы с атомами. Так, при прохождении нейтронов через вещество могут проявиться два вида их взаимодействия с ядрами этого вещества. В результате соударения нейтронов с ядрами возможно, во-первых, упругое и неупругое рассеяние нейтронов и, во-вторых, возникновение ядерных реакций типа (n, γ) , (n, α) , (n, p) , $(n, 2n)$ и деление тяжелых ядер. В зависимости от энергии нейтронов преобладают те или иные виды их взаимодействия с веществом. Поэтому по уровню энергии нейтроны делятся на группы:

- холодные с энергией $0,025 \text{ эВ}$ ($E < 0,025$);
- тепловые с энергией $0,025 \leq E \leq 0,05 \text{ эВ}$;
- промежуточные с энергией $0,05 \text{ эВ} - 1 \text{ кэВ}$;
- быстрые: $100 \text{ кэВ} \leq E \leq 14 \text{ МэВ}$;
- сверхбыстрые: $E > 100 \text{ МэВ}$.

Нейтроны первых трех групп называются *медленными*.

Для холодных и тепловых нейтронов реакция захвата нейтронов ядрами поглощающего вещества, которая называется *радиационным захватом*, то есть (n, γ) , имеет вид



Для промежуточных нейтронов процессом взаимодействия с веществом является упругое рассеяние.

Для быстрых нейтронов характерны упругое и неупругое рассеяния и ядерные реакции.

Если поглощающееся вещество состоит из легких ядер, например из D – дейтерия, T – трития, Li – лития, Be – бериллия, C – углерода, N – азота, то нейтроны могут передавать практически всю свою энергию в результате одного столкновения, если столкновение лобовое. Поэтому после прохождения вещества из-за поглощения и рассеяния нейтронов ядрами этого вещества поток нейтронов уменьшается по закону

$$I(x) = I_0 \exp(-N\sigma x),$$

где I_0, I – плотности потока до и после прохождения слоя вещества x ;

N – число ядер в единичном объеме вещества;

$N\sigma$ – полное сечение взаимодействия нейтронов с веществом;

$\Sigma = N\sigma$ – линейный коэффициент ослабления потока нейтронов в веществе, см^{-1} .

Величина $\lambda = \frac{1}{\Sigma}$ называется длиной свободного пробега нейтронов в веществе (табл. 15); λ_a – средняя длина пробега – это расстояние, при прохождении которого плотность потока нейтронов из-за поглощения уменьшается в e раз. Плотность потока нейтронов $N(R)$ на расстоянии R от ис-

точника, испускающего N_0 нейтронов в единицу времени, определяется соотношением

$$N(R) = \frac{N_0}{4\pi R^2} e^{-\lambda_a R}.$$

Т а б л и ц а 15

Длина свободного пробега быстрых нейтронов в веществах

Материал	Химическая формула	Плотность г/см ³	λ, см, при энергии	
			4 МэВ	14,9 МэВ
Полиэтилен	(CH ₂) ₄	0,92	5,5	13,9
Плексиглас	C ₅ H ₈ O ₂	1,18	6,3	15,2
Карбид бора	B ₄ C	1,67	12,0	17,2
Графит	C	1,61	11,4	24
Алюминий	Al	2,7	14,1	15,9
Железо	Fe	7,89	7,6	15,9
Свинец	Pb	11,34	15,0	15,5

Быстрые нейтроны наиболее эффективно замедляются веществами с легкими ядрами. К ним относятся вода, парафин, бетон, пластмассы и другие водородосодержащие вещества.

Для эффективного поглощения тепловых нейтронов используют материалы, обладающие большим сечением захвата (это материалы с бором и кадмием): борную соль, борный графит, сплав Cd со свинцом и др.

В лабораторных условиях для защиты от быстрых нейтронов используют комбинированную защиту (из парафина, воды, Cd, В и свинца).

4.4. Взаимодействие γ-излучения с веществом

Рентгеновское и γ-излучение относятся к электромагнитному излучению, свойства их зависят от частоты. Они не различаются между собой, если их частоты совпадают. Поэтому в дальнейшем будем рассматривать особенности взаимодействия γ-квантов с веществом.

Так, γ-лучи относятся к сильнопроникающему излучению в веществе. Проходя через него, γ-кванты взаимодействуют с атомными электронами и ядрами, в результате чего их интенсивность уменьшается. Если энергия γ-квантов составляет до 10 МэВ, то существенными процессами являются фотоэффект, эффект Комптона и образование электрон-позитронных пар (рис. 1). При энергии γ-квантов больше 10 МэВ процесс переходит порог фотоядерных реакций, и в результате взаимодействия γ-квантов с ядрами становятся возможными реакции типа (γ, p), (γ, α). При фотоядерных реакциях нужно учитывать ионизацию атомов вторичными заряженными частицами – протонами (p) и α-частицами. При фотоэффекте (рис. 1, а) атом

поглощает γ -квант и высвобождает электрон. Энергетическое соотношение при этом имеет вид

$$E_\gamma = E_e + E_i,$$

где E_γ – энергия первичного фотона;

E_i – энергия связи электрона в атоме;

E_e – кинетическая энергия вылетевшего фотоэлектрона.

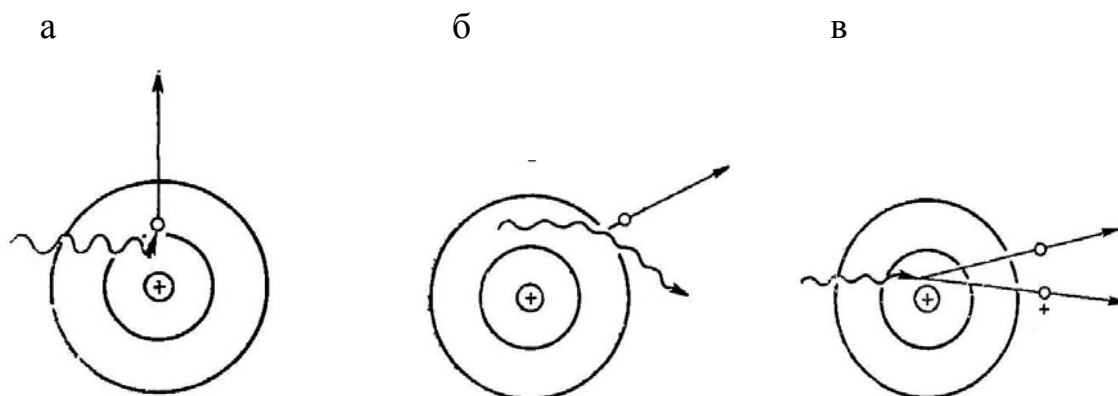


Рис. 1. Схема взаимодействия γ -кванта с электронами атома: а – фотоэффект; б – эффект Комптона; в – рождение пар

Переход менее связанных электронов на вакантные уровни сопровождается выделением энергии, которая может передаваться одному из электронов верхних оболочек атома, что приводит к его вылету из атома (эффект Оже), или может трансформироваться в энергию характеристического рентгеновского излучения. Фотоэффект имеет место тогда, когда энергия γ -кванта больше энергии связи электрона в оболочке атома.

Линейный коэффициент фотопоглощения можно записать в виде:

$$\tau = \tau_0 + \tau_s,$$

где τ_0 – линейный коэффициент, связанный преобразованием первичной энергии фотона в кинетическую энергию электрона;

τ_s – линейный коэффициент, связанный преобразованием первичной энергии фотона в энергию характеристического излучения. Линейный коэффициент фотопоглощения также определяется формулой

$$\tau = \frac{Z^5}{E_\gamma^{3,5}}.$$

С увеличением энергии квантов фотоэффект отходит на задний план, уступая место эффекту Комптона (рис. 1, б). При комптоновском эффекте часть энергии γ -кванта преобразуется в кинетическую энергию электронов отдачи, а другую часть уносит рассеянный γ -квант.

Линейный коэффициент комптоновского взаимодействия равен

$$\varepsilon = \varepsilon_k + \varepsilon_s,$$

где ε_k – линейный коэффициент, обусловленный преобразованием первичной энергии γ -кванта в энергию отдачи электрона;

ε_s – линейный коэффициент, обусловленный рассеянием γ -кванта.

Линейный коэффициент комптоновского взаимодействия также определяется формулой

$$\varepsilon = \frac{Z}{E_\gamma}.$$

Следует сказать, что γ -квант с большой энергией (больше 1,02 МэВ) в поле тяжелого ядра может образовать электрон-позитронную пару (рис. 1, в). Вся энергия γ -кванта преобразуется в энергию покоя электрона и позитрона и их кинетические энергии, то есть

$$h\nu = 2mc^2 + E_e^- + E_e^+.$$

Линейный коэффициент эффекта образования пар определяют по формуле

$$\chi = Z^2 \ln E_\gamma.$$

Полный линейный коэффициент взаимодействия γ -квантов с веществом равен

$$\mu = \tau + \varepsilon + \chi.$$

Тогда ослабление интенсивности падающего на вещество пучка γ -квантов в зависимости от толщины слоя вещества описывается соотношением

$$I(x) = I_0 e^{-\mu x}.$$

Полный линейный коэффициент зависит от плотности ρ вещества, Z и E_γ , то есть $\mu = \mu(\rho, Z, E_\gamma)$.

С увеличением энергии γ -квантов μ сначала уменьшается, принимая минимальное значение, а затем увеличивается. Такой ход кривой объясняется тем, что при низких энергиях преобладают фотоэффект и комптоновский эффект, а при высоких основной вклад в коэффициент μ дает эффект образования пар.

Для свинца, то есть для тяжелых элементов, γ -кванты с энергией около 3 МэВ становятся прозрачными.

В ядерной физике вместо линейного коэффициента используют массовый коэффициент, который равен

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} \left(\frac{\text{см}^2}{\text{г}} \right).$$

Тогда

$$I(x) = I_0 e^{-\rho \mu_m x} = I_0 \exp(-\rho \mu_m x).$$

Если точечный γ -источник помещен в однородное вещество, то интенсивность изменяется по закону:

$$I(R) = \frac{I_0}{4\pi R^2} e^{-\mu R},$$

где R – расстояние от точечного источника до поверхности внутри вещества, в котором рассматривается интенсивность.

Это соотношение не учитывает вклад в интенсивность рассеянного излучения. Рассеянные g -кванты после многократных столкновений с электронами могут выйти из вещества. Тогда в точку A , расположенную после защитного слоя, попадут как первичные, так и рассеянные γ -кванты. Отсюда

$$I(R) = B \frac{I_0}{R^2} e^{-\mu R},$$

где B – это фактор накопления. Его измеряют экспериментально.

Он зависит от геометрии источника энергии первичных квантов и толщины вещества. Для свинца фактор накопления B γ -квантов с энергией 1 МэВ B изменяется от 1,35 ($\mu R = 1$) до 20 ($\mu R = 20$) (табл. 16).

Т а б л и ц а 16

Зависимость линейного коэффициента в воздухе, алюминии и свинце от энергии γ -квантов

Энергия γ -квантов, МэВ	Линейный коэффициент, см^{-1}		
	Вода	Al	Pb
	μ	μ	μ
0,1	6,171	0,444	60,0
0,2	0,137	0,323	11,8
1,0	0,0706	0,166	0,79
2,0	0,0493	0,117	0,51
5,0	0,0302	0,075	0,49
10,0	0,0221	0,062	0,60

Линейный коэффициент численно равен толщине слоя l вещества, при прохождении которого интенсивность γ -излучения уменьшается в e раз:

$$\mu = \frac{1}{l} [\text{см}^{-1}].$$

Из определения видно, что $l = \frac{1}{\mu}$, чем больше μ , тем меньше l , то есть тем меньше толщина защитного слоя вещества.

Более подробно прохождение частиц через вещества вы можете рассмотреть в учебниках по радиофизике.

Контрольные вопросы

1. Какие частицы называются тяжелыми?
2. В чем суть явления «пик Брэгга»?
3. В каких отраслях промышленности можно использовать «пик Брэгга»?
4. В чем отличие прохождения через вещество электронов и позитронов от тяжелых заряженных частиц?
5. Какие механизмы потери энергии у электронов и позитронов вы знаете?
6. Что называется критической энергией и как она рассчитывается?
7. Что называется радиационной длиной и в чем она измеряется?
8. Охарактеризуйте прохождение нейтронов через вещество.
9. Как взаимодействует γ – излучение с веществом?
10. Дайте характеристику эффекту Оже.
11. Что представляет собой линейный коэффициент?

5. НОРМИРОВАНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ. ИНДИВИДУАЛЬНЫЕ И КОЛЛЕКТИВНЫЕ ДОЗОВЫЕ ПРЕДЕЛЫ ОБЛУЧЕНИЯ. РАСЧЕТ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ

5.1. Доза излучения. Единицы измерения радиоактивности

Доза излучения – энергия ионизирующего излучения, поглощенная объемным веществом и рассчитанная на единицу массы. Действие ИИ представляет собой сложный процесс. Эффект облучения зависит от величины поглощенной дозы, ее мощности, вида излучения, объема облучения тканей и органов. Для его количественной оценки введены специальные единицы, которые делятся на внесистемные и единицы в системе Си. Доза является мерой радиационного воздействия.

Для описания влияния ИИ на вещество используются разнообразные понятия и единицы измерения. Исторически первой была принята единица измерения радиоактивности 1 г Ra, которая была названа 1 Кюри [1 г Ra = 1 Кюри (Ки)]. Позднее введена единица Бк (Беккерель) – единица измерения, характеризующая один распад любого радионуклида в 1 с. Так как 1 г Ra дает $3,7 \cdot 10^{10}$ распадов в секунду, то $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$.

Радиоактивность некоторых элементов:

$1 \text{ г } U^{235} = 2,1 \cdot 10^{-6} \text{ Ки}$; $1 \text{ г } Cs^{137} = 87 \text{ Ки}$; $1 \text{ г } Sr^{90} = 145 \text{ Ки}$.

Массу радионуклида можно рассчитать по формуле

$$m = 2,4 \cdot 10^{-24} \cdot A \cdot T_{1/2} \cdot a,$$

где A – массовое число радионуклида;

a – активность в Бк.

Чтобы количественно оценить воздействие радиации на вещество, используют понятия дозы ИИ или облучения. Повреждения, вызванные в живом организме излучением, будут тем больше, чем больше энергии оно передаст тканям. Количество переданной энергии организму называют **дозой**. Так как поглощенная энергия расходуется на ионизацию среды, то для ее измерения необходимо подсчитать число пар ионов, образующихся при излучении. Для количественной характеристики рентгеновского и γ -излучений, действующих на объект, определяют так называемую **экспозиционную дозу (ЭД)**, которая характеризует ионизирующую способность рентгеновского и γ -лучей в воздухе. За единицу ЭД принят Кл/кг, то есть такая ЭД рентгеновских и γ -излучений, при которой в 1 кг сухого воздуха (dm) образуются ионы с величиной суммарного электрического заряда (dq)

в 1 Кулон: $1 \frac{\text{Кл}}{\text{кг}}$ т.е $X = \frac{dq}{dm}$.

Внесистемной единицей, принятой в 1928 году, является рентген (Р).

Рентген – это ЭД рентгеновского и γ -излучения, создающая в 1 см³ воздуха при 0 °С и давлении 760 мм рт.ст суммарный заряд ионов одного знака в одну электростатическую единицу количества заряда. При этом образуются $2 \cdot 10^9$ пар ионов.

Если принять среднюю энергию образования одной пары ионов в воздухе, равной 33,85 эВ, то при дозе 1 Р, передается энергия равная 1 см³ воздуха $\varepsilon = 0,113$ эрг, а в 1 г воздуха $\varepsilon = 87,3$ эрг (1 эрг = 10^{-7} Дж). Единица измерения Р, применяется только для рентгеновского и γ -излучения, характеризует степень ионизации воздуха. Стало очевидно, что единица Р не может обеспечить решения всех метрологических и практических задач в радиологии. Помимо нее необходима универсальная единица, дающая представление о физическом эффекте облучения в любой среде, в частности в твердых телах и биологических тканях. Такой единицей измерения стал *рад* – внесистемная международная единица поглощенной дозы.

Поглощенная доза (D) (ПД) – это количество энергии (dE) излучения, поглощенной единицей массы (dm) облучаемого объекта, т.е. $D = \frac{dE}{dm}$.

Rad (rad) – это поглощенная доза любого вида ионизирующего излучения, при которой в 1 г массы вещества поглощается 100 эрг энергии излучения (1 рад = 100 эрг/г = 10^{-2} Дж/кг). В системе Си D измеряется в Грехах (Гр).

1 Гр – это такая поглощенная доза, при которой в 1 кг массы облученного вещества поглощается 1 Дж энергии излучения:

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг} = 100 \text{ рад}, \quad 1 \text{ Р} = 0,88 \text{ рад для воздуха.}$$

В других веществах ПД может быть иной, но близка к единице (например, в биологической мягкой ткани и в воде 1 Р = 0,93 рад = 0,0093 Гр). Поэтому приближенно экспозиционная доза рентгеновского и γ -излучения в 1 Р численно будет близка к поглощенной дозе в 1 рад, то есть 1 Р \approx 1 рад \approx 0,01 Гр.

Чисто физическое воздействие радиации часто необязательно равно биологическому воздействию. Различные типы излучения могут действовать биологически различно при одной и той же физической дозе, то есть для расчета поражающего действия ионизирующего излучения введено понятие **эквивалентная доза (ЭД) (H)** – поглощенная доза, умноженная на коэффициент, отражающий способность данного вида излучения повреждать ткани организма:

$$H = \sum_i K_i \cdot D_i.$$

Альфа-частица приблизительно в 20 раз биологически эффективнее, чем рентгеновское и γ -излучение. Для последних физическое воздействие примерно равно биологическому. Соответственно, если коэффициент каче-

ства (K) γ -излучения принять за единицу, то для β -излучения он будет также составлять единицу, для α -частицы – 20.

В настоящее время единица измерения эквивалентной дозы – Зиверт (Зв).

$Zв$ – доза любого вида излучения, поглощенная 1 кг биологической ткани и создающая такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 Гр $\left(1 \frac{Дж}{кг}\right)$ фотонного излучения ($K = 1$).

Внесистемная единица измерения ЭД – бэр (биологический эквивалент Рентгена). При дозе 1 бэр какого-либо излучения возникает такой же биологический эффект, как и при поглощенной дозе в 1 рад рентгеновского излучения:

$$1 \text{ бэр} = 1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр} = 0,01 \frac{Дж}{кг} = 0,01 \text{ Зв при } K = 1.$$

Эквивалентная доза является основной величиной в радиационной защите, так как она позволяет оценить риск от вредных биологических последствий облучения биологической ткани различными видами излучения.

Т а б л и ц а 17

Коэффициент качества излучения

Вид излучения и диапазон энергий	Коэффициент качества K
Фотоны всех энергий	1
Электроны и мюоны всех энергий	1
Нейтроны с энергий < 10 кэВ	5
Нейтроны от 10 до 100 кэВ	10
Нейтроны от 100 кэВ до 2 МэВ	20
Нейтроны от 2 до 20 МэВ	10
Нейтроны > 20 МэВ	5
Протоны с энергией > 2 МэВ	5
α -частицы	20

Оказалось, что разные органы и ткани тела человека имеют разную радиочувствительность. Например, при одинаковой эквивалентной дозе возникновение рака легких или молочной железы более вероятно, чем рака щитовидной железы. Поэтому дозы облучения органов и тканей также рассматривают с разными коэффициентами. Это позволяет определить опасность одной и той же дозы, а также дозы при неравномерном облучении организма. Для оценки ущерба здоровью человека за счет различного характера влияния облучения на разные органы (в условиях равномерного облучения всего тела) введено понятие **эффективной эквивалентной дозы**.

Эффективная эквивалентная доза равна сумме взвешенных эквивалентных доз во всех органах и тканях:

$$K_{\text{эф}} = \sum_i K_i \cdot H_i,$$

где K_i – тканевый весовой множитель (табл. 18);

H_i – эквивалентная доза, поглощенная в ткани i .

Единица эффективной эквивалентной дозы – Зиверт (Зв) или бэр. Для оценки ущерба здоровью персонала и населения от динамических эффектов, вызванных действием ионизирующих излучений, используют коллективную эффективную эквивалентную дозу S , определяемую формулой

$$S = \int_0^{\infty} K_{\text{эф}} \frac{dN}{dK_{\text{эф}}} dK_{\text{эф}},$$

где $N(K_{\text{эф}})$ – число лиц, получивших индивидуально эффективную эквивалентную дозу $K_{\text{эф}}$.

Т а б л и ц а 18

Значение тканевых весовых множителей K_i
для различных органов и тканей

Ткань или орган	K_i
Половые железы	0,2
Красный костный мозг, толстый кишечник, легкие, желудок	0,12
Мочевой пузырь, молочные железы, печень, пищевод, щитовидная железа	0,05
Кожа, поверхность костей	0,01
Остальные	0,05

Единица измерения S – человеко-зиверт [чел.·Зв]. Многие радионуклиды распадаются очень медленно и остаются радиоактивными даже в отдаленном будущем. Тогда *коллективная эффективная эквивалентная доза*, которую получают многие поколения людей от радиоактивного вещества за все время его существования, будет называться *ожидаемой (полной) коллективной эффективной эквивалентной дозой (ОКЭД)*. На основании суммарной эффективной эквивалентной дозы законодательством РФ установлены критерии, по которым осуществляется социально-медицинская реабилитация пострадавшего от ядерных взрывов или аварий населения.

В биологическом отношении важно знать не просто дозу излучения, которую получил облучаемый объект, а дозу, полученную в единицу времени.

В связи с этим существует понятие мощности дозы – дозы излучения за единицу времени.

На практике мощность экспозиционной дозы (МЭД) измеряется в Р/ч, мкР/ч и т.д.; мощность поглощенной дозы – в рад/ч, рад/мин; мощность эквивалентной дозы – в Зв/ч, Зв/мин и т.д.

Экспозиционная доза часто оценивается показателем мкР/ч и составляет обычно от 5 до 30 мкР/ч, создавая фоновую дозу облучения 0,3–0,6 мЗв/год. Норма для населения – 1 мЗв/год; для обслуживающего персонала АЭС – предел 5 мЗв/год.

Для перехода от экспозиционной дозы к дозе внешнего облучения следует знать, что 1 мкР/ч = 0,01 мкЗв/ч, 1 мкР/ч = 0,005 мЗв/год.

Для описания степени радиоактивного загрязнения местности пользуются понятием *площадной активности* – радиоактивности вещества, приходящейся на единицу площади (Ки/км², Бк/м² и т.д.).

При характеристике радиоактивности какого-либо материала конкретно указывается, о каком радионуклиде идет речь. Так, если в случае загрязнения почвы несколькими техногенными радиоизотопами говорится, что удельная активность почвы по цезию – 137 (100 Бк/кг), то это значит, что речь идет только об этом изотопе, другие (Sr, Co и др.), присутствующие в почве, не учитываются.

Общую суммарную радиоактивность данной почвы рассчитывают по формуле сложения с учетом определенных коэффициентов.

Загрязнение атмосферного воздуха, материалов, продуктов питания, жидкостей оценивается с помощью:

удельной активности – активности единицы массы вещества (Ки/кг, Бк/кг);

- объемной концентрации радиоактивности – это количество распадов в единицу времени, отнесенное к объему вещества (Ки/л, Ки/м³, Бк/л, Бк/м³).

Основные радиологические величины и их единицы измерения представлены в табл. 19.

Т а б л и ц а 19

Основные радиологические величины и единицы

Величина	Наименование и обозначение единицы измерения		Соотношения между единицами
	Внесистемные	СИ	
Активность нуклида <i>A</i>	Кюри (Ки, Ci)	Беккерель (Бк, Bq)	1 Ки = 3,7·10 ¹⁰ Бк 1 Бк = 1 расп/с 1 Бк = 2,7·10 ⁻¹¹ Ки
Экспозиционная доза <i>X</i>	Рентген (Р, R) 1 р = 88 эрг/г = = 88·10 ⁻⁴ Дж/кг	Кулон/кг (Кл/кг, C/kg)	1 Р = 2,58·10 ⁻⁴ Кл/кг = = 0,88 рад = 0,0093 Гр 1 Кл/кг = 3,88·10 ³ Р
Поглощенная доза <i>D</i>	Рад (рад, rad)	Грей (Гр, Gy) Дж/кг	1 рад = 10 ⁻² Гр 1 Гр = 1 Дж/кг = 100 рад
Эквивалентная доза <i>H</i>	Бэр (бэр, rem)	Зиверт (Зв, Sv) Дж/кг	1 бэр = 10 ⁻² Зв = 1 р = 0,88 рад 1 Зв = 100 бэр = 100 р
Интегральная доза излучения	Рад-грамм (рад·г, rad·g)	Грей-кг (Гр·кг, Gy·kg)	1 рад×г = 10 ⁻⁵ Гр·кг 1 Гр×кг = 10 ⁵ рад·г

5.2. Современные представления о пределах радиационной безопасности (РБ)

Наиболее полно современные представления о радиационной безопасности изложены в публикациях МКРЗ № 26 и № 60. Основой построения системы радиационной безопасности в стране является нормирование любых лучевых воздействий на население с учетом возраста, пола, профессиональной принадлежности, числа облучаемых и доли облучаемых по профессиональной принадлежности от общего числа жителей страны. Нормирование должно предусматривать полное предупреждение соматических реакций (снижение сопротивляемости организма, нарушение нервно-психического состояния) и максимальное снижение риска развития отдаленных реакций на облучение в виде опухолей, лейкозов, наследственных заболеваний (стохастические эффекты). Понятие о стохастическом эффекте и его размерах до сих пор спорно и нуждается в расшифровке.

Согласно трактовке Всемирной организации здравоохранения (ВОЗ), **риск** – это всякое скрытое явное, но проявляемое в будущем неблагоприятное влияние фактора среды на физическое развитие, здоровье и жизнедеятельность человека. Вместе с тем облучение в любых, даже незначительных, дозах сопряжено с риском. Поэтому в практику оценки РБ введено понятие «**относительный риск**» – это отношение риска от воздействия радиации (ее допустимые размеры) к риску от воздействия нерадиационного (принятого обществом) фактора при осуществлении аналогичной технологии, лечении одинаковых заболеваний, получении одинаковой энергии и т.п. Иными словами, это «взвешенность» риска нового, радиационного, в риске старого, привычного.

Приемы оценок риска различны. Так, при оценке получения энергии радиационным и нерадиационным способами мы должны сопоставлять размеры риска по всей цепочке технологии производства, начиная от урановых и угольных шахт, транспортировки топлив, разгрузочно-перезгрузочных работ и кончая риском непосредственно производства энергии на АЭС и аналогичной по мощности тепловой электростанции. Кроме того, риск должен оцениваться и по аналогичным последствиям воздействия производства: раковым заболеваниям, травмам (переоблучению), влиянию на заболеваемость в зоне производства и прилегающих районов.

Вместе с тем такая оценка риска чаще всего «смазывается» фоновым воздействием социальных, коммунальных и прочих факторов. Распространенным подходом является оценка допустимости облучения по социально-экономическому соотношению «польза / вред». Общество должно принимать новую технологию только в том случае, если вред, наносимый новой технологией, окупается приносимой ей пользой. Японские обыватели,

проживающие вблизи АЭС, находятся на полном государственном обеспечении.

Не менее остро встают вопросы определения общего числа облучаемого населения страны. Проблема связана с оплошностями при захоронении радиоактивных отходов атомной промышленности, отслуживших медицинских и технических гамма-установок, радиоизотопов, с ростом риска аварий на АЭС, массовостью медицинского профилактического облучения, с одной стороны, и ростом проявления генетических последствий облучения – с другой.

Еще в 1933 г. генетик Меллер говорил о необходимости оберегать от радиации генетический материал человека для сохранения человеческой расы в самом отдаленном будущем, а не увлекаться эфемерной выгодой одного, нынешнего поколения.

Во многих странах с этой целью введены правила жесткого ограничения любого вида облучения населения, в том числе и медицинского, в дозах, превышающих естественный радиационный фон. Число же облучаемых в более высоких дозах, близких к ПДД, не должно превышать 2 % от общего числа жителей страны. Рекомендуется защита «разбавлением» облучаемых среди необлучаемого населения. Врачам-радиологам не рекомендуется вступать в брак с лицами аналогичной профессии.

Более жестко эти вопросы поставлены в публикациях МКРЗ (Международная комиссия по радиационной защите), которая настаивает на полном прекращении сверхфонового облучения населения и устранения из норм самого понятия «лица категории Б». Очень важна достоверная информация для населения о размерах радиационной опасности, методах снижения риска облучения. И превышение, и занижение риска может привести только к отрицательным изменениям в состоянии здоровья человека.

Любой облучаемый должен знать дозу облучения и вероятную реакцию организма на нее. Любое облучение должно быть оправданным (либо окупаемым) и добровольным. Окупаемость должна обосновываться и оговариваться в каждом конкретном случае облучения.

5.3. Нормы радиационной безопасности

Нормы радиационной безопасности (НРБ) – это те границы, которые общество ставит перед атомной индустрией, исходя из имеющихся знаний.

Необходимость в нормировании радиации – определении уровней безопасного облучения – возникла сразу после открытия ионизирующих излучений и радиоактивности. Первое радиационное поражение от рентгеновского излучения получил в 1895 г. Грауббе, а в 1896 г. – французский физик А. Беккерель при использовании соли урана (радиоактивное излучение).

Первая попытка выявить безопасные пределы облучения была принята П. Кюри в 1911 г. Он выявил «пороговую эритемную дозу», которая принималась как весовое количество радиоактивного вещества в сочетании с временем его действия при непосредственном соприкосновении с ним. Допустимыми считались такие последствия, при которых легкое покраснение кожи длилось не более суток. Доза, которая вела к безопасным реакциям (эритеме), равна 340 Р. Позже, в 1925 году, американский радиолог Матчелюр предложил снизить эту дозу в 100 раз. В 1928 году в Женеве была учреждена Международная комиссия по защите от рентгеновских лучей и радия (Ra), ставшая впоследствии наиболее авторитетной Международной комиссией по радиационной защите (МКРЗ). Она ввела в практику первую единицу измерения радиации – рентген.

Спустя пять лет на основании накопленного в мировой практике материала, обобщенного Зивертом, Барклеем и другими, в качестве переносимой (толерантной) была рекомендована доза 200 мР/сут, или 35 Р/год.

Изменения НРБ для персонала, работающего с радиоактивными веществами в разные годы, произошли следующим образом:

1925 год – 1560 мЗв/год; 1934 год – 300 мЗв/год; 1958 год – 50 мЗв/год; 1990 год – 20 мЗв/год.

Таким образом, с момента начала официального регулирования (1925 г.) эта доза уменьшилась в 78 раз.

Следующим шагом МКРЗ стал отказ от толерантной дозы и введение современной **предельно допустимой дозы (ПДД)**, т.е. такой дозы, которая не должна вызывать значительного повреждения человеческого организма в любой момент времени от начала радиационных воздействий на протяжении его жизни. Данная комиссия также впервые ввела понятие *критических органов*, то есть органов, облучение которых данной дозой причиняет наибольший вред облучаемому организму.

Расчеты и обобщения генетических исследований показали: доза, удваивающая частоту спонтанных мутаций у человека, находится в пределах 0,1–1 Зв (10–100 Бэр). Это привело к выводу о необходимости ограничения лучевых нагрузок как на лиц, занятых в радиационной практике, так и на население в целом.

В 1948 году МКРЗ было предложено снизить суммарную лучевую нагрузку для профессионалов до 200 бэр (5 бэр в год), запретить работу с источником ИИ лицам моложе 18 лет, беременным женщинам, ограничив суммарную лучевую нагрузку в детородном возрасте (до 30 лет) до 60 бэр. В 1953 году в России появились «Санитарные нормы и правила при работе с радиоактивными изотопами» (СНИП). В документе регламентировалась допустимая доза γ -облучения для профессиональных работников – 0,3 Р/нед (15 Р/год). Затем были внесены изменения в СНИП. Благодаря комиссии под руководством академика А.А. Летавета, в нашей стране вве-

дена международная норма радиационной безопасности (НРБ), принятая в 1999 году (НРБ-99/09), но пересмотренная и утвержденная в 2009 году.

Нормы радиационной безопасности применяются для обеспечения безопасности человека во всех случаях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного или природного происхождения.

Требования и нормативы, установленные нормами, являются обязательными для всех юридических и физических лиц, независимо от их подчиненности и форм собственности, в результате деятельности которых возможно облучение людей, а также для администрации субъектов РФ, местных органов власти, граждан РФ, иностранных граждан и лиц без гражданства, проживающих на территории РФ.

Настоящие нормы устанавливают основные пределы доз, допустимые уровнем воздействия ионизирующего излучения, по ограничению облучения населения в соответствии с Федеральным законом № 3 «О радиационной безопасности населения» от 09 января 1996 года.

Последние НРБ-99/09 приняты в качестве юридического документа в нашей стране (СанПин 2.6.1.2523–09). В них предусмотрены следующие основные принципы радиационной безопасности:

- принцип нормирования – непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ИИ;
- принцип обоснования – запрещение всех видов деятельности по использованию источников ИИ, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительно к естественному радиационному фону облучения;
- принцип оптимизации – поддержание на возможно низком и достижимом уровне индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника ИИ.

Главной целью радиационной безопасности является охрана здоровья населения, включая персонал, от вредного воздействия ионизирующего излучения путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности без необоснованных ограничений полезной деятельности при использовании излучения в различных областях хозяйства, в науке и медицине. Нормы распространяются на следующие источники ионизирующего излучения:

- техногенные – за счет нормальной эксплуатации техногенных источников излучения;
- техногенные – в результате радиационной аварии;
- природные;
- медицинские.

Требования по обеспечению радиационной безопасности сформулированы для каждого вида облучения. Суммарная доза от всех видов облуче-

ния служит только для оценки радиационной обстановки и медицинских последствий.

Требования НРБ-99/09 не распространяются на источники ИИ, создающие годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв и коллективную годовую дозу не более 1 чел.·Зв при любых условиях их использования, а также на космическое излучение на поверхности Земли, и облучение, которое создается K^{40} , содержащимся в организме человека, и на которое практически невозможно влиять.

В 1950 году выдающийся шведский радиобиолог Зиверт пришел к выводу, что действие радиации на живые организмы не имеет *порогового уровня*.

Пороговый уровень – такой уровень, ниже которого не обнаруживается поражение у каждого облученного организма, то есть отсутствует детерминированный определенный эффект. При облучении в меньших дозах эффект будет стохастическим (случайным), то есть определенные изменения среди групп облучаемых обязательно возникнут, но у кого именно, заранее неизвестно. Отсутствие порогового уровня при действии радиации не исключает существования приемлемого по опасности для общества уровня облучения.

Отношение людей к той или иной опасности определяет степень их представления о том или другом факторе риска по Булатову, т.е. приемлемый проинформированный риск.

Для обоснования расходов на радиационную защиту при реализации принципа оптимизации принимают, что облучение в коллективной эффективной дозе 1 чел.·Зв приводит к потенциальному ущербу, равному потере 1 чел.-года жизни населения. Величина денежного эквивалента потери 1 чел.-года жизни населения устанавливается методическими указаниями федерального органа госсанэпиднадзора в размере не менее 1 годового душевого национального дохода.

В нормах регламентируются требования к ограничению техногенного облучения в нормальных условиях эксплуатации. Категории облучаемых лиц: персонал (группы А и Б); все население.

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются 3 класса нормативов:

- 1) основные пределы доз (ПД);
- 2) допустимые уровни многофакторного воздействия (для одного радионуклида, пути поступления или одного вида внешнего облучения), являющиеся производными от основных пределов доз:
 - пределы годового поступления (ПГП),
 - среднегодовые допустимые объемные активности (ДОВА),
 - среднегодовые допустимые удельные активности (ДУА) и др.;
- 3) контрольные уровни (дозы, уровни, активности, плотности потоков и др.); значения должны учитывать достигнутый в организации уровень РБ

и обеспечивать условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого.

Основные ПД (табл. 20), как и все остальные допустимые уровни облучения персонала группы Б, равны $\frac{1}{4}$ значений для персонала группы А. Далее все нормативные значения по категории «персонал» приводятся только для группы А.

Т а б л и ц а 2 0

Основные дозовые пределы (ДП), (НРБ-99/09)

Нормированные величины	Дозовые пределы (ДП)	
	Группа А	Группа Б
Эффективная доза (в год)	20 мЗв в среднем за 5 лет, но не более 50 мЗв	1 мЗв в среднем за 5 лет, но не более 5 мЗв
Эквивалентная доза (в год):		
Хрусталики	150 мЗв	15 мЗв
Кожа	500 мЗв	50 мЗв
Кости, стопы	500 мЗв	50 мЗв

Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам. Так, ПД в коже относится к среднему по площади 1 см^2 его значению в базальном слое кожи толщиной 5 мг/см^2 под покровным слоем толщиной 5 мг/см^2 . На ладонях толщина покровного слоя – 40 мг/см^2 . Указанным пределом допускается облучение всей кожи человека, если при усредненном облучении любого 1 см^2 площади кожи этот предел не будет превышен.

К указанным основным ПД не относятся дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы, полученные вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения. Эффективная доза для персонала за период трудовой деятельности (50 лет) не должна превышать 100 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) – 70 мЗв. При одновременном воздействии на человека источников внешнего и внутреннего облучения годовая эффективная доза не должна превышать указанных ПД.

Годовое поступление радионуклидов через органы дыхания и среднегодовая объемная активность их во вдыхаемом воздухе не должны превышать числовых значений ППП и ДОА, приведенных в прил. 1 и 2 (НРБ 99/09), где ПД взяты равными 20 мЗв в год для персонала и 1 мЗв в год для населения. В условиях нестандартного поступления радионуклидов величины ППП и ДОА устанавливаются методическими указаниями федерального органа Госсанэпиднадзора.

Для женщин в возрасте до 45 лет, работающих с источниками излучения, вводятся дополнительные ограничения: эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1 мЗв в ме-

сяц, а поступление радионуклидов в организм за год не должно быть более $1/20$ предела годового поступления для персонала. В этих условиях эквивалентная доза облучения плода за 2 месяца невыявленной беременности не превысит 1 мЗв. Администрация организации (предприятия) обязана перевести беременную женщину на работу, не связанную с источниками ионизирующего излучения, с того дня, когда она сообщила о беременности, на период беременности и грудного вскармливания ребенка. Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием источников излучения, годовые дозы не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б.

Планируемое облучение персонала группы А выше установленных пределов доз при ликвидации или предотвращении аварии может быть разрешено только в случае необходимости спасти людей и (или) предотвращения их облучения. Планируемое повышенное облучение допускается для мужчин старше 30 лет лишь при их добровольном письменном согласии, после информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья. Планируемое повышенное облучение в эффективной дозе до 100 мЗв в год и в эквивалентных дозах не более двукратных значений, приведенных выше, допускается с разрешения территориальных органов госсанэпиднадзора, а облучение в эффективной дозе до 200 мЗв в год и четырехкратных значениях эквивалентных доз – только с разрешения федерального органа госсанэпиднадзора.

Повышенное облучение не допускается: для работников, ранее уже облученных в течение года в результате аварии или запланированного повышенного облучения с эффективной дозой 200 мЗв или с эквивалентной дозой, превышающей в 4 раза указанные ПД; для лиц, имеющих медицинские противопоказания для работы с источниками излучения.

Лица, подвергшиеся облучению в эффективной дозе, превышающей 100 мЗв в течение года, при дальнейшей работе не должны подвергаться облучению в дозе свыше 20 мЗв в год. Облучение эффективной дозой свыше 200 мЗв в течение года – потенциально опасное. Работников, получивших такую дозу, следует немедленно выводить из зоны облучения и направлять на медицинское обследование. Последующая работа с источниками излучения этим лицам может быть разрешена только в индивидуальном порядке с учетом их согласия по решению компетентной медицинской комиссии. Лица, не относящиеся к персоналу, но привлекаемые для проведения аварийных и спасательных работ, должны быть оформлены и допущены к работам как персонал группы А. Есть ситуации, о существовании которых люди часто не подозревают, хотя они значительно опаснее, чем те, которые известны.

Мало кто обращает внимание на естественную радиацию, вклад от которой составляет ~ 80 % среднегодовой эквивалентной дозы облучения, и

на облучение, связанное с наличием радона (Rn) в закрытых помещениях. Для населения пределы опасной дозы установлены в 1952 г. – 15 мЗв/год, в 1959 г. – 5 мЗв/год, в 1990 г. – 1 мЗв/год.

В последнее время настаивают, чтобы такая доза была 0,25 мЗв/год.

В США установлена максимальная допустимая доза искусственного облучения в год – 0,1 мЗв/год.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) – 1000 мЗв, для населения за период жизни (70 лет) – 70 мЗв.

5.4. Предельно допустимые дозы облучения (ПДД)

По отношению к облучению население делится на три категории:

- *категория А* – облучаемые лица или персонал (профработники) – лица, которые постоянно или временно работают непосредственно с источниками ИИ;

- *категория Б* – облучаемые лица или ограниченная часть населения – лица, которые не работают непосредственно с источниками ИИ, но по условиям проживания или размещения рабочих мест могут подвергаться воздействию ИИ;

- *категория В* – облучаемые лица или население – население страны, республики, края и области.

Для категории А вводятся ПДД – наибольшее значения индивидуальной эквивалентной дозы за календарный год, при которой равномерное облучение в течение 50 лет не может вызвать в состоянии здоровья неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.

Законом установлены три группы критических органов для определения ПДД (табл. 21):

- 1) все тело, красный костный мозг;
- 2) мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудок, легкие, хрусталики глаз;
- 3) кожный покров, костная ткань, кисти, предплечье, голени и стопы.

Т а б л и ц а 2 1

Дозовые пределы внешнего и внутреннего облучения, Бэр/год

Категория	Группы критических органов		
А, ПДД	5	15	30
Б, предел дозы	0,5	1,5	3

Для категории А установлены:

- Предельно допустимое годовое поступление (ПДП) радионуклида через органы дыхания.

- Допустимое содержание радионуклида в критическом органе.
- Допустимая объемная активность в воздухе рабочей зоны.
- Допустимое загрязнение кожных покровов, специальной одежды.
- Допустимая мощность дозы излучения.

Для персонала группы А ППП и ДОО дочерних изотопов радона (Rn^{222} и Rn^{220}) – изотопы Po^{218} (RaA); Pb^{214} (RaB); Bi^{214} (RaC); Pb^{212} (ThB); Bi^{212} (ThC) в единицах эквивалентной равновесной активности составляют:

$$ППП: 0,10P_{RaA} + 0,52P_{RaB} + 0,38P_{RaC} = 3,0 \text{ МБк};$$

$$0,91P_{ThB} + 0,09P_{ThC} = 0,68 \text{ МБк};$$

$$ДОО: 0,10A_{RaA} + 0,52A_{RaB} + 0,38A_{RaC} = 1200 \text{ Бк/м}^3;$$

$$0,91A_{ThB} + 0,09A_{ThC} = 270 \text{ Бк/м}^3.$$

Для категории В также установлены:

– Предел годового поступления радионуклида через органы дыхания и пищеварения.

– Допустимая объемная активность радионуклида в воздухе и воде.

– Допустимая мощность дозы излучения.

– Допустимое загрязнение кожных покровов, одежды и поверхностей.

Численные значения о допущенных уровнях содержатся в нормах радиационной безопасности (табл. 22 и 23).

Т а б л и ц а 22

Прогнозируемые уровни облучения, при которых необходимо срочное вмешательство (НРБ-09)

Орган или ткань	Поглощенная доза в органе или ткани за 2 суток, Гр
Все тело	1
Легкие	6
Кожа	3
Щитовидная железа	5
Хрусталик глаза	2
Гонады	3
Плод	0,1

Т а б л и ц а 23

Уровни вмешательства при хроническом облучении

Орган или ткань	Годовая поглощенная доза, Гр в год
Гонады	0,2
Хрусталик глаза	0,1
Красный костный мозг	0,4

Ответственного за соблюдение настоящих Норм назначают в соответствии со статьей 55 Закона РФ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».

5.5. Ограничение природного облучения

Допустимое значение эффективной дозы, обусловленной суммарным воздействием природных источников излучения, для населения не устанавливается. При проектировании новых жилых и общественных зданий должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность (ЭРОА) изотопов радона и тория в воздухе помещений не превышала 100 Бк/м^3 , а мощность эффективной дозы гамма-излучения не превышала мощности дозы на открытой местности более чем на $0,3 \text{ мкЗв/ч}$.

Эффективная удельная активность ($A_{\text{эфф}}$) природных радионуклидов в строительных материалах (щебень, гравий, песок, бутовый и пиленный камень, цементное и кирпичное сырье и пр.), добываемых на их месторождениях или являющихся побочным продуктом промышленности, а также отходы промышленного производства, используемые для изготовления строительных материалов (золы, шлаки и пр.), не должна превышать:

- для материалов, используемых в строящихся и реконструируемых жилых и общественных зданиях (I класс):

$$A_{\text{эфф}} = A_{\text{Ra}} + 1,3A_{\text{Th}} + 0,09A_{\text{K}} \leq 370 \text{ Бк/кг},$$

где A_{Ra} и A_{Th} – удельные активности Ra^{226} и Th^{232} , находящихся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов;

A_{K} – удельная активность 40 кБк/кг ;

- для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений (II класс):

$$A_{\text{эфф}} \leq 740 \text{ Бк/кг};$$

- для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов (III класс):

$$A_{\text{эфф}} \leq 1,5 \text{ кБк/кг}.$$

При $1,5 \text{ кБк/кг} < A_{\text{эфф}} < 4,0 \text{ кБк/кг}$ (IV класс) вопрос об использовании материалов решается в каждом случае отдельно по согласованию с федеральным органом госсанэпнадзора. Если $A_{\text{эфф}} > 4,0 \text{ кБк/кг}$, то материалы не должны использоваться в строительстве. В случае, когда в питьевой воде содержатся природные и искусственные радионуклиды, создающие эффективную дозу меньше $0,1 \text{ мЗв}$ в год, не требуется проведения мероприятий по снижению ее радиоактивности. Этому значению дозы при потреблении воды 2 кг в сутки соответствуют средние значения удельной активности за год (уровни вмешательства – УВ). При совместном присутствии в воде нескольких радионуклидов должно выполняться следующее условие:

$$\sum (A_i / \text{УВ}) \leq 1,$$

где A_i – удельная активность i -го радионуклида в воде;

УВ – соответствующий уровень вмешательства.

Предварительная оценка допустимости использования воды для питьевых целей может быть дана по удельной суммарной альфа- и бета-активности, которая не должна превышать 0,1 и 1,0 Бк/кг соответственно.

Удельная активность природных радионуклидов в фосфорных удобрениях и мелиорантах не должна превышать:

$$A_U + 1,5A_{Th} \leq 4,0 \text{ кБк/кг},$$

где A_U и A_{Th} – удельные активности U^{238} (Ra^{226}) и Th^{232} (Th^{228}), находящихся в радиоактивном равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов соответственно.

Эффективная доза облучения природными источниками излучения всех работников, включая персонал, не должна превышать 5 мЗв в год в производственных условиях (любые профессии и производства). Средние значения радиационных факторов в течение года, в случае монофакторного воздействия эффективной дозы 5 мЗв в год при продолжительности работы 2000 ч/год, средней скорости дыхания 1,2 м³/ч и радиоактивном равновесии радионуклидов уранового и ториевого рядов в производственной пыли, составляют:

- мощность эффективной дозы гамма-излучения на рабочем месте – 2,5 мкЗв/ч;
- ЭРОАU в воздухе дыхания – 310 Бк/м³;
- ЭРОАTh в воздухе дыхания – 68 Бк/м³;
- удельная активность в производственной пыли урана 238, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда, – 40/ f , кБк/кг, где f – среднегодовая общая запыленность воздуха в зоне дыхания, мг/м³;
- удельная активность в производственной пыли тория-232, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда, – 27/ f , кБк/кг.

При многофакторном воздействии должно выполняться условие: сумма отношений воздействующих факторов к значениям, приведенным выше, не должна превышать 1. На основании значений ПГП радионуклидов через органы пищеварения, соответствующих пределу дозы 1 мЗв в год и квот от этого предела, может быть рассчитана (для конкретных условий) допустимая удельная активность основных пищевых продуктов с учетом их распределения по компонентам рациона и в питьевой воде, а также с учетом поступления радионуклида через органы дыхания и внешнего облучения.

5.6. Ограничение медицинского облучения

Принципы контроля и ограничения радиационных воздействий в медицине основаны на получении необходимой и полезной диагностической информации или терапевтического эффекта при минимально возможных

уровнях облучения. При этом не устанавливаются ПД, но используются принципы обоснования назначения радиологических медицинских процедур и оптимизации мер защиты пациентов.

При проведении профилактических медицинских рентгеновских исследований и научных исследований практически здоровых лиц годовая доза их облучения не должна превышать 1 мЗв. Установленный норматив годового профилактического облучения может быть превышен лишь в условиях неблагоприятной эпидемиологической обстановки, требующей проведения дополнительных исследований или вынужденного использования методов с большим дозообразованием. Такое решение о временном вынужденном превышении этого норматива профилактического облучения принимается областным (краевым, республиканским) управлением здравоохранения.

Проведение научных исследований на людях с применением источников излучения должно осуществляться по решению федерального органа здравоохранения. При этом требуется обязательное письменное согласие испытуемого и предоставление ему информации о возможных последствиях облучения. Лица (не являющиеся работниками рентгенорадиологического отделения), оказывающие помощь в поддержке пациентов (тяжелобольных, детей) при выполнении рентгенорадиологических процедур, не должны подвергаться облучению в дозе, превышающей 5 мЗв в год. Мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м от пациента, которому с терапевтической целью выделены радиофармацевтические препараты, не должна превышать при выходе из радиологического отделения 3 мкЗв/ч.

Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/09) устанавливают требования по защите людей от вредного радиационного воздействия при всех условиях облучения от источников ионизирующего излучения; являются обязательными при проектировании, строительстве, эксплуатации, реконструкции, перепрофилировании и выводе из эксплуатации радиационных объектов.

5.7. Воздействие радиации на ткани живого организма

В органах и тканях биологических объектов, как и в любой среде, при облучении в результате поглощения энергии идут процессы ионизации и возбуждения атомов. Эти процессы лежат в основе биологического действия излучения. Его мерой служит количество поглощенной в организме энергии.

В реакции организма на облучение можно выделить *четыре фазы*. При этом длительность *первых трех фаз* не превышает единиц микросекунд, в течение которых происходят различные молекулярные изменения, а в *чет-*

вертой медленной фазе эти изменения переходят в функциональные и структурные изменения в клетках органах и организме в целом.

Первая фаза ионизации и возбуждения атомов длится 10^{-13} с; во второй фазе, протекающей за 10^{-10} с, образуются высокоактивные в химическом отношении радикалы, которые, взаимодействуя с различными соединениями, дают начало вторичным распадам, имеющим значительно большие по сравнению с первичными сроки жизни. В третьей фазе (10^{-6} с) образующиеся радикалы вступают в реакции с органическими молекулами клеток, что приводит к изменению биологических свойств молекул. Описанные процессы первых трех фаз являются первичными и определяют дальнейшее развитие лучевого поражения. В четвертой, биологической фазе химические изменения молекул приводят к клеточным изменениям, и здесь наиболее чувствительным к облучению является ядро клетки. Последнее вызывает наибольшее поражение ДНК, содержащей наследственную информацию.

В результате облучения (это зависит от величины поглощаемой дозы) клетка гибнет, становится неполноценной. Время протекания четвертой фазы различно и в зависимости от условий может растянуться на годы или на всю жизнь.

Различные виды излучений характеризуются разной биологической эффективностью, связанной с проникающей способностью и характером передачи энергии органам и тканям живого объекта (табл. 24).

Т а б л и ц а 24

Химический состав мягкой ткани и костей организма человека

Элемент	Z	Процентное соотношение по весу	
		Мягкие ткани	Кость
H	1	10,200	6,4
C	6	12,300	27,8
N	7	3,500	2,7
O	8	72,900	41,0
Na	11	0,080	–
Mg	12	0,020	0,2
P	15	0,200	7,0
S	16	0,500	0,2
K	19	0,300	–
Ca	20	0,007	14,7

Основное воздействие на биологическую ткань оказывают протоны, образующиеся в реакции (n, p) и теряющие всю свою энергию в месте рождения.

Для медленных нейтронов сечение захвата мало. Большая часть энергии расходуется на возбуждение и расщепление молекул ткани.

Для быстрых нейтронов до 90 % энергии в ткани теряется при их упругом взаимодействии. При этом решающее значение имеет рассеяние нейтронов на протонах. Дальнейшее выделение энергии происходит в результате ионизации среды протонами отдачи.

5.8. Воздействие радиации на человека

Ионизирующее излучение обладает громадной биологической активностью, способной привести к ионизации любых химических соединений внутри организма, образованию активных радикалов и этим вызвать длительно протекающие реакции в живых организмах. Результатом биологического действия радиации является нарушение нормальных биологических процессов с последующими функциональными и морфологическими изменениями в клетках и тканях. Механизм биологического действия ИИ до конца не изучен.

Условно в нем выделяют два основных этапа:

- 1) первичный – непосредственное действие излучения на биологические процессы, функции, структуры органов, тканей и др.;
- 2) вторичный – опосредованное действие, которое вызывается глубинными сдвигами в нервной и эндокринной системах организма.

Существует две теории первичного действия:

- теория прямого действия на вещество;
- теория косвенного (химического) действия на живые клетки через образование свободных радикалов.

Под прямым действием ионизирующей радиации понимают непосредственное разрушение молекул биологического вещества.

В основе механизма лежит разрушение и гибель клетки через повреждение процессов деления клетки. Прямое воздействие происходит очень быстро и является главной причиной разрушения ДНК. Под *косвенным действием* радиоактивного излучения понимают изменение молекул клетки и тканей, вызванные радиационным разрушением (радиолиз) воды и растворенных в ней веществ.

Вода составляет основу клетки (80–90 %). В воде растворены белки, нуклеиновые кислоты, ферменты, гормоны и другие вещества, которые являются основными компонентами клетки. Первоначально радиационное разрушение инициируется прямым действием ИИ на молекулы воды. В результате образуются активные ионы H^+ и OH^- . Обладая очень высокой химической активностью, свободные радикалы взаимодействуют друг с другом и растворенными в воде органическими и неорганическими веществами по типу окислительных и восстановительных реакций. Особую роль играет O_2 .

Он инициирует цепную реакцию образования целого ряда новых свободных радикалов, которые оказывают токсичное воздействие на клетку. Обладая чрезвычайно высоким окислительным потенциалом, они вызывают характерные для лучевого поражения реакции:

- нарушение в клеточных мембранах;
- нарушение метаболических процессов в клетке;
- торможение клеточного деления;
- нарушение кроветворения;
- поражение хромосомного аппарата и других, что приводит к изменению функций и структур органов, систем и реакции всего организма.

Таковы представления о первичных механизмах действия радиации на организм, которое в дальнейшем усиливается реакциями нервной и эндокринной систем, т.е. опосредованно. Это вторичное (опосредованное) участие обнаружено при развитии изменений во всех тканях и системах организма, представляющих основные синдромы лучевого поражения. Воздействие ИИ на организм может носить характер соматический и генетический (табл. 25). Степень проявления отрицательных биологических эффектов находится в прямой зависимости от дозы, времени, вида облучения и индивидуальной особенности организма.

Т а б л и ц а 2 5

Радиоактивная эффективность облучения

Соматические эффекты	Генетические эффекты
Лучевая болезнь	Генетические мутации
Локальные лучевые поражения	Хромосомные абберации (раздвоение)
Лейкозы	–
Опухоль	–

Соматическое воздействие выражается в осложнении на субклеточном, клеточном, тканевом уровнях, но не передается по наследству, то есть радиационное воздействие не затрагивает генетический код и половые хромосомы. Это поражение, причиненное самому облученному организму, не проявляется в нарушении роста и развития, преждевременном старении, нарушении иммунной системы и др. Сразу же после облучения большими дозами в живом организме возникают определенные причинно-обусловленные соматические (детерминированные) эффекты:

- острая и хроническая лучевая болезнь;
- локальное лучевое повреждение (катаракта), поражение кожи;
- нарушение репродуктивных функций и т.д.

Вероятность появления такого эффекта в целом равна нулю при малых дозах, но будет резко возрастать при повышении некоторого уровня доз. Таким образом, тяжесть эффекта определяется дозой.

Другая часть соматических эффектов носит стохастический (случайный) характер. Они возникают через длительное время после облучения и проявляются только в будущих поколениях, причем могут возникнуть не у всех облученных, а только у части, но у кого именно – предсказать невозможно. К таким эффектам относятся: понижение сопротивляемости к инфекциям, сокращение продолжительности жизни, возникновение опухолей, лейкозов.

Предполагают, что вероятность их проявления и тяжесть не имеют пороговой дозы.

Генетическое воздействие приводит к изменению наследственного материала и проявляется только у будущих поколений.

Оно выражается на молекулярном и генетическом, или субклеточном, уровнях – при радиационном воздействии на половые и зародышевые клетки. В результате этого могут возникать хромосомные перестройки (нарушения структуры хромосом – повреждения, разрывы, потери участков), генные мутации. Индикаторами последних могут быть: изменение соотношений полов при рождении, частота появлений врожденных пороков развития, количество новорожденных и их смертности. Процессы, приводящие к образованию мутаций в результате облучения, сложны и окончательно не выяснены. Известны следующие генетические мутации: *доминантные*, когда измененные черты видны сразу; *рецессивные* – мутации могут оставаться незаметными долгое время и проявляться только через несколько поколений. Когда наступает определенный критический уровень поколения и идет распределение рецессивных мутаций, то вред, нанесенный популяции, проявляется как генетическая катастрофа.

Генетические мутации вызывают чрезвычайно разнообразные изменения признаков. Они обуславливают возникновение генетических заболеваний (гипотония, припадки, умственная отсталость, порок сердца, почек и др.). Мутации в соматических клетках развивающегося эмбриона тоже приводят к различным порокам развития. Генетические эффекты являются также стохастическими.

Таким образом, ИИ не только действует сразу, вызывая ранние острые повреждения, но и являются причиной отдаленных эффектов: генетических, канцерогенных, тератогенных (вызывающих нарушение процесса эмбрионального развития).

В последние годы большое внимание стали уделять как прямым, так и опосредованным и отдаленным эффектам облучения, возникающим у людей и их потомства после 10–20 и более лет.

Среди этих эффектов следует назвать:

- воздействие на наследственность;
- раковые болезни;
- ослабление иммунитета;

- повышение чувствительности организма;
- нарушение обмена веществ и эндокринного равновесия;
- возникновение катаракты;
- временная или постоянная стерильность;
- сокращение продолжительности жизни;
- задержка психического развития;
- появления рака в более молодом возрасте;
- физиологические расстройства;
- сердечно-сосудистые заболевания;
- аллергии;
- заболевания дыхательных путей.

Последствия сильных однократных излучений изучены достаточно хорошо (табл. 26). Исследования велись, начиная с печального опыта первых ядерных бомбардировок городов Хиросимы и Нагасаки в 1945 году, когда в дополнение к ожогам и ранениям пострадавшие люди имели различные симптомы острого лучевого поражения, проявившиеся через несколько часов или дней после него. Первые симптомы – головная боль, головокружение, рвота, лихорадка, поносы, апатия.

По данным, полученным в результате обследования жертв ядерной бомбардировки этих городов, вызванный облучением рак разных органов стал в массе проявляться следующим образом: лейкемия – через 5 лет, рак щитовидной железы – через 10 лет, рак груди и легких – через 20 лет.

Т а б л и ц а 2 6

Воздействие ИИ на человека
(большие дозы, по данным А.В. Яблокова, 1997 г.)

Разовая доза, Бэр	Последствия облучения
10^5	Смерть через несколько минут
10^4	Смерть через несколько часов
10^3	Смерть через несколько дней
700	90 % случаев – смерть через неделю
200	10 % случаев – смерть через месяц
100	Нет смертельных исходов, увеличивается число раковых болезней, стерилизация у женщин, у мужчин – временная (на 2–3 года)

П р и м е ч а н и е . Последствия Чернобыльской аварии:

- 25–60 бэр – небольшое недомогание;
- 100–200 бэр – легкие формы лучевой болезни;
- 200–400 бэр – средние формы лучевой болезни;
- 400–600 бэр – тяжелые формы лучевой болезни.

Максимально серьезного отношения требуют данные, касающиеся влияния радиации на плод и потомство. Дополнительное продолжительное облучение даже в небольших дозах влияет на развитие плода, то есть вызывает преждевременные роды, увеличивает процент мертворождения и смертности детей, общую заболеваемость (табл. 27 и 28).

По данным исследований, период наибольшей радиочувствительности эмбриона человека начинается с момента зачатия и кончается приблизительно 38 сутками. Облучение эмбриона человека в период первых двух месяцев ведет к 100 %-му поражению, 3–5 месяцев – к 64 %, 6–10 месяцев – к 23 %. Почти у половины детей, родившихся от матерей, подвергавшихся облучению в сроки беременности 7–15 недель, наблюдается умственная отсталость.

У женщин, перенесших облучение в первую половину беременности, отмечены микроцефалия, задержка роста, монголизм, врожденные пороки сердца. Облучение матери в определенный период беременности дозой 0,001 Зв удваивает вероятность рождения ребенка с умственными дефектами. Частота возникновения лейкоза у детей, родившихся от облученных в период беременности матерей, приблизительно вдвое превышает норму. Эффекты взаимодействия радиации с другими факторами риска порознь являются не такими опасными. Например, малое количество пестицидов может усилить действие радиации. То же самое происходит при действии радиации в присутствии Hg. Недостаток селена в организме усиливает тяжесть радиационного поражения. У курильщиков, подвергавшихся облучению 15 мЗв/год, риск заболеть раком легких возрастает более чем в 16 раз.

Т а б л и ц а 27

Примеры влияния малых доз разной мощности на организм человека при хроническом облучении

Доза, мощность, Зв/год	Последствия облучения
0,1	Снижение неспецифической устойчивости организма
0,05	На протяжении 5 лет сокращение продолжительности жизни на 15 месяцев
0,025	У персонала атомного центра США на 1/3 больше, чем предполагается, заболеваний раком поджелудочной железы, легких, костного мозга
0,02	Ежегодно допускается смерть от рака одного человека из 1250
0,001	Потери 18 дней жизни к 70 годам
0,0001	Допустимый предел дозы облучения в США

Примеры влияния малых доз разной мощности на организм животных

Доза, мощность	Последствия облучения
0,006 Гр/сут	Постоянное, длительное облучение: стерильность у собак
0,002 Гр/сут	Хроническое облучение, 4000 сут: количественные и качественные изменения крови крыс
0,006 Гр/с	После облучения в течение 5 с: изменение частоты спонтанной импульсивной активности нейронов головного мозга крыс
0,005 Гр/с	Усиление нервного импульса у кроликов после 5 мин облучения
0,0035 Гр/с	Изменение энцефаллограммы кроликов, сразу после включения источника облучения
0,002 Гр/с	Тотальное рентгеновское облучение в течение 12 с: дыхательные и сердечнососудистые рефлексы у кроликов
0,001 Гр/с	Тотальные гамма-облучения на протяжении 3–5 с: выработка условных рефлексов у рыб и кроликов
0,0005 Гр/с	1 с облучения спящих крыс: пробуждение от сна
0,0001 Гр/с	Включение источника гамма-излучения: активная реакция сетчатки лягушки
0,00008 Гр/с	Воздействие на затылочную часть головы: изменение поведения обезьян после включения источника
0,00000001 Гр/сут	Внутреннее облучение: аномалия строения плавников рыб

Для жителей Чернобыльской зоны предлагались следующие меры предосторожности в целях защиты от радиационного поражения:

- а) хорошее сбалансированное питание, включающее употребление:
- соков с красительными пигментами (томаты, свекла, морковь);
 - отваров крапивы, слабительных трав;
 - черноплодной рябины, черной редьки, моркови, хрена, чеснока, изюма, грецких орехов;
 - гречневой и овсяной крупы;
 - хлебного кваса;
 - аскорбиновой кислоты, глюкозы, активированного угля;
 - молочных продуктов: творога, сливок, сметаны;
 - мяса (свинина, птица);
 - красного вина – 1 столовая ложка три раза в день и исключаящее кофе, холодец, кости, говядину, вареные яйца;
- б) обильное питье, баня.

Контрольные вопросы

1. Что представляет собой доза облучения?
2. От каких факторов зависит эффект облучения?
3. Дайте определениям: «доза», «экспозиционная доза», «эквивалентная доза», «поглощенная доза», «эффективная эквивалентная доза».

4. Какую величину используют для описания степени радиоактивного загрязнения местности? В чем она измеряется?
5. Перечислите основные радиологические величины (системные и внесистемные).
6. Какие параметры влияют на оценку риска в радиационной безопасности?
7. Что представляют собой нормы радиационной безопасности?
8. Предельно допустимая доза – это...
9. Какие принципы в документе НРБ-99/09 предусмотрены?
10. На какие источники ионизирующего излучения распространяются нормативы радиационной безопасности?
11. На какие источники ионизирующего излучения НРБ-99/09 не распространяются?
12. Что представляет собой пороговый уровень?
13. Какие классы нормативов устанавливаются для облучаемых лиц.
14. Назовите и дайте характеристику категориям населения по отношению к облучению.
15. Как можно производить ограничение природного облучения?
16. В чем суть ограничения медицинского облучения?
17. Расскажите о механизме воздействия радиации на ткани живого организма.
18. Охарактеризуйте этапы воздействия радиации на человека.

6. МЕТОДЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

6.1. Задача дозиметрии

Основная задача дозиметрии – выявление и оценка степени опасности ИИ для населения, войск, невоенизированных формирований гражданской обороны в целях обеспечения их действия в различных условиях радиационной обстановки. С помощью дозиметрии осуществляются:

- обнаружение и измерение экспозиционной поглощенной дозы облучения для обеспечения жизнеспособности населения и успешного проведения спасательных, аварийно-восстановительных работ в очагах поражения;
- измерение активности радиоактивных веществ, плотности потока ИИ, удельной объемной, поверхностной активности различных объектов для определения необходимости и полноты проведения дезактивации и санитарной обработки, а также для установления норм потребления зараженных продуктов питания;
- измерение экспозиционной и поглощенной доз облучения в целях определения работо- и жизнеспособности населения и отдельных людей в радиационном отношении;
- лабораторное измерение степени зараженности радиоактивными веществами продуктов питания, воды, фуража.

6.2. Классификация и общие принципы устройства дозиметрических приборов

Измерения, проводимые при радиационном контроле с помощью аппаратуры (систем, комплексов и отдельных приборов), направлены на информационное обеспечение текущего, оперативного и аварийного контроля. Как правило, текущий контроль осуществляют с помощью стационарной аппаратуры, оперативный контроль – с помощью переносной или носимой аппаратуры.

Дозиметрические приборы можно классифицировать по назначению, типу датчиков, измерению вида излучения, характеру электрических сигналов, преобразуемых схемой прибора.

По назначению все приборы разделяют на следующие группы.

Индикаторы – простейшие приборы радиационной разведки; при помощи их решается задача обнаружения излучения и ориентировочной оценки мощности дозы, главным образом β - и γ - излучений. Такие прибо-

ры имеют простейшие электрические схемы со световой и звуковой сигнализацией. Это дозиметры МКС-05, ДКГ-07 и другие.

Рентгенметры – предназначены для измерения мощности дозы рентгеновского и γ -излучения. Они имеют диапазон измерения от сотых долей рентгена до нескольких сот рентген в час (Р/ч). Такими приборами являются ДКГ-03Д, ДКГ-07Д, МКС-05, ДКГ-02У и другие.

Радиометры – применяются для обнаружения и определения степени радиоактивного заражения поверхностей оборудования, оружия, обмундирования, объемов воздуха главным образом альфа- и бета-частицами. Радиометрами можно измерить небольшие уровни гамма-излучения. Такими приборами являются РМ-1203, ДКГ-02У, МКГ-01-0.2, РМ-1402, МКС-3710 и другие.

Дозиметры предназначены для определения суммарной дозы облучения, получаемой личным составом за время прохождения в районе действия (главным образом, гамма-излучения). Это дозиметры РД-1503, ДКГ-03Д и другие.

Рассмотрим несколько приборов и их характеристики.

Индивидуальные дозиметры. Комплект индивидуальных дозиметров ДП-22В и ДП-24 (рис. 2) предназначен для измерения доз гамма-излучения, полученных людьми за время пребывания на зараженной местности или при работе с радиоактивными веществами. Комплект ДП-24 состоит из зарядного устройства ЗД-5 дозиметров ДКП-50-А.

Дозиметр карманный прямопоказывающий ДКП-50-А обеспечивает измерение индивидуальных доз в диапазоне от 2 до 50 Р при мощности дозы от 0,5 до 200 Р/ч

Зарядка дозиметров производится от зарядного устройства комплекта ЗД-5 или другого источника постоянного напряжения, которое имеет плавную регулировку в пределах от 180 до 250 В при температуре от -40° до 50° С.

Дозиметр ДКП-50-А требует бережного обращения: нельзя допускать ударов, падения. Для удобства пользования дозиметр имеет форму авто ручки и носят его в кармане одежды.

Дозиметр ИД-1. Комплект индивидуальных дозиметров ИД-1 (рис. 3) предназначен для измерения поглощенных доз гамма-нейтронного излучения. Он состоит из десяти индивидуальных дозиметров ИД-1 и зарядного устройства (рис. 4). Дозиметр обеспечивает измерение поглощенных доз гамма-нейтронного излучения в диапазоне от 20 до 500 рад с мощностью дозы до 366 000 рад / ч при энергиях гамма-квантов от 0,08 до 2,2 МэВ.

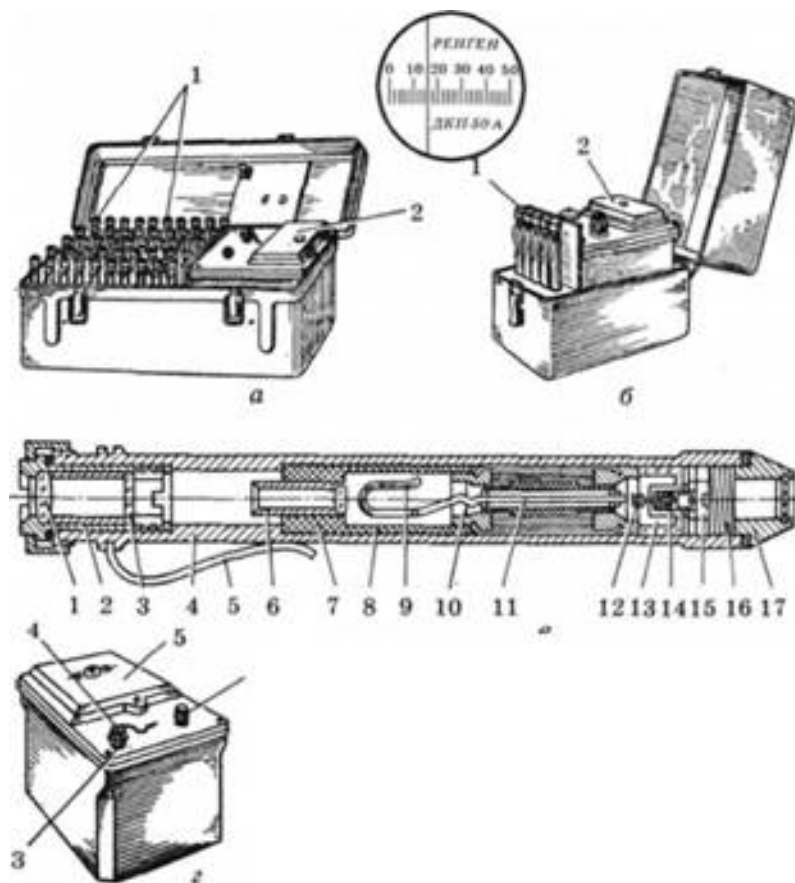


Рис. 2. Комплект индивидуальных дозиметров:
 а-ДП-22-В; б-ДП-24; в – дозиметр ДКП-50-А; 1 – линза; 2 – окуляр; 3 – шкала;
 4 – корпус; 5 – держатель; 6 – объектив внутренний электрод; 12 – контакт;
 13 – ограничитель; 14 – диафрагма; 15 – кольцо; 16 – гайка; 17 – защитный кол-
 пачок; г – зарядное устройство ЗД-5; 3 – зарядное гнездо;
 4 – колпачок зарядного гнезда, 5 крышка отсека питания;
 б – ручка-потенциометр

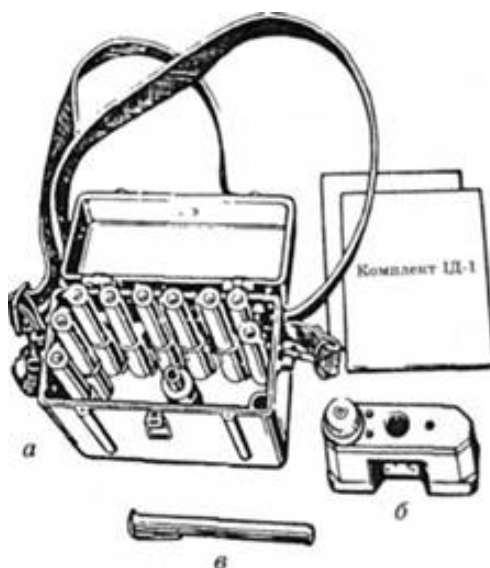


Рис. 3. Комплект индивидуальных дозиметров ИД-1:
 а – общий вид комплекта б – зарядное устройство ЗД-6; в – дозиметр

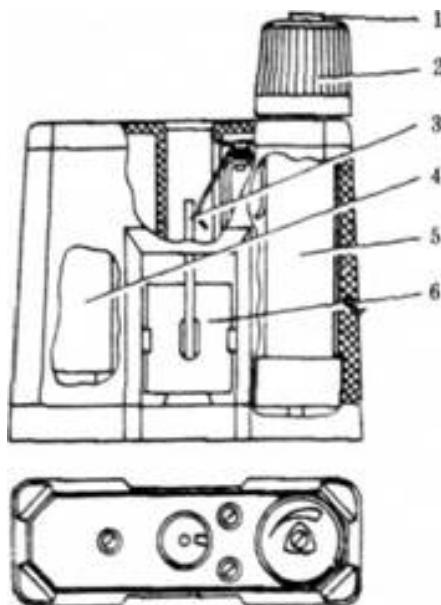


Рис. 4. Зарядное устройство ЗД-6 в комплект ИД-1:
 1 – трехгранник; 2 – ручка; 3 – зарядно-контактное гнездо; 4 – разрядник;
 5 – преобразователь; 6 – источник

Принцип устройства и работы дозиметра ИД-1 такой же, как ДКП-50-А.

Комплект индивидуальных измерителей дозы ИД-11 предназначен для индивидуального контроля облучения людей с целью первичной диагностики радиационных поражений. В комплект входят 500 индивидуальных измерителей дозы ИД-11 и измерительное устройство ВП.

Индивидуальный измеритель дозы ИД-11 обеспечивает измерение дозы гамма- и смешанного гамма-нейтронного излучения в диапазоне от 10 до 1500. Доза облучения суммируется при периодическом облучения и сохраняется в течение 12 месяцев.

Дозиметр ДКГ-03Д. Высокочувствительный дозиметр, удобный для проведения радиационных обследований. Результат измерения и его погрешность индицируются непрерывно с момента начала измерений и постоянно уточняются (рис. 5).

Процесс измерения можно прервать при достижении необходимой погрешности. Благодаря звуковым сигналам с частотой, пропорциональной мощности дозы, прибор также применяется для оценки радиационной обстановки (табл. 29, 30).



Рис. 5. Дозиметр ДКГ-03Д

Т а б л и ц а 29

Технические характеристики дозиметра ДКГ-03Д

Детектор	Газоразрядный счетчик (по чувствительности эквивалентен 3 шт. СБМ-20)
Диапазон измерения: мощности дозы $H\cdot(10)$ дозы $H\cdot(10)$	0,1 мкЗв/ч – 1,0 мЗв/ч 1,0 мкЗв – 100 Зв
Диапазон энергий гамма-излучения	0,05 – 3,0 МэВ
Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерения	$\pm [15 + 2,5/H\cdot(10)] \%$, где $H\cdot(10)$ – измеренное значение, мкЗв/ч·мкЗв
Чувствительность	20000 имп/мкЗв
Энергетическая зависимость чувствительности (относительно эффективной энергии 0,662 кэВ)	Не более 25 %
Время выхода на рабочий режим	2 с
Диапазон рабочих температур	-20... + 50 °С
Питание	2 элемента по 1,5 В типа АА
Время непрерывной работы с одним комплектом батарей, не менее	200 часов

Т а б л и ц а 30

Сравнительные характеристики существующих дозиметров данного класса

Параметр	ДКГ-03Д	ДКГ-07Д	МКС-05	РМ-1203	ДКГ-02У
Диапазон измерений мощности дозы, мкЗв/ч	0,1–10000	0,1–1000	0,1–2000	0,1–2000	0,1–2000000
Диапазон измерений энергий излучения, МэВ	0,05–3	0,05–3	0,05–3	0,06–1,5	0,05–3
Чувствительность, в единицах чувствительности СБМ-20	2,5	2,5	1	1	2,5
Время выдачи первого (оценочного) результата, с, для фона	2	4	5	36	2
Вес, кг	0,2	0,2	0,15	0,1	0,3
Индикация погрешности	Да	Да	Нет	Нет	Да

Дозиметр бытовой «Терра П» МКС-05. Прибор (рис. 6, табл. 31) предназначен для измерения:

- мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма- и рентгеновского излучений;

- эквивалентной дозы (ЭД) гамма- и рентгеновского излучений;
- поверхностной плотности потока бета-частиц;
- времени накопления эквивалентной дозы;
- реального времени.



Рис. 6. Дозиметр бытовой «Терра П» МКС-05

Т а б л и ц а 3 1

Диапазоны измерений и относительные основные погрешности дозиметра
бытового «Терра П» МКС-05

Технические характеристики	Значение
Мощности эквивалентной дозы гамма-и рентгеновского излучений (137Cs), мкЗв/ч	0,1–9999
Эквивалентная доза гамма и рентгеновского излучений (137Cs), мЗв	0,001–9999
Плотность потока бета-частиц (90Sr + 90Y), 1/(см ² /мин)	10–100000
Время накопления эквивалентной дозы и точность измерений	от 0,1 с за 24 ч
Энергетический диапазон регистрируемого гамма-и рентгеновского излучений и энергетическая зависимость, МэВ	0,05–3,0
Дискретность программирования пороговых уровней:	
по мощности дозы, мкЗв/ч	0,01
по дозе, мЗв	0,01
по плотности потока, 103 см ² /мин	0,01
Временные интервалы измерений, с	1–70
Время непрерывной работы от свежих элементов питания, ч	2000
Диапазон рабочих температур, °С	от –20 до +50
Масса, кг	0,15
Габариты, мм	120×52×26

Дозиметр-радиометр МКГ-01-0.2. Данный прибор повторяет все технические и конструктивные возможности прибора МКГ-01-0.2/2 за одним лишь исключением: в нем с целью уменьшения цены снижена верхняя граница диапазона мощности эквивалентной дозы до значения 1 мЗв/ч (рис. 7).

По техническим характеристикам он имеет минимально необходимый для такого класса приборов диапазон измерения (0,1–1000 мкЗв/ч), а также простейшую систему переключения режимов (табл. 32).

Прибор предназначен для контроля радиационной обстановки в помещениях и на территориях производственного, общественного и жилого назначения, на рабочих местах и т.д., а также для контроля за загрязненностью радионуклидами сырья, металлов, производственных отходов, транспорта, продуктов питания, воды.



Рис. 7. Дозиметр-радиометр МКГ-01-0.2

Прибор используется персоналом радиологических и изотопных лабораторий, сотрудниками аварийных служб, гражданской обороны, охраны, строительных организаций и т.д.

Он имеет три режима измерений: F – мощность эквивалентной дозы (МЭД); гамма-излучения (однократное измерение и циклическое с обновлением результата измерения каждые 20 секунд).

Процесс измерения МЭД сопровождается характерным звуком (щелчками), частота следования которых пропорциональна измеряемой МЭД. Превышение значения 0,60 мкЗв/ч сопровождается тревожной сигнализацией.

Т а б л и ц а 3 2

Технические характеристики прибора

Технические характеристики	Значение
1	2
Диапазон энергий гамма-излучений, МэВ	0,03...3,0
Энергия регистрируемого бета-излучения, МэВ	более 0,15
Диапазон измерения мощности эквивалентной дозы, мкЗв/ч	0,10...1000
Основная погрешность измерения МЭД, %	± 15
Диапазон измерения удельной активности, кБк/кг	4,0...100
Диапазон измерения плотности потока бета- частиц, 1/с·см ²	0,2...100
Основная погрешность измерения плотности потока, %	± 20
Габаритные размеры, мм	180×85×45
Масса прибора, не более, г	350
Время измерения:	
в режиме измерения МЭД	с 20
в режиме измерения плотности потока, с	80 + 80 (фон + объект)
в режиме измерения удельной активности, с	520 + 520 (фон + объект)

1	2
Рабочие условия эксплуатации: температура окружающего воздуха, °С относительная влажность при температуре + 25 °С, % атмосферное давление, кПа	-20 ... +50 до 95 84...106,7
Электропитание от аккумуляторов или от сети переменного тока 220 В, частотой 50 Гц	

Дозиметр-радиометр поисковый альфа-, бета-, гамма- и нейтронного, фотонного излучения с блоками детектирования БД-1, БД-5. Данный прибор (рис. 8) осуществляет поиск источников ионизирующего излучения, радиационную безопасность и радиационный контроль. Дозиметрия гамма и нейтронного излучения.

Дозиметр-радиометр поисковый может найти применение в аккредитованных испытательных лабораториях, спецслужбах, отраслевых и производственных лабораториях радиационного контроля.



Рис. 8. Дозиметр-радиометр поисковый

Технические характеристики прибора представлены в табл. 33.

Таблица 33

Технические характеристики прибора

Характеристика	Значение
1	2
Вид контролируемого излучения	Альфа, бета, гамма, нейтронное
Энергетический диапазон, мэВ: альфа-частицы бета-частицы гамма-частицы нейтроны	Pu-239 0,15–3,5 0,02–3,0 тепловое – 14,0
Диапазон измерения мощности эквивалентной дозы, мкЗв/ч	0,05–10 ⁵
Диапазон измерения плотности потока, см·мин альфа-частицы бета-частицы нейтроны, имп./с	1 – 5·10 ⁵ 10–10 ⁶ 0,001–999

1	2
Чувствительность по Cs – 137, имп/с на мкР/ч	2,7
Состав: БД-01	Поисковый дозиметр гамма-излучения на основе CsI (Tl) с фотодиодом
БД-02	Спектрометрический детектор гамма-излучения на основе CsI (Tl) с фотодиодом
БД-03	Детектор гамма-излучения на основе счетчика Гейгера-Мюллера
БД-04	Детектор нейтронов на основе счетчика ^3He (с замедлителем для измерения дозы)
БД-05	Детектор альфа- и бета-излучения на основе пропорционального счетчика
Диапазон рабочих температур, °С	-30 ... + 50
Питание	Аккумулятор
Габаритные размеры блока обработки, мм	106×82×32
Масса блока обработки, г	330

6.3. Измерение проб, зараженных радиоактивными веществами

Работа по радиометрическому анализу, проводимому в лаборатории, состоит из следующих этапов:

- взятие проб и доставка их в лабораторию;
- приготовление препаратов из взятых проб;
- измерение активности препаратов;
- расчет удельной зараженности исследуемых проб.

6.3.1. Отбор проб для радиометрического измерения

Для радиометрических исследований отбирают пробы зараженных сред (продовольствия, воды и т.д.) в местах наибольшего заражения, которые обнаруживают с помощью приборов.

При отборе проб необходимо пронумеровать их, проставив номер на банке или полиэтиленовом мешке; на пробе указывают вид пробы, место ее взятия, дату, часы, минуты заражения и взятие пробы, фамилию взявшего пробу, т.е. заполняют форму, указанную в табл. 34.

Форма (информация о взятых пробах)

№	Вид	Место	Дата, число, мин заражения	Дата, число, мин отбора	Ф.И.О	Примечание
1	Мясо	Продовольственный склад				

Отбор проб воды из водоема или водостока производится в объеме 0,5 л водозаборником с поверхностного и донного слоев в местах с взбаланированным донным грунтом.

Пробы снега берут на ровном участке на всю глубину снежного покрова. Место отбора проб должно быть с нетронутым снежным покровом. Проба помещается в стеклянную банку, плотно закрывается (0,5 л).

Отбор проб хлеба, свежих овощей, фруктов производят поштучно из верхнего ряда или с поверхности слоя и помещают в полиэтиленовые мешки, которые снабжают этикетками (овощи, фрукты – не менее 0,5 кг, 1 булка хлеба).

Сыпучие продукты, находящиеся в мягкой таре, отбирают с помощью металлического щупа. Пробы берут с поверхности слоя, который находится непосредственно под мешковиной (0,3 кг). Поскольку объем пробы, взятый за один прием, недостаточен для проведения анализа, то необходимо произвести отбор продукта 3–4 раза в различных местах тары.

Отбор проб мяса, рыбы, твердых жиров и других продуктов производят путем срезания ножом поверхностного слоя толщиной 10 мм (масса 0,4 кг).

Жидкие продукты берут при помощи подсобных средств (банка, ложка и т.д.). Перед отбором пробы содержимое тары перемешивают. Пробы помещают в стеклянную банку и маркируют (0,5 кг).

Отбор сушеных овощей, фруктов, галет, печенья, сухарей производят с поверхностного слоя. С брикетированных продуктов и фуража срезают поверхностный слой толщиной 10 мм.

Пробы густоконсистентных квашеных маркированных продуктов берут из поверхностного слоя без перемешивания в количестве около 0,5 кг каждого продукта.

Контрольные вопросы

1. Назовите основные задачи дозиметрии.
2. Что контролируется с помощью дозиметрии?
3. По каким принципам классифицируются дозиметрические приборы?
4. Что представляют собой индикаторы, рентгенометры, радиометры, дозиметры?
5. Перечислите этапы радиометрического анализа.
6. Как осуществляется отбор проб для радиометрического измерения?

7. ТИПЫ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

7.1. Цепная реакция. Коэффициент размножения нейтронов

В результате деления ядер возникает большое число вторичных нейтронов, что позволяет осуществить цепную реакцию и дает возможность для практического использования ядерной энергии.

Так, в неограниченной среде, содержащей U^{235} , под действием бомбардировки первичного нейтрона ядро урана делится на два новых ядра и при этом в среднем вылетает два вторичных нейтрона (I поколение). Эти нейтроны вступают в новую реакцию и вызывают деление двух новых ядер урана, в результате чего во втором поколении образуется четыре нейтрона. Они в следующем, третьем, поколении вызовут деление ядер урана и образование восьми нейтронов. В IV поколении образуется уже 16 нейтронов. В ходе реакции количество нейтронов непрерывно возрастает.

Известно, что время жизни одного поколения нейтронов равно 10^{-7} – 10^{-8} с. Поэтому, например, на 80-е поколение потребуется всего лишь 10^{-5} – 10^{-6} с. За это время в урановой среде образуется порядка $2^{80} \approx 10^{24}$ вторичных нейтронов, которые вызовут деление 10^{24} ядер U^{235} (это примерно 140 г массы U^{235}), при этом высвобождается энергия, равная $3 \cdot 10^{13}$ Вт·с. Такая энергия соответствует сжиганию 1000 тонн нефти. Если отсутствует препятствие дальнейшему развитию реакции, то число нейтронов через 10^{-3} с составит 10^{72} .

В идеализированной схеме цепной реакции принято, что все вторичные нейтроны снова вступают в реакцию, образуя следующее поколение нейтронов. В действительности это не так. Не все вторичные нейтроны попадают в ядра делящегося вещества. В реальных условиях цепная реакция осуществляется в ограниченном пространстве, т.е. в устройствах, кроме делящегося вещества имеются другие вещества: теплоносители, замедлители нейтронов, защитные оболочки и покрытия, поглотители нейтронов и другие. Поэтому часть вторичных нейтронов поглощается вышеуказанными веществами. Кроме того, из-за конечных размеров зоны реакции некоторая часть нейтронов покидает ее пределы. Следовательно, часть вторичных нейтронов участвует во вторичной реакции. Не все нейтроны, проникающие в ядра делящегося вещества, вызывают деление, а лишь их доля. В целях управления цепной реакцией обычно используют тепловые нейтроны. Для этого быстрые нейтроны замедляют веществом-замедлителем (тяжелая вода, графит). Опыт и теория показывают, что доля тепловых ней-

тронов (K – коэффициент размножения нейтронов), вызывающих деление ядер, определяется формулой

$$K = p \cdot f \cdot \mu \cdot \varepsilon,$$

где p – часть вторичных нейтронов, которые становятся тепловыми;

f – часть тепловых нейтронов, захватываемых ядрами делящегося вещества;

μ – среднее число вторичных нейтронов, приходящееся на один тепловой нейтрон, который проникает в ядро делящегося вещества;

ε – часть быстрых нейтронов, вызывающих деление ядер до замедления.

Если $K > 1$, то такую цепную реакцию называют **ускоряющейся**.

Если $K < 1$ – **затухающей**.

Если $K = 1$ (критическое условие, при котором наступает цепная реакция) – **самоподдерживающейся**.

Для достижения $K = 1$ необходимо выбрать соответствующие размеры реактора, деталей, массы делящегося вещества. Размеры реактора, при достижении условия $K = 1$, называются **критическими**, а масса вещества – **критической**.

7.2. Устройство и типы ядерных реакторов

Ядерный реактор – аппарат, в котором происходят ядерные реакции – превращения одних химических элементов в другие. Для этих реакций необходимо наличие в реакторе делящегося вещества, которое при своем распаде выделяет элементарные частицы, способные вызвать распад других ядер.

Деление атомного ядра может произойти самопроизвольно или при попадании в него элементарной частицы. Самопроизвольный распад в ядерной энергетике не используется из-за очень низкой его интенсивности.

В качестве делящегося вещества в настоящее время могут использоваться изотопы урана — уран-235 и уран-238, а также плутоний-239. Уран-238 делится только быстрыми нейтронами. При его делении выделяется энергия и образуется 2–3 быстрых нейтрона. Вследствие того, что эти быстрые нейтроны замедляются в веществе урана-238 до скоростей, неспособных вызвать деление ядра урана-238, цепная реакция в уране-238 протекать не может. В уране-235 цепная реакция протекать может, так как наиболее эффективно его деление происходит, когда нейтроны замедлены в 3–4 раза по сравнению с быстрыми, что происходит при достаточно длинном их пробеге в толще урана без риска быть поглощенными посторонними веществами или при прохождении через вещество, обладающее свойством замедлять нейтроны, не поглощая их. Поскольку в естественном уране имеется достаточно большое количество веществ, поглощающих

нейтроны (тот же уран-238, который при этом превращается в другой делящийся изотоп – плутоний-239), то в современных ядерных реакторах необходимо для замедления нейтронов применять не сам уран, а другие вещества, мало поглощающие нейтроны (например, графит или тяжелая вода).

Таким образом, цепная реакция в ядерных реакторах осуществляется за счет инициирования элементарной частицей с определенной энергией.

В соответствии с типом цепной реакции различают реакторы на медленных, промежуточных и быстрых нейтронах. Составляющие части любого реактора (рис. 9) – это:

- 1) активная зона;
- 2) теплоноситель;
- 3) система регулирования;
- 4) радиационная защита;
- 5) пульт дистанционного управления
- 6) другие конструктивные элементы.

При работе реактора происходят следующие процессы:

- выделение тепла за счет реакции деления;
- выгорание и воспроизводство горючего;
- отравление активной зоны осколками деления;
- отравление защиты и конструктивных материалов нейтронами.

Основной характеристикой реактора является его мощность, то есть количество выделенной энергии за единицу времени. Мощность в 1 МВт соответствует цепной реакции, в которой происходит $3 \cdot 10^6$ актов деления ядер в 1 с. Основная часть любого реактора – активная зона.

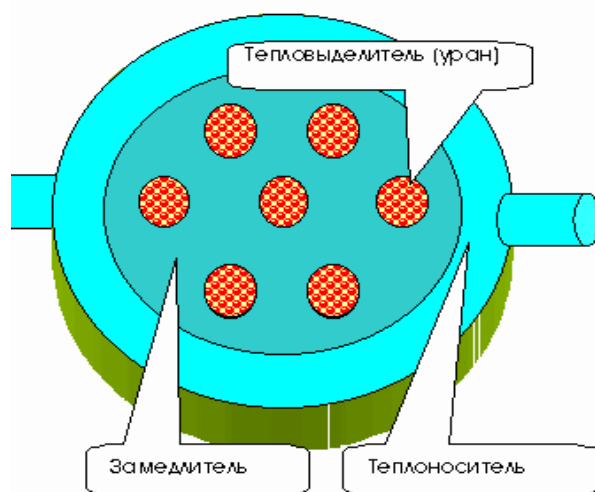


Рис. 9. Типичная схема активной зоны реактора

В тепловых реакторах и реакторах на промышленных нейтронах активная зона состоит из горючего, как правило, смешанного с неделящимся

изотопом U^{238} , и из замедлителя. В активной зоне реакторов на быстрых нейтронах замедлителя нет.

В зависимости от относительного расположения горючего и замедлителя различают *гомогенные* и *гетерогенные* реакторы. Из них наиболее распространены гетерогенные. В гетерогенных реакторах активная зона состоит из замедлителя, в который помещаются кассеты, содержащие ядерное горючее и называемые **тепловыделяющими элементами** или **ТВЭЛами**. Активная зона с отражателем заключается в стальной кожух. Первая АЭС с графитовым замедлителем построена в 1954 году в Обнинске. В ее реакторы введено 128 ТВЭЛов, содержащих 550 кг обогащенного до 5 % урана. Мощность станции 5 МВт.

Отвод тепла реакции из активной зоны осуществляется теплоносителем. К теплоносителю предъявляются следующие требования:

- большая теплоемкость;
- слабое поглощение нейтронов;
- слабая химическая активность.

Теплоносителями являются: вода, воздух, азот, углекислый газ, жидкий натрий и др. Вода обладает хорошей теплопроводностью и большой теплоемкостью, слабо поглощает нейтроны.

В мощных реакторах, имеющих температуру активной зоны порядка 400 °С, использование воды затрудняется ее закипанием. Чтобы избежать кипения воды, необходимо высокое давление, требующее использования большого количества нержавеющей стали, которая сильно поглощает нейтроны. Кроме того, при высоких температурах вода химически активна.

Первый атомный реактор мощностью порядка 2 кВт с управляемой цепной реакцией был построен в 1942 году в Чикаго под руководством Ферми. В последующие годы в США, Канаде, Англии, СССР, Франции и в других странах были построены многочисленные реакторы, разнообразные по своему назначению и мощности, по структуре активной зоны и используемому «горючему», по способу теплоотвода и виду используемого замедлителя. Существующие реакторы могут быть классифицированы следующим образом:

1) по энергии нейтронов, под действием которых происходит деление ядер горючего:

- реакторы на тепловых нейтронах;
- реакторы на промежуточных нейтронах;
- реакторы на быстрых нейтронах;

2) по виду используемого горючего:

- реакторы с использованием природного урана (0,71 % – U^{235});
- реакторы на слабообогащенном уране (1–2 % – U^{235});
- реакторы на высокообогащенном уране (90 % – U^{235});
- реакторы на плутонии;
- реакторы на тории;

- 3) по структуре активной зоны:
- гетерогенные реакторы, в которых ядерное топливо и замедлитель размещены в виде отдельных блоков и представляют собой неоднородную среду для нейтронов;
 - гомогенные реакторы, в которых ядерное горючее и замедлитель находятся в смеси и представляют собой однородную среду для нейтронов;
- 4) по виду замедлителя:
- реакторы с обычной и тяжелой водой;
 - графитовые реакторы, например уран-графитовый реактор;
 - реакторы с бериллием и окисью бериллия;
- 5) по виду теплоносителя:
- только теплоноситель;
 - горючее, смешанное с теплоносителем;
- 6) по виду теплоносителя:
- реакторы с обычной и тяжелой водой;
 - реакторы с жидкими металлами;
 - реакторы с органическими жидкостями;
 - реакторы с газовым теплоносителем;
- 7) по назначению:
- исследовательские реакторы, в которых получают мощные пучки нейтронов, используемые для различных физических исследований;
 - энергетические реакторы, предназначенные для получения электрической энергии с промышленными или отопительными целями;
 - реакторы для промышленного получения искусственно-радиоактивных изотопов;
 - теплофикационные реакторы, с помощью которых вырабатывается тепло;
 - бридерные (воспроизводящие) реакторы, используемые для воспроизводства из U^{238} и Th^{232} делящихся материалов Pu^{239} и U^{233} , которые по своим свойствам близки к изотопу U^{235} ;
 - транспортные реакторы, предназначенные для использования в больших кораблях, подводных лодках, на больших самолетах.

В настоящее время в мире существует пять типов ядерных реакторов. Это реактор ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор), РБМК (реактор большой мощности канальный), реактор на тяжелой воде, реактор с шаровой загрузкой и газовым контуром, реактор на быстрых нейтронах. У каждого типа реактора есть особенности конструкции, отличающие его от других, хотя, безусловно, отдельные элементы конструкции могут заимствоваться из других типов. ВВЭР строились в основном на территории бывшего СССР и в Восточной Европе, реакторов типа РБМК много в России, странах Западной Европы и Юго-Восточной Азии, реакторы на тяжелой воде в основном строились в Америке. Параметры наиболее распространенных реакторов представлены в табл. 34.

Таблица 34

Типы наиболее распространенных ядерных реакторов

Параметры сравнения	ВВЭР	РБМК	Реактор на тяжелой воде
Тепловыделитель	4,5 %-й обогащенный уран	2,8 %-й обогащенный уран	2–3 %-й обогащенный уран
Замедлитель и его свойства	Легкая вода. Очень хорошо замедляет нейтроны, очень сильно поглощает нейтроны. Очень дешева	Графит. Хорошо замедляет нейтроны, почти не поглощает нейтроны. Достаточно дешев	Тяжелая вода. Очень хорошо замедляет нейтроны, почти не поглощает нейтроны. Очень дорога в производстве
Особенности активной зоны, определяемые параметрами замедлителя	Тесное расположение тепловыделяющих элементов, необходимость повышенного обогащения урана	Достаточно редкое расположение тепловыделяющих элементов, возможность использования низкообогащенного урана или отработанного топлива ВВЭР	Достаточно редкое расположение тепловыделяющих элементов, возможность использования низкообогащенного урана или отработанного топлива ВВЭР
Количество контуров	Два	Один	Два
Теплоноситель	Легкая вода в обоих контурах. Одновременно является замедлителем	Легкая вода. Замедляющий эффект незначителен	Тяжелая вода в первом контуре, легкая вода во втором. Тяжелая вода одновременно является замедлителем
Регулирование	Раствор борной кислоты в теплоносителе. Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия	Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия	Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия
Перегрузки топлива	1 раз в 4–6 месяцев, с полной остановкой реактора и вскрытием его корпуса. Каждый тепловыделяющий элемент переставляется внутри реактора трижды до его окончательного извлечения	В процессе работы, с помощью специальной перегрузочной машины, позволяющей перезагружать отдельные тепловыделяющие элементы. Каждый тепловыделяющий элемент переставляется внутри реактора несколько раз до его окончательного извлечения	Раз в несколько месяцев, с полной остановкой реактора
Наружный отражатель	Наружный металлический корпус	Графитовая кладка толщиной 65 см. Наружный корпус не обязателен, но желателен по соображениям безопасности	Наружный металлический корпус

7.3. Устройство атомной электростанции и ядерная энергетика

Для практического использования энергии, освобождающейся при осуществлении цепной ядерной реакции деления, необходимо преобразование кинетической энергии осколков ядер урана в другие виды энергии. Наиболее удобной для осуществления дальнейших преобразований является электрическая энергия. Для ее получения с помощью реактора служат атомные электростанции (АЭС).

Атомная станция (АС) – ядерный реактор (реакторы), с комплексом систем, устройств, оборудования, сооружений и персоналом, необходимых для производства энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающиеся в пределах конкретной территории. Обычно под термином атомная станция (АС), если это особо не оговаривается, понимается любой из объектов, т.е. АЭС, АСТ, АЭТС.

Атомная электрическая станция (АЭС) – электростанция, на которой ядерная энергия преобразуется в электрическую. На АЭС тепло, выделяющееся в ядерном реакторе, используется для получения водяного пара, вращающего турбогенератор. Мощность крупнейших действующих многоблочных АЭС (1998) св. 9 ГВт.

Атомная станция теплоснабжения (АСТ) – атомная станция, предназначенная для производства тепловой энергии для целей отопления и горячего водоснабжения.

Атомная энерготехнологическая станция (АЭТС) – атомная станция, предназначенная для производства электроэнергии и энергии для технологических целей.

АТЭЦ – атомная тепло-электроцентраль.

Анализ современных литературных источников показал, что второе место по искусственному радиоактивному загрязнению среды занимают атомные электростанции (АЭС), которые вырабатывают до 30 % электроэнергии мира. По данным информационной системы МАГАТЭ по состоянию на 25 января 2005 года во всем мире эксплуатировалась 441 атомная электростанция с суммарной установленной электрической мощностью 367249 ГВт(э), 26 атомных электростанций находились в процессе строительства. В настоящее время в мире функционирует более 500 ядерно-энергетических блоков АЭС мощностью 400 ГВт, из которых 163 – в странах Западной Европы, 121 – в США, 45 – в России и 60 – в Юго-Восточной Азии.

Преимущество АЭС состоит в том, что она требует меньшего количества исходного сырья и земельных площадей (табл. 35), чем тепловые

станции, не загрязняет атмосферу дымом и сажей. Опасность АЭС состоит в возможности возникновения катастрофических аварий реактора, а также в реально не решенной проблеме утилизации радиоактивных отходов (РАО) и утечке в окружающую среду небольшого количества радионуклидов.

Т а б л и ц а 3 5

Расход природных ресурсов для производства 1 ГВт/год электроэнергии
в угольном и ядерном топливных циклах

Ресурс	Ядерный топливный цикл	Угольный топливный цикл
Земля, га	20–60	100–400
Вода, млн м ³	32 (50–200)* (1500)**	21
Материалы (без топлива), тыс. т	16	12
Кислород, млн т	–	8

* При содержании урана в руде мене 0,1 %.

** При прямоточном охлаждении.

Основным компонентом АЭС является реакторная установка.

Реакторная установка – комплекс систем и элементов атомной станции, предназначенный для преобразования ядерной энергии в тепловую, включающий реактор и непосредственно связанные с ним системы, необходимые для его нормальной эксплуатации, аварийного охлаждения, аварийной защиты и поддержания в безопасном состоянии, при условии выполнения требуемых вспомогательных и обеспечивающих функций другими системами станции.

В процессе работы в ядерных реакторах накапливается огромное количество продуктов деления и трансурановых элементов (табл. 36, 37).

В условиях нормальной эксплуатации АЭС выбросы продуктов деления во внешнюю среду незначительны и состоят в основном из радионуклидов I¹³¹ и инертных радиоактивных газов (Xe, Kr⁸⁵) (ИРГ), периоды полураспада которых (кроме Kr⁸⁵) не превышают нескольких суток. Эти нуклиды образуются в процессе деления урана и могут просачиваться через микротрещины в оболочках ТВЭЛов. Так, в течение 1992 года максимальные среднесуточные радиоактивные выбросы на АЭС России в процентах от допустимой нормы составили:

- на АЭС с ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) йода – от 0,02 до 54 %, ИРГ – от 0,15 до 10 %;

- на АЭС с РБМК (реактор с большой мощностью – канальный) йода – от 0,02 до 24 %, ИРГ – от 0,02 до 55 %.

Т а б л и ц а 3 6

Значения удельной активности (Бк/т урана)
основных продуктов деления в ТВЭЛах, извлеченных из реактора ВВЭР
после трехлетней эксплуатации

Эле- мент	Время выдержки					
	0	1 сут	120 сут	1 год	3 года	10 лет
Kr ⁸⁵	$5,78 \cdot 10^{14}$	$5,78 \cdot 10^{14}$	$5,66 \cdot 10^{14}$	$5,42 \cdot 10^{14}$	$4,7 \cdot 10^{14}$	$3,03 \cdot 10^{14}$
Sr ⁸⁹	$4,04 \cdot 10^{16}$	$3,98 \cdot 10^{16}$	$5,78 \cdot 10^{15}$	$2,7 \cdot 10^{14}$	$1,2 \cdot 10^{10}$	–
Sr ⁹⁰	$3,51 \cdot 10^{15}$	$3,51 \cdot 10^{15}$	$3,481 \cdot 10^{15}$	$3,43 \cdot 10^{15}$	$3,26 \cdot 10^{15}$	$2,75 \cdot 10^{15}$
Sr ⁹⁵	$7,29 \cdot 10^{16}$	$7,21 \cdot 10^{16}$	$1,99 \cdot 10^{16}$	$1,4 \cdot 10^{15}$	$5,14 \cdot 10^{11}$	–
Nb ⁹⁵	$7,23 \cdot 10^{16}$	$7,23 \cdot 10^{16}$	$3,57 \cdot 10^{16}$	$3,03 \cdot 10^{15}$	$1,14 \cdot 10^{12}$	–
Rb ¹⁰³	$7,08 \cdot 10^{16}$	$6,95 \cdot 10^{16}$	$8,55 \cdot 10^{15}$	$1,14 \cdot 10^{14}$	$2,97 \cdot 10^8$	–
Rb ¹⁰⁶	$2,37 \cdot 10^{16}$	$2,37 \cdot 10^{16}$	$1,89 \cdot 10^{16}$	$1,19 \cdot 10^{16}$	$3,02 \cdot 10^{15}$	$2,46 \cdot 10^{13}$
I ¹³¹	$4,49 \cdot 10^{16}$	$4,19 \cdot 10^{16}$	$1,5 \cdot 10^{12}$	$1,01 \cdot 10^3$	–	–
Cs ¹³⁴	$7,5 \cdot 10^{15}$	$7,5 \cdot 10^{15}$	$6,71 \cdot 10^{15}$	$5,36 \cdot 10^{15}$	$2,73 \cdot 10^{15}$	$2,6 \cdot 10^{14}$
Cs ¹³⁷	$4,69 \cdot 10^{15}$	$4,69 \cdot 10^{15}$	$4,65 \cdot 10^{15}$	$4,58 \cdot 10^{15}$	$4,38 \cdot 10^{15}$	$3,73 \cdot 10^{15}$
Ba ¹⁴⁰	$7,93 \cdot 10^{16}$	$7,51 \cdot 10^{16}$	$1,19 \cdot 10^{14}$	$2,03 \cdot 10^8$	–	–
La ¹⁴⁰	$8,19 \cdot 10^{16}$	$8,05 \cdot 10^{16}$	$1,37 \cdot 10^{14}$	$2,34 \cdot 10^8$	–	–
Ce ¹⁴¹	$7,36 \cdot 10^{16}$	$7,25 \cdot 10^{16}$	$5,73 \cdot 10^{15}$	$3,08 \cdot 10^{13}$	$5,33 \cdot 10^6$	–
Pr ¹⁴³	$6,77 \cdot 10^{16}$	$6,7 \cdot 10^{16}$	$1,65 \cdot 10^{14}$	$6,11 \cdot 10^8$	–	–
Ce ¹⁴⁴	$5,44 \cdot 10^{16}$	$5,44 \cdot 10^{16}$	$4,06 \cdot 10^{16}$	$2,24 \cdot 10^{16}$	$3,77 \cdot 10^{15}$	$7,43 \cdot 10^{12}$
Pm ¹⁴⁷	$7,05 \cdot 10^{15}$	$7,05 \cdot 10^{15}$	$6,78 \cdot 10^{15}$	$5,68 \cdot 10^{15}$	$3,35 \cdot 10^{14}$	–

Среднесуточный допустимый выброс равен:

- по йоду 0,01 Ки/сут·1000 МВт;
- по ИРГ 500 Ки/сут·1000 МВт.

Причем 90 % всей дозы облучения, возможной в результате выброса на АЭС и обусловленной короткоживущими изотопами, население получает в течение года после выброса, 98 % – в течение 5 лет. Почти вся доза приходится на людей, живущих вблизи АЭС.

Долгоживущие продукты выброса (Cs¹³⁷, Kr⁸⁵, Ce¹⁴¹ и другие) распространяются по всему миру. Оценка ожидаемой коллективной эквивалентной дозы облучения такими изотопами составляет 670 Зв·чел., на каждый 1 ГВт вырабатываемой электроэнергии. Известно, что за период 1971–1984 гг. в 14 странах мира произошла 151 авария на АЭС.

Таблица 37

Характеристики основных естественных и антропогенных радионуклидов

Радионуклид	Период полураспада	Всасываемость, %	Место наибольшего накопления в организме	Время двукратного снижения активности в организме	Средняя энергия излучателей, МэВ			Среднегодовая фоновая нагрузка, сЗв (мбэр)
					α	β	γ	
1	2	3	4	5	6	7	8	9
Калий (K^{40})	$1,3 \cdot 10^9$ лет	100	Все тело, головной мозг, эритроциты	58 сут	-	0,5	0,16	≤ 20 в год во всем теле
Углерод (C^{14})	5730	100	Жировая, костная ткань	Не накапливается	-	$4,9 \cdot 10^{-2}$	-	1,02 во всем теле, 4,2 в жировой ткани
Радон (Rn^{222})	3,8 сут	Не всасываются	Не накапливаются. Облучают верхние дыхательные пути, легкие по типу внешнего излучения	То же	5,5	$1 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-4}$	0,002 (≤ 20 на легкие)
Торон-220	54,5 сут							
Радий (Ra^{226})	1620 лет	0,5–1	До 80 % в скелете	17 лет	4,7	$3,6 \cdot 10^{-3}$	$6,7 \cdot 10^{-3}$	≤ 14
Торий (Th^{232})	$1,4 \cdot 10^{10}$	1	Костные ткани и печень	22 года	4,07	$1,5 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	0,007–0,700
Полоний (Po^{209}) (дочерний продукт радона)	103 года	43	Костная ткань, красный костный мозг, легкие	50 сут	$5,75 \cdot 10^2$	5,8	1,55	0,001 (до 0,002 на легкие)
Стронций (Sr^{90}), иттрий (Y^{90})	28,6 года	5	Все тело, скелет	5700 сут	-	0,2-0,9 (1,1 в костной ткани)		Фоновое содержание в среде 0,045 Ки/км ²

Окончание табл. 37

1	2	3	4	5	6	7	8	9
Йод (I^{131})	8,05 сут	100	Щитовидная железа	7 сут	-	0,2	0,4	-
	$1,57 \cdot 10^7$					$6,4 \cdot 10^{-2}$	$2,5 \cdot 10^{-2}$	
Цезий (Cs^{137})	30,2 года		Все тело, почки	138 сут	-	0,2	0,6	Фоновое содержание в среде $0,08 \text{ Ки/км}^2$
	2,06 года					0,2	1,6	
Плутоний ($Pu^{238,239}$)	24390 лет	0,35	Легкие (аэрозольное попадание), печень, почки	3,2·104 сут	5,5 (0,5–270 в костной ткани)	1·10 ⁻²	8·10 ⁻⁴	Фоновое содержание в среде $0,05 \text{ Ки/км}^2$

7.4. АЭС в России

Распределение АЭС по регионам России иллюстрирует рис. 10.



Рис 10. Местоположение АЭС в России

Балаковская АЭС. Молодая российская атомная электростанция с 4-мя энергоблоками ВВЭР-1000 третьего поколения. Место расположения: на левом берегу Саратовского водохранилища реки Волги в 10 км северо-восточнее г. Балаково Саратовской обл. Сооружена в период с 1985 по 1993 гг. Установленная электрическая мощность: 4000 МВт. Тепловая мощность: 12000 МВт.

Белоярская АЭС. Энергоблок БН-600 Белоярской атомной электростанции – крупнейший в мире энергоблок с реакторами на быстрых нейтронах. Место расположения: на берегу Белоярского водохранилища, в пос. Заречный Свердловской обл., в 40 км восточнее Екатеринбурга. Сооружена: 1 очередь – энергоблоки 1 и 2, введены в строй в 1964 и 1967, выведены из эксплуатации в 1983 и 1990 соответственно; 2 очередь – энергоблок №3, пущен в 1980. Установленная электрическая мощность: 600 МВт Тепловая мощность: 1470 МВт. В настоящее время строится новый блок с быстрым реактором БН-800.

Билибинская атомная теплоэлектроцентраль – первенец атомной энергетики в Заполярье, уникальное сооружение в центре Чукотки, обеспечивающее жизнедеятельность горнорудных и золотодобывающих предприятий этого края. Место расположения: Чукотка, 800 км к югу от Певека, 2000 км к северу от Магадана. Сооружена в период с 1974 по 1976 гг.

Тип реактора – ЭГП-6. Установленная электрическая мощность: 48 МВт. Тепловая мощность: 248 МВт

Волгодонская атомная электростанция на сегодняшний день – самая молодая в России. До января 2002 г. называлась Ростовской АЭС. Место расположения: Дубовский район Ростовской области, в 13,5 км от г. Волгодонска и в 19 км от г. Цимлянска. Сооружение первой очереди закончено в 2001 г. Тип реактора – ВВЭР-1000. Установленная электрическая мощность: 1000 МВт Тепловая мощность: 3000 МВт. Физический пуск блока №2 состоялся в ноябре 2008.

Калининская АЭС. Место расположения: на севере Тверской области в 125 км от г. Тверь. Расстояние до Москвы – 330 км, до Санкт-Петербурга – 400 км. Площадка АЭС находится на южном берегу озера Удомля. Сооружается в 2 очереди: первая очередь – энергоблоки 1 и 2, сооружены в 1984 и 1986 гг.; вторая очередь – энергоблок № 3, энергетический пуск которого состоялся 16 декабря 2004 г. 8 мая 2005 энергоблок № 3 выведен на проектную мощность 1000 МВт. Проектом станции было предусмотрено строительство четырех энергоблоков ВВЭР-1000 по 1000 МВт (эл.) каждый. Установленная электрическая мощность: 3000 МВт Тепловая мощность: 9000 МВт.

Кольская атомная электростанция – первая АЭС России, построенная за Полярным кругом. Место расположения: Мурманская область, вблизи г. Полярные Зори, на берегу озера Имандра – одного из крупнейших озер Кольского полуострова, на расстоянии 220 км от г. Мурманска Сооружена в период с 1973 по 1984 гг. Тип реактора – ВВЭР-440. Установленная электрическая мощность: 1760 МВт. Тепловая мощность: 5500 МВт. В 2003 г. на 15 лет сверх первоначально заложенного в проекте продлен срок службы энергоблока № 1. 18 сентября 2004 г. включен в сеть энергоблок № 2 после проведенной модернизации, продлившей срок его службы еще на 15 лет.

Курская атомная электростанция является важнейшим узлом Единой энергетической системы России. Обеспечивает электроэнергией 19 областей, в основном центральной России, входящих в энергосистему «Центр». Место расположения: Курская обл., вблизи г. Курчатова, в 40 км к юго-западу от г. Курска на берегу реки Сейм. Сооружена в период с 1976 по 1985 гг. Тип реактора – РБМК-1000. Установленная электрическая мощность: 4000 МВт Тепловая мощность: 12800 МВт.

Ленинградская атомная электростанция – первая в стране станция с реакторами РБМК-1000. В настоящее время ЛАЭС – крупнейший производитель электроэнергии в Северо-Западном регионе России. Место расположения: Ленинградская обл., г. Сосновый Бор, на берегу Финского залива к юго-западу от Ленинграда Сооружена в период с 1973 по 1981 гг. Установленная электрическая мощность: 4000 МВт. Тепловая мощность: 12800 МВт.

Нововоронежская атомная электростанция – первая из отечественных АЭС с реакторами типа ВВЭР. Здесь осваивались головные энергоблоки с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Место расположения: Воронежская обл., вблизи г. Нововоронеж, в 42 км от областного центра. Состроена в 4 очереди: 1 очередь – энергоблок 1 (работал с 1964 по 1988 гг.) 2 очередь – энергоблок 2 (работал с 1969 по 1990 гг.) 3 очередь – энергоблоки 3 и 4 (пущены в эксплуатацию в 1971 и 1972 гг.) 4 очередь – энергоблок 5 (введен в эксплуатацию в 1980 г.) Установленная электрическая мощность: 1834 МВт Тепловая мощность: 5750 МВт.

Кроме наземных АЭС в настоящее время существуют и другие: малые, подземные и плавучие АЭС, которые функционируют или находятся в стадии разработки.

Контрольные вопросы

1. Что представляет собой цепная реакция?
2. Какое должно соблюдаться обязательное условие для проведения цепной реакции?
3. Какие бывают цепные реакции в зависимости от численного значения коэффициента размножения нейтронов?
4. Ядерный реактор – это...
5. Какие изотопы используют в качестве исходного материала в АЭС?
6. Перечислите составные части ядерного реактора.
7. Какие процессы происходят при работе ядерных реакторов?
8. Рассмотрите классификации ядерных реакторов по различным признакам.
9. Перечислите наиболее распространенные ядерные реакторы и их характеристики.
10. Какие бывают разновидности атомных станций?
11. В чем преимущество АЭС перед другими источниками получения энергии?
12. Изотопы каких элементов поступают в окружающую среду при нормальном функционировании АЭС?
13. Перечислите АЭС в Российской Федерации и дайте им краткую характеристику.

8. ДОБЫЧА И ПЕРЕРАБОТКА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА. ПЕРЕРАБОТКА И ЗАХОРОНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ ОТХОДОВ

8.1. Ядерный топливный цикл

Создание ядерного арсенала было бы невозможным без организации разветвлённой инфраструктуры предприятий ядерного топливного цикла (ЯТЦ), обеспечивающей производство и обработку делящихся материалов. Пик в развитии комплекса предприятий ядерного топливного цикла пришелся на начало и середину 1980-х гг.

Добыча урана осуществлялась комплексом крупных горнодобывающих предприятий в СССР и странах Восточной Европы.

Большая часть добываемого урана использовалась для производства топлива промышленных реакторов, а оставшаяся его часть поступала на обогатительные заводы, складировалась в государственных хранилищах и направлялась на экспорт. С горнодобывающих комбинатов уран в виде закиси-окиси (U_3O_8) отправлялся на Чепецкий механический завод для дополнительной очистки и переработки в металлические слитки. Слитки служили сырьем для завода химконцентратов в Новосибирске, занимавшегося производством металлических блочков топливных элементов промышленных реакторов.

После облучения в реакторах отработавшее топливо промышленных реакторов перерабатывалось на радиохимических заводах Челябинска-65, Томска-7 и Красноярска-26, а выщеленный плутоний использовался для производства ядерного оружия. Регенерированный, т.е. извлеченный из отработавшего топлива в процессе выделения плутония, уран (содержащий примерно 0,67 % U^{235}) обогащался на мощностях Свердловска-44, Томска-7, Красноярска-45. Этот уран служил сырьем для производства практически всего оружейного урана.

Для производства топлива реакторов АЭС использовался как регенерированный, так и природный уран. Полученный на обогатительных заводах, гексафторид низкообогащённого урана направлялся на машиностроительный завод в Электростали (топливо реакторов ВВЭР-440) и Ульбинский металлургический завод (топливо реакторов ВВЭР-440/1000 и РБМК) для переработки в двуокись урана и производства керамических таблеток реакторного топлива. Топливные таблетки использовались для производства тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и тепловыделяющих сборок (ТВЭС) на машиностроительном заводе в Электростали (РБМК и ВВЭР-440) и заводе химконцентратов в Новосибирске (ВВЭР-1000).

После извлечения из реакторов АЭС отработавшее топливо размещалось для промежуточного хранения на площадках станции.

Отработавшее топливо реакторов ВВЭР-1000, начиная со второй половины 1980-х гг., находилось в централизованном хранилище в Красноярске-26 в ожидании начала работы создаваемого там крупного радиохимического завода РТ-2. Топливо реакторов ВВЭР-440 перерабатывалось на заводе РТ-1 в Челябинске-65. Выделенный при переработке этого топлива энергетический плутоний помещался в хранилище, а регенерированный уран отправлялся на Ульбинский металлургический завод для производства топлива реакторов РБМК.

Высокообогащенный уран также проходил несколько стадий переработки. Уран, обогащенный до 90 % U^{235} , использовался в промышленных, судовых и исследовательских реакторах. Отработавшее топливо перерабатывалось на заводе РТ-1 (Челябинск-65), а регенерированный уран использовался для производства топлива реакторов подводных лодок (обогащение 20–45 % U^{235}).

Основной задачей предприятий ядерного топливного цикла в настоящее время является производство топлива для реакторов АЭС, расположенных в России и за её пределами, и деятельность по обращению с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами.

Конечно, современный мир нельзя представить без предприятий ядерного топливного цикла. Он решает стратегически важную задачу для Российской Федерации. Но вместе с тем и создает массу проблем. Тяжелейшая радиозэкологическая ситуация в России, сложившаяся в зоне воздействия ядерного топливного цикла, связана прежде всего с используемой на предприятиях жидкостных технологий в ураново-плутониевом цикле и в экстрагировании трансурановых элементов, представляющих постоянный источник радиоактивных и других отходов, порождая вечную проблему водоемов-накопителей, емкостей-хранилищ. Переход на принципиально иные виды технологий в настоящее время не планируется. Следовательно, будет продолжаться интенсивное загрязнение окружающей среды.

Большое количество накопленных некондиционированных радиоактивных отходов, недостаточность технических средств для обеспечения безопасного обращения с ними, отсутствие надежных хранилищ для длительного хранения (захоронения) повышают риск возникновения радиационных аварий и создают реальную угрозу радиоактивного загрязнения окружающей природной среды.

8.2. Добыча природного урана

Уран является достаточно распространенным в природе металлом. Несмотря на это, месторождения с высоким содержанием урана встречаются относительно редко. Целенаправленные масштабные работы по разведке урановых месторождений были организованы с середины 1940-х гг. В

1950–60-е гг. были открыты крупнейшие месторождения урана на территории бывшего СССР.

В 1960–1970-е гг. на основе этих месторождений были введены в эксплуатацию крупнейшие уранодобывающие комплексы: Целинный (Степногорск) и Прикаспийский (Актау, бывший Шевченко), комбинаты в Казахстане, Навоийский комбинат в Узбекистане и Приаргунский комбинат в России. Значительное количество урана импортировалось из Восточной Германии, Чехословакии, Болгарии и Венгрии. В 1980-е годы уровень производства и импорта урана достиг более 30 тысяч тонн в год.

Сокращение оборонных заказов во второй половине 1980-х гг. и заметное снижение темпов развития атомной энергетики после Чернобыльской катастрофы привели к перепроизводству урана и снижению уровня его добычи. В 1991 г. уровень добычи снизился до 40 % производительности комплекса. Распад СССР значительно изменил структуру уранового комплекса и привёл к образованию индивидуальных производителей урана, ориентированных на продажу продукции на мировом рынке.

Всего к началу 1990-х гг. в СССР было произведено или импортировано из Восточной Европы примерно 660 тысяч тонн урана, из которых примерно 460 тысяч тонн были использованы для производства оружейных делящихся материалов.

В настоящее время большая часть разведанных запасов урана находится в трёх республиках бывшего СССР: России, Казахстане и Узбекистане. Россия занимает 7-е место в мире по разведанным запасам урана в недрах (около 180 тысяч тонн), а первые места занимают Австралия (более 894 тысяч тонн), Казахстан (681 тысяч тонн) и Канада (507 тысяч тонн).

По состоянию на 1 января 1999 г. в государственном балансе запасов урана России учтены запасы 16 месторождений, из которых 15 сосредоточены в одном районе – Стрельцовском в Забайкалье (Читинская обл.) и одно расположено в Зауралье (Курганская обл.). Месторождения района эксплуатируются уже более 30 лет, и их сырьевая база существенно истощена. На сегодняшний день это единственный объект в мире, эксплуатация которого продолжается с 1968 г. Запасы российских месторождений создают всего лишь 15-летнюю обеспеченность сырьём действующего уранодобывающего предприятия АО «Приаргунское производственное горнохимическое объединение».

Природный уран состоит из двух изотопов: делящегося (дающего цепную реакцию деления), или оружейного, урана-235 (его содержание – 7 кг в тонне руды, т.е. 0,711 %) и неделящегося урана-238 (993 кг в тонне). В реакторах военного назначения (промышленные реакторы) для наработки плутония используется природный уран в виде цилиндрических металлических блочков, находящихся в герметичных алюминиевых пеналах. Процесс деления урана-235 (управляемая цепная реакция) ведётся 3–6 месяцев,

при этом в каждой тонне урана образуется менее килограмма «осколков» и нарабатывается в основном один изотоп плутония – плутоний-239, делящийся, оружейный (500–700 г). В топливе для атомных электростанций урана-235 гораздо больше (45–46 кг в тонне – низкообогащенный уран), оно находится в виде гранул оксида урана в герметичных циркониевых трубках, которые собраны в пакеты – тепловыделяющие сборки (ТВС). Процесс ведётся дольше (около трёх лет), в результате чего образуется значительно (в 60–80 раз) больше «осколков» и нарабатывается в 20 раз больше плутония, при этом не оружейного, а энергетического, т.е. смеси изотопов плутония. Эти «осколки» и плутоний, равно как и оставшийся (невыгоревший) уран-235 и почти весь неделящийся уран-238, находятся в отработавшем ядерном топливе в тех же трубках (сборках), которые теперь называются *отработавшими тепловыделяющими сборками*. Процессы переработки облучённого урана с реакторов военного назначения (промышленные реакторы) и отработавшего топлива с атомных электростанций однотипны.

8.3. Производство гексафторида урана

Важное место в цепочке ЯТЦ занимает производство гексафторида урана (UF_6), служащего сырьём для обогатительных заводов. В СССР исследования по производству гексафторида урана были начаты Наркоматом химической промышленности в начале 1940-х гг., и первые граммы материала были получены в 1943 г.

Промышленное производство по фторированию урана было освоено в 1947 г.

В настоящее время гексафторид урана производится посредством сжигания соединений урана в одноступенчатом плазменном реакторе. При этом в качестве сырья могут использоваться различные соединения урана. Соответствующая технология была разработана в 1960-е и освоена в 1970-е гг. на заводах в Томске-7 и Ангарске. Оба завода работали как с природным, так и с регенерированным ураном. В настоящее время переработкой природного урана занимается в основном АЭХК (Ангарский электролизнохимический комбинат). Его производительность оценивается в 18,7 тысяч тонн урана в год.

Перед тем как преобразовать уран в гексафторид урана, необходимо провести операцию доочистки урана для превращения его в ядерно-чистый материал (такая операция называется аффинаж).

Особое внимание уделяется очистке урана от бора, кадмия, гафния, являющихся нейтронопоглощающими элементами, а также от редкоземельных элементов (гадолиний, европий и самарий). Технологически аффинаж

состоит в экстракционной очистке урана трибутилфосфатом после растворения уранового концентрата в азотной кислоте.

Технология включает производство чистого фтора, измельчение тетрафторида урана или оксида урана до состояния порошка с последующим сжиганием в факеле фтора. Затем производится фильтрация гексафторида урана и его конденсация в системе холодных ловушек.

8.4. Предприятия ядерного топливного цикла России

Основные предприятия ЯТЦ в Российской Федерации представлены в табл. 38.

Т а б л и ц а 3 8

Промышленные предприятия ЯТЦ России

Наименование предприятия, его краткое обозначение, местонахождение	Год создания	Основные производства
1	2	3
Сибирский химический комбинат (СХК), г. Северск	1953	Промышленные реакторы, радиохимическое производство, химико-металлургическое производство, производство гексафторида урана, производство по разделению изотопов урана
Производственное объединение «Маяк» (ПО «Маяк»), г. Озерск	1948	Промышленные реакторы, радиохимическое производство, химико-металлургическое производство, производство изотопной продукции
Горнохимический комбинат (ГХК), г. Железногорск	1950	Промышленные реакторы, радиохимическое производство, хранение ОЯТ реакторов ВВЭР-1000
Ангарский электролизный химический комбинат (АЭХК), г. Ангарск	1954	Производство гексафторида урана, производство по разделению изотопов урана
Уральский электрохимический комбинат (УЭХК), г. Новоуральск	1949	Химико-металлургическое производство, производство по разделению изотопов урана
Акционерное общество «Машиностроительный завод» (АО МСЗ), г. Электросталь (Московская область)	1945	Производство ядерного топлива
Акционерное общество «Новосибирский завод химконцентратов» (АО НЗХК), г. Новосибирск	1949	Производство ядерного топлива
Химико-металлургический завод (ХМЗ), г. Красноярск	1948	Химико-металлургическое производство

1	2	3
Электрохимический завод (ЭХЗ), г. Зеленогорск	1955	Производство по разделению изотопов урана
Кирово-Чепецкий химический комбинат (КЧХК), г. Кирово-Чепецк	1949	Производство по получению четырехфтористого урана
Производственное объединение «Чепецкий механический завод» (ПО ЧМЗ), г. Глазов	1951	Химико-металлургическое производство
Государственное научно-производственное предприятие «Политех» (ГНПП «Политех»), г. Электросталь (Московская область)	1974	Опытное производство ядерного топлива

8.5. Проблема захоронения радиоактивных отходов (РАО)

Радиоактивные отходы (РАО) образуются на всех этапах ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Состав и количество РАО на каждом из этапов цикла специфичны. Наибольшее количество опасных для биосферы техногенных радионуклидов, в том числе и долгоживущих альфа-излучателей (плутоний, америций и др.), образуется и содержится в отработанном ядерном топливе (ОЯТ) с атомных электростанций и на радиохимических производствах, на которых осуществляется выделение плутония, невыгоревшего урана-235 и других радионуклидов. Для выделения плутония из ОЯТ в России был запущен в работу в 1976 г. завод (РТ-1) в Челябинске-60 (г. Озёрск), ещё один завод (РТ-2) строится на Горнохимическом комбинате (ГХК) в Красноярске-26 (г. Железногорск).

На заводе РТ-1 облучается ОЯТ из отечественных реакторов АЭС, реакторов подводных лодок и судовых реакторов с мощностью переработки около 400 т/год. Оружейный плутоний производился на специальных ядерных комплексах (Челябинск-65, Томск-7, Красноярск-26), где работали 13 атомных реакторов специального типа, из которых на радиохимических заводах (РХЗ) извлекался в больших количествах плутоний. Именно РХЗ являются основным источником радиоактивных отходов. При переработке 1 т ОЯТ реакторов типа ВВЭР-400 в НПО «Маяк» образуется 45 м³ высокоактивных отходов (ВАО), 150 м³ среднеактивных отходов (САО) и около 2000 м³ низкоактивных отходов (НАО). Кроме того, продуктами переработки являются 950 кг оксидов урана и несколько килограммов плутония, т.е. из 1 т ОЯТ образуется $45 + 150 + 2000 = 2195$ м³ только жидких РАО, которые требуют специального обращения, переработки и хранения.

На первых этапах жидкие высоко- и среднеактивные РАО хранились в естественных или искусственных прудах-отстойниках, в специальных инженерных сооружениях – ёмкостях из бетона и (или) стали (баки, танки), а низкоактивные отходы, как правило, разбавлялись и рассеивались путём сбрасывания по системам трубопроводов, каналов в воды Мирового океана, открытые водные системы, где происходило их естественное разбавление до уровней приемлемой безопасности.

По мере накопления информации о поведении техногенных радионуклидов становилось понятным, что такой способ избавления от отходов не совсем пригоден, т.к. создаётся угроза существованию биологических видов и самому человеку. Для уменьшения опасности во многих странах жидкие отходы стали связывать каким-либо материалом (цемент, битум, полимеры, бетон и т.д.) в труднорастворимую форму, устанавливая в металлические контейнеры и захоранивать.

За всю историю развития атомной промышленности были апробированы следующие методы захоронения и удаления РАО:

- удаление отходов на дно Мирового океана;
- хранение в сухих приповерхностных или подземных специально сооружённых хранилищах;
- хранение в водных приреакторских бассейнах либо в автономных водных хранилищах (подземное водное хранилище);
- удаление в полости скальных пород; закачка жидких РАО в подземные горизонты.

Одна из специфических особенностей хранения ВАО и ОЯТ, относящегося к категории специальных ВАО, заключается в следующем. Эти продукты из-за присутствия делящихся материалов (урана, плутония и др.) имеют способность к разогреванию до высоких температур (сотни градусов).

Высокая радиоактивность способствует радиолизу (разложению под воздействием радиоактивного излучения) воды и других химических компонентов с образованием высоковольтных азотистых, водородных и других соединений. Недоучёт этого фактора может приводить к весьма сложным аварийным ситуациям с выбросами радионуклидов в окружающую среду. Такой случай произошёл в 1957 г. в Челябинске-65 (ПО «Маяк»), когда разогрев отходов в баке привёл к парогазовому взрыву большой мощности. Таким образом, хранение высокоактивных РАО и ОЯТ, а также демонтаж ядерных материалов (плутоний, высокообогащённый уран) требует создания специальных инженерных сооружений, позволяющих контролировать и регулировать температурный режим хранения.

Авария 1957 г. известна как Кыштымская. Она является одной из наиболее тяжёлых в мировой практике. 29 сентября в результате отказа системы охлаждения взорвалась одна из ёмкостей хранилищ высокоактивных

отходов. Взрыв полностью разрушил ёмкость, содержащую 78–80 тонн отходов, сорвал и отбросил в сторону на 25 м бетонную плиту перекрытия каньона, в котором находилась ёмкость. Из хранилища была выброшена смесь радионуклидов общей активностью 20 млн Ки. Большая часть радионуклидов осела вокруг хранилища, а жидкая взвесь с активностью в 2 млн Ки была поднята на высоту 1–2 км и образовала радиоактивное облако, состоящее из жидких и твёрдых аэрозолей. Из этого облака, распространявшегося под действием ветра, произошло выпадение радиоактивных осадков. Образовавшийся след радиоактивного загрязнения (шириной 8–9 км, длиной 105 км) накрыл несколько районов Челябинской области.

При хранении и захоронении РАО используется принцип многобарьерной защиты, включающий в себя искусственные инженерные (оболочка контейнера, стенки строительного сооружения и т.п.) и естественные барьеры физической и химической защиты (горные породы, почва, толща воды). В каждом конкретном случае, в зависимости от типа отходов, их объёмов и т.д., используются или планируются для использования те или иные способы захоронения. Главной проблемой, которую необходимо решить при этом, является изоляция радиоактивных материалов от возможности возникновения контакта РАО с водой, которая выступает главной транспортирующей средой по переносу радионуклидов в область обитания человека.

Удаление радиоактивных отходов, переведённых в твёрдое состояние и упакованных в контейнеры из химически стойких материалов, на дно Мирового океана осуществлялось весьма длительное время, начиная с 1946 г., в различных точках земного шара.

Отходы сбрасывались в море многими государствами, их общий объём составляет более 200 тыс. Ки. Основными критериями при выборе площадок для сбора являлись: глубина, отдаленность от основных морских путей, отсутствие районов промышленного лова рыбы, большое расстояние от континентов и островов. Согласно Лондонской конвенции 1972 г. были выделены две категории высокоактивных материалов: запрещённые и разрешённые для удаления на морские глубины. Так, ОЯТ, жидкие РАО, образующиеся в процессе переработки ОЯТ, и отверждённые формы таких отходов были отнесены к категории запрещённых материалов. С 1993 г. этот способ удаления РАО был прекращён, объявленный мораторий действует в настоящее время.

Россия также практиковала удаление на дно Мирового океана РАО как в жидком так и в твёрдом виде, а также отдельных ядерных реакторов с остатками топлива. Общая активность жидких РАО, по имеющимся данным, составляет 24 000 Ки, в том числе по отдельным морям (Балтийское – 0,2, Белое – 100, Баренцево – 12 153, Карское – 8 500 Ки).

Практически все специалисты, занимающиеся проблемами обращения с РАО, считают наиболее приемлемой концепцию удаления радиоактивных отходов в глубокие геологические формации.

При этом для обоснования безопасности используется метод аналогий с существованием урановых месторождений в недрах планеты. Определение «глубинная геологическая формация» в литературе отсутствует. По-видимому, под этим понимают такие глубины захоронения в геологические недра и такие горно-геологические условия захоронения, которые обеспечивают хранение ВАО на многие тысячелетия без воздействия на природную среду.

Приемлемые глубины захоронения определяются прежде всего фактором экономичности строительства такого рода сооружений.

Реализация данной концепции в практическом плане весьма ответственное, дорогостоящее и длительное во времени дело.

Выбор площадки под строительство хранилища высокоактивных РАО зависит от многих факторов. Так, в США, согласно требованиям закона и федеральных правил, выясняются 117 факторов по оценке площадки, на которой будет вестись строительство такого сооружения, в их числе:

- сейсмическая активность и тектоническая стабильность;
- химический состав вод, интенсивность водообмена, скорость движения водного потока, расстояние до зоны разгрузки подземных вод и ряд других гидрогеохимических показателей;
- наличие типов пород, пригодных для строительства постоянного сооружения, с учетом их экранирующих свойств;
- близость водных и минеральных ресурсов, которые могут вовлекаться в эксплуатацию и стать причиной непреднамеренного проникновения человека в могильник в будущем;
- близость к системе национальных парков, населённым пунктам и т.д.

Длительность выбора и обоснования безопасности места заложения таких площадок и последующего строительства весьма значительна и составляет несколько десятков лет, а стоимость затрат может составлять сотни миллионов долларов только на стадии инженерно-геологических изысканий. Обращает на себя внимание тот факт, что даже хорошо спроектированные специальные инженерные сооружения, в которых ВАО хранятся в остеклованной массе, упакованной в контейнеры, размещаются на значительной глубине от дневной поверхности. Например, в районе Селлафилда (Великобритания) хранилище планируется расположить на глубине около 800 м либо на ещё большей глубине (2000–4000 м) в специальные пробуренные скважины большого диаметра или шахты.

Ни в каких вариантах проектов обращения с РАО для длительного их хранения не рассматривается возможность их закачивания в виде жидких РАО в проницаемые горизонты геологических недр, тогда как в России на

сегодняшний день – это один из самых распространённых способов обращения с радиоактивными отходами (Дмитровград, Северск, Железногорск), к тому же усиленно пропагандируемый его идеологами. Привлекательность данного способа понятна: он позволяет снять огромные проблемы, связанные с утилизацией радиоактивных и других токсичных отходов. Но эта российская практика обращения с РАО, реализуемая на ряде предприятий Минатома, представляется совершенно неприемлемой и вызывает особую обеспокоенность за безопасное состояние природной среды. Сегодня в России идёт крупнейший эксперимент по закачке жидких РАО в недра.

В Томске-7 с 1963 г. жидкие РАО закачиваются на территории промплощадки СХК в непосредственной близости (10–12 км) от Томска, в котором проживает более 500 тыс. человек. Объём закачанных РАО приближается к 40 млн м³, а их общая активность составляет сотни миллионов Кюри. Глубина закачки 280–460 м. От водоносных горизонтов, которые являются единственным источником питьевого водоснабжения г. Томска, пласты-коллекторы отделены глинистым водоупорным слоем мощностью всего 20–40 м.

Создаётся угроза существованию источников питьевого водоснабжения полумиллионного города.

В Красноярске-26 захоронение жидких РАО под землю производится с 1967 г. в 5 км от горно-химического комбината на полигоне «Северный», и к настоящему времени там накоплено 4 млн м³ жидких РАО общей активностью 700 млн Ки. Подземная линза закачанных отходов неуклонно движется к Енисею, долина которого уже имеет высокие уровни радиоактивного загрязнения из-за деятельности комбината.

Радиоактивные отходы являются неременным завершающим звеном любой ядерной и радиационной технологии.

За последние полвека на Земле образованы десятки миллиардов Кюри искусственной радиоактивности. И эти данные увеличиваются с каждым годом, что создаёт потенциальную угрозу для жизни и здоровья людей и отрицательно влияет на всю биосферу.

Стратегия обращения с РАО заключается в их изоляции. Но если с короткоживущими и низкорadioактивными РАО такое обращение приемлемо, то в отношении долгоживущих и высокоактивных РАО приемлемого экологического и экономического решения не найдено.

Контрольные вопросы

1. Для каких целей используется уран?
2. Каковы основные задачи ЯТЦ?
3. В чем заключается отрицательная сторона функционирования предприятий ЯТЦ?
4. Как происходила и происходит добыча природного урана?

5. Где размещается отработанное топливо?
6. Перечислите стадии переработки высокообогащенного урана.
7. Дайте характеристику производству гексафторида урана.
8. Назовите основные предприятия ЯТЦ в РФ.
9. Какие возникают проблемы при захоронении радиоактивных отходов?
10. Перечислите основные методы захоронения и удаления радиоактивных отходов.
11. Последствия, возникающие при неправильном хранении радиоактивных отходов. Приведите примеры.

9. САНИТАРНЫЕ ПРАВИЛА РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ

9.1. Общие положения

Санитарные правила (далее – Правила) устанавливают требования по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при всех видах обращения с РАО.

Правила являются обязательными для исполнения на всей территории РФ всеми юридическими и физическими лицами независимо от их подчинения и формы собственности, которые занимаются деятельностью, связанной со всеми видами обращения с радиоактивными отходами. Правила распространяются на организации, где в результате их деятельности образуются РАО; на организации, осуществляющие сбор, хранение, транспортировку, переработку и захоронение РАО, а также на организации, осуществляющие проектирование и строительство объектов, на которых будут образовываться, храниться, перерабатываться и захораниваться радиоактивные отходы.

Правила содержат: классификацию РАО; основные принципы обращения с РАО; критерии радиационной безопасности при обращении с РАО; основные требования, обеспечивающие безопасность персонала и населения на всех стадиях обращения с РАО (при сборе, хранении, транспортировке, переработке и захоронении РАО) как на предприятиях атомной энергетики, так и в других организациях, где образуются такие отходы. В проектной документации организации, при работе которой могут образовываться РАО, в разделе по обращению с РАО приводится характеристика образования радиоактивных отходов: их годовое количество, активность, радионуклидный состав, агрегатное состояние, а также указаны меры по предупреждению и ликвидации аварийного образования РАО. Там же предусматриваются отдельные системы обращения с РАО, имеющими разные виды (низко-, средне- и высокоактивные), и с нерадиоактивными отходами. Для каждого вида отходов должна быть обоснована система обращения с ними, т.е. методы сбора, время на хранение с указанием сроков, упаковки, транспортировки, кондиционирования, длительного хранения или захоронения. Кроме того, должны предусматриваться необходимые помещения и оборудование для обращения с РАО, определяться объем, периодичность и методы радиационного контроля.

В проекте должно быть предусмотрено, что облучение лиц, занятых обращением с РАО, не должно превышать дозовых пределов, установленных для персонала (см. НРБ-99/09).

9.2. Образование и классификация радиоактивных отходов

По агрегатному состоянию РАО подразделяются на жидкие, твердые и газообразные.

К жидким РАО относятся не подлежащие дальнейшему использованию любые радиоактивные жидкости. Жидкие отходы считаются радиоактивными, если в них удельная активность радионуклидов более чем в десять раз превышает значение уровня вмешательства, приведенные в приложении П-2 НРБ-99/09.

К твердым РАО относятся отработавшие свой ресурс радионуклиды, не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование, биологические объекты, загрязненные объекты внешней среды, отвержденные жидкие отходы, в которых удельная активность радионуклидов превышает значения минимальной удельной активности, приведенной в приложении П-4 НРБ-99/09.

При неизвестном радионуклидном составе твердые отходы считаются радиоактивными, если их удельная активность больше указанных значений:

- 100 кБк/кг – для бета-излучающих радионуклидов;
- 10 кБк/кг – для источников альфа-излучающих радионуклидов;
- 1 кБк/кг – для трансурановых радионуклидов.

Гамма-излучающие отходы неизвестного состава считаются радиоактивными, если мощность поглощенной дозы у их поверхности (0,1 м) выше 0,001 мГр/ч в сравнении с фоном при соблюдении условий измерения в соответствии с утвержденными методиками.

Жидкие и твердые РАО по удельной активности подразделяются на три категории (табл. 39).

Т а б л и ц а 3 9

Классификация жидких и твердых радиоактивных отходов по удельной радиоактивности

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг		
	Бета-излучающие радионуклиды	Альфа-излучающие радионуклиды	Трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	Менее 10^3	Менее 10^2	Менее 10^1
Среднеактивные	От 10^3 до 10^7	От 10^2 до 10^6	От 10^1 до 10^5
Высокоактивные	Более 10^7	Более 10^6	Более 10^5

Для предварительной сортировки твердых отходов рекомендуется использование критериев по уровню радиоактивного загрязнения (табл. 40) и по мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности

при соблюдении условий измерения в соответствии с утвержденными методиками:

- низкоактивные – от 0,001 мГр/ч до 0,3 мГр/ч;
- среднеактивные – от 0,3 мГр/ч до 10 мГр/ч;
- высокоактивные – более 10 мГр/ч.

Т а б л и ц а 4 0

Классификация твердых отходов по уровню радиоактивного загрязнения

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг		
	Бета-излучающие радионуклиды	Альфа-излучающие радионуклиды	Трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	От $5 \cdot 10^2$ до 10^4	От $5 \cdot 10^1$ до 10^3	От 5 до 10^2
Среднеактивные	От 10^4 до 10^7	От 10^3 до 10^6	От 10^2 до 10^5
Высокоактивные	Более 10^7	Более 10^6	Более 10^5

9.3. Основные принципы радиационной безопасности и стадии обращения с РАО

Сбор и сортировка РАО осуществляется в местах их образования или переработки с учетом радиационных, физических и химических характеристик в соответствии с системой классификации отходов, а также с учетом методов последующего обращения с ними.

Первичная сортировка отходов предполагает их разделение на радиоактивные и нерадиоактивные составляющие.

Сортировка первичных жидких и твердых РАО включает разделение отходов по различным категориям и группам для переработки по принятым технологиям и для подготовки к последующему хранению и захоронению.

Кондиционирование РАО поводят в целях повышения безопасности обращения с ними за счет уменьшения их объема и перевода в форму, удобную для транспортировки, хранения и захоронения.

Хранение РАО осуществляется отдельно для отходов разных категорий и групп в сооружении, обеспечивающем безопасную изоляцию отходов в течение всего срока хранения и возможность последующего их извлечения.

Транспортирование предусматривает безопасное перемещение РАО между местами их образования, переработки, хранения и захоронения с использованием специальных грузоподъемных и транспортных средств. Захоронение РАО направлено на их безопасную изоляцию от человека и окружающей его среды.

9.4. Требования к организациям по приему и транспортированию РАО

Все РАО, направляемые на захоронение, должны отвечать требованиям, предъявляемым к кондиционированным отходам и упаковке, что регламентируется специальными нормативными документами. В них содержатся требования:

- к радиационным параметрам отходов;
- агрегатному состоянию отходов;
- форме и физико-химическим свойствам отходов: содержанию свободной влаги, выщелачиваемости, стабильности, газовыделению, горючести, содержанию ядовитых и взрывоопасных веществ, механическим свойствам и др.;
- малогабаритным параметрам упаковки;
- радиационным параметрам упаковки, включая уровень нефиксированного поверхностного загрязнения и др.

Твердые, жидкие РАО, а также отработавшие установленный срок радионуклидные источники излучения принимают от организации для транспортировки в специализированные организации (СПО) в сертифицированных транспортных контейнерах или упаковках, отвечающих требованиям.

Отработавшие установленный срок источники ионизирующего излучения принимают от организации в специальных транспортных упаковочных пакетах или контейнерах, обеспечивающих безопасность обслуживающего персонала в процессе погрузки, транспортирования, выгрузки, хранения и захоронения ИИ.

При отправке упаковок с РАО автомобильным, железнодорожным, воздушным и иным транспортом по согласованию с СПО организация – владелец РАО – самостоятельно производит радиационный контроль, заполняет сопроводительные документы и высылает их вместе с грузом по согласованному с СПО адресу.

В случае транспортирования РАО со спецавтомобилем СПО представитель последней производит радиационный контроль принимаемого груза.

Транспортирование РАО вне организации на переработку, хранение и захоронение производится в транспортных контейнерах на специально оборудованных транспортных средствах. Эти контейнеры должны обладать механической прочностью, термостойкостью, герметичностью и радиационной защитой, а на конструкцию их должны быть получены санитарно-эпидемиологические заключения на соответствие санитарным правилам. Погрузка упаковок с РАО производится таким образом, чтобы мощность дозы излучения в воздухе, в кабине спецавтомобиля была минимальной, но не более 0,012 мГр/ч. Мощность дозы в любой точке внешней поверхности ограждения грузового помещения не должна превышать 2 мГр/ч.

9.5. Меры индивидуальной защиты и личной гигиены при работе с РАО

Все лица, работающие с РАО, должны быть обеспечены средствами индивидуальной защиты в зависимости от вида и класса работ в соответствии с ОСПОРБ-09. При работах в условиях возможного загрязнения воздуха радиоактивными веществами (ликвидация аварий, ремонтные работы и т.п.) персонал снабжается специальными фильтрующими или изолирующими средствами защиты органов дыхания (пневмокостюмы, пневмошлемы, кислородные изолирующие приборы).

Вход в зону возможного загрязнения СПО допускается только через санпропуск, а в помещения для работ I класса – дополнительно через стационарные саншлюзы. В помещения и на территорию, где ведутся аварийные и ремонтные работы, персонал проходит по наряду-допуску через переносной саншлюз. При выходе из зоны возможного загрязнения необходимо проверить чистоту спецодежды и других средств индивидуальной защиты, снять их и при выявлении радиоактивного загрязнения вымыться под душем.

Радиоактивное загрязнение спецодежды, индивидуальных средств защиты и кожных покровов персонала не должно превышать допустимых уровней, приведенных в НРБ-99/09. После санобработки кожные покровы не должны иметь радиоактивного загрязнения выше 0,1 от допустимых уровней. Спецодежду и индивидуальные средства защиты необходимо подвергать систематическому дозиметрическому контролю. Смена спецодежды должна производиться не реже одного раза в рабочую неделю. Загрязненные выше допустимого уровня спецодежда и защитные средства подлежат немедленной замене. Дополнительные средства индивидуальной защиты (пленочные, резиновые и т.п.) следует после каждого пользования подвергать дезактивации в саншлюзе или в специально отведенном месте. Остаточный уровень загрязнения после дезактивации должен быть не менее чем в три раза ниже допустимого уровня. При загрязнении личная одежда и обувь подлежат дезактивации под контролем службы радиационной безопасности, а в случае невозможности дезактивации – захоронению. В зоне вероятного загрязнения СПО запрещается:

- пребывание персонала без необходимых средств индивидуальной защиты;
- посещение ее лицами, постоянно не работающими в этой зоне, без письменного разрешения администрации или руководителя службы радиационной безопасности;
- хранение пищевых продуктов, домашней одежды, косметических принадлежностей и других предметов, не имеющих отношения к работе.

Прием пищи допускается в столовых, буфетах или специально отведенных местах, расположенных в чистой зоне.

9.6. Противорадиационная защита

Противорадиационная защита населения зараженных территорий строится на трех основных принципах: введение конкурентов, введение мишеней, ионная защита.

Введение конкурентов и предупреждение накопления радионуклидов в организме при неизбежном риске их проникновения с водой, пищей, воздухом осуществимо через коррекцию питания.

В основу положено свойство конкурентности обмена радиоактивных веществ и их химических нерадиоактивных аналогов. И те и другие вещества способны включаться в одни и те же метаболические процессы до точки насыщения реакций. После насыщения атомы (ионы) любого из конкурирующих веществ не включаются в обмен, биохимические структуры клеток. Если насыщение будет осуществлено за счет стабильных веществ, то радиоактивные элементы в состав клеток тканей органов не включаются.

Так, для защиты щитовидной железы от I^{131} необходимо насыщение организма обычным нерадиоактивным йодом, который, конкурируя со своим радиоактивным аналогом и находясь в более выгодном (количественном) положении, блокирует «вакантные» места поступления I^{131} . В результате конкурентной блокады радионуклид, мигрирующий только в щитовидную железу, выводится из организма.

Конкурентами цезия являются калий, в меньшей степени натрий. *Конкурентами стронция* – кальций, в меньшей степени магний, медь. Поступление конкурентов Cs^{137} и Sr^{90} должно осуществляться через диету, с постоянным преобладанием в ассортименте продуктов, содержащих такие вещества. В дополнение могут применяться настои трав (употребляемые вместо чая), а также неспецифические фармакологические препараты, такие как оротат калия, аспаркам, панангин, имеющиеся в любой аптеке, а также калий, магнийсодержащие минеральные воды. Продукты, содержащие основные конкуренты Cs^{137} и Sr^{90} – соответственно калий и кальций – приведены в табл. 41.

Выбирая либо рекомендуя в качестве радиозащитных препаратов (радиопротекторов) те или иные перечисленные в таблице продукты, следует помнить, что если они будут выращены на радиоактивной почве, то сыграют совершенно противоположную роль, так как именно они будут избирательно накапливать указанные радионуклиды.

Таблица 41

Содержание металлов-«мишеней» в продуктах

Эффективность	Конкуренция Cs ¹³⁷		Конкуренция Sr ⁹⁰	
	Продукт	[К], мг/100 г	Продукт	[Ca], мг/100 г
Высокая	Какао порошок	2403	Сыр:	
	Фасоль	1100	Каунасский	1010
	Сухое молоко	1000	Литовский	1040
	Морская капуста	963	Российский	1075
	Горох	731	Советский	1000
	Драже	682	Тартусский	1040
Высокая	Шоколад	543	Швейцарский	1064
	Картофель	568	Ярославский	869
	Палтус	500	Плавленный	680
	Щавель	500	Сухое молоко	919
	Урюк	500	Фасоль	–
	Чернослив	500	Шоколад	–
Достаточная	Толокно	251	–	150
	Овсяная крупа	292	–	187
	Сгущенное молоко	308	–	–
	Баранина	345	–	–
	Говядина	334	–	–
	Крольчатина	364	–	–
	Телятина	344	–	–
	Печень говяжья	250	–	–
	Колбасы:		–	–
	вареные	200–300	–	–
	копченые	300–400	–	–
	Цыплята	350	–	–
	Лещ	284	–	–
	Минтай	428	–	–
	Мойва	287	–	–
	Ставрида	350	–	–
	Треска	328	–	–
	Кальмар	321	–	–
	Килька	300	–	–
	Сазан	323	–	–
	Редис	357	–	–
Свекла	288	–	–	
Помидоры	290	–	–	

Из числа растений, которые также должны быть собраны на нерадиоактивных территориях, свойствами радиопротекторов обладают лопух (корневище), мята перечная (листья), солодка голая (корневище). Отвары либо настои этих высушенных растений можно употреблять как чай (табл. 42). Побочные эффекты здесь исключены.

Введение мишеней, или принцип внутриклеточного гашения энергии фотонов (частиц), и соответственно подавление биологической агрессивности фактора реализуется за счет внесения в организм клетки металлов-«мишеней» избирательного захвата (поглощения) энергии излучений. Закономерное смещение реакций внутриклеточного взаимодействия в сторону фотоэффекта (до 50–100 кэВ) ведет, как показывает анализ накопленных материалов, не только к достоверной защите, но и к эффекту стимула общих биологических, иммунных процессов клетки, организма.

Так, экспериментальное введение в организм мелкодисперсного порошка железа до облучения абсолютно летальной дозой резко повышает устойчивость лабораторных животных к радиационному фактору (средняя продолжительность жизни возрастает не менее чем в два раза). Более эффективны в эксперименте полусинтетические казеиновые соединения поливалентных металлов.

Их включение в метаболизм до введения Cs^{137} способствует резкому снижению выхода свободных радикалов и снижает тем самым разрушение липидного слоя мембран, блокаду типовых ферментов и другие радиационные поломки. Не меньшее значение в радиозащитном эффекте имеют донорские добавки (ионметаллы) к цитохромной системе, что приводит к гашению реакций ПОЛ.

Подтверждением может служить введение в состав пищи экспериментальных животных солей кобальта с содержащей этот микроэлемент зеленой капустой.

Последующее облучение абсолютно летальной дозой ведет, тем не менее, к выживаемости 15–60 % числа подопытных животных. Основные источники «мишеней» представлены в табл. 41.

Закономерным эффектом внутриклеточной фильтрации и снижения энергии излучений будет подавление эффектов двунитевых (необратимых) разрывов ДНК с последующим необратимым генным дефектом, завершающимся формированием радиационно-индцированного рака. К таким достоверно регистрируемым в эксперименте эффектам ведет включение в питание селена (и, несомненно, других металлов). На фоне «мишеней» эффекты от модельного воздействия факторов, характерных для последствий радиационных аварий, резко снижаются. Аналогичны реакции и при введении в организм естественных металлосодержащих биологических субстратов, кобальт-, никель-, железо-, кремнийсодержащих соединений (табл. 43). При построении экспериментальных микроэлементсодержащих диет и особенно при их дополнительном витаминном обеспечении средняя продолжительность жизни облучаемых животных резко растет. Расчетное увеличение средней продолжительности жизни человека (при определенной схеме переноса результатов) достигает при таких диетах 6,5–7 лет.

Таблица 42

Травы и растения, повышающие общую устойчивость
и радиорезистентность организма

Растение	Лечебные свойства и противопоказания	Формы применения и дозировка
1	2	3
Аралия маньчжурская	Повышает и нормализует функции центральной нервной системы при ее истощении (астеноневротические состояния), в том числе и радиационного происхождения. Противопоказан при гипертонии, нервной возбудимости, бессоннице	Настойка корня на 70 %-м спирте: 30–40 капель 2 раза в день
Женьшень	Снижает утомляемость, улучшает кровоснабжение мозга, активизирует кровотоки. Противопоказания те же	Настойка корня: 15–20 капель 3 раза в день
Заманиха	Снимает астеноневротические состояния, тонизирует	Настойка на 40 %-м спирте: 30–40 капель 2–3 раза в день
Аралий корень	Нормализует функции истощенной нервной системы, используется при лечении от алкоголизма	Спиртовой экстракт: 20–30 капель 3 раза в день до еды
Лимонник китайский	Нормализует функции центральной нервной системы, сердца. Противопоказан при гипертонии, сердечных заболеваниях	Спиртовой экстракт: 20–30 капель 3 раза в день до еды
Родиола розовая	Повышает работоспособность и устойчивость организма к неблагоприятным факторам. Противопоказания: гипертония, заболевания сердца, лихорадка	Спиртовой экстракт: 5–10 капель 2–3 раза в день. Настойка: 20 г корней в 100 мл – водки; 15 капель 2 раза до еды
Элеутерококк	Повышает умственную работоспособность, снимает утомляемость	Экстракт, по 2 мл за полчаса до еды
Аир обыкновенный	Тонизирует нервную систему. Повышает сопротивляемость к заболеваниям органов дыхания	Отвар: 15 г корня в 500 мл воды, 30 мин кипения. По 1 ст. ложке 3 раза в день
Боярышник	Усиливает кровоснабжение мозга, сердца, нормализует ритм работы сердца	Отвар: 20 г цветков в 200 мл воды. По 1 ст. ложке 3–4 раза в день. Плоды добавлять в компоты
Василек синий	Оказывает противовоспалительное, антимикробное действие, ускоряет выведение токсических веществ из организма	Настой: 10 г цветка в 200 мл кипятка. По ¼ стакана 3 раза в день
Вахта трехлистная	Усиливает кровотоки, успокаивает	6–8 г листьев залить 200 мл кипятка, настаивать 15–20 мин. По 1/4 стакана 3 раза в день
Рябина	Усиливает функции кровотока, ферментобразования	Настойка: 20 г на 200 мл водки. По 1 чайной ложке 3 раза в день

Окончание табл. 42

1	2	3
Тысячелистник обыкновенный	Останавливает кровотечение, оказывает противовоспалительное, антимикробное, ранозаживляющее действие	Настой: 1 чайная ложка на 400 мл воды. По 1 ст. ложке после еды
Чага (березовый гриб)	Оказывает радиозащитное, противовоспалительное, антиканцерогенное действие	Залить холодной водой, дать настояться 5 ч (генное действие). Размягченную массу пропустить через мясорубку, 1 стакан измельченной массы залить 5 стаканами теплой (50 °С) воды, настоять 2 сут, процедить, отжать. Принимать по 1/2 стакана 6 раз в день за 30 мин до еды
Черника	Оказывает радиозащитное, противовоспалительное действие	Варенья, отвары
Девясил	Усиливает сопротивляемость, нормализует состояние центральной нервной системы, оказывает общеукрепляющее действие	Настойка измельченного корня на водке или кагоре в соотношении 1: 10. По 20–30 капель 2–3 раза в день
Ель (молодые побеги), сосна (молодые побеги)	Оказывает радиозащитное, противовоспалительное, общеукрепляющее действие	40 г молодых побегов, шишек, вскипятить в 200 мл воды, настаивать в течение часа. Пить порциями в 3–4 приема в сутки

Таблица 43

Содержание основных химических элементов в продуктах питания

Наименование продукта	Содержание, мкг на 100 г продукта		
	Fe	Co	Cu
Ячмень	7400	7,9	470
Овес	5530	8,0	600
Гречиха	8270	3,6	660
Чечевица	11770	11,6	660
Фасоль	5940	18,7	580
Горох	7000	8,6	590
Мак	26000	18,0	1771
Халва	26000	–	–
Печень свиная	20200	12,0	3000
Тетеревятина	6700	32,0	230
Печень цыплят	1300	15,0	404
Печень куриная	1750	15,0	386

Достоверные реакции защиты прослеживаются не только в острых, но и в хронических случаях заболеваний (экспериментах), о чем наглядно свидетельствует введение «азросила» – кремний-содержащего препарата мышам, помещенным в среду с резко повышенным содержанием Cs^{137} и Sr^{90} . Внутриклеточный метаболизм препарата на протяжении 7 суток ведет к восстановлению иммунной и суммарной резистентности животных до нормальных значений. К аналогичным последствиям ведут и включенные в метаболизм металлосодержащие флавопротеиды (в том числе и пигменты).

Не менее иллюстративны противоположные реакции. Искусственное выращивание штаммов микрофлоры, при резко ограниченном поступлении в клетку железосодержащих компонентов питания, ведет к резкому повышению чувствительности к радиационным воздействиям. Хронический дефицит поступления железа в организм вызывает повышенную чувствительность населения к относительно низким дозам радиационных воздействий. Пробная коррекция питания детей на радиоактивных территориях путем введения в рацион железосодержащих продуктов (гречневая каша) на фоне контрольного питания с банальной (сложившейся в настоящем) железodefицитной диетой выявляет достоверные различия в суммарных показателях здоровья исследуемых групп детей.

Эффективную группу «мишеней» составляют (З. Бак) серосодержащие (тиоловые) ферменты, повреждение которых описывается концепцией радиолиза воды клеток, образования радикалов и блокадой тиоловых SH-групп посредством формирования дисульфидных связей. Очевидно, что введение в клетку дополнительных тиоловых групп как акцепторов «мишеней» радикалов должно вести к подавлению радиогенных реакций ПОЛ.

Многолетние исследования (Э.Я. Граевский, 1969) выявили достоверную связь между содержанием в тканях тиолов и снижением радиочувствительности животных. Эффективность «мишеней»-перехватчиков побочных продуктов ПОЛ не снижается и при поступлении в организм таких тиолосодержащих белков, как гистамин, тирамин, триптамин. Защита резко усиливается при снижении оксигенации тканей (при «кислородном дефиците»). С излагаемых позиций это является следствием устранения дефицита цитохромов при повышенном поступлении в клетку ведущего источника радикалов, несвязанного (при дефиците ферментов) кислорода. К числу достоверных нефармакологических разнопротекторов этого ряда следует отнести продукты с максимальным содержанием серы.

В числе мер радиационной защиты является применение фармакологических препаратов, таких, как зоотоксины, третоны, кортикостероиды, эстрогены, алкалоиды. Использовать их можно при определенных условиях (при хроническом профессиональном облучении), не связанных со сформировавшейся радиоактивной загрязненностью среды.

В ряде случаев, при массивной надфоновой токсичностью среды, стрессовых психоэмоциональных нагрузках, частой смене состава среды, необходимо использовать препараты, поддающиеся самостоятельному домашнему приготовлению, например различные травы (см. табл. 42).

Контрольные вопросы

1. Назовите классификацию радиоактивных отходов. Приведите примеры.
2. Назовите основные принципы радиационной безопасности.
3. Перечислите и дайте характеристику стадиям обращения с радиоактивными отходами.
4. Какие требования выдвигаются по приему и транспортированию радиоактивных отходов?
5. Какие вы знаете меры индивидуальной защиты и личной гигиены при работе с радиоактивными отходами?
6. Перечислите принципы противорадиационной защиты населения зараженных территорий.
7. Что представляет собой введения конкурентов?

КРАТКИЙ СЛОВАРЬ ТЕРМИНОВ

Активность – величина, равная числу распада ядер за единицу времени.

Активность удельная – величина, которая равна активности единицы массы данного радиоактивного вещества.

Акцептор – атом или группу атомов, принимающих электроны и образующих химическую связь за счёт своей пустой орбитали и неподелённой пары электронов донора.

Атом – частица вещества микроскопических размеров и массы, наименьшая часть химического элемента, являющаяся носителем его свойств.

Атомное ядро – центральная часть атома, в которой сосредоточена основная его масса (более 99,9 %). Ядро заряжено положительно, заряд ядра определяет химический элемент, к которому относят атом.

Атомные единицы масс – внесистемная единица массы, применяемая для масс молекул, атомов, атомных ядер и элементарных частиц. Атомная единица массы выражается через массу нуклида углерода ^{12}C и равна $1/12$ массы этого нуклида.

Биосфера – оболочка Земли, заселённая живыми организмами, находящаяся под их воздействием и занятая продуктами их жизнедеятельности; «плёнка жизни»; глобальная экосистема Земли.

Биоценоз – это исторически сложившаяся совокупность животных, растений, грибов и микроорганизмов, населяющих относительно однородное жизненное пространство (определённый участок суши или акватории), и связанных между собой и окружающей их средой. Биоценозы возникли на основе биогенного круговорота и обеспечивают его в конкретных природных условиях.

Время релаксации – время, за которое число радиоактивных ядер уменьшается в e раз, где e – основание натурального логарифма.

Естественная радиоактивность – радиоактивность, наблюдающаяся у существующих в природе неустойчивых изотопов.

Зарядовое число – количество протонов в атомном ядре. Зарядовое число равно заряду ядра в единицах элементарного заряда и одновременно равно порядковому номеру соответствующего ядра химического элемента в таблице Менделеева.

Изобары – ядра с одинаковым массовым числом.

Изомеры – ядра с одинаковыми зарядовым и массовым числами, но различающиеся периодом полураспада.

Изотоны – ядра с одинаковым числом нейтронов.

Изотопы – ядра с одинаковым зарядовым числом, но разными массовыми числами.

Ионизирующее излучение (ИИ) – потоки фотонов, элементарных частиц или осколков деления атомов, способные ионизировать вещество.

Искусственная радиоактивность – радиоактивность, которая наблюдается у изотопов, полученных в результате ядерных реакций.

Корпускулярное излучение – представляет собой поток частиц (корпускул), которые характеризуются определенной массой, зарядом и скоростью. Это электроны, позитроны, протоны, нейтроны, ядра атомов гелия, дейтерия и др.

Люминесценция – нетепловое свечение вещества, происходящее после поглощения им энергии возбуждения.

Магнитное поле Земли – магнитное поле, генерируемое внутриземными источниками.

Молекула – электрически нейтральная частица, образованная из двух или более связанных ковалентными связями атомов.

Мониторинг – система сбора/регистрации, хранения и анализа небольшого количества ключевых (явных или косвенных) признаков/параметров описания данного объекта для вынесения суждения о поведении/состоянии данного объекта в целом. То есть для вынесения суждения об объекте в целом на основании анализа небольшого количества характеризующих его признаков.

Моноэнергетическое ИИ – излучение, которое создается частицами с одинаковой энергией.

Мюон – неустойчивая элементарная частица с отрицательным электрическим зарядом и спином $\frac{1}{2}$.

Нейтрон – тяжёлая элементарная частица, не имеющая электрического заряда.

Нуклид – вид атомов, характеризующийся определённым массовым числом, атомным номером и энергетическим состоянием ядер и имеющих время жизни, достаточное для наблюдения.

Нуклон – общее название для протонов и нейтронов.

Окружающая среда – обобщённое понятие, характеризующее природные условия некоторой местности и её экологическое состояние. Окружающая среда обычно рассматривается как часть среды, которая взаимодействует с данным живым организмом (человеком, животным т.д.), включая объекты живой и неживой природы.

Период полураспада – время, за которое распадается половина из общего числа ядер.

Позитрон – античастица электрона.

Постоянная радиоактивного распада – скорость показывающая, какая часть общего числа атомов радиоактивного изотопа распадается в 1 с.

Протон – стабильная элементарная частица, ядро атома водорода.

Радиационная экология – наука, изучающая закономерности накопления и миграции радионуклидов в биосфере и экосистеме и действие их на биоценозы.

Радиоактивность – называют самопроизвольное превращение неустойчивых изотопов одного химического элемента в изотопы другого элемента, сопровождающееся испусканием некоторых частиц.

Радиоактивный распад – спонтанное изменение состава (заряда Z , массового числа A) или внутреннего строения нестабильных атомных ядер путём испускания элементарных частиц, гамма-квантов и/или ядерных фрагментов.

Радионуклид – это атом, имеющий нестабильное ядро, склонное к самовольной трансформации (радиоактивный распад), сопровождающейся ионизирующим излучением.

Солнечная активность – комплекс явлений и процессов, связанных с образованием и распадом в солнечной атмосфере сильных магнитных полей.

Солнечная вспышка – взрывной процесс выделения энергии (световой, тепловой и кинетической) в атмосфере Солнца.

Стратосфера – слой атмосферы, располагающийся на высоте от 11 до 50 км.

Тропосфера – нижний, наиболее изученный слой атмосферы, высотой в полярных областях 8—10 км, в умеренных широтах до 10–12 км, на экваторе – 16–18 км

Ускорители элементарных частиц – класс устройств для получения заряженных частиц (элементарных частиц, ионов) высоких энергий.

Флуоресценция – это явление поглощения излучения материалом, с последующим выделением поглощенной энергии в виде излучения с большей длиной волны (т.е. в виде квантов с более низкой энергией).

Экзотермический процесс – это процесс, сопровождающийся выделением тепла или энергии.

Экосистема – биологическая система, состоящая из сообщества живых организмов (биоценоз), среды их обитания (биотоп), системы связей, осуществляющей обмен веществом и энергией между ними.

Экранирование – защита какого-либо объекта от воздействия электромагнитных полей или определенного вида излучений посредством установки соответствующей виду поля (излучения) преграды между объектом и источником.

Электрон – стабильная, отрицательно заряженная элементарная частица, одна из основных структурных единиц вещества (хотя по ряду современных предположений и теорий может быть разделена на другие субатомные частицы).

Эндотермический процесс – это процесс, сопровождающийся поглощением тепла или энергии.

Ядерные реакторы – это устройство, предназначенное для организации управляемой самоподдерживающейся цепной реакции деления, которая всегда сопровождается выделением энергии.

Ядерные реакции – это процесс взаимодействия атомного ядра с другим ядром или элементарной частицей, сопровождающийся изменением состава и структуры ядра и выделением большого количества энергии.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Бекман, И.Н. Ядерная индустрия [Текст]: курс лекций / И.Н. Бекман. – М., МГУ им. М.В. Ломоносова, 2005. – 25 с.
2. Ганев, И.Х. Физика и расчет реактора [Текст]: учеб. пособие для вузов / И.Х. Ганев. – М.: Энергоатомиздат, 1992.
3. Глинка, Н.Л. Общая химия [Текст]: учеб. / Н.Л. Глинка. – 20-е изд., испр. – Ленинград.: «Химия», 1978. – 720 с.
4. Ишиханов, Б.С. Частицы и атомные ядра [Текст]: учебник / Б.С. Ишиханов, И.М. Капитонов, П.Н. Юдин. – М.: Изд-во ЛКИ, 2007. – 584 с.
5. Ким, Д. Радиационная экология [Текст]: учеб. пособие / Д. Ким, Л.А. Геращенко. – Братск: ГОУ ВПО «БрГУ», 2010. – 213 с.
6. Матвеев, Л.В. Почти все о ядерном реакторе [Текст] / Л.В. Матвеев, А.П. Рудик. – М.: 1990.
7. НРБ-99/09 Нормы радиационной безопасности.
8. Пивоваров, Ю.П. Радиационная экология [Текст]: учеб. пособие / Ю.П. Пивоваров, В. П. Михалев. – М.: Издательский центр «Академия», 2004. – 240 с.
9. СП 2.6.6.1168–02 «Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002)».
10. Старков, В.Д. Радиационная экология [Текст] / В.Д. Старков, В.И. Мигунов. – Тюмень: ФГУИПП «Тюмень», 2003. – 304 с.
11. Чебышов, С.Б. Приборное обеспечение радиационно-экологического мониторинга [Текст] / С.Б. Чебышов // Экологические системы и приборы. – № 6. – 2007. – 34–40 с.

ОГЛАВЛЕНИЕ

ПРЕДИСЛОВИЕ	3
1. ПРЕДМЕТ И ЗАДАЧИ РАДИАЦИОННОЙ ЭКОЛОГИИ	5
2. ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ И ЗАКОНЫ РАДИОХИМИИ	7
2.1. История открытия радиоактивности	7
2.2. Состав и характеристики атомного ядра	11
2.3. Естественная и искусственная радиоактивность	12
2.4. Закон радиоактивного распада	14
3. ИОНИЗИРУЮЩЕЕ ИЗЛУЧЕНИЕ. ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ	18
3.1. Космическое излучение	20
3.2. Внешнее облучение от радионуклидов земного происхождения ..	21
3.3. Внутреннее облучение от радионуклидов земного происхождения	24
3.4. Радиация от источников, созданных человеком	26
3.5. Испытание ядерного оружия	29
3.6. Распределение радионуклидов в экосистемах и продуктах питания	33
4. ПОГЛОЩЕНИЕ И РАССЕЯНИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ	45
4.1. Прохождение тяжелых ядерных заряженных частиц через вещество	45
4.2. Прохождение электронов и позитронов через вещество	48
4.3. Прохождение нейтронов через вещество	51
4.4. Взаимодействие γ -излучения с веществом	53
Линейный коэффициент комптоновского взаимодействия равен	55
5. НОРМИРОВАНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ. ИНДИВИДУАЛЬНЫЕ И КОЛЛЕКТИВНЫЕ ДОЗОВЫЕ ПРЕДЕЛЫ ОБЛУЧЕНИЯ. РАСЧЕТ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ	58
5.1. Доза излучения. Единицы измерения радиоактивности	58
5.2. Современные представления о пределах радиационной безопасности (РБ)	63
5.3. Нормы радиационной безопасности	64
5.4. Предельно допустимые дозы облучения (ПДД)	70
5.5. Ограничение природного облучения	72
5.6. Ограничение медицинского облучения	73
5.7. Воздействие радиации на ткани живого организма	74
5.8. Воздействие радиации на человека	76
6. МЕТОДЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ	83
6.1. Задача дозиметрии	83

6.2. Классификация и общие принципы устройства дозиметрических приборов	83
6.3. Измерение проб, зараженных радиоактивными веществами	91
7. ТИПЫ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ	93
7.1. Цепная реакция. Коэффициент размножения нейтронов	93
7.2. Устройство и типы ядерных реакторов	94
7.3. Устройство атомной электростанции и ядерная энергетика	99
7.4. АЭС в России	104
8. ДОБЫЧА И ПЕРЕРАБОТКА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА. ПЕРЕРАБОТКА И ЗАХОРОНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ ОТХОДОВ.....	107
8.1. Ядерный топливный цикл	107
8.2. Добыча природного урана.....	108
8.3. Производство гексафторида урана.....	110
8.4. Предприятия ядерного топливного цикла России	111
8.5. Проблема захоронения радиоактивных отходов (РАО).....	112
9. САНИТАРНЫЕ ПРАВИЛА РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ	118
9.1. Общие положения	118
9.2. Образование и классификация радиоактивных отходов.....	119
9.3. Основные принципы радиационной безопасности и стадии обращения с РАО.....	120
9.4. Требования к организациям по приему и транспортированию РАО	121
9.5. Меры индивидуальной защиты и личной гигиены при работе с РАО.....	122
9.6. Противорадиационная защита	123
КРАТКИЙ СЛОВАРЬ ТЕРМИНОВ	130
БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК	133

Учебное издание

Щепетова Вера Анатольевна

РАДИАЦИОННАЯ ЭКОЛОГИЯ

Учебное пособие

Редактор В.С. Кулакова

Верстка Т.А. Лильп

Подписано в печать 18.05.15. Формат 60×84/16.
Бумага офисная «Снегурочка». Печать на ризографе.
Усл.печ.л. 7,91. Уч.-изд.л. 8,5. Тираж 80 экз.
Заказ № 176.



Издательство ПГУАС.
440028, г. Пенза, ул. Германа Титова, 28.