МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Федеральное государственное автономное образовательное
учреждение высшего образования
«СЕВАСТОПОЛЬСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ»

ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ И ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Н.И. Черкашина

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Учебное пособие

Севастополь
СевГУ
2022

УДК 614.876
ББК 53.62
Ч-48

Р е ц е н з е н т :
Л.И. Лукина – канд. хим. наук, доцент

Черкашина Н.И.

Ч-48 Радиационная безопасность: учебное пособие / Н.И. Черкашина ; Севастопольский государственный университет, Институт ядерной энергии и промышленности. – Севастополь: СевГУ, 2022. – 195 с. – Текст : электронный.

Предназначено для студентов, изучающих направления, связанные с атомной энергетикой, а также предприятиями не связанными с атомной отраслью. В учебном пособии изложена краткая история становления понятия радиационная безопасность, подходы в регламентации радиационного воздействия и нормировании уровней облучения.

Рассмотрена система обеспечения радиационной безопасности, порядок осуществления государственного надзора в области использования атомной энергии, процесс нормативного регулирования в области обеспечения радиационной безопасности.

Кратко освещены основные нормативные и законодательные акты, которых необходимо придерживаться при работе и оценке безопасности с радиоактивными веществами и на объектах атомной отрасли.

УДК 614.876
ББК 53.62

Рассмотрено и рекомендовано к изданию на заседании ученого совета Института ядерной энергии и промышленности, протокол № 3 от 23 ноября 2021 г.

© ФГАОУ ВО «Севастопольский государственный университет», 2022

СОДЕРЖАНИЕ

Введение 5

1. История становления понятия радиационная безопасность, подходы 7

1.1. Экоцентрический подход в нормировании уровней облучения 10

1.2. Основные концептуальные подходы в регламентации радиационного воздействия 14

1.3. Система обеспечения радиационной безопасности 16

1.3.1. Государственный надзор в области использования атомной энергии 20

1.3.2. Нормативное регулирование в области обеспечения радиационной безопасности 21

2. Основы законодательства в области радиационной безопасности 25

2.1. Основные принципы правового регулирования в области радиационной безопасности 25

2.2. Федеральный Закон «Об использовании атомной энергии» 21 ноября 1995 года (с изменениями 8.12.2020) 33

2.3. ФЗ «О радиационной безопасности населения» №3-ФЗ, 09.01.1996 (с изменениями от 8.12.2020) 40

2.4. Нормы радиационной безопасности (НРБ-2009) (Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523 - 09) 43

2.5. Основные санитарные нормы и правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010) 48

2.6. ФЗ 190 «Об обращении с радиоактивными отходами» 63

2.7. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения" (НП-058-14) (с изменениями на 22 ноября 2018 года) 65

2.8. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности" (НП-020-15) 69

3. РБ при транспортировке РАО и ЗРИ 72

3.1. Основные нормативные документы 73

3.2. Требования к допустимому радиоактивному загрязнению 76

3.3. Маркировка, этикетки, знаки опасности и предупредительные знаки 77

3.4. Примеры аварий при транспортировании РМ 78

3.5. Мероприятия при авариях при перевозке радиоактивных материалов (НП-053-16) 79

4. Приборы для проведения РК и обеспечения РБ на объектах использования ИИИ 82

4.1. Классификация аппаратуры радиационного контроля 82

4.2. Условные обозначения и краткие технические характеристики средств измерений 83
4.3. Дозиметр-радиометр МКС-05 «ТЕРРА» 86
4.4. Альфа-бета-радиометр для измерений малых активностей УМФ-2000 92
4.5. Автоматизированные системы радиационного контроля 100
Словарь терминов и определений по радиационной безопасности 103
Вопросы для самоконтроля 157
Приложения А–З 160
Литература 195

ВВЕДЕНИЕ

Открытие радиоактивности является, пожалуй, самым крупным открытием в науке конца XIX века. В 1895 г. немецкий ученый, профессор Вюрцбургского университета В.К. Рентген открыл лучи, которые впоследствии были названы его именем. Профессор физики Парижского музея естественной истории А. Беккерель в 1896 г. установил, что уран самопроизвольно испускает невидимые лучи – это явление было названо радиоактивностью, а само излучение - ионизирующим излучением.

Свойство атомов испускать излучения Пьер и Мария Кюри назвали радиоактивностью.

Радиоактивность (лат. radio – излучение, activus – действенный) – превращение атомных ядер в другие ядра, сопровождающееся испусканием различных частиц и электромагнитного излучения.

Радиоактивное излучение (радиация) – поток частиц высокой энергии, вылетающий с большой скоростью при распаде нестабильных ядер – радионуклидов.

Естественная радиоактивность – самопроизвольное превращение ядер неустойчивых изотопов одного химического элемента в ядра других химических элементов.

Вскоре Пьер и Мария Кюри открыли радиоактивность другого тяжелого элемента – тория, а затем, исследуя радиоактивность урановых руд, обнаружили и новые, неизвестные ранее радиоактивные элементы, названные ими полонием и радием.

Выдающийся английский физик Э. Резерфорд в 1899 г. открыл α- и β-излучения, испускаемое при распаде радионуклидов. В дальнейшем он создал теорию распада радиоактивных веществ и разработал теорию планетарной модели строения атома (1911).

В последующие годы были проведены многочисленные исследования реакций, происходящих в различных химических элементах при их бомбардировке α-частицами. В 1918 г. Э. Резерфорд установил, что при облучении α-частицами атомов азота образуются атомы кислорода, т.е. впервые была открыта возможность искусственных ядерных превращений (превращений одних элементов в другие).

В 1937 г. Ф. Жолио-Кюри и П. Савич определили, что при облучении урана нейтронами возникают радиоактивные элементы по химическим свойствам близкие к лантану; это доказывало, что ядро атома урана делится, образуя осколки - ядра радиоактивных нуклидов, стоящих в середине периодической системы Менделеева.

В 1939 г. Э. Ферми, Ф. Жолио-Кюри, Л. Коварски и другие ученые установили, что при делении ядра урана на осколки выделяется несколько свободных нейтронов, которые, попадая в соседние ядра атомов урана, могут вызывать их деление, реакция в этом случае приобретает цепной характер,

начавшись один раз, деление ядер урана может продолжаться само собой с лавинообразным нарастанием.

Открытие цепной реакции деления урана предоставило невиданные возможности практического использования ядерных реакций в самых различных областях: энергетической, химической, технической, медицинской и др. Открытие атомной энергии совершилось менее чем через 20 лет после высказывания В.И. Вернадского. Сразу же в разных странах (США, Англия, Франция, Германия, Россия) были предприняты поиски конкретных путей осуществления таких возможностей. С этого момента начался новый период в области ядерной физики, когда наряду с научными исследованиями в лабораториях и институтах быстрыми темпами создавалась атомная промышленность.

Произошедшие в конце девятнадцатого столетия и особенно в последующие десятилетия XX века научные открытия глубоко отразились на условиях жизни человечества. Это, прежде всего, касается открытий в области ядерной физики, позволивших уже теперь использовать атомную энергию во всех областях народного хозяйства, науки и техники.

Следует подчеркнуть важность применения источников ионизирующего излучения в медицине, которое практически началось с момента открытия рентгеновского излучения и явления радиоактивности. Значимость рентгеновского излучения в медицине в настоящее время трудно переоценить, а диагностика и лечение с помощью радиоактивных изотопов ряда заболеваний сегодня спасают жизнь тысячам больных. Полезное применение ионизирующего излучения расширяется с каждым годом во всех областях хозяйственной деятельности.

Перед наукой, в первую очередь, стоит огромной важности проблема защиты человека от поражающего воздействия ионизирующей радиации. Для успешного ее решения необходимо знать физическую природу ионизирующего излучения, явления радиоактивности, процессы взаимодействия ионизирующего излучения с материей.

Вторым непременным условием, без чего немыслимо развитие радиационной безопасности, является знание механизмов и закономерностей биологического действия ионизирующей радиации, т.е. основ радиобиологии.

Наконец, необходимо иметь полное и всестороннее представление о санитарно-гигиенических условиях любых контактов человека с источниками ионизирующей радиации и радионуклидами.

1. ИСТОРИЯ СТАНОВЛЕНИЯ ПОНЯТИЯ РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ПОДХОДЫ

Основную часть облучения организмы получают от естественных источников радиации: космического излучения и естественных радионуклидов, рассеянных в земной коре, воде и атмосфере. Уровни радиации неодинаковы для разных районов и зависят от концентрации радионуклидов в том или ином регионе. В отдельных районах Земли наблюдаются аномалии радиационного фона, например, в районах с повышенным содержанием урана и тория в почве или радия в воде.

В среднем эффективная доза облучения от естественных источников составляет для человека около 2,4 мЗв/год. Внутреннее облучение от природных источников радиации примерно в два раза больше внешнего облучения. В целом годовая коллективная доза от природных источников ионизирующего излучения оценивается величиной порядка 10 млн чел-Зв, и примерно половина этой дозы обусловлена продуктами распада радона. Средняя эффективная эквивалентная доза, получаемая от всех источников облучения в медицине, составляет около 1 мЗв/год. В различных регионах и странах имеют место значительные вариации величин доз, получаемых населением от медицинских процедур и вдыхания радона, составляющих большую часть суммарной дозы.

Важной задачей радиационной безопасности является регламентация допустимых уровней ионизирующих излучений - методология нормирования уровней облучения. Идея об установлении безвредного для человека количества излучения, появилась в 1925 г. (Mutscheller, 1925). В 1934 г. Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) приняла значение 0,2 Р/д в качестве предельно-допустимой экспозиционной дозы.

МКРЗ - Международная комиссия по радиологической защите (ICRP, http://www.icrp.org). Это неправительственная научная организация, основанная в 1928 г. Международным обществом по радиологии, публикует рекомендации по обеспечению безопасности во всех сферах деятельности человека, связанных с воздействием ионизирующего излучения. С учетом этих рекомендаций построены все национальные, в том числе российские, нормативные документы, регламентирующие облучение человека.

В 1977 г. МКРЗ предложила методологию нормирования уровней облучения: определять риск возникновения в органах стохастических эффектов облучения. Он должен быть сведен к уровню, сравнимому с рисками от других видов деятельности человека, условно считающихся безопасными. В публикации 60 МКРЗ (1990 г.) принималось, что установление предела эффективной дозы для персонала на уровне 20 мЗв/год в среднем за любые 5 последовательных лет предупредит возникновение детерминированных эффектов в отдельных органах. Методология нормирования уровней облучения, разработанная МКРЗ, и пределы эффективной дозы практически без изменений использованы в «Нормах

радиационной безопасности (НРБ-99, НРБ-99/2009)», в основу которых положены принципы ALARA (As Low As Reasonably Achievable настолько низко, насколько это практически достижимо) [1].

В новых Рекомендациях МКРЗ от 2007 г. скорректированы подходы к расчету и оценке эквивалентных и эффективных доз с учетом взвешивающих коэффициентов для отдельных видов излучения и новых коэффициентов для тканей и органов, приведены новые коэффициенты риска возникновения стохастических эффектов. Рекомендации поддерживают три фундаментальных принципа радиационной защиты – обоснование, оптимизация и применение дозовых пределов с уточнением применительно к источникам ионизирующего излучения и к облучаемым индивидуумам.

Используемые в предыдущих Рекомендациях МКРЗ в качестве основы концепции «практической деятельности» и «вмешательства» в новых Рекомендациях заменены в рамках системы радиационной защиты на идентификацию «ситуаций облучения» с выделением трёх видов ситуаций: планируемого, существующего и аварийного облучения. При этом фундаментальные принципы обоснования и оптимизации защиты применяются ко всем упомянутым ситуациям с акцентом на принципе оптимизации защиты.

Один из наиболее эффективных инструментов нормирования методология оценки риска. Риск – это мера количественного измерения опасности, включающая количественные показатели ущерба от воздействия того или иного негативного фактора (включая радиацию) и вероятности его возникновения. В современном нормировании радиационного воздействия использована концепция приемлемого риска, принятая ныне во всех цивилизованных странах. Вероятность эта составляет 10^{-3}. Для населения была принята величина приемлемого риска (усредненного за жизнь годового риска смерти) менее 10^{-5}.

Базируясь на знаниях о биологических эффектах, связанных с воздействием радиации на организм, были введены подходы к нормированию радиационного фактора: концепция нулевого риска, беспороговая концепция и концепция приемлемого риска.

Сущность концепции нулевого риска со стороны радиационных факторов заключается в том, что их воздействие на организм человека, имеющее пороговый характер, проявляется только при дозах, превышающих предельно допустимое значение. В основе лежит восприятие факта, что допустимая доза облучения должна быть заведомо ниже пороговой, при которой проявляются детерминированные эффекты облучения. При такой эксплуатации ядерный объект должен гарантировать не превышение предельно допустимой дозе (ПДД), для обеспечения нулевого риска неблагоприятных последствий.

В публикации МКРЗ № 60 была принята концепция линейной и беспороговой зависимости радиационных эффектов от дозы облучения, основанная на следующих положениях:

– существует не равная нулю вероятность стохастических соматических и генетических эффектов облучения при сколь угодно малой дозе облучения;

– вероятность эффекта облучения линейно зависит от дозы (это положение представляется спорным при уровнях доз, близких к естественному фоновому облучению).

Вокруг гипотезы о линейном беспороговом воздействии малых доз радиации на биологические объекты уже несколько десятилетий идут острые дискуссии.

Бурлакова Е.Б. и ее коллеги в публикациях конца двадцатого века утверждали: «...Есть основания полагать, что низкоинтенсивное облучение способно вызвать непредсказуемые и значительные по последствиям эффекты в состоянии биологических объектов и систем». По мнению ряда авторов, зависимость радиационного эффекта от облучения малыми дозами оказывается нелинейной: в определенных интервалах низкоинтенсивное облучение вызывает более значительный эффект, чем большее по силе.

Признание гипотезы о беспороговом действии радиации меняет представление о ПДД. Поскольку любая доза не безразлична для человека, уровень радиационного воздействия следует сводить до минимума. Наиболее серьезными из всех последствий длительного облучения человека при малых дозах являются заболевания раком и генетические заболевания. Эта тематика имеет большое значение не только для сотрудников, находящихся вблизи радиационных объектов, но и для населения, чье облучение малыми величинами ИИИ осуществляется продолжительное время.

Следовательно, при рассмотрении вопроса о целесообразности использования атомной энергии или источников ионизирующих излучений необходимо решить, какой риск является приемлемым и оправданным в настоящее время для общества с учетом социальных и экономических выгод, которые можно ожидать от использования новых технологий.

После признания концепции беспороговости для некоторых отдельных эффектов облучения возникает проблема ограничения уровня риска, который можно рассматривать как приемлемый и оправданный в настоящее время для общества.

Концепция приемлемого риска основывается на том, что общество для удовлетворения своих потребностей готово пойти на определенный риск неблагоприятных последствий от воздействия опасных техногенных факторов, в частности радиации, компенсируемый получаемыми социальными, экономическими и экологическими выгодами. Такой риск и называют приемлемым.

Все правила радиационной безопасности основываются на вышеперечисленных концепциях и лежат в основе нормативных документов.

Международный знак радиации впервые появился в 1946 г., в радиационной лаборатории университета Калифорнии в Беркли. В то время знак был пурпурным на синем фоне (см. слева). Современная версия - черный знак на желтом фоне (см. справа). Пропорции рисунка - центральный

круг радиусом R, лепестки внутренним радиусом 1,5R и внешним 5R, лепестки отстоят друг от друга на 60°.

Рис. 1.1. Знаки радиационной опасности

19 февраля 2007г. IAEA и ISO анонсировали новый символ ионизирующей радиации для добавления к традиционному. Новый символ призван предупреждать об опасной близости источника ионизирующей радиации. Преимуществом нового символа перед традиционным является интуитивная понятность для людей, ранее не встречавших трилистник.

1.1. Экоцентрический подход в нормировании уровней облучения

На рубеже XIX–XX веков радиационная защита человека разрабатывалась без учета возможного ущерба для популяций других видов, биологических сообществ и экосистем.

Это продолжалось до тех пор, пока не было зарегистрировано явное повреждающее воздействие ядерными взрывами и выпусками радиохимических заводов на живые компоненты экосистем.

Результаты первых наблюдений за радиационными изменениями в при родных экосистемах появились в конце 20-х – начале 30-х годов XX века в регионе с повышенным природным радиационным фоном (на территории современной Чехии в местах выхода на земную поверхность урановых руд в Иоахимстале). К середине прошлого века в США и на постсоветском пространстве, а впоследствии и в других странах, по технико-экономическим и военным причинам начался процесс радиоактивного загрязнения биосферы. Существенную роль в этом процессе сыграли и атомные бомбардировки Хиросимы и Нагасаки, интенсивные испытания ядерного оружия и захоронение ядерных отходов.

Детальные научные исследования радиационного поражения окружающей среды начались на месте радиационной катастрофы 1957 года на Южном Урале с выбросом большого количества радиоактивных веществ в окружающую среду и образованием Восточно-Уральского радиоактивного следа. Параллельно с этим обширные радиоэкологические исследования в месте сбросов и хранения радиоактивных отходов велись в США (Хэнфорд, Ок-Ридж, Саванна Ривер). Аналогичные работы были начаты в этот же период и в Великобритании.

В силу сложившейся геополитической ситуации второй половины XX века не исключалась возможность глобального ядерного конфликта. В связи с этим возникла неотложная задача по оценке последствий крупномасштабного радиоактивного загрязнения окружающей среды, для решения которой в США, в странах постсоветского пространства, Канаде и Франции были сооружены в природной среде мощные источники излучения. Серьезным стимулом к изучению радиационных эффектов в природной среде стала авария на Чернобыльской АЭС в 1986 г., приведшая в местах наибольшего радиоактивного загрязнения к гибели наиболее радиочувствительных природных сообществ.

Методология экологического нормирования. При переходе от санитарно-гигиенических к экологическим принципам нормирования происходит смена объекта нормирования. В его роли выступают не отдельные особи, как человек в рамках санитарно-гигиенического подхода, а природные или созданные человеком системы – популяции, экосистемы. МКРЗ предлагает использование референтных организмов для целей экологического нормирования. К их числу предлагается отнести относительно небольшое количество растений и животных, которые станут реперными в оценке радиационного воздействия на флору и фауну. При выборе таких видов предполагается учитывать следующее: радиочувствительность (выбор наиболее радиочувствительных представителей); значимость для экосистемы (предпочтение отдается доминантам); представленность в основных экосистемах мира; объем имеющейся радиобиологической и радиоэкологической информации по этим видам.

Использование информации о реакциях природных экосистем и составляющих их компонентов на радиоактивное загрязнение в целях экологического нормирования весьма затруднительно. Это обусловлено, в первую очередь, сложностью оценки экологической значимости многих реакций на клеточном, организменном и популяционном уровнях на фоне аналогичных природных изменений климатического и сезонного характера. При разработке показателей экологического нормирования среды для наземных экосистем приходится сталкиваться со значительной лабильностью животных в ландшафтах за счет миграционных процессов, что также осложняет использование ряда биоценотических показателей.

В настоящее время вопросы экологического нормирования антропогенно измененной среды разрабатываются в разных направлениях и с разными целями: охрана генофонда планеты; поддержание приемлемого для человека санитарного состояния среды; охрана ландшафтного разнообразия природы; охрана источников биологической продукции; охрана рекреационных ресурсов; сохранение биологического разнообразия и устойчивого развития биосферы.

Не все эти вопросы можно и нужно решать одновременно на одной и той же территории.

По мнению Криволуцкого Д.А. и его коллег одним из перспективных подходов к оценке состояния окружающей человека антропогенной среды

может стать контроль биогенного круговорота основных химических элементов и показателей биологической продуктивности.

В условиях длительного воздействия загрязняющих веществ в относительно малых концентрациях вызываемые ими экологические последствия могут проявиться спустя длительное время. Для прогноза этих последствий могут быть использованы более чувствительные биометрические показатели – качество пыльцы и семян, частота нарушений хромосом в клетках меристемы, фракционный состав белков растительных тканей и др.

Первичным звеном в действии радиации на биологические структуры является воздействие на ДНК клетки, поэтому наиболее ранние изменения можно зафиксировать на молекулярно-клеточном уровне организации живой материи. Следовательно, в качестве критерия неблагоприятного воздействия радиации, очевидно, следует использовать генетические тест-системы, обеспечивающие раннюю диагностику изменений в экосистеме.

Вариантом подхода к оценке приемлемого состояния окружающей среды может быть использование методологии анализа радиационно-экологического риска. В настоящее время кроме радиационного риска используется более широкое понятие экологического (радиационно-экологического) риска, определяемого как вероятность последствий радиоактивного загрязнения окружающей среды, неблагоприятных для человека и биоты. Радиоэкологический риск является многомерной характеристикой (рис. 2), включающей в себя различные факторы и компоненты, для оценки которого может быть использована методика многокритериального анализа. На практике на начальном этапе анализа чаще используется упрощенное понятие радиационного риска как вероятности стохастических эффектов облучения.

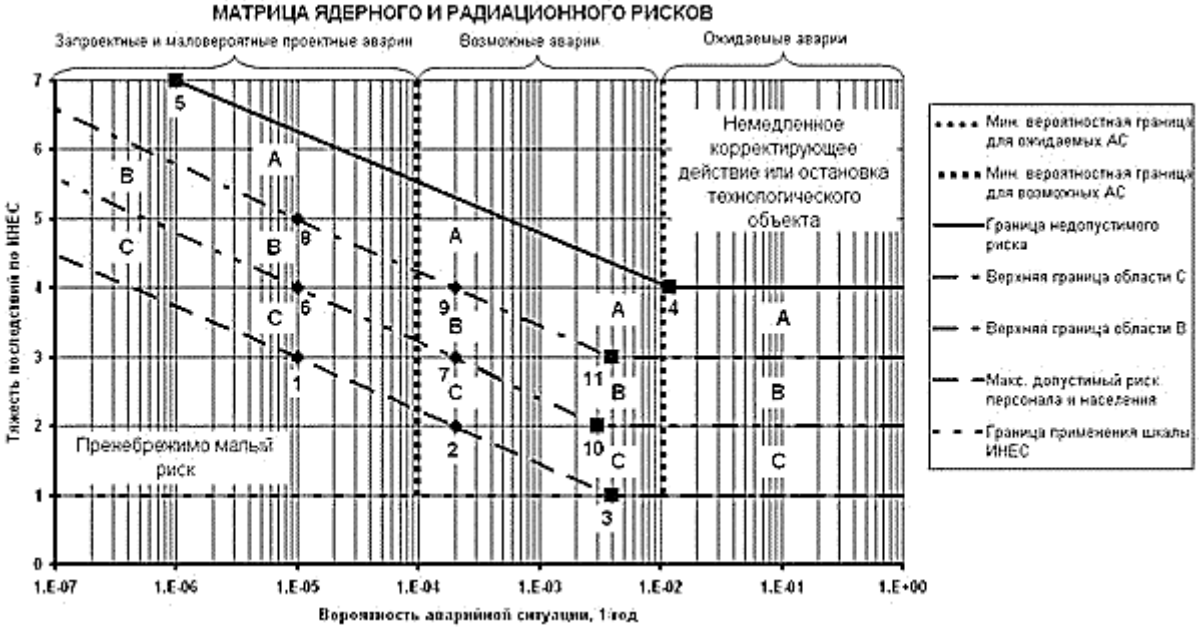


Рис. 1.2. Матрица ядерного и радиационного рисков

Анализ и управление радиационным риском осуществляется на основе принципов ALARA:

– непревышение допустимых пределов индивидуальной дозы от всех источников излучения (принцип нормирования);

– запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением (принцип обоснования);

– поддержание на возможно низком и реально достижимом уровне, с учетом экономических и социальных факторов, индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения (принцип оптимизации).

При соблюдении принципа оптимизации учитывается следующее: во-первых, необходимость установки границы риска для каждого источника облучения, поскольку предел риска регламентирует потенциальное облучение от всех возможных источников; во-вторых, при снижении риска потенциального облучения существует минимальный уровень риска, дальнейшее снижение которого нецелесообразно. В соответствии с Нормами радиационной безопасности, уровень пренебрежимо малого риска разделяет область оптимизации риска и область приемлемого риска и составляет 10^{-6} за год.

Функциональная схема оценки радиационного риска включает в себя следующие элементы:

– идентификация источников риска рассматриваются все потенциальные источники, при этом особое внимание уделяется анализу возможных источников аварийного радиационного воздействия при различных сценариях аварий;

– анализ данных радиационного мониторинга определяются референтные объекты окружающей среды для последующего анализа радиационного риска с учетом принципа множественных путей радиационного воздействия;

– осуществляются модельные оценки содержания радионуклидов в референтных объектах с учетом компонентов биоты и пищевых цепочек;

– оценка дозы построение модели оценки дозы для человека и референтных объектов биоты как в штатных условиях, так и для аварийных сценариев;

– категоризация риска выполнение интегральных оценок радиационного риска для человека и референтных объектов биоты, допускающие ряд предположений и упрощений, в том числе существенную экстраполяцию данных о зависимости доза-эффект в область малых доз, постулируя линейный характер такой зависимости для стохастических эффектов ионизирующей радиации;

– зависимость радиационного эффекта от облучения малыми дозами оказывается нелинейной;

– это и ряд других допущений в оценке радиационно-экологического риска явились причиной того, что ряд экспертов признают методологию оценки риска в атомной индустрии ошибочной;

– управление риском использование результатов оценки риска для принятия решения о снижения радиационного риска;

– величины приемлемого риска могут выражаться через производные параметры (пределы допустимых выбросов, допустимые удельные активности радионуклидов в компонентах природной среды);

– в основе управления риском лежат принципы ALARA.

Риски, лежащие между недопустимым и пренебрежимо малым уровнем, являются приемлемыми, если они удовлетворяют принципу ALARA. Важно подчеркнуть, что риски, удовлетворяющие принципу ALARA, могут изменяться в зависимости от конкретной радиационной ситуации и экономических условий, что, по мнению автора, также привносит определенный субъективизм в методологию оценки радиационного риска.

1.2. Основные концептуальные подходы в регламентации радиационного воздействия

Антропоцентрический и экоцентрический подходы в системе радиационной безопасности. В последнее время наблюдается оживление дискуссии об одной из основных парадигм радиационной безопасности:

- достаточности соблюдения радиационной безопасности человека для гарантированного обеспечения радиационной защиты окружающей среды. Этот постулат, сформулированный МКРЗ в Публикации 60 и часто употребляемый в сокращенном виде: «Защищен человек – защищена природная среда», с момента его опубликования подвергался критике со стороны радиоэкологов.

Этот подход, называемый гигиеническим или антропоцентрическим, к радиационной защите окружающей среды заложен в основу современных международных рекомендаций по обеспечению радиационной безопасности, а также в национальные, в том числе российские, нормативно-правовые документы в области радиационной безопасности.

Антропоцентрический принцип основан на следующих аргументах:

– человек – наиболее радиочувствительный живой объект в биосфере;

– предусмотрены достаточно большие коэффициенты запаса при регулировании допустимого облучения человека по сравнению с эффективными и летальными дозами;

– защита здоровья человека имеет самый главный приоритет.

Критические аргументы против этих антропоцентрических позиций заключаются в следующем:

– человек не является наиболее радиочувствительным живым объектом в биосфере, он лишь относительно чувствителен к ионизирующим излучениям;

– большие коэффициенты запаса недостаточны для заключений a priori (это зависит от количественных оценок во многих сложных экосистемах и ситуациях);

– нет сомнений и в том, что наше собственное здоровье имеет для нас самих высочайший приоритет.

Критика сторонников экоцентрического подхода, направленная против слишком широкого распространения (на популяции всех живых существ) антропоцентрических принципов, справедливых только для человека, заключается в следующем:

– в окружающей среде реализуются ситуации, когда человек как объект воздействия ионизирующего излучения отсутствует и техногенное загрязнение действует только на природные объекты;

– в отличие от представителей биоты, человек имеет возможность целенаправленно защищаться от воздействия ионизирующих излучений с помощью различных средств и методов, включая простейшие, но эффективные – защиту расстоянием и временем;

– в ряде ситуаций человек может облучаться в дозах, которые ниже регламентных, установленных исходя из принципа гигиенического нормирования, но облучение представителей некоторых экосистем будет находиться на уровне, опасном для ряда видовых сообществ, т.к. дозообразование для людей и представителей биоты различно.

Предполагается, что и человек, и биота находятся в одной и той же природной среде и получают одинаковые дозы облучения. На самом деле о равенстве доз облучения человека и биоты можно говорить лишь теоретически. Еще одним фактором, влияющим на соотношение доз облучения человека и представителей биоты, является тип радионуклидного загрязнения. Особенно существенны различия в дозах облучения человека и биоты при радиоактивном загрязнении, связанном с поступлением в окружающую среду радионуклидов.

В систему нормирования включаются компоненты живой и неживой природы, в том числе и «человек» как элемент биосферы. В некотором смысле экоцентрический под ход является более общим и включает в себя антропоцентрический, что делает его весьма обширным. По мнению С.В. Казакова и И.И. Линге: «Экологический подход к регламентированию воздействия ионизирующей радиации может привести к замене человека как наиболее радиочувствительного объекта, по которому строится вся существующая система регламентирования, на иной, более радиационно критический вид. Такая замена не столь принципиальна из-за сравнительно простой адаптации антропоцентрического подхода к видоцентрическому». Эстафета радиационной защиты биосферы, по мнению Г.Г. Поликарпова, путем «сравнительно простой адаптации антропоцентрического подхода к видоцентрическому» и «выработки синтетической позиции, обеспечивающей одновременно охрану здоровья и человека, и всех других организмов» должна, в соответствии с принципами экоэтики, перейти к развивающемуся экоцентрическому подходу. Успех в радиационной защите может быть

достигнут только при целенаправленном поиске наиболее радиочувствительных видов живых организмов в различных экосистемах во всех составных частях биосферы Земли [1].

Стремление создать единую концепцию радиационной защиты, обеспечивающую одновременно и охрану здоровья человека, и благополучие биоты в среде ее обитания, должно базироваться на признании целостности социально-природных экосистем, где человек и биота рассматриваются в органически взаимосвязанном единстве. При этом необходимо рационально использовать достижения последних 100 лет в области обеспечения радиационной защиты человека, т. к. реализация воздействия радиации на человека и другие живые организмы с биологической точки зрения протекает в рамках единых процессов.

В настоящее время требует дополнительного анализа правомерность основополагающего тезиса МКРЗ: «Защищен радиологическими стандартами человек – защищена в этих условиях от воздействия ионизирующих излучений биота». Неопределенность в этом вопросе объясняется, прежде всего, сложностью гармонизации критериев оценки эффектов облучения у человека и биоты и недостатком информации по поглощенным дозам у растений и животных и соответствующим радиационным эффектам у биоты, полученной для природных условий.

По мнению Алексахина Р.М., дополнение антропоцентрической концепции экоцентрической или тем более замена первой на вторую едва ли окажутся продуктивными. Усилия радиоэкологов, решающих проблемы охраны окружающей среды от воздействия ионизирующей радиации, и медиков, занимающихся вопросами радиационной защиты человека, должны быть направлены на выработку синтетической позиции, обеспечивающей одновременно охрану здоровья и человека, и других живых организмов.

1.3. Система обеспечения радиационной безопасности

Создание атомной промышленности обусловило формирование радиационной безопасности как научно-практической дисциплины, хотя отдельные ее аспекты начали разрабатываться вскоре после открытия рентгеновского излучения и явления радиоактивности. В соответствии с законом Российской Федерации «О радиационной безопасности населения» радиационная безопасность – это состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующих излучений. Обеспечение радиационной безопасности базируется на трех основных принципах ALARA, приведенных выше. Радиационная безопасность призвана решать две функциональные задачи:

– снижение уровня облучения персонала и населения до регламентного на основе комплекса проектных, технических, медико-санитарных и гигиенических мероприятий;

– создание эффективной системы радиационного контроля, позволяющей оперативно регистрировать изменение радиационной

обстановки, судить об уровнях облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения различных объектов и окружающей среды и принимать меры по нормализации радиационной обстановки.

Состояние российской законодательной базы в области обеспечения радиационной безопасности. В системе обеспечения радиационной безопасности особого внимания заслуживают нормативные или правовые меры, поскольку они носят не только регулирующий, но и превентивный характер. В работе дан ретроспективный анализ формирования законодательной базы национальной системы радиационной безопасности, сравнительный анализ норм отечественного права в различные периоды времени. В целом, правовые меры обеспечения ядерной и радиационной безопасности в России включают:

– установление государством и специально уполномоченными органами соответствующих норм и правил, т.е. принятие нормативных актов различной юридической силы;

– осуществление постоянного государственного контроля (надзора) за соблюдением должностными лицами и гражданами, а также юридическими лицами и индивидуальными предпринимателями этих норм и правил;

– применение государством соответствующих санкций как к физическим, так и к юридическим лицам, нарушающим соответствующее законодательство.

До конца 80-х годов среди развитых стран мира только в нашей стране не было законодательных актов, устанавливающих права и ответственность физических и юридических лиц при использовании атомной энергии.

Создавались нормативные документы, регулирующие деятельность людей в сфере воздействия радиации, в виде норм радиационной безопасности или санитарных правил. Однако в указанных документах регламентировались лишь технические, санитарно-гигиенические и экологические аспекты безопасности, не обеспечивающие в полной мере правовую защиту людей. Формирование атомного законодательства в нашей стране началось только после катастрофы на Чернобыльской АЭС на базе «Концепции правового обеспечения использования атомной энергии». В настоящее время в России одновременно действуют более 10 основных законов и имеются два проекта законов, отражающие вопросы обеспечения радиационной безопасности населения.

Законы: «Об использовании атомной энергии», «О радиационной безопасности населения», «О финансировании особо радиационно опасных и ядерно опасных производств и объектов», «Об административной ответственности организаций за нарушение законодательства в области использования атомной энергии», «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения», «Об охране окружающей среды», «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера», «О социальной защите граждан, подвергшихся воздействию радиации вследствие катастрофы на Чернобыльской АЭС», «О техническом регулировании», «Об обращении с радиоактивными отходами и

о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» [1].

Следует отметить, что в законе «О радиационной безопасности населения» впервые установлены права, обязанности и ответственность (административная, гражданско-правовая и уголовная) организаций, должностных лиц и граждан за невыполнение требований по обеспечению радиационной безопасности. В законе также определены права граждан и общественных объединений на получение объективной информации о радиационной обстановке и принимаемых мерах по обеспечению радиационной безопасности; введены радиационно-гигиенические паспорта регионов в качестве показателя радиационного благополучия.

В основу обеспечения радиационной безопасности положен принцип приоритета здоровья и окружающей среды при практическом использовании ядерных и радиоактивных установок, радиоактивных веществ и иных источников ионизирующих излучений, представляющих собой потенциальные источники радиационной опасности.

Однако фактически деятельность по обеспечению защиты отдельных лиц, населения и окружающей среды от радиационной опасности регулируется только в части обеспечения безопасности (ядерной, радиационной, технической, пожарной) собственно объектов – потенциальных источников опасности. При этом закон «О радиационной безопасности населения», который определяет стратегические направления обеспечения безопасности, на практике считается вторичным по отношению к закону «Об использовании атомной энергии», хотя суть проблемы определяет его приоритетность.

В целом, несмотря на то, что для одной конкретно взятой отрасли законов вроде бы и не мало, практика показывает, что их явно недостаточно. В развитие существующих законов или с целью компенсации отсутствия таковых принят целый ряд Указов Президента и Постановлений Правительства Российской Федерации, разработаны и внедряются в жизнь Федеральные целевые программы. Однако в целом законотворчество в области использования атомной энергии недопустимо отстает от насущных потребностей и проблем сегодняшнего дня.

Особенности системы государственного управления радиационной безопасностью в России и основы ее совершенствования. Изменения законодательства в последние годы коснулись вопросов перераспределения полномочий и ответственности в области обеспечения радиационной безопасности с регионального уровня на федеральный.

В России существуют два типа институциональных структур обеспечения радиационной безопасности – отраслевые и региональные. Отраслевые структуры охватывают небольшое количество ядерно и особо радиационно-опасных объектов, расположенных в «закрытых» населенных пунктах и ориентированных, в основном, на решение следующих задач: защиту персонала, обеспечение безопасности технологических процессов, предотвращение аварийных ситуаций и радиоактивного загрязнения

окружающей среды за пределами санитарно-защитной зоны. Однако радиоактивные отходы ядерно и особо радиационно опасных объектов накапливаются в местах их образования, что противоречит основным принципам радиационной безопасности, и неизбежно порождает проблему так называемого «ядерного наследия». Кроме того, в рамках отраслевых систем вопросы безопасности населения страны решаются плохо и финансируются по остаточному принципу. Такой подход сохраняется по сей день.

Региональные структуры обеспечения радиационной безопасности охватывают большое количество объектов потенциальной радиационной опасности, расположенных на территории промышленно развитых и густонаселенных районов. Здесь радиоактивные отходы менее опасны и значительны, чем отходы ядерного топливного цикла и радиохимических производств, в то же время, они расположены в регионах с высокой плотностью населения. В этой связи региональные структуры ориентированы на оперативное выявление, удаление и безопасную долголетнюю локализацию таких РАО.

На современном этапе развития системы обеспечения радиационной безопасности населения, именно становление региональных систем обезвреживания радиоактивных отходов с мощным научно-технологическим и кадровым потенциалом имеет первостепенное значение. Они должны стать одним из основных полноценных элементов целостной системы радиационной безопасности населения. Мировая практика подтверждает актуальность переноса акцентов с отраслевых проблем на региональные.

Важно отметить, что принятые в последнее время решения в области радиационной безопасности противоречат одному из основополагающих принципов радиационной безопасности, согласно которому полномочия в области государственного управления использованием атомной энергии и обращением с радиоактивными отходами должны быть разделены. При этом сложилась ситуация, когда региональные системы обеспечения радиационной безопасности населения фактически введены в состав отраслевых структур атомно-энергетического комплекса (Указ Президента Российской Федерации от 20 марта 2008 г. «О мерах по созданию государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»). Все это проявляется в несогласованности управляющих действий, отсутствии координирующего механизма в решении вопросов регулирования процесса обеспечения радиационной безопасности и является серьезным фактором, определяющим радиоэкологическую обстановку в России [1].

В настоящее время переход к модели устойчивого развития мирового сообщества, включая Россию, сопряжен с определенными самоограничениями общества и человека, с усилением контроля над человеческой деятельностью в сфере природной среды. Для регулирования отношений человека с природной средой необходимы не только юридические и технические, но и социальные и культурные нормы.

В кругу научного сообщества и общественности идет заинтересованное обсуждение понятий «экологическая культура», «культура радиационной безопасности», подразумевающих безупречное с точки зрения экологии использование ядерной энергии, утилизацию и хранение радиоактивных отходов. Культура радиационной безопасности предполагает формирование в массовом сознании поведенческих стереотипов, исключающих любые отклонения от экологического законодательства, как граждан, так и организаторов промышленного производства, специалистов, руководителей органов власти.

Культура безопасности сейчас превратилась в ключевое звено в системе обеспечения радиационной безопасности. По данным Ростехнадзора основной причиной нарушений в работе радиационно-опасных объектов является человеческий фактор. Тенденция превышения человеческого фактора над иными очевидна. Низкая исполнительская дисциплина, отсутствие надлежащего производственного контроля, низкий уровень культуры работы с документами – это давно сложившиеся причины нарушений норм и правил вообще и по радиационной безопасности в частности.

1.3.1. Государственный надзор в области использования атомной энергии

До проведения в Российской Федерации административной реформы в соответствии с Указом Президента Российской Федерации от 21 января 1997 года № 26 «О федеральных органах исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственное регулирование при использовании атомной энергии» в государственном регулировании безопасности в области использования атомной энергии были заняты:

Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности (Госатомнадзор России), Минздрав России (Санэпиднадзор), Федеральный горный и промышленный надзор России (Госгортехнадзор России), МЧС России (Главное управление противопожарной службы – пожнадзор) [1].

Основная «нагрузка» в части проведения контроля и надзора на объектах использования атомной энергии традиционно приходилась на органы (Округа, Инспекции) Госатомнадзора России, ныне вошедшего в состав Ростехнадзора.

Их работа была организована по территориальному признаку и осуществлялась для всех этапов жизненного цикла объектов использования атомной энергии.

Общим недостатком при осуществлении надзорной деятельности является то, что проверяемые различными надзорными органами аспекты деятельности подконтрольных им юридических и/или физических лиц, как правило, во многом очень схожи или просто дублируют друг друга. Такое положение, в частности, повлекло за собой принятие федерального закона «О защите прав юридических лиц и индивидуальных предпринимателей при

проведении государственного контроля (надзора) и муниципального контроля».

В атомных отраслях, например, большинство промышленных предприятий подлежат проверке органами Ростехнадзора, Роспотребнадзора, Росприроднадзора, МЧС и др. Решением указанной проблемы могла бы стать координация работы различных надзоров, а также более широкое использование результатов обязательной сертификации в качестве доказательной базы при проведении проверок (инспекций) надзорных органов.

Иной выход Правительство России видит в единой государственной координации всех видов надзорной деятельности.

Следующим этапом реструктуризации атомной отрасли России стало создание Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». Был разработан и принят Федеральный закон от 1 декабря 2007 г. № 317-ФЗ «О государственной корпорации по атомной энергии «Росатом», в соответствии с которым Госкорпорация «Росатом» управляет всеми ядерными активами Российской Федерации, включая ядерный оружейный комплекс и гражданскую часть атомной отрасли. Госкорпорация «Росатом» сочетает коммерческую деятельность, обеспечивая развитие атомной энергетики и предприятий ядерного топливного цикла, и выполнение возложенных на нее государством задач, в первую очередь – обеспечение национальной безопасности (ядерное сдерживание), ядерной и радиационной безопасности, а также развитие прикладной и фундаментальной науки. Корпорация участвует в законопроектной деятельности по вопросам использования атомной энергии в порядке, установленном для федеральных органов исполнительной власти.

Госкорпорация «Росатом» уполномочена от имени Российской Федерации выполнять международные обязательства в области мирного использования атомной энергии и режима нераспространения ядерных материалов.

1.3.2. Нормативное регулирование в области обеспечения радиационной безопасности

В различные периоды времени в нашей стране действовал целый ряд стандартов радиационной безопасности. Нормы радиационной безопасности (НРБ) представляют собой основополагающий документ в системе государственного регулирования, в котором регламентируются основные дозовые пределы, допустимые уровни воздействия ионизирующего излучения и другие требования по ограничению облучения человека. НРБ в общем виде отражают научные представления о действии ионизирующего излучения на человека, цели и принципы радиационной защиты, основные дозиметрические и радиометрические величины, используемые в системе ограничения облучения профессиональных работников и населения от различных видов радиационного воздействия, на определенный исторический период времени.

Развитие общих требований к радиационной безопасности.

1. В 1948 году в соответствии с «Временными общими санитарными нормами и правилами» допустимая доза облучения составляла 0,1 Рентген/сутки, или 30 Рентген/год. При этом в аварийной ситуации допускалось однократное облучение дозой 25 Рентген.

2. Эти нормативы были введены в 1950 году в состав «Временных общих санитарных норм и правил по охране здоровья работающих с радиоактивными веществами». В 1951 году в дополнение к этим нормативам допускалось аварийное облучение в течение года, не превышающее 100 Рентген/год.

3. При проведении некоторых ядерных испытаний в данный период использовались следующие нормативы: допустимая доза при систематическом облучении – 1 Рентген/сутки, но не более 50 Рентген за весь период работы;

допустимая доза облучения при многократном облучении на протяжении суток – не более 10 Рентген/сутки;

допустимая доза облучения при аварийных ситуациях – не более 25 Рентген однократно.

4. В 1954 году в соответствии с «Санитарными нормами проектирования предприятий и лабораторий» допустимая доза облучения составляла 0,05 Рентген/сутки и 15 Рентген/год, при этом в случае аварии допускалось однократное увеличение дозы до 25 Рентген и не более 100 Рентген в год.

5. В 1960 году в соответствии с «Санитарными правилами работы с радиоактивными веществами» № 333-60 и «Временными предельно допустимыми уровнями загрязненности радиоактивными веществами продуктов питания, воды и воздуха различных объектов» допустимая доза облучения составляла 5 Рентген/год. При этом в случае аварии допускалось однократное облучение дозой 25 Рентген.

6. В «Санитарных нормах № 333-60» предусматривались три категории лиц, подвергавшихся облучению. Категория А – профессиональное облучение лиц, работающих непосредственно с радиоактивными источниками; допустимая доза внешнего облучения всего организма и допустимая доза внутреннего облучения органов составляли 100 мбэр/неделю и 5 бэр/год соответственно.

Категория Б – облучение лиц, не связанных непосредственно с работой с радиоактивными веществами, но работающих рядом; допустимая доза внешнего облучения всего организма и допустимая доза внутреннего облучения организма составляли 10 мбэр/неделю и 0,5 бэр/год; к этой категории относилось также население, находящееся на территории санитарно-защитной зоны.

Категория В – облучение населения. Допустимая доза внешнего облучения всего организма и допустимая доза внутреннего облучения организма составляли 1 мбэр/неделю и 0,05 бэр/год.

7. На этой стадии (нормы № 333-60) внутреннее облучение организма классифицировалось по облучению трех групп критических органов. К первой группе относились: все тело, гонады, хрусталик, кроветворные органы. Ко второй группе: мышцы, печень, почки, желудочно-кишечный тракт, легкие. К третьей группе: кожа, щитовидная железа, кости.

8. В 1976 году были введены в действие новые нормы радиационной безопасности НРБ-76 применительно к трем группам критических органов и двум группам населения (А и Б). Применительно к группе В (население) отмечалось, что регламентация и контроль за его облучением относятся к компетенции Минздрава СССР и в случае радиационной аварии Главным санитарно-эпидемиологическим управлением устанавливаются, исходя из ее масштаба, временные допустимые уровни облучения и допустимые поступления радионуклидов в организм.

9. В 1987 году были введены в действие НРБ-76/87, основанные на НРБ 76. Эти нормы также подтвердили общие дозовые пределы для трех групп критических органов и двух групп населения (А и Б).

Применительно к облучению населения (группа В) в целом сохранился подход НРБ-76.

10. Вместо НРБ-76/87 на территории России ввели НРБ-96.

При этом в категории «Персонал» различают две группы: А и Б. Персонал группы А – лица, непосредственно работающие с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. Персонал группы Б – лица, непосредственно не работающие с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, но по размещению рабочих мест могут подвергаться радиационному воздействию.

11. С 1 сентября 2009 года введены в действие НРБ-99/2009.

Не вносились существенные изменения в раздел по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии. В то же время, для обоснования защиты от источников потенциального облучения в нормы включены граничные значения обобщенного риска; откорректирован раздел по планируемому повышенному облучению, внесены значительные изменения в раздел по медицинскому облучению и в нормирование питьевой воды, сблизив требования с соответствующими рекомендациями МКРЗ и ВОЗ.

Так же кроме МКРЗ существуют еще мировые влиятельные организации НКДАР ООН и МАГАТЭ.

НКДАР ООН – Научный комитет по действию атомной радиации Организации Объединенных Наций (UN SCEAR, http: // www.unscear.org), создан в 1955 году для изучения эффектов облучения, связанных с ним рисков, консолидации и анализа всего мирового опыта в этой области.

Раз в несколько лет публикует итоги работы, содержащие самые подробные и разносторонние оценки воздействия разных доз радиации от всех известных источников ионизирующего излучения, их опасности для населения. Объединяет специалистов из 21 страны. Правительства и организации во всем мире полагаются на данные НКДАР как на научное

обоснование для оценки радиационного риска, обоснования защиты от облучения, требований безопасности и регулирования использования источников излучения.

МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии (IAEA, http://www.iaea.org). Учреждено в 1957 году в качестве межправительственной организации в системе ООН.

Одна из основных уставных функций - построение международной нормативно правовой системы, гарантирующей безопасность в ядерной сфере. Членами МАГАТЭ являются 130 стран.

Мандат агентства включает три главные задачи: содействие в обеспечении ядерной и радиационной безопасности во всех странах, нераспространение ядерного оружия, развитие ядерных технологий для удовлетворения потребностей человечества.

На МАГАТЭ возложена особая ответственность в рамках ООН - оно является единственной организацией, специально уполномоченной своим Уставом устанавливать международные нормы по защите здоровья от радиации и контролировать их выполнение.

2. ОСНОВЫ ЗАКОНОДАТЕЛЬСТВА В ОБЛАСТИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

2.1. Основные принципы правового регулирования в области радиационной безопасности

Говоря о развитии атомной энергетики в какой-либо стране, обычно указывают на требования ответственности государства и необходимость и обязательность наличия системы государственных гарантий безопасности страны, в юрисдикции которой находятся или будут находиться ядерные объекты.

Законодательное регулирование отношений при использовании атомной энергии должно распространяться на все этапы жизненного цикла ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения – от стадии их размещения, проектирования, сооружения, эксплуатации и вывода из эксплуатации до захоронения отходов. Должна быть обеспечена безопасность при использовании атомной энергии и осуществлены государственный контроль и надзор за обеспечением безопасности.

Для выполнения этих правил были разработаны основные нормативные документы для различных отраслей атомной энергетики (таблица 2.1–2.5).

Таблица 2.1– Основные международные договоры Российской Федерации

N п/п	Наименование документа	Год подписания, ратификации
01.	Международная конвенция по охране человеческой жизни на море	1965 год
02.	Конвенция об ответственности операторов ядерных судов	1983 год
03.	Конвенция об оперативном оповещении о ядерной аварии	1986 год
04.	Конвенция об оказании помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации	1986 год
05.	Конвенция о физической защите ядерного материала	1987 год
06.	Конвенция об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном пространстве	1991 год
07.	Конвенция о ядерной безопасности	1996 год
08.	Конвенция о гражданской ответственности за ядерный ущерб	1996 год
09.	Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами	1998 год

Таблица 2.2 – Федеральные законы Российской Федерации

N п/п	Наименование закона	Регистрацион-ный номер закона и дата его подписания
01.	Об использовании атомной энергии с изменением и дополнениями, внесенными федеральными законами от 10.02.97 N 28-ФЗ, от 10.07.2001 N 94-ФЗ, 30.12.2001 N 196-ФЗ и от 28.03.2002 N 33-ФЗ	N 170-ФЗ 21 ноября 1995 года
02.	О радиационной безопасности населения	N 3-ФЗ 9 января 1996 года
03.	О финансировании особо радиационно опасных и ядерно опасных производств и объектов	N 29-ФЗ 3 апреля 1996 года
04.	О промышленной безопасности опасных производственных объектов с изменениями и дополнениями, внесенными федеральным законом от 07.08.2000 N 122-ФЗ	N 116-ФЗ 21 июля 1997 года
05.	О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения с изменениями и дополнениями, внесенными федеральным законом от 30.12.2001 N 196-ФЗ	N 52-ФЗ 30 марта 1999 года
06.	О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязненных участков территории	N 92-ФЗ 10 июля 2001 года
07.	Об охране окружающей среды	N 7-ФЗ 10 января 2002

Таблица 2.3 – Указы, распоряжения Президента Российской Федерации

N п/п	Наименование указа, распоряжения	Номер и дата указа, распоряжения
1	2	3
01.	О контроле за экспортом из Российской Федерации ядерных материалов, оборудования, технологий	N 312 27 марта 1992 года
02.	Об эксплуатирующей организации атомных станций Российской Федерации	N 1055 7 сентября 1992 года
03.	О выполнении Российской Федерацией межправительственных соглашений о сотрудничестве в сооружении атомных электростанций за рубежом	N 472 21 апреля 1993 года
04.	О государственной поддержке структурной перестройки и конверсии атомной промышленности в г. Железногорске Красноярского края	N 72 25 января 1995 года
05.	О дополнительных мерах по усилению контроля за выполнением требований экологической безопасности при переработке отработавшего ядерного топлива с изменениями, внесенными Указом Президента Российской Федерации от 06.04.2000 N 634	N 389 20 апреля 1995 года
06.	О совершенствовании управления предприятиями ядерно-топливного цикла	N 166 8 февраля 1996 года

Продолжение таблицы 2.3

1	2	3
07.	Об утверждении Списка ядерных материалов, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий, подпадающих под экспортный контроль с изменениями, внесенными Указами Президента Российской Федерации от 12.05.97 N 468, от 5.05.2000 N 798, от 21.06.2000 N 1151	N 202 14 февраля 1996 года
08.	О контроле за экспортом из Российской Федерации оборудования и материалов двойного назначения и соответствующих технологий, применяемых в ядерных целях, экспорт которых контролируется с изменениями, внесенными указами Президента Российской Федерации от 21.01.97 N 32, от 05.05.2000 N 798	N 228 21 февраля 1996 года
09.	О порядке опубликования и вступления в силу актов Президента Российской Федерации и Правительства Российской Федерации и нормативных правовых актов федеральных органов исполнительной власти с изменениями, внесенными указами Президента Российской Федерации от 16.05.97 N 490, от 13.08.98 N 963	N 763 23 мая 1996 года
10.	О гарантиях безопасного и устойчивого функционирования атомной энергетики Российской Федерации	N 1012 2 июля 1996 года
11.	Вопросы федеральных органов исполнительной власти с изменениями, внесенными указами Президента Российской Федерации от 09.07.97 N 710, от 12.04.99 N 456	N 1326 6 сентября 1996 года
12.	О федеральных органах исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии	N 26 21 января 1997 года
13.	Вопросы Министерства Российской Федерации по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям и ликвидации последствий стихийных бедствий	N 953 2 августа 1999 года
14.	Положение о государственной системе предупреждения, пресечения ядерного терроризма и ликвидации его последствий	N 1772с 30 декабря 1999 года
15.	О совершенствовании государственного управления в области пожарной безопасности	N 1309 9 ноября 2001 года

Таблица 2.4 – Постановления Правительства Российской Федерации

N п/п	Наименование постановления	Номер и дата постановления
1	2	3
01.	Об утверждении порядка инвентаризации мест и объектов добычи, транспортировки, переработки, использования, сбора, хранения и захоронения радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений на территории Российской Федерации	N 505 22 июля 1992 года
02.	Об утверждении Правил подготовки нормативных правовых актов федеральных органов исполнительной власти и их государственной регистрации с изменениями, внесенными постановлениями Правительства Российской Федерации от 11.12.97 N 1538, от 06.11.98 N 1304, от 11.02.99 N 154	N 1009 13 августа 1997 года
03.	О мерах по комплексному решению проблем обращения с радиоактивными отходами и прекращения захоронения их в морях с изменениями, внесенными постановлением Правительства Российской Федерации от 07.10.96 N 1173	N 710 23 июля 1993 года
04.	Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов	N 1298 11 октября 1997 года
05.	Об утверждении перечня предприятий и организаций, в состав которых входят особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты, осуществляющие разработку, производство, эксплуатацию, хранение, транспортировку, утилизацию ядерного оружия, компонентов ядерного оружия, радиационно опасных материалов и изделий с изменениями, внесенными постановлениями Правительства Российской Федерации от 13.10.95 N 1419-р, от 27.07.96 N 898, от 04.04.2000 N 302, от 02.10.2001 N 707	N 238 7 марта 1995 года
06.	Об утверждении Порядка приема для последующей переработки на российских предприятиях отработавшего ядерного топлива зарубежных атомных электростанций и возврата образующихся при его переработке радиоактивных отходов и материалов с изменениями и дополнениями, внесенными постановлением Правительства Российской Федерации от 10.07.98 N 745	N 773 29 июля 1995 года
07.	Об утверждении Положения о порядке вывоза из Российской Федерации и ввоза в Российскую Федерацию радиоактивных веществ и изделий на их основе с изменениями, внесенными постановлениями Правительства Российской Федерации от 27.12.96 N 1560, от 22.02.2000 N 148	N 291 16 марта 1996 года
08.	О мерах по выполнению Указа Президента Российской Федерации от 8 февраля 1996 года N 166 "О совершенствовании управления предприятиями ядерно-топливного цикла"	N 677 11 июня 1996 года

Продолжение таблицы 2.4

1	2	3
09.	Об утверждении Положения о разработке и утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и перечня федеральных норм и правил в области использования атомной энергии с изменениями, внесенными постановлениями Правительства Российской Федерации от 26.06.99 N 695, от 05.07.2000 N 493, от 18.01.2002 N 28, от 29.10.2002 N 779, от 01.10.2003 N 607	N 1511 1 декабря 1997 года
10.	О Концепции системы государственного учета и контроля ядерных материалов	N 1205 14 октября 1996 года
11.	О порядке разработки радиационно-гигиенических паспортов организаций и территорий	N 93 28 января 1997 года
12.	О перечне медицинских противопоказаний и перечне должностей, на которые распространяются данные противопоказания, а также о требованиях к проведению медицинских осмотров и психофизиологических обследований работников объектов использования атомной энергии	N 233 1 марта 1997 года
13.	Об утверждении перечня должностей работников объектов использования атомной энергии, которые должны получать разрешения Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности на право ведения работ в области использования атомной энергии	N 240 3 марта 1997 года
14.	Об утверждении Правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов с изменениями, внесенными постановлением Правительства Российской Федерации от 31.07.98 N 866	N 264 7 марта 1997 года
15.	Об определении территорий, прилегающих к особо радиационно опасным и ядерно опасным производствам и объектам, и о формировании и использовании централизованных средств на финансирование мероприятий по социальной защите населения, проживающего на указанных территориях, а также на финансирование развития социальной инфраструктуры этих территорий в соответствии с Федеральным законом "О финансировании особо радиационно опасных и ядерно опасных производств и объектов" с изменениями, внесенными постановлением Правительства Российской Федерации от 21.04.2000 N 367	N 289 12 марта 1997 года
16.	О Правилах принятия решений о размещении и сооружении ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения	N 306 14 марта 1997 года
17.	Об утверждении Положения о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии с изменениями, внесенными постановлением Правительства Российской Федерации от 03.10.2002 N 731	N 865 14 июля 1997 года
(позиция дополнена Изменением N 1 Федеральной службы по атомному надзору от 7 мая 2004 года		

Продолжение таблицы 2.4

1	2	3
18.	Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля ядерных материалов	N 746 10 июля 1998 года
19.	О государственном органе, специально уполномоченном заключать договоры на передачу находящихся в федеральной собственности ядерных материалов в использование юридическим лицам	N 1117 15 сентября 1998 года
20.	Положение о государственном учете и контроле радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в Российской Федерации	N 962 15 декабря 2000 года
21.	Об экспорте и импорте ядерных материалов, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий с изменениями, внесенными постановлением Правительства Российской Федерации от 21.08.2001 N 612	N 973 15 декабря 2000 года
22.	Об утверждении Положения о ведомственной охране Министерства Российской Федерации по атомной энергии	N 139 22 февраля 2001 года
23.	О государственном компетентном органе по ядерной и радиационной безопасности при перевозках ядерных материалов, радиоактивных веществ и изделий из них	N 204 19 марта 2001 года
24.	Об утверждении Положения о Федеральном надзоре России по ядерной и радиационной безопасности	N 265 22 апреля 2002 года

Таблица 2.5 – Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии

N п/п	Наименование документа	Министерство, ведомство (или должностное лицо), утвердившее документ, год утверждения
1	2	3
1.1. Общие положения		
01.	Нормы радиационной безопасности. НРБ-99/2009 СП 2.6.1.758-99	Главный государственный санитарный врач Российской Федерации июля 1999 года
02.	Общие положения обеспечения безопасности ядерных энергетических установок судов. НП-022-2017	Госатомнадзор России 2000 год
03.	Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. НП-033-11	Госатомнадзор России 2002 год

Продолжение таблицы 2.5

1	2	3
1.2. Размещение, проектирование, сооружение 1.2.1. Требования безопасности к объекту в целом		
01.	Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на ядерно и радиационно опасные объекты. ПНАЭ Г-05-35-94	Госатомнадзор России 1995 год
02.	Правила ядерной безопасности критических стендов. НП-008-16	Госатомнадзор России 1998 год
03.	Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов. НП-009-17	Госатомнадзор России 1998 год
04.	Правила ядерной безопасности ядерных энергетических установок судов. НП-029-01	Госатомнадзор России 2001 год
05.	Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики. ПБ-ЯТ-ХТ-90. ПНАЭ Г-14-029-91	Госпроматом-надзор СССР 1991 год
06.	Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. ОСПОРБ-99/2010	Главный государственный санитарный врач Российской Федерации 29 декабря 1999 года

На протяжении более 50-ти лет использования атомной энергии в Советском Союзе, а затем и в России правовые отношения в области её использования не были закреплены законодательно.

В 2010 г. МАГАТЭ издало следующий том «Справочника по ядерному праву. Имплементирующее законодательство». Имплементация, т.е. включение международно-правовых норм в национальную правовую систему, может осуществляться путем: инкорпорации, дословного воспроизведения (в частности, таким путём рекомендовалось вводить технические регламенты, мы также можем частично использовать этот путь при разработке Концепции); трансформации с учетом национальных правовых стандартов и юридической техники; отсылки к первоисточнику. Данный том дополняет и расширяет материал предыдущего Справочника, вводит концепцию «3S» – взаимосвязь между областями безопасности (safety), физической безопасности (security) и гарантий (safeguards) и приводит базовую структуру ядерного закона или законов.

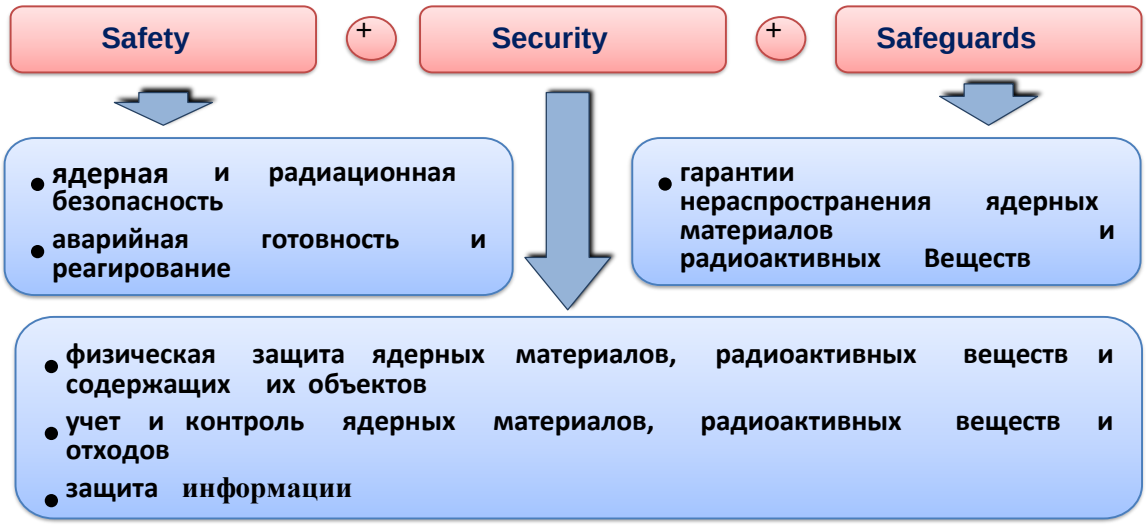


Рис. 2.3. Схема концепции «3S»

Если представить структуру российских законодательных и нормативных документов в области использования атомной энергии в иерархическом порядке по их значению, то она будет выглядеть как пирамида, представленная на рис. 2.4.

Рис. 2.4. Структура российских законодательных и нормативных документов в области использования атомной энергии

Принятие национального атомного законодательства для граждан российской федерации, а именно Федерального закона «Об использовании атомной энергии» в качестве основы законодательства содействует безопасному развитию, как атомной энергетики, так и других направлений использования атомной энергии в России.

Закон призван обеспечить неуклонное выполнение Россией международных договоров в области использования атомной энергии, ядерной и радиационной безопасности, нераспространении ядерного оружия.

Основой закрепленного Законом правового режима использования атомной энергии определен принцип обеспечения приоритета безопасности, в соответствии с которым обеспечение безопасности в области использования атомной энергии должно осуществляться опережающими темпами по отношению к расширению использования атомной энергии.

Приоритет безопасности означает формирование у всех лиц и организаций, участвующих в процессе использования атомной энергии, общей психологической направленности на безопасность – «культуры безопасности».

2.2 Федеральный Закон «Об использовании атомной энергии» 21 ноября 1995 года (с изменениями 8.12.2020)

Важным положением Закона является обеспечение широкой гласности и открытости при решении вопросов размещения ядерных объектов и определении приемлемого уровня их безопасности, а также регулярное информирование общественности о фактическом состоянии дел в различных областях использования атомной энергии.

Законодательно установлена система органов государственной власти, осуществляющих законодательные и исполнительные функции в области использования атомной энергии, а также органов управления использованием атомной энергии [2].

Определены полномочия Президента, Правительства Российской Федерации, органов государственной власти Российской Федерации, органов государственной власти субъектов Российской Федерации, органов местного самоуправления.

Регламентировано государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии, включая лицензирование деятельности эксплуатирующих организаций – организаций, уполномоченных осуществлять эксплуатацию объектов использования атомной энергии.

Эти функции возложены на органы государственного регулирования безопасности, которые несут ответственность за введение в действие федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, выдачу разрешений (лицензий) на деятельность и выдачу разрешений работникам объектов использования атомной энергии, осуществляют надзор за безопасностью, проводят инспектирование и экспертизу безопасности объектов использования атомной энергии [2].

В целях эффективного выполнения функций, закрепленных за указанными органами государственного регулирования безопасности, в законе определены основные права и обязанности данных органов, включая

выдачу обязательных предписаний, беспрепятственный доступ на соответствующие объекты, применение мер административного воздействия и т.д.

Ответственность за безопасность объекта использования атомной энергии возложена на эксплуатирующую организацию, которая осуществляет деятельность на всех этапах жизненного цикла этих объектов.

Закреплен разрешительный режим проведения любых работ в области использования атомной энергии, являющийся важнейшей составной частью единого правового режима безопасного использования атомной энергии.

В Законе предусмотрен режим правовой защиты интересов граждан, которым причинен ядерный вред, уделено внимание урегулированию ответственности за нарушение законодательства Российской Федерации в области использования атомной энергии.

1. Основными принципами правового регулирования в области использования атомной энергии являются [2]:

– обеспечение безопасности при использовании атомной энергии - защита отдельных лиц, населения и окружающей среды от радиационной опасности;

– доступность информации, связанной с использованием атомной энергии, если эта информация не содержит сведений, составляющих государственную тайну;

– участие граждан, коммерческих и некоммерческих организаций (далее - организации), иных юридических лиц в обсуждении государственной политики, проектов федеральных законов и иных правовых актов Российской Федерации, а также в практической деятельности в области использования атомной энергии;

– возмещение ущерба, причиненного радиационным воздействием; предоставление работникам объектов использования атомной энергии социально-экономических компенсаций за негативное воздействие ионизирующего излучения на здоровье человека и за дополнительные факторы риска; обеспечение социальной защиты граждан, проживающих и (или) осуществляющих трудовую деятельность в районах расположения этих объектов;

– разграничение ответственности и функций органов государственного регулирования безопасности, органов управления использованием атомной энергии, уполномоченного органа управления использованием атомной энергии и организаций, осуществляющих деятельность в области использования атомной энергии;

– независимость органов государственного регулирования безопасности при принятии ими решений и осуществлении своих полномочий от органов управления использованием атомной энергии, уполномоченного органа управления использованием атомной энергии и от организаций, осуществляющих деятельность в области использования атомной энергии;

– соблюдение международных обязательств и гарантий Российской Федерации в области использования атомной энергии.

2. Основными задачами правового регулирования отношений, возникающих при осуществлении всех видов деятельности в области использования атомной энергии, являются:

– создание правовых основ системы государственного управления использованием атомной энергии и системы государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии;

– установление прав, обязанностей и ответственности органов государственной власти, органов местного самоуправления, организаций и иных юридических лиц, и граждан.

3. Объектами использования атомной энергии являются: ядерные установки, радиационные источники, пункты хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, пункты хранения, хранилища радиоактивных отходов, тепловыделяющая сборка ядерного реактора, облученные тепловыделяющие сборки ядерного реактора, ядерные материалы, радиоактивные вещества, радиоактивные отходы.

4. Федеральный закон распространяется на следующие виды деятельности в области использования атомной энергии [2]:

– размещение, проектирование, сооружение, эксплуатацию и вывод из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения, закрытие пунктов захоронения радиоактивных отходов, проведение экспертизы безопасности объектов использования атомной энергии и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии;

– разработку, производство, испытание, транспортирование, хранение, утилизацию, использование ядерных зарядов в мирных целях и обращение с ними;

– обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами, в том числе при разведке и добыче полезных ископаемых, содержащих эти материалы и вещества, при производстве, использовании, переработке, транспортировании и хранении ядерных материалов и радиоактивных веществ;

– обеспечение безопасности при использовании атомной энергии;

– контроль за обеспечением ядерной, радиационной, технической и пожарной безопасности (далее – безопасность) ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения, за обеспечением санитарно-эпидемиологического благополучия граждан при использовании атомной энергии;

– проведение научных исследований во всех областях использования атомной энергии;

– физическую защиту ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения, ядерных материалов и радиоактивных веществ;

– учет и контроль ядерных материалов и радиоактивных веществ;

– экспорт и импорт ядерных установок, оборудования, технологий, ядерных материалов, радиоактивных веществ, специальных неядерных материалов и услуг в области использования атомной энергии;

– государственный мониторинг радиационной обстановки на территории Российской Федерации;

– подготовку специалистов в области использования ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения, ядерных материалов и радиоактивных веществ;

– выполнение иных видов деятельности в области использования атомной энергии.

5. Государственный мониторинг радиационной обстановки на территории Российской Федерации осуществляется в целях своевременного выявления изменений радиационной обстановки, оценки, прогнозирования и предупреждения возможных негативных последствий радиационного воздействия для населения и окружающей среды, а также в целях систематического представления соответствующей оперативной информации в органы государственной власти, органы управления использованием атомной энергии, органы государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии, организации для принятия необходимых мер по предотвращению или снижению радиационного воздействия.

Государственный мониторинг радиационной обстановки на территории Российской Федерации является частью государственного экологического мониторинга (государственного мониторинга окружающей среды) и осуществляется в рамках единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации и ее функциональных подсистем.

Ведение единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации и ее функциональных подсистем осуществляется уполномоченными Правительством Российской Федерации федеральными органами исполнительной власти, а также Государственной корпорацией по атомной энергии "Росатом".

Информация, полученная при осуществлении государственного мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации, представляется органами управления использованием атомной энергии и (или) эксплуатирующими организациями в единую государственную автоматизированную систему мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации и ее функциональные подсистемы.

Порядок организации и ведения единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации и ее функциональных подсистем, полномочия соответствующих органов и организаций, порядок и периодичность представления информации, полученной при осуществлении государственного мониторинга радиационной обстановки на территории

Российской Федерации, в единую государственную автоматизированную систему мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации и ее функциональные подсистемы устанавливаются Правительством Российской Федерации.

6. Органы государственного регулирования безопасности в пределах своей компетенции обладают полномочиями:

– вносить на рассмотрение в органы, обладающие правом законодательной инициативы, предложения по разработке законов по вопросам обеспечения безопасности при использовании атомной энергии;

– разрабатывать, утверждать и вводить в действие нормы и правила в области использования атомной энергии в соответствии с настоящим Федеральным законом и законодательством Российской Федерации;

– осуществлять в целях обеспечения безопасности лицензирование деятельности в области использования атомной энергии;

– осуществлять надзор за соблюдением норм и правил в области использования атомной энергии, за условиями действия разрешений (лицензий) на право ведения работ в области использования атомной энергии;

– осуществлять надзор за ядерной, радиационной, технической и пожарной безопасностью;

– осуществлять надзор за физической защитой ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения, ядерных материалов и радиоактивных веществ, надзор за системами единого государственного учета и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ, радиоактивных отходов;

– организовывать и (или) проводить экспертизу безопасности (экспертизу обоснования безопасности) объектов использования атомной энергии и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии, установленных настоящим Федеральным законом, в том числе с привлечением независимых экспертов и (или) организаций научно-технической поддержки;

– проводить проверки (инспекции), связанные с выполнением своих полномочий;

– принимать участие в организации и проведении работ по сертификации оборудования, изделий и технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения;

– осуществлять контроль в области охраны окружающей среды и пользования природными ресурсами при использовании атомной энергии;

– осуществлять контроль за расходованием материальных и денежных средств, предназначенных для деятельности в области регулирования ядерной, радиационной, технической и пожарной безопасности;

– осуществлять контроль за выполнением международных обязательств Российской Федерации в области обеспечения безопасности при использовании атомной энергии;

– применять меры административного воздействия в порядке, установленном законодательством Российской Федерации;

– разрабатывать, утверждать и вводить в действие руководства по безопасности при использовании атомной энергии;

– участвовать в работе по аккредитации в области использования атомной энергии.

7. Ответственность должностных лиц органов государственной власти, органов местного самоуправления, органов управления использованием атомной энергии, органов государственного регулирования безопасности, эксплуатирующих организаций [2]:

– нарушение норм и правил в области использования атомной энергии;

– нарушение условий разрешений (лицензий) на право ведения работ в области использования атомной энергии;

– неисполнение или ненадлежащее исполнение предписаний органов государственного регулирования безопасности;

– проведение работ на ядерной установке, на радиационном источнике и в пункте хранения, а также обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами без указанного разрешения;

– выдача указанного разрешения (лицензии) и предписаний должностными лицами органов государственного регулирования безопасности с нарушением установленного порядка;

– несоблюдение требований к размещению ядерной установки, радиационного источника и пункта хранения;

– поставка, монтаж и ввод в эксплуатацию неисправного оборудования ядерной установки, радиационного источника и пункта хранения;

– приемка в эксплуатацию ядерной установки, радиационного источника и пункта хранения без сооружения и ввода в действие всех предусмотренных в проекте указанных объектов;

– приемка в эксплуатацию ядерной установки, радиационного источника и пункта хранения без реализации мер по обеспечению защиты работников и командированных работников указанных объектов использования атомной энергии, населения прилегающих районов и охраны окружающей среды;

– невыполнение своих должностных обязанностей работниками ядерной установки, радиационного источника и пункта хранения;

– самовольное оставление ядерной установки, радиационного источника и пункта хранения работниками дежурной смены;

– невыполнение своих должностных обязанностей лицами, указанными в абзаце первом настоящей статьи, в критических ситуациях, которое повлекло или могло повлечь за собой человеческие жертвы, необоснованное облучение людей или радиоактивное загрязнение окружающей среды;

– допуск к работе на ядерной установке, на радиационном источнике и в пункте хранения работников без соответствующих документов, удостоверяющих квалификацию, работников, имеющих медицинские

противопоказания для работы на указанных объектах, а также лиц моложе 18 лет;

– прямое или косвенное принуждение работников указанными должностными лицами к нарушению регламента и инструкций по эксплуатации ядерной установки, радиационного источника и пункта хранения;

– насильственные действия, препятствующие указанным должностным лицам и работникам эксплуатирующих организаций выполнять свои трудовые обязанности;

– уклонение должностных лиц и других работников от выполнения обязанностей согласно действующему плану защиты работников объектов использования атомной энергии и населения, в случае аварии;

– направление должностным лицом работников объектов использования атомной энергии в радиационно опасные зоны с возможным превышением основных дозовых пределов и допустимых уровней радиационного воздействия без согласия указанных работников и без их информирования о возможных уровнях облучения, а также с нарушением предусмотренных для этих условий норм, правил и инструкций;

– создание препятствий для выполнения должностными лицами органов государственного регулирования безопасности своих функций;

– необоснованный или преднамеренный выброс, или сброс радиоактивных веществ в атмосферу, водную среду и недра в количествах, превышающих предельно допустимые уровни;

– сокрытие факта аварии или нарушение установленного порядка информирования об аварии на ядерной установке, радиационном источнике или в пункте хранения, сокрытие информации о состоянии радиационного загрязнения окружающей среды, а также выдача преднамеренно ложной информации о состоянии радиационной обстановки указанных объектов;

– отказ в предоставлении информации, умышленное искажение или сокрытие информации по вопросам безопасности при использовании атомной энергии;

– нарушение требований к обеспечению физической защиты ядерной установки, радиационного источника, пункта хранения, ядерных материалов и радиоактивных веществ;

– нарушение установленного порядка учета и контроля ядерных материалов и радиоактивных веществ;

– хищение, незаконные использование, приобретение, хранение, передача, продажа или разрушение ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиационных источников, сокрытие информации об известных, о готовящихся или о совершенных указанных действиях;

– требование или принуждение к совершению определенных действий (бездействию), сопряженных с угрозой использования в преступных целях ядерных материалов или радиоактивных веществ;

– вовлечение в хозяйственный оборот в целях использования и потребления населением продукции, загрязненной радиоактивными

веществами выше установленных нормативов, или производство и реализация без разрешения уполномоченных на то органов здравоохранения Российской Федерации продукции, которая содержит радиоактивные вещества;

– нарушение установленного порядка экспорта и импорта ядерных установок, оборудования, технологий, ядерных материалов, радиоактивных веществ, специальных неядерных материалов и услуг в области использования атомной энергии;

– участие в организации и проведении на территории ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения несанкционированных публичных мероприятий;

– организация и проведение митингов, других публичных мероприятий вне территории ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения, если в результате организации и проведения таких публичных мероприятий может произойти нарушение работоспособности ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения, либо будет затруднено выполнение работниками указанных объектов своих трудовых обязанностей, либо будут иметь место иные угрозы безопасности населения и окружающей среды. Законодательством Российской Федерации могут быть предусмотрены другие нарушения, за совершение которых в соответствии с настоящей статьей наступает ответственность;

– нарушение порядка и условий признания организации пригодной эксплуатировать ядерную установку, радиационный источник или пункт хранения и осуществлять собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами.

2.3. ФЗ «О радиационной безопасности населения» №3-ФЗ, 09.01.1996 (с изменениями от 8.12.2020)

Настоящий Федеральный закон определяет правовые основы обеспечения радиационной безопасности населения в целях охраны его здоровья [3].

В данном документе представлены основные понятия и определения, он является системообразующим и самодостаточным для регулирования радиационной безопасности, устанавливает принципы обеспечения радиационной безопасности: принцип нормирования, принцип обоснования, принцип оптимизации; определяет полномочия Российской Федерации и субъектов Российской Федерации; вводит государственное управление в области обеспечения радиационной безопасности, государственный надзор и контроль за ее обеспечением; устанавливает общие требования к обеспечению радиационной безопасности в нормальном режиме и при радиационной аварии; устанавливает права и обязанности граждан и

ответственность за невыполнение требований к обеспечению радиационной безопасности; определяет иные требования в качестве системообразующего и самодостаточного закона в области регулирования радиационной безопасности.

1. Основными принципами обеспечения радиационной безопасности являются [3]:

– принцип нормирования – непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения;

– принцип обоснования – запрещение всех видов деятельности по использованию источников ионизирующего излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным к естественному радиационному фону облучением;

– принцип оптимизации – поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника ионизирующего излучения.

При радиационной аварии система радиационной безопасности населения основывается на следующих принципах [3]:

– предполагаемые мероприятия по ликвидации последствий радиационной аварии должны приносить больше пользы, чем вреда;

– виды и масштаб деятельности по ликвидации последствий радиационной аварии должны быть реализованы таким образом, чтобы польза от снижения дозы ионизирующего излучения, за исключением вреда, причиненного указанной деятельностью, была максимальной.

2. Государственное нормирование в области обеспечения радиационной безопасности осуществляется путем установления санитарных правил, норм, гигиенических нормативов, правил радиационной безопасности, сводов правил, правил охраны труда и иных нормативных документов по радиационной безопасности.

Устанавливаются следующие основные гигиенические нормативы (допустимые пределы доз) облучения на территории Российской Федерации в результате использования источников ионизирующего излучения [3]:

– для населения средняя годовая эффективная доза равна 0,001 зиверта или эффективная доза за период жизни (70 лет) – 0,07 зиверта; в отдельные годы допустимы большие значения эффективной дозы при условии, что средняя годовая эффективная доза, исчисленная за пять последовательных лет, не превысит 0,001 зиверта;

– для работников средняя годовая эффективная доза равна 0,02 зиверта или эффективная доза за период трудовой деятельности (50 лет) – 1 зиверту;

– допустимо облучение в годовой эффективной дозе до 0,05 зиверта при условии, что средняя годовая эффективная доза, исчисленная за пять последовательных лет, не превысит 0,02 зиверта.

Регламентируемые значения основных пределов доз облучения не включают в себя дозы, создаваемые естественным радиационным и техногенно измененным радиационным фоном, а также дозы, получаемые гражданами (пациентами) при проведении медицинских рентгенорадиологических процедур и лечения. Указанные значения пределов доз облучения являются исходными при установлении допустимых уровней облучения организма человека и отдельных его органов [3].

3. Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы в области обращения с источниками ионизирующего излучения, проектирование, сооружение источников ионизирующего излучения, конструирование и изготовление для них технологического оборудования, средств радиационной защиты, а также работы в области добычи, производства, транспортирования, хранения, использования, обслуживания, утилизации и захоронения источников ионизирующего излучения осуществляются только на основании специальных разрешений (лицензий), выданных органами, уполномоченными на ведение лицензирования.

4. Оценка радиационной безопасности осуществляется по следующим основным показателям: характеристика радиоактивного загрязнения окружающей среды; анализ обеспечения мероприятий по радиационной безопасности и выполнения норм, правил и гигиенических нормативов в области радиационной безопасности; вероятность радиационных аварий и их масштаб; степень готовности к эффективной ликвидации радиационных аварий и их последствий; анализ доз облучения, получаемых отдельными группами населения от всех источников ионизирующего излучения; число лиц, подвергшихся облучению выше установленных пределов доз облучения.

Результаты оценки ежегодно заносятся в радиационно-гигиенические паспорта организаций, территорий.

5. Граждане Российской Федерации, иностранные граждане и лица без гражданства, проживающие на территории Российской Федерации, имеют право на радиационную безопасность. Это право обеспечивается за счет проведения комплекса мероприятий по предотвращению радиационного воздействия на организм человека ионизирующего излучения выше установленных норм, правил и нормативов, выполнения гражданами и организациями, осуществляющими деятельность с использованием источников ионизирующего излучения, требований к обеспечению радиационной безопасности.

6. Граждане и общественные объединения имеют право на получение объективной информации от организации, осуществляющей деятельность с использованием источников ионизирующего излучения, в пределах выполняемых ею функций о радиационной обстановке и принимаемых мерах по обеспечению радиационной безопасности.

7. Граждане имеют право на возмещение вреда, причиненного их жизни и здоровью, и (или) на возмещение причиненных им убытков, обусловленных облучением ионизирующим излучением сверх установленных настоящим федеральным законом основных пределов доз, в

соответствии с законодательством Российской Федерации. В случае радиационной аварии граждане имеют право на возмещение вреда, причиненного их жизни и здоровью, и (или) на возмещение причиненных им убытков в соответствии с законодательством Российской Федерации.

8. Граждане Российской Федерации, иностранные граждане и лица без гражданства, проживающие на территории Российской Федерации, обязаны: соблюдать требования к обеспечению радиационной безопасности; проводить или принимать участие в реализации мероприятий по обеспечению радиационной безопасности; выполнять требования федеральных органов исполнительной власти, осуществляющих государственное управление, государственный надзор в области радиационной безопасности, органов исполнительной власти субъектов Российской Федерации и органов местного самоуправления по обеспечению радиационной безопасности.

9. Лица, виновные в невыполнении или в нарушении требований к обеспечению радиационной безопасности, несут ответственность в соответствии с законодательством Российской Федерации [3].

Штрафы за административные правонарушения в области обеспечения радиационной безопасности могут налагаться должностными лицами федеральных органов исполнительной власти, осуществляющих государственное управление, государственный надзор и контроль в области радиационной безопасности, в пределах их полномочий и в порядке, установленном законодательством Российской Федерации.

Наложение штрафа не освобождает виновных лиц от обязанностей устранения допущенных нарушений, возмещения вреда, причиненного жизни и здоровью граждан, и (или) причиненных им убытков, а также от возмещения убытков, причиненных юридическим лицам в результате радиационной аварии.

2.4 Нормы радиационной безопасности (НРБ-2009) (Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523 – 09)

Требования и нормативы, установленные Нормами (НРБ-99/2009), являются обязательными для всех юридических и физических лиц, независимо от их подчиненности и формы собственности, в результате деятельности которых возможно облучение людей; для обеспечения безопасности человека (граждан Российской Федерации, иностранных граждан и лиц без гражданства, проживающих на территории Российской Федерации) во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного (образованные в результате нормальной эксплуатации техногенных источников излучения и в результате радиационной аварии, медицинские источники) или природного происхождения.

Требования Норм не распространяются если индивидуальная годовая эффективная доза при работе с источником излучения не более 10 мкЗв; коллективная эффективная годовая доза не более 1 чел. – Зв;

индивидуальная годовая эквивалентная доза в коже не более 50 мЗв и в хрусталике глаза не более 15 мЗв; на космическое излучение на поверхности Земли и внутреннее облучение человека, создаваемое природным калием, т.к. на этот процесс невозможно влиять [6].

2. В соответствии с Федеральным законом от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ “О радиационной безопасности населения” в данном документе приведены для широково диапазона радионуклидов значения дозовых коэффициентов, предела годового поступления с воздухом и допустимой среднегодовой объемной активности в воздухе отдельных радионуклидов, минимально значимые удельные активности радионуклидов (МЗУА) и активности радионуклидов в помещении или на рабочем месте (МЗА) для персонала, а так же значения дозовых коэффициентов, пределов годового поступления с воздухом и пищей и допустимой объемной активности во вдыхаемом воздухе отдельных радионуклидов для критических групп населения.

3. В соответствии с линейной беспороговой теорией зависимости риска стохастических эффектов от дозы, величина риска пропорциональна дозе излучения и связана с дозой через линейные коэффициенты радиационного риска: коэффициенты риска злокачественных новообразований, коэффициент риска наследственных эффектов, значений индивидуального пожизненного риск, обобщенного риска для персонала и населения.

4. В третьем разделе приведены основные пределы доз (ПД), пределы годового поступления (ПГП), допустимые среднегодовые объемные активности (ДОА), среднегодовые удельные активности (ДУА) при нормальных условиях эксплуатации источников излучения для категорий облучаемых лиц: персонал (группы А и Б); население [6].

Для персонала группы А значения ПГП и ДОА дочерних продуктов изотопов радона (^{222}Rn и ^{220}Rn) – ^{218}Po (RaA); ^{214}Pb (RaB); ^{214}Bi (RaC); ^{212}Pb (ThB); ^{212}Bi (ThC) в единицах эквивалентной равновесной активности (для ПГП) и эквивалентной равновесной объемной активности (для ДОА) составляют [6]:

ПГП: $0{,}10\ П_{RaA} + 0{,}52\ П_{RaB} + 0{,}38\ П_{RaC} = 3{,}0$ МБк

$0{,}91\ П_{ThB} + 0{,}09\ П_{ThC} = 0{,}68$ МБк

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

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

где $П_i$ и A_i – годовые поступления и среднегодовые объемные активности в зоне дыхания соответствующих дочерних продуктов изотопов радона.

Ограничения вводятся для женщин в возрасте до 45 лет, работающих с источниками излучения: эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1 мЗв в месяц, а поступление радионуклидов в организм за год не должно быть более 1/20 предела годового поступления для персонала. В период беременности и грудного вскармливания ребёнка женщины переводиться на работу, не связанную с источниками ионизирующего излучения. Так же исключения представляю студенты и учащиеся старше 16 лет, проходящих профессиональное

обучение с использованием источников излучения, их годовые дозы не должны превышать значений для персонала группы Б.

Основные пределы доз для персонала и населения приведены в таблице 2.6.

Таблица 2.6 – Основные пределы доз [6]

Нормируемые величины*	Пределы доз	
	персонал (группа А)**	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза*** коже**** кистях и стопах	 150 мЗв 500 мЗв 500 мЗв	 15 мЗв 50 мЗв 50 мЗв

Примечания:

** Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам.*

*** Основные пределы доз, как и все остальные допустимые уровни воздействия персонала группы Б, равны ¼ значений для персонала группы А. Далее в тексте все нормативные значения для категории персонал приводятся только для группы А.*

**** Относится к дозе на глубине 300 мг/см^2.*

***** Относится к среднему по площади в 1 см^2 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 при условии, что в пределах усредненного облучения любого 1 см^2 площади кожи этот предел не будет превышен. Предел дозы при облучении кожи лица обеспечивает непревышение предела дозы на хрусталик от бета-частиц.*

При предотвращении развития аварии или ликвидации ее последствий может возникнуть планируемое повышенное облучение персонала группы А которое разрешено только в случае необходимости спасения людей и (или) предотвращения их облучения. К такому персоналу можно отнести, мужчин старше 30 лет лишь при их добровольном письменном согласии, после информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья. Планируемое повышенное облучение с эффективной дозой до 100 мЗв в год и 200 мЗв в год (эквивалентные дозы не более двухкратных значений за год и четырехкратных значений эквивалентных доз за год) возможны с разрешения федеральных органов исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

5. Так как персонал работающий на объектах атомной отрасли получает дополнительное облучение при работе с источниками ионизирующего излучения, их эффективная доза облучения природными источниками излучения не должна превышать 5 мЗв в год.

6. В пятом разделе приведены требования к ограничению облучения населения в нормальных условиях (не в аварийных), которое обусловлено природными и техногенными источниками ионизирующего излучения включая медицинское. Годовая доза облучения населения не должна превышать основные пределы доз, допустимые значения содержания радионуклидов в пищевых продуктах, питьевой воде и воздухе приведены для широкого спектра радионуклидов в приложении к установленным нормам.

При проведение медицинских процедур, связанных с облучением пациентов, оно должно быть обосновано путем сопоставления диагностических или терапевтических выгод, которые они приносят, с радиационным ущербом для здоровья, который может причинить облучение, принимая во внимание имеющиеся альтернативные методы, не связанные с медицинским облучением. При этом не устанавливаются пределы доз для пациентов, но применяются принципы обоснования назначения медицинских процедур и оптимизации защиты пациентов.

В рассматриваемых нормах допустимое значение эффективной дозы, полученной от суммарного воздействия природных источников излучения, для населения не устанавливается. Снижение этого показателя для населения достигается путем установления ограничений от отдельных природных источников излучения: среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе жилых и общественных помещений (не более 200 Бк/м^3), мощность эффективной дозы гамма-излучения, эффективная удельная активность ($A_{эфф}$) природных радионуклидов в строительных материалах, радиационные показатели питьевой воды, удельная активность природных радионуклидов в минеральных удобрениях и агрохимикатах. К строительным материалам следует отнести: щебень, гравий, песок, бутовый и пиленый камень, цементное и кирпичное сырье и отходы промышленного производства (золы, шлаки) и т.д.

Для I класса материалов, используемых в строительстве, эффективная удельная активность ($A_{эфф}$) природных радионуклидов определяется соотношением:

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

где A_{Ra} и A_{Th} – удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th, находящихся в радиоактивном равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов, A_K – удельная активность К-40 (Бк/кг).

Для II класса материалов: $A_{эфф} \le 740$ Бк/кг.

Для III класса материалов: $A_{эфф} \le 1500$ Бк/кг.

Для IV класса материалов необходимо санитарно-эпидемиологическое заключение федерального органа исполнительной власти: 1,5 кБк/кг $< A_{эфф} \le$ 4,0 кБк/кг.

При $A_{эфф} >$ 4,0 кБк/кг материалы не должны использоваться в строительстве.

Если удельная суммарная альфа-(A_α) и бета-активность (A_β) ниже 0,2 и 1,0 Бк/кг, то источник является безопасным. Если в воде присутствуют несколько природных и техногенных радионуклидов, необходимо выполнение условия, для безопасного употребления такой воды:

$$\sum_i A_i / УВ_i \le 1, \qquad (2.1)$$

где A_i – удельная активность i-го радионуклида в воде, Бк/кг;

$УВ_i$ – соответствующие уровни вмешательства по Приложению в рассматриваемых Нормах, Бк/кг.

Удельная активность природных радионуклидов в минеральных удобрениях и агрохимикатах не должна превышать:

$$A_U + 1{,}5 \cdot A_{Th} \le 1{,}0 \text{ кБк/кг}, \qquad (2.2)$$

где A_U и A_{Th} – удельные активности урана-238 (радия-226) и тория-232 (тория-228), находящихся в радиоактивном равновесии.

Отдельным подпунктом вынесены ограничения при облучении населения в условиях радиационной аварии (Приложение А): поглощенная доза в органе или ткани за 2 суток, годовая поглощенная доза при хроническом облучении, предотвращаемая доза за первые 10 суток в начальном периоде радиационной аварии для уровней загрязнения А и Б, предотвращаемая эффективная доза для принятия решений об отселении и ограничении потребления загрязненных пищевых продуктов, удельная активность радионуклида в пищевых продуктах для радионуклидов ^{131}I, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{90}Sr, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{241}Am.

7. На всех объектах атомной отрасли и предприятиях, чья деятельность связана с использованием источников ионизирующего излучения, проводится контроль радиационных факторов, к которым относятся:

– радиационные характеристики источников излучения, выбросы в атмосферу, жидкие и твердые радиоактивные отходы;

– радиационные факторы, создаваемые технологическим процессом на рабочих местах и в окружающей среде;

– радиационные факторы на загрязненных территориях и в зданиях с повышенным уровнем природного облучения;

– уровни облучения персонала и населения от всех источников излучения, на которые распространяется действие настоящих Норм.

Нормируются и контролируются величины в рамках единой государственной системы контроля и учета индивидуальных доз облучения (ЕСКИД): годовая эффективная и эквивалентная дозы; поступление радионуклидов в организм и их содержание в организме для оценки годового поступления; объемная или удельная активность радионуклидов в воздухе, воде, пищевых продуктах, строительных материалах; радиоактивное загрязнение кожных покровов, одежды, обуви, рабочих поверхностей; доза и мощность дозы внешнего облучения; плотность потока частиц и фотонов.

8. В седьмой главе приведены значения допустимых уровней радиационного воздействия в нормальных условиях эксплуатации

источников ионизирующего излучения. Поступающие радиоактивные газы и аэрозоля, радионуклиды для различных групп облучаемых лиц (персонал или население) зависят от следующих параметров [6]:

– объем вдыхаемого воздуха V, с которым радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года;

– время облучения t в течение календарного года;

– масса питьевой воды M, с которой радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года;

– геометрия внешнего облучения потоками ионизирующего излучения.

Принято для персонала: $V_{перс} = 2{,}4 \times 10^3$ куб.м в год; $t_{перс} = 1700$ ч в год; $M_{перс} = 0$; для населения: $t_{нас} = 8800$ ч в год; $M_{нас} = 730$ кг в год для взрослых [6].

Приведена классификация радионуклидов, поступающих через органы дыхания: тип “М” (медленно растворимые соединения), основная активность радионуклида, поступает в кровь со скоростью 0,0001 $сут^{-1}$; тип “П” (соединения, растворимые с промежуточной скоростью) основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 0,005 $сут^{-1}$; тип “Б” (быстро растворимые соединения) основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 100 $сут^{-1}$; типы “Г” (Г1-Г3) радиоактивные газы и пары.

В таблицах этого раздела можно найти значения допустимого радиоактивного загрязнения поверхностей рабочих помещений и находящегося в них оборудования, кожных покровов, спецодежды, спецобуви и т.е.; среднегодовые допустимые плотности потоков частиц при внешнем облучении всего тела, кожи и хрусталика глаза лиц из персонала моноэнергетическими электронами, бета-частицами, фотонами и нейтронами.

Приведены для широкого спектра радионуклидов распределение соединений элементов по типам при ингаляции в производственных условиях, значения дозовых коэффициентов, предела годового поступления с воздухом и допустимой среднегодовой объемной активности в воздухе отдельных радионуклидов для персонала. При поступлении радионуклидов с вдыхаемым воздухом Приложения 1 касается персонала, а Приложение 2 для населения при поступлении радионуклидов с воздухом и пищей. Минимально значимые удельная активность (МЗУА) и активность радионуклидов в помещении или на рабочем месте (МЗА) приведены в Приложении 4.

2.5. Основные санитарные нормы и правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)

Основные санитарные правила и нормативы обеспечения радиационной безопасности тесно связаны с НРБ-99/2009. т.к. описывают требования по защите людей от вредного радиационного воздействия при любых условиях облучения от источников ионизирующего излучения (далее – ИИИ), которые описаны в нормах радиационной безопасности. Территориальное распространение и обязательное выполнение аналогично

НРБ-99/2009. В ОСПОРБ-99/2010 подробно описаны правила радиационного контроля и обращения с различными видами ИИИ природного, медицинского и техногенного характера.

1. В первом разделе приведены ограничения для ИИИ, которые освобождаются от радиационного контроля и учета [9]:

– устройства, генерирующие ионизирующее излучение с максимальной энергией не более 5 кэВ; при любых условиях эксплуатации мощность эквивалентной дозы в любой д точке на расстоянии 0,1 м от поверхности устройства не превышает 1,0 мкЗв/ч;

– продукция, товары, содержащие радионуклиды, на которые имеется заключение Роспотребнадзора о том, что создаваемые ими дозы облучения не могут превышать значения, приведенные в пункте 1.4 НРБ-99/2009;

– на рабочем месте: удельная активность радионуклида меньше МЗУА) или активность радионуклида в открытом источнике излучения меньше МЗА, приведенных в приложении 4 НРБ-99/2009, или сумма отношений активности отдельных радионуклидов к их табличным значениям меньше 1; а в организации: общая активность радионуклидов в открытых источниках излучения не превышает более чем в 10 раз МЗА или сумму отношений активности отдельных радионуклидов к их табличным значениям, приведенным в приложении 4 НРБ-99/2009;

– мощность эквивалентной дозы в любой точке, находящейся на расстоянии 0,1 м от поверхности закрытого радионуклидного источника излучения, не превышает 1,0 мкЗв/ч над фоном.

Все остальные ИИИ подлежат обязательному учету и контролю. Любым лицам для работы с ИИИ, необходимо иметь специальное разрешение (лицензию), выданное органами, уполномоченными на ведение лицензирования.

2. Во втором разделе подробно описаны основные принципы обеспечения радиационной безопасности, приведены показатели оценки состояния радиационной безопасности, описаны пути обеспечения радиационной безопасности, приведены общие требования к радиационному контролю и к администрации и персоналу радиационного объекта.

К основным принципам радиационной безопасности относятся принцип обоснования, оптимизация и нормирования.

Принцип обоснования применяется при проектировании новых источников излучения и радиационных объектов, при выдаче лицензий и утверждении нормативно-технической документации на использование источников излучения, а также при изменении условий их эксплуатации [9].

В наиболее простых ситуациях проверка принципа обоснования осуществляется путем сравнения пользы и вреда [9]:

$$X - (У_1 + У_2) \geq 0, \qquad (2.3)$$

где X – польза от применения источника излучения или условий облучения, за вычетом всех затрат на создание и эксплуатацию источника излучения или

условий облучения, кроме затрат на радиационную защиту; $У_1$ – затраты на все меры защиты; $У_2$ – вред, наносимый здоровью людей и окружающей среде от облучения, не устраненного защитными мерами.

Разница по выражению (1) должна быть больше нуля, если существуют альтернативные способы достижения пользы (Х). тогда эта разница должна быть максимальной. В случае, когда невозможно достичь превышения пользы над вредом, принимается решение о неприемлемости использования данного вида источника излучения.

На показатели Х и Y влияют различные критерии: радиологические, социальные, экономические, психологические и другие, в приоритете находятся показатели здоровья по сравнению с экономическими выгодами.

Учет совокупности различных факторов сопоставляется за одинаковые отрезки времени в виде сокращения числа человеко-лет жизни за счет облучения. Принято считать, что вред от полученный в виде коллективной эффективной дозе в 1 человеко-зиверт (чел. – Зв), приводит к потере 1 человеко-года (чел. – года) жизни.

Если необходимо оценить количественные показатели пользы и вреда для здоровья, то следует использовать неравенство [9]:

$$У_0 > У_2, \tag{2.4}$$

где $У_2$ имеет то же значение, что и в формуле (2.3), $У_0$ – вред для здоровья в результате отказа от данного вида деятельности, связанной с облучением.

Качественная оценка может быть выполнена с помощью формулы [9]:

$$\sum(\frac{Z}{D_Z} - \frac{Z_0}{D_{Z_0}})\langle 0, \tag{2.5}$$

где Z – интенсивность воздействия вредных факторов в результате деятельности, связанной с облучением; Z_0 – вредные факторы, воздействующие на персонал или население при отказе от деятельности, связанной с облучением; D_Z и D_{Z_0} – допустимая интенсивность воздействия факторов Z и Z_0.

При радиационной аварии принцип обоснования относится только к защитному мероприятию. Польза оценивается как предотвращенная данным мероприятием доза, восстановление контроля над источниками излучения является обязательным мероприятием.

Принцип оптимизации применяется в условиях нормальной эксплуатации источников ионизирующих излучений, под ней понимаю, согласно совершенствование защиты от облучения.

Согласно НРБ-99/2009 минимальный расход на совершенствование защиты, которая снижает эффективную дозу на 1 чел.-Зв, должен равняться одному годовому душевому национальному доходу. Ответственным за реализацию этого принципа является служба или лица, ответственные за организацию радиационной безопасности на предприятии.

В условиях нормальной эксплуатации источника излучения или условий облучения персонала необходимо достигать пренебрежимо малого уровня пределов дозы – 10 мкЗв в год индивидуальной дозы.

При радиационной аварии, когда вместо пределов доз действуют более высокие уровни вмешательства, принцип оптимизации должен применяться к защитному мероприятию с учетом предотвращаемой дозы облучения и ущерба, связанного с вмешательством [9].

Принцип нормирования обязаны применять и выполнять все юридические и физические лица, от которых зависит уровень облучения людей и которые должны обеспечивать непревышение пределов доз, установленных требованиями Федерального закона № 3-ФЗ и НРБ-99/2009 (допустимые значения объёмной активности радионуклидов в воздухе помещений, пределы годового поступления радионуклидов в организм, допустимые значения плотности потока частиц и другие показатели) [9].

При разработке этих нормативных величин для техногенного облучения необходимо учитывать количество факторов облучения, которые воздействуют на человека одновременно (монофакторное воздействие). Так как каждый фактор исчерпывает весь предел дозы, то при многофакторном воздействии учитывается условие: суммой отношений всех контролируемых факторов к их допустимым значениям не должна превышать единицу.

Для соблюдения предела дозы для населения при воздействии нескольких техногенных источников должны устанавливаться допустимые уровни воздействия для каждого техногенного источника, обеспечивающие непревышение среднегодового значения предела дозы для населения [9].

Во втором разделе также указаны показатели, характеризующие состояние радиационной безопасности персонала радиационных объектов и населения; пути обеспечения радиационной безопасности на радиационном объекте и вокруг него, персонала и населения от источников потенциального облучения, пациентов при медицинском облучении; перечислены все требования к администрации и персоналу группы А и Б радиационного объекта.

Четко прописаны в пункте 2.4 [9] настоящих правил цель и объекты, виды и объём, общие требования радиационного контроля.

3. Третий раздел посвящен радиационной безопасности персонала и населения при эксплуатации техногенных источников излучения. Установлены четыре категории радиационных объектов по потенциальной радиационной опасности, в зависимости от воздействия на население и персонал при радиационной аварии.

К I категории относятся радиационные объекты, при аварии на которых возможно их радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите.

Во II категории объектов радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией санитарно-защитной зоны.

К III категории относятся объекты, радиационное воздействие при аварии которых ограничивается территорией объекта.

К IV категории относятся объекты, радиационное воздействие от которых при аварии ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения.

Места для размещения таких объектов выбираются с учетом топографических, гидрогеологических, метеорологических и сейсмических факторов.

Вокруг радиационных объектов I – III категорий устанавливается санитарно-защитная зона, а вокруг радиационных объектов I категории - также и зона наблюдения. Для радиационных объектов III категории санитарно-защитная зона ограничивается территорией объекта, для радиационных объектов IV категории установления зон не предусмотрено. Внутренняя граница зоны наблюдения всегда совпадает с внешней границей санитарно-защитной зоны. Размеры этих зон, а также что может на них находиться, а что контролироваться подробно описано в п.3.2.8–3.2.17 [9].

В третьем пункте раздела подробно описаны требования к содержанию проектной документации радиационного объекта, для всех видов работ на нем указываются их характер и ограничительные условия.

Приведены рекомендации для расчета защиты от внешнего облучения отобъекта для всех категорий облучаемых лиц, которорые описаны в п.3.3.3–3.3.4 [9]. Проектирование защиты от внешнего облучения персонала и населения необходимо проводить с коэффициентом запаса по годовой эффективной дозе не менее 2. При этом необходимо учитывать наличие других источников излучения и перспективное увеличение их мощности**.**

Проектирование защиты от внешнего ионизирующего излучения должно выполняться с учетом назначения помещений, категорий облучаемых лиц и длительности облучения с коэффициентом запаса, k, по годовой эффективной дозе не менее 2. При расчете защиты проектная мощность эквивалентной дозы излучения *H* на поверхности защиты определяется по формуле:

$$H = \frac{1000 \cdot D}{k \cdot T} \quad \text{мкЗв/ч}, \qquad (2.6)$$

где D – предел дозы для персонала или населения, мЗв в год; T – продолжительность облучения, часов в год; k – коэффициент запаса

Значения проектной мощности эквивалентной дозы для стандартной продолжительности пребывания в помещениях и на территориях персонала и населения с коэффициентом запаса 2 приведены в таблице 2.7.

Расчет допустимых годовых выбросов и сбросов радиационных объектов должен проводиться исходя из требования, чтобы эффективная доза для населения за 70 лет жизни, обусловленная годовым выбросом и сбросом, не превышала установленного допустимого уровня воздействия от предела дозы.

Таблица 2.7 – Мощность эквивалентной дозы, используемая при проектировании защиты от внешнего ионизирующего излучения

Категория облучаемых зон		Назначение помещений и территорий	Продолжительность облучения, ч/год	Проектная мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч
Персонал	группа А	Помещения постоянного пребывания персонала	1 700	6,0
		Помещения временного пребывания персонала	850	12
	группа Б	Помещения радиационного объекта и территория санитарно-защитной зоны, где находится персонал	2 000	1,2
Население		Любые другие помещения и территории	8 800	0,06

Примечания: 1. В таблице приведены значения мощности дозы от техногенных источников излучения, имеющихся в организации.

2. Переход от измеряемых значений эквивалентной дозы к эффективной дозе осуществляется по специальным методическим рекомендациям.

Для рентгеновских аппаратов и ускорителей расчет ведется с учетом радиационного выхода и рабочей нагрузки аппарата по методикам, утвержденным федеральным органом, уполномоченным осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

Особенности организации работ с источниками излучения описаны в четвертом пункте, так же в разделе описаны нюансы поставки, учета, хранения и транспортирования источников излучения, правила работы с закрытыми радионуклидными источниками и устройствами, генерирующими ионизирующее излучение. Примеры распространённых контрольных закрытых источников приведены в приложении З**.**

При работе с такими источниками необходимо в целях обеспечения радиационной безопасности персонала и населения:

– направлять ионизирующее излучение в сторону земли или туда, где отсутствуют люди;

– удалять источники излучения от обслуживающего персонала и других лиц на возможно большее расстояние;

– ограничивать время пребывания людей вблизи источников излучения;

– вывешивать знак радиационной опасности и предупредительные плакаты, которые должны быть отчетливо видны с расстояния не менее 3 м.

Работа с открытыми источниками излучения (радиоактивными веществами) описанная в подпункте 8 существенно отличается от работы ЗРИ и ей уделено особое внимание.

Радионуклиды как потенциальные источники внутреннего облучения разделяются по степени радиационной опасности на четыре группы в зависимости от минимально значимой активности (МЗА):

группа А – радионуклиды с минимально значимой активностью 10^3 Бк;

группа Б – радионуклиды с минимально значимой активностью 10^4 и 10^5 Бк;

группа В – радионуклиды с минимально значимой активностью 10^6 и 10^7 Бк;

группа Г – радионуклиды с минимально значимой активностью 10^8 Бк и более.

Принадлежность радионуклида к группе радиационной опасности устанавливается в соответствии с его МЗА, приведенной в приложении 4 НРБ-99/2009. Короткоживущие радионуклиды с периодом полураспада менее 24 ч, не приведенные в этом приложении, относятся к группе Г.

Все работы с использованием открытых источников излучения разделяются на три класса. Класс работ устанавливается по таблице … в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида и его активности на рабочем месте, при условии, что удельная активность радионуклида превышает его МЗУА**.**

Таблица 2.8. – Класс работ с открытыми источниками излучения

Класс работ	Суммарная активность на рабочем месте, приведенная к группе А, Бк
I класс	Более 10^8
II класс	Более 10^5 до 10^8
III класс	Более 10^3 до 10^5

Примечание:

I. При простых операциях с жидкостями (без упаривания, перегонки, барботажа) допускается увеличение активности на рабочем месте в 10 раз.

2. При простых операциях по получению (элюированию) и расфасовке из генераторов короткоживущих радионуклидов медицинского назначения допускается увеличение активности на рабочем месте в 20 раз. Класс работ определяется по максимальной одновременно вымываемой (элюируемой) активности дочернего радионуклида.

3. Для предприятий, перерабатывающих уран и его соединения, класс работ определяется в зависимости от характера производства и регламентируется специальными нормативно-методическими документами.

4. При хранении открытых радионуклидных источников допускается увеличение активности в 100 раз.

В случае нахождения на рабочем месте радионуклидов разных групп радиационной опасности их активность приводится к группе А радиационной опасности по формуле

$$C_э = C_A + МЗА_A \sum (C_i / МЗА_i), \qquad (2.7)$$

где $C_э$ – суммарная активность, приведенная к активности группы А, Бк; C_A – суммарная активность радионуклидов группы А, Бк; $МЗА_A$ – минимально значимая активность для группы А, Бк; C_i – активность

отдельных радионуклидов, не относящихся к группе А; МЗА$_i$ – минимально значимая активность отдельных радионуклидов.

Клас работ очень важен, т.к. определяет требования к размещению и оборудованию помещений, в которых будет проводиться работа с открытыми источниками излучения.

В зданиях, в которых проводится работа с открытыми источниками излучения, помещения для каждого класса работ следует сосредоточить в одном месте здания. В тех случаях, когда ведутся работы по всем трем классам, помещения должны быть разделены в соответствии с классом проводимых в них работ.

Работы с открытыми источниками излучения с активностью ниже МЗА, разрешается проводить в производственных помещениях, к которым не предъявляются дополнительные требования по радиационной безопасности.

Работы III класса должны проводиться в отдельных помещениях. В составе этих помещений предусматривается устройство общеобменной и местной приточно-вытяжной вентиляции и душевой. Работы, связанные с возможностью радиоактивного загрязнения воздуха (операции с порошками, упаривание растворов, работа с эманирующими и летучими веществами), должны проводиться в вытяжных шкафах. Поверхности помещений должна быть гладкими, без повреждений и допускать влажную уборку и дезактивацию.

Работы II класса должны проводиться в помещениях, скомпонованных в отдельной части здания изолированно от других помещений. При проведении в одной организации работ II и III классов, связанных единой технологией, можно выделить общий блок помещений, оборудованных в соответствии с требованиями, предъявляемыми к работам II класса.

При планировке выделяются помещения постоянного и временного пребывания персонала.

В составе этих помещений должен быть санпропускник или саншлюз. Помещения для работ II класса должны быть оборудованы вытяжными шкафами или боксами.

Работы I класса должны проводиться в отдельном здании или изолированной части здания с отдельным входом только через санпропускник. Рабочие помещения должны быть оборудованы боксами, камерами, каньонами или другим герметичным оборудованием. Помещения, разделяются на три зоны:

1 зона – необслуживаемые помещения, где размещаются технологическое оборудование и коммуникации, являющиеся основными источниками излучения и радиоактивного загрязнения. Пребывание персонала в необслуживаемых помещениях при работающем технологическом оборудовании не допускается;

2 зона – помещения временного пребывания персонала, предназначенные для ремонта оборудования, других работ, связанных с вскрытием технологического оборудования, размещения узлов загрузки и

выгрузки радиоактивных веществ, временного хранения сырья, готовой продукции и радиоактивных отходов;

3 зона - помещения постоянного пребывания персонала.

Для исключения распространения радиоактивного загрязнения между 2 и 3 зонами оборудуются саншлюзы.

При работах I класса в зависимости от назначения радиационного объекта и эффективности применяемых защитных барьеров допускается двухзональная планировка рабочих помещений. Требования радиационной безопасности для этих условий регламентируются специальными нормативно-методическими документами.

Для снижения уровней внешнего облучения персонала от открытых источников излучения должны использоваться системы автоматизации и дистанционного управления, экранирование источников излучения и сокращение времени выполнения рабочих операций. Так же дополнительные меры безопасности описаны в подпункте девять третьего раздела о санитарно-технических системах обеспечения работ с открытыми источниками излучения.

Основными требованиями при выборе и устройстве систем и установок пылегазоочистки при работах с радиоактивными веществами I и II классов являются:

– минимальное число единиц пылегазоочистного оборудования;

– механизация и автоматизация процессов обслуживания, ремонта и замены пылегазоочистного оборудования, а в необходимых случаях - дистанционное производство этих работ;

– наличие систем контроля и сигнализации за эффективностью работы очистных аппаратов и фильтров; в случае многоступенчатой системы пылегазоочистки должны осуществляться автоматизированный контроль и сигнализация как за работой всей системы, так и отдельных ее частей (ступеней);

– надежная изоляция пылегазоочистного оборудования как источника излучения, обеспечение безопасности персонала при осмотре и обслуживании.

Система специальной канализации должна предусматривать дезактивацию сточных вод и возможность их повторного использования для технологических целей. Очистные сооружения следует располагать в специальном помещении или на выгороженном участке территории организации. Система спецканализации должна быть обеспечена средствами контроля за количеством и активностью сточных вод.

Приемники для слива радиоактивных растворов (раковины, трапы) в системе специальной канализации должны быть изготовлены из коррозионностойких материалов или иметь легко дезактивируемые коррозионностойкие покрытия внутренних и наружных поверхностей. Конструкция приемников должна исключать возможность разбрызгивания растворов.

Перед выше описанными помещениями устанавливаются санпропускники и саншлюзы. В состав санпропускника входят: душевые, гардеробная домашней одежды, гардеробная спецодежды, помещения для хранения средств индивидуальной защиты, пункт радиометрического контроля кожных покровов и спецодежды, душевые, термокамера, кладовая грязной спецодежды, кладовая чистой спецодежды, комната гигиены женщин, туалетные комнаты.

Стационарные саншлюзы размещаются между 2-й и 3-й зонами рабочих помещений, в которых проводятся работы с открытыми источниками излучения. В саншлюзах предусматриваются:

– места для переодевания, хранения и предварительной дезактивации дополнительных средств индивидуальной защиты;

– пункт радиационного контроля;

– умывальники.

Помимо стационарных саншлюзов возможно использование переносных саншлюзов, устанавливаемых непосредственно у входа в помещение, где производятся радиационно-опасные работы.

Все работающие с источниками излучения или посещающие участки, где производятся такие работы, должны обеспечиваться сертифицированными спецодеждой, спецобувью и другими средствами индивидуальной защиты в соответствии с видом и классом работ.

Основной комплект средств индивидуальной защиты включает: спецбелье, носки, комбинезон или костюм (куртка, брюки), спецобувь, шапочку или шлем, перчатки, полотенца и носовые платки одноразовые, средства защиты органов дыхания (в зависимости от загрязнения воздуха).

При работах III класса персонал должен быть обеспечен халатами, шапочками, перчатками, спецобувью и, при необходимости, средствами защиты органов дыхания.

Работающие с радиоактивными растворами и порошками, а также персонал, проводящий уборку помещений, в которых ведутся работы с радиоактивными веществами, кроме комплекта основных средств индивидуальной защиты, должны иметь дополнительно спецодежду из пленочных материалов или материалов с полимерным покрытием: фартуки, нарукавники, полухалаты, резиновую и пластиковую спецобувь.

Средства защиты органов дыхания (фильтрующие или изолирующие) необходимо применять при работах в условиях возможного аэрозольного загрязнения воздуха помещений радиоактивными веществами (работа с порошками, выпаривание радиоактивных растворов).

При работах, когда возможно загрязнение воздуха, помещения радиоактивными газами или парами (ликвидация аварий, ремонтные работы), или, когда применение фильтрующих средств не обеспечивает радиационную безопасность, следует применять изолирующие защитные средства (пневмокостюмы, пневмошлемы, а в отдельных случаях - автономные изолирующие аппараты).

Дополнительные средства индивидуальной защиты (пленочные, резиновые, с полимерным покрытием) после каждого использования должны подвергаться предварительной дезактивации в санитарном шлюзе или в другом специально отведенном месте. Если после дезактивации их остаточное загрязнение превышает допустимый уровень, дополнительные средства индивидуальной защиты должны быть направлены на дезактивацию в спецпрачечную.

В помещениях для работ с радиоактивными веществами в открытом виде не допускается:

– пребывание сотрудников без необходимых средств индивидуальной защиты;

– прием пищи, курение, пользование косметическими принадлежностями;

– хранение пищевых продуктов, табачных изделий, домашней одежды, косметических принадлежностей и других предметов, не имеющих отношения к работе.

При выходе из помещений, где проводятся работы с радиоактивными веществами, следует проверить чистоту спецодежды и других средств индивидуальной защиты. При выявлении радиоактивного загрязнения свыше установленных допустимых (контрольных) уровней необходимо направить на дезактивацию загрязненные спецодежду и дополнительные средства индивидуальной защиты, а самому работнику - вымыться под душем.

Если при таки работах образуются материалы и изделия, загрязненные или содержащие техногенные радионуклиды, то к ним применяются следующее разделение. Материалы и изделия с низкими уровнями содержания техногенных радионуклидов допускается использовать в хозяйственной деятельности. Критерием для принятия решения о возможном применении в хозяйственной деятельности сырья, материалов и изделий, содержащих радионуклиды, является ожидаемая индивидуальная годовая эффективная доза облучения, которая при планируемом виде их использования не должна превышать 10 мкЗв. В случае невозможности или нецелесообразности дальнейшего использования материалов, изделий и сырья, содержащих радионуклиды с удельной активностью больше МЗУА, с ними необходимо обращаться как с радиоактивными отходами.

Подпункт двенадцать третьего раздела посвящен обращению с радиоактивными отходами.

К радиоактивным отходам относятся не подлежащие дальнейшему использованию вещества, материалы, смеси, изделия, удельная активность техногенных радионуклидов в которых превышает МЗУА (Сумма отношений удельных активностей техногенных радионуклидов к их МЗУА превышает 1). Значения МЗУА приведены в приложении 4 НРБ-99/2009.

При неизвестном радионуклидном составе отходы являются радиоактивными, если суммарная удельная активность техногенных радионуклидов в них больше:

– 100 кБк/кг – для бета-излучающих радионуклидов;

– 10 кБк/кг – для альфа-излучающих радионуклидов (за исключением трансурановых);

– 1,0 кБк/кг – для трансурановых радионуклидов.

Радиоактивные отходы по агрегатному состоянию подразделяются на жидкие, твердые и газообразные.

К жидким радиоактивным отходам относятся не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы, их МЗУА превышает 1.

К твердым радиоактивным отходам относятся отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование, биологические объекты, грунт, а также отвержденные жидкие радиоактивные отходы, их МЗУА превышает 1.

К газообразным радиоактивным отходам относятся не подлежащие использованию газообразные смеси, содержащие радиоактивные газы и (или) аэрозоли, образующиеся при производственных процессах, их МЗУА превышает 1.

По удельной активности радиоактивные отходы подразделяются на 3 категории – низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные (таблица 2.9). В случае, когда по приведенным в таблице 2.9 характеристикам радионуклидов радиоактивные отходы относятся к разным категориям, для них устанавливается наиболее высокое из полученных значение категории отходов.

Таблица 2.9 – Классификация жидких и твердых радиоактивных отходов

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг			
	Тритий	бета-излучающие радионуклиды (исключая тритий)	альфа-излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	от 10^6 до 10^7	менее 10^3	менее 10^2	менее 10^1
Среднеактивные	от 10^7 до 10^{11}	от 10^3 до 10^7	от 10^2 до 10^6	от 10^1 до 10^5
Высокоактивные	более 10^{11}	более 10^7	более 10^6	более 10^5

Система обращения с жидкими и твердыми радиоактивными отходами включает их сбор, сортировку, упаковку, временное хранение, кондиционирование (концентрирование, отверждение, прессование, сжигание), транспортирование, длительное хранение и (или) захоронение.

Для каждого юридического или физического лица, планирующего работы с открытыми радионуклидными источниками (радиоактивными веществами в открытом виде), проектом должна быть определена система обращения с радиоактивными отходами в местах их образования. Проведение работ с открытыми радионуклидными источниками (радиоактивными веществами в открытом виде) без наличия условий для сбора и временного хранения радиоактивных отходов не допускается.

Выброс техногенных радионуклидов в атмосферный воздух осуществляется в соответствии с нормативами выбросов и разрешительными документами, устанавливаемыми (получаемыми) в соответствии с законодательством в области охраны окружающей среды и законодательством об охране атмосферного воздуха.

Сбор радиоактивных отходов должен производиться непосредственно в местах их образования отдельно от обычных отходов с учетом:

– категории отходов;

– агрегатного состояния (твердые, жидкие);

– физических и химических характеристик;

– природы (органические и неорганические);

– периода полураспада радионуклидов, находящихся в отходах (менее 15 суток, более 15 суток);

– взрыво- и огнеопасности;

– принятых методов переработки отходов.

Сброс техногенных радионуклидов в окружающую среду осуществляется в соответствии с нормативами допустимых выбросов и разрешительными документами, устанавливаемыми (получаемыми) в соответствии с законодательством в области охраны окружающей среды и водным законодательством.

Разбавление жидких радиоактивных отходов с целью снижения их активности запрещается.

Захоронение высокоактивных, среднеактивных и низкоактивных отходов должно осуществляться раздельно.

При работе с техногенными источниками излучения постоянно ведется радиационный контроль.

Радиационный контроль является составной частью производственного контроля и должен осуществляться за всеми основными показателями, определяющими уровни облучения персонала и населения. На каждом радиационном объекте система радиационного контроля должна предусматривать конкретный перечень видов контроля, типов используемой радиометрической и дозиметрической аппаратуры и точек измерения с указанием периодичности каждого вида контроля.

Радиационный контроль должен включать индивидуальный дозиметрический контроль персонала и контроль радиационной обстановки.

Индивидуальный дозиметрический контроль проводится с целью определения годовых доз персонала и является обязательным для персонала группы А.

Индивидуальный дозиметрический контроль за облучением персонала группы А в зависимости от характера проводимых работ включает:

– контроль за характером, динамикой и уровнями поступления радионуклидов в организм с использованием методов прямой и/или косвенной радиометрии;

– контроль за эффективной дозой внешнего облучения персонала;

– контроль за эквивалентными дозами облучения хрусталиков глаз, кожи, кистей и стоп персонала с использованием индивидуальных дозиметров или расчетным способом.

По результатам индивидуального дозиметрического контроля должны быть получены значения эффективных доз персонала и определены, при необходимости, значения эквивалентных доз облучения в коже, хрусталике глаза, кистях и стопах.

Система контроля радиационной обстановки объектов I и II категорий должна использовать следующие технические средства:

– непрерывного контроля на основе стационарных автоматизированных технических средств;

– оперативного контроля на основе носимых и передвижных технических средств;

– лабораторного анализа на основе стационарной лабораторной аппаратуры, средств отбора и подготовки проб для анализа.

Автоматизированные системы должны обеспечивать контроль, регистрацию, отображение, сбор, обработку, хранение и выдачу информации.

Результаты индивидуального контроля доз облучения персонала должны храниться в течение 50 лет. При проведении индивидуального контроля необходимо вести учет годовых эффективной и эквивалентных доз, эффективной дозы за 5 последовательных лет, а также суммарной накопленной дозы за весь период профессиональной работы.

Индивидуальная доза облучения должна регистрироваться в журнале с последующим внесением в индивидуальную карточку, а также в машинный носитель для создания базы данных на радиационных объектах в ЕСКИД. Копия индивидуальной карточки работника в случае его перехода в другую организацию, где проводится работа с источниками излучения, должна передаваться на новое место работы; оригинал должен храниться на прежнем месте работы.

Результаты радиационного контроля сопоставляются со значениями пределов доз и контрольными уровнями. Превышения контрольных уровней должны анализироваться администрацией объекта. О случаях превышения годовых пределов эффективных доз для персонала, установленных НРБ-99/2009, годовых пределов эквивалентных доз облучения персонала или квот облучения населения, администрация должна информировать органы исполнительной власти, уполномоченными осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

4. В разделе четыре описаны требования к обеспечению радиационной безопасности при медицинском облучении, а в пятой при воздействии природных источников излучения на население и работников.

5. В шестом разделе приведены некоторые пункты радиационной безопасности при радиационных авариях. В проектной документации подразделения или организации должен быть раздел «Инженерно-технические мероприятия гражданской обороны. Мероприятия по предупреждению чрезвычайных ситуаций», план мероприятий по защите

персонала в случае радиационной аварии, инструкция по действиям персонала в аварийных ситуациях. Описана последовательность мероприятий по оповещению о факте аварии, ликвидации последствий и выполнение других мероприятий, связанных с возможным переоблучением персонала.

К проведению работ по ликвидации аварии и ее последствий должны привлекаться, прежде всего, работники радиационного объекта, аварийно-спасательных формирований и члены специализированных аварийных бригад. При необходимости для выполнения этих работ могут быть привлечены лица предпочтительно из персонала старше 30 лет, не имеющие медицинских противопоказаний, при их добровольном письменном согласии после информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья. Женщины могут быть допущены к участию в аварийных работах при выполнении пунктов НРБ-99/2009.

2.6. ФЗ 190 «Об обращении с радиоактивными отходами»

Федеральный закон посвящен всем аспектам обращения с радиоактивными отходами, ответственностью за них, передачей, хранению и захоронению, а так же виды и основания ответственности за нарушение при обращении с ними.

1. Первая глава освящена полномочиям Правительства Российской Федерации, органов государственной власти субъектов Российской Федерации, полномочия органов местного самоуправления, общим понятиям, определениям и классификации РАО.

В Федеральном законе радиоактивные отходы подразделяются на [7]:

1) удаляемые радиоактивные отходы – радиоактивные отходы, для которых риски, связанные с радиационным воздействием, иные риски, а также затраты, связанные с извлечением таких радиоактивных отходов из пункта хранения радиоактивных отходов, последующим обращением с ними, в том числе захоронением, не превышают риски и затраты, связанные с захоронением таких радиоактивных отходов в месте их нахождения;

2) особые радиоактивные отходы - радиоактивные отходы, для которых риски, связанные с радиационным воздействием, иные риски, а также затраты, связанные с извлечением таких радиоактивных отходов из пункта хранения радиоактивных отходов, последующим обращением с ними, в том числе захоронением, превышают риски и затраты, связанные с захоронением таких радиоактивных отходов в месте их нахождения.

Удаляемые радиоактивные отходы для целей их захоронения классифицируются по следующим признакам [7]:

1) в зависимости от периода полураспада содержащихся в радиоактивных отходах радионуклидов – долгоживущие радиоактивные отходы, короткоживущие радиоактивные отходы;

2) в зависимости от удельной активности – высокоактивные радиоактивные отходы, среднеактивные радиоактивные отходы,

низкоактивные радиоактивные отходы, очень низкоактивные радиоактивные отходы;

3) в зависимости от агрегатного состояния - жидкие радиоактивные отходы, твердые радиоактивные отходы, газообразные радиоактивные отходы;

4) в зависимости от содержания ядерных материалов - радиоактивные отходы, содержащие ядерные материалы, радиоактивные отходы, не содержащие ядерных материалов;

5) отработавшие закрытые источники ионизирующего излучения;

6) радиоактивные отходы, образовавшиеся при добыче и переработке урановых руд;

7) радиоактивные отходы, образовавшиеся при осуществлении не связанных с использованием атомной энергии видов деятельности по добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов.

Следует четко помнить, что радиоактивные отходы, содержащие ядерные материалы, которые могут находиться исключительно в федеральной собственности, а также образовавшиеся до дня вступления в силу настоящего Федерального закона иные радиоактивные отходы, находятся в федеральной собственности. Радиоактивные отходы, образовавшиеся со дня вступления в силу настоящего Федерального закона (за исключением радиоактивных отходов, содержащих ядерные материалы, которые могут находиться исключительно в федеральной собственности) находятся в собственности организации, в результате деятельности которой они образовались.

Пункты захоронения радиоактивных отходов могут находиться в федеральной собственности или в собственности Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом".

Пункты долговременного хранения радиоактивных отходов, пункты временного хранения радиоактивных отходов, пункты размещения особых радиоактивных отходов и пункты консервации особых радиоактивных отходов могут находиться в федеральной собственности или в собственности российских юридических лиц.

2. Вторая глава посвящена описанию единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами, ее цели, принципы функционирования и состав, как в рамках нее осуществляется Государственный учет и контроль радиоактивных отходов.

Единая государственная система обращения с радиоактивными отходами представляет собой совокупность субъектов, осуществляющих деятельность в области обращения с радиоактивными отходами, объектов инфраструктуры по обращению с радиоактивными отходами, а также установленных настоящим Федеральным законом и иными нормативными правовыми актами Российской Федерации требований к обращению с радиоактивными отходами.

Основные принципы функционирования единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами [7]:

1) приоритет охраны жизни и здоровья человека, настоящего и будущих поколений, окружающей среды от негативного воздействия радиоактивных отходов;

2) запрет на ввоз в Российскую Федерацию и вывоз из Российской Федерации радиоактивных отходов в целях их хранения, переработки и захоронения, за исключением случаев, предусмотренных статьей 31 настоящего Федерального закона;

3) ответственность организаций, в результате осуществления деятельности которых образуются радиоактивные отходы, за обеспечение безопасности при обращении с радиоактивными отходами вплоть до их передачи национальному оператору;

4) финансовое обеспечение деятельности по обращению с радиоактивными отходами, в том числе их захоронению, за счет средств организаций, в результате осуществления деятельности которых образуются такие радиоактивные отходы;

5) учет взаимозависимости стадии образования радиоактивных отходов и стадий обращения с ними;

6) доступность для граждан и общественных объединений информации, связанной с обеспечением безопасности и предотвращением аварий при обращении с радиоактивными отходами, а также иной информации об обращении с радиоактивными отходами, если эта информация не содержит сведений, составляющих государственную тайну.

3. Для грамотного регулирования вопросов в области обращения с РАО в третьей главе описаны полномочия и функции органа государственного управления, органов государственного регулирования безопасности, функции Национального оператора и финансовое обеспечение деятельности, а так же требования к организациям, в результате осуществления деятельности которых образуются радиоактивные отходы.

Организации, в результате осуществления деятельности которых образуются радиоактивные отходы, несут ответственность за безопасность при обращении с радиоактивными отходами до их передачи национальному оператору. Национальный оператор - это орган государственного управления в области обращения с радиоактивными отходами.

Финансовое обеспечение деятельности по обращению с радиоактивными отходами осуществляется за счет средств федерального бюджета, средств бюджетов субъектов Российской Федерации, средств местных бюджетов, средств специального резерва, собственных средств или привлеченных средств юридических лиц, средств физических лиц, а также иных не запрещенных законодательством Российской Федерации источников.

4. Федеральный закон состоит из восьми глав, в которых подробно рассмотрено обращение со всеми видами РАО, а также ответственность за нарушение требований в области обращения с радиоактивными отходами.

Лица, виновные в нарушении установленных настоящим Федеральным законом и иными нормативными правовыми актами Российской Федерации требований в области обращения с радиоактивными отходами, несут гражданско-правовую, уголовную, административную, дисциплинарную ответственность в соответствии с законодательством Российской Федерации.

На базе основных законодательных документов Российской федерации создаются нормы, правила, методические рекомендации любых аспектов обращения с ИИИ и РАО, а также проведения РК и учет и контроль радиационной безопасности на всех объектах.

2.7. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения" (НП-058-14) (с изменениями на 22 ноября 2018 года)

В рассматриваемом документе перечислены основные принципы и общие требования к обеспечению безопасности и при обращении с РАО, отдельно выделены особенности обращения с удаляемыми радиоактивными отходами перед захоронением и накопленными особыми РАО.

1. При обращении с радиоактивными отходами обеспечивается безопасность:

– для надежной защиты работников (персонала) и населения от радиационного воздействия РАО;

– для надежной изоляции жидких и твердых РАО от окружающей среды, защита настоящего и будущих поколений, биологических ресурсов от радиационного воздействия;

– для предотвращения при обращении с РАО выбросов (сбросов) радиоактивных веществ в окружающую среду.

2. Принципы обеспечения безопасности при обращении с радиоактивными отходами:

– обеспечение приемлемого уровня защищенности работников (персонала) и населения от радиационного воздействия РАО в соответствии с принципами обоснования, нормирования и оптимизации;

– обеспечение приемлемого уровня защищенности окружающей среды от вредного радиационного воздействия РАО;

– учет взаимозависимости стадии образования РАО и стадий обращения с ними;

– защита будущих поколений, заключающийся в том, что прогнозируемые уровни облучения будущих поколений, обусловленные захоронением РАО, не должны превышать допустимых уровней облучения населения, установленных действующими нормативными правовыми актами;

– не возлагать на будущие поколения необоснованного бремени, связанного с необходимостью обеспечения безопасности при обращении с РАО;

– контроль за образованием и накоплением РАО (ограничение образования и накопления РАО на минимальном практически достижимом уровне);

– предотвращение аварий и смягчение их последствий в случае их возникновения.

3. Общие требования к обеспечению безопасности при обращении с радиоактивными отходами.

Требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, регламентируют: отнесение образующихся и накопленных отходов к радиоактивным, отнесение накопленных РАО к удаляемым или особым, а также классификация удаляемых РАО, проектирование, конструирование, изготовление и монтаж систем (оборудования), предназначенных для обращения с РАО, их классификация по назначению, влиянию на безопасность, по характеру выполняемых ими функций безопасности, категориям сейсмостойкости, пожаро- и взрывоопасности.

Принцип многобарьерности, основанный на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, их количество и назначение определено и обосновано в проектной документации.

4. Радиационный контроль при обращении с РАО включает следующие виды контроля:

– контроль облучения работников (персонала);

– контроль радиационной обстановки в производственных помещениях и на площадке ОИАЭ, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения, установленных для данного ОИАЭ;

– радиационный технологический контроль, в том числе контроль радиационных характеристик РАО, контроль сбросов и выбросов радиоактивных веществ.

5. В проектной и эксплуатационной документации ОИАЭ должны быть определены:

– виды радиационного контроля;

– объекты радиационного контроля;

– контролируемые параметры и их допустимые значения;

– порядок и периодичность проведения радиационного контроля;

– перечень технических средств для проведения радиационного контроля, их технические характеристики и соответствующее методическое обеспечение;

– перечень должностей, численность и квалификация работников (персонала) для осуществления радиационного контроля.

Эксплуатирующая организация должна обеспечить учет и контроль РАО, систему регистрации, ведения и хранения документации, физическую защиту РАО, пунктов хранения и пунктов захоронения РАО, разработку эксплуатационной документации, в том числе инструкций и руководств, разработку и реализацию мер по предупреждению аварий при обращении с РАО и ликвидации их последствий; должна ежегодно определять

возможность дальнейшего использования образующихся в результате ее деятельности материалов, веществ, оборудования, изделий, содержание радионуклидов в которых превышает уровни, установленные в соответствии с критериями отнесения отходов к РАО; должна обеспечить своевременные сбор и сортировку ЖРО и ТРО, их перевод в состояние, пригодное для последующего обращения с ними; РАО должна осуществить собственными силами или с привлечением специализированных организаций по обращению с РАО приведение РАО в соответствие критериям приемлемости для захоронения и обеспечить их передачу для последующего захоронения.

В проектной и эксплуатационной документации должны быть приведены мероприятия по безопасному хранению РАО каждого типа, категории, класса, установлены и обоснованы предельно допустимое количество (объем) хранящихся РАО, их удельная и общая активность, радионуклидный и химический состав, физическое состояние, места их хранения (помещения, хранилища, пункты хранения), а также сроки хранения.

6. Обеспечение безопасности при обращении с удаляемыми радиоактивными отходами перед захоронением.

Источники образования РАО и их характеристики:

– источники образования газообразных РАО (далее - ГРО), твердых РАО (далее – ТРО), в том числе в виде ОЗИИИ, и жидких РАО (далее – ЖРО) при нормальной эксплуатации ОИАЭ; их активность, состав и годовое плановое количество (объем);

– количество (объем) и активность РАО, образующихся в течение проектного (назначенного) срока эксплуатации ОИАЭ и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии;

– количество (объем), активность и состав накопленных РАО, подлежащих переработке, кондиционированию и хранению;

– количества (объема), активности и состава РАО, образующихся при выводе из эксплуатации (закрытии) ОИАЭ.

7. Все решения и мероприятия по обращению с РАО принимаются с учетом:

– характеристик, активности и объема РАО, подлежащих сортировке, переработке, кондиционированию и хранению;

– методов последующего обращения с РАО (переработка, кондиционирование, транспортирование, хранение, захоронение), существующих технологий обращения с РАО;

– требований к характеристикам и свойствам РАО, установленным для последующего обращения с ними;

– условий хранения РАО, допустимым объемам и установленным срокам промежуточного хранения РАО;

– условия и сроки передачи РАО в специализированные организации для последующего обращения или передачи РАО на захоронение.

Сбор и сортировка РАО должны проводиться в местах их образования отдельно от нерадиоактивных отходов с учетом:

– агрегатного состояния РАО;

– категории РАО;
– количества РАО;
– физических и химических свойств РАО;
– периода полураспада содержащихся в РАО радионуклидов;
– взрыво- и пожароопасности РАО;
– методов дальнейшего обращения с РАО.

Запрещается сброс ЖРО в поверхностные и подземные водные объекты, на водосборные площади, в недра и на поверхность земли, а также в системы хозяйственно-фекальной и производственно-ливневой канализации.

ГРО подлежат выдержке и (или) очистке от радиоактивных аэрозолей и газов с целью снижения содержания радиоактивных веществ в выбросе до допустимого уровня, установленного в соответствии с утвержденными нормативами предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

К хранилищам РАО относятся объекты (сооружения), предназначенные для хранения РАО, располагающиеся в пределах определенной проектом ОИАЭ территории и оснащенные необходимыми для обращения с РАО системами и оборудованием.

Пункты хранения удаляемых РАО включают в себя объекты (сооружения), предназначенные для хранения РАО, определенную в проекте пункта хранения РАО территорию, а также необходимые для обращения с РАО системы и оборудование.

Соответствие РАО критериям приемлемости для захоронения должно быть документально подтверждено эксплуатирующей организацией. На каждую упаковку РАО (партию твердых РАО, партию ЖРО), передаваемую на захоронение, должен быть составлен паспорт

Работы с ОЗИИИ категорий 1–3 должны проводиться в специально оборудованных для этого защитных камерах (защитных боксах) или помещениях с использованием защитных экранов и захватов-манипуляторов.

Короткоживущие РАО, в том числе короткоживущие ОЗИИИ, хранящиеся с целью снижения их активности за счет радиоактивного распада до уровня отнесения к нерадиоактивным, должны также храниться отдельно от других РАО.

8. Обеспечение безопасности при обращении с накопленными особыми и удаляемыми радиоактивными отходами.

Эксплуатирующая организация должна обосновать отнесение пункта хранения накопленных РАО к пункту захоронения РАО, пункту долговременного хранения РАО, пункту временного хранения РАО, пункту размещения или пункту консервации особых РАО и обосновать отнесение РАО, размещенных в данном пункте хранения, к особым или удаляемым в соответствии с критериями.

При обосновании ранее упомянутого пункта, необходимо учитывать следующее:

– возможность обеспечения и поддержания требуемого уровня безопасности пункта хранения РАО при продолжении его эксплуатации, при

выводе из эксплуатации, консервации или закрытии, включая возможность обеспечения безопасности при обращении с накопленными и образующимися РАО;

– результаты оценки безопасности пункта хранения РАО, включающей прогнозный расчет оценки долговременной безопасности системы размещения РАО, оценки доз (рисков) для работников (персонала), населения и воздействия на окружающую среду при продолжении эксплуатации, выводе из эксплуатации, консервации или закрытии пункта хранения РАО;

– фактическое состояние пункта хранения РАО и барьеров безопасности;

– результаты наблюдений за распространением радионуклидов в окружающую среду;

– наличие проектной и эксплуатационной документации.

2.8. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности" (НП-020-15)

Настоящий документ посвящен подробному описанию особенностей применения требований к обеспечению безопасности при сборе, переработке, хранении и кондиционировании твердых радиоактивных отходов

1. Настоящий документ не распространяется:

– обращение с ТРО, образующимися при добыче и обогащении радиоактивных руд;

– обращение с ТРО, образующимися при добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов;

– обращение с ТРО, образующимися при реабилитации территорий, загрязненных радиоактивными веществами;

– обращение с отработавшими закрытыми источниками ионизирующего излучения.

2. При сборе, переработке, хранении и кондиционировании ТРО необходимо:

– свести к разумно достижимому низкому уровню облучения работников (персонала) и населения с учетом требований санитарных правил и нормативов обеспечения радиационной безопасности и исключить радиационное воздействия ТРО сверх пределов, установленных нормами радиационной безопасности;

– сократить объем ТРО с учетом технологических и экономических факторов;

– предотвратить аварии и ослабить их последствия в случае возникновения;

– подготовить ТРО к захоронению.

Характеристики ТРО: источник образования; объем; физические и химические свойства, природа ТРО (органические, неорганические вещества); радионуклидный состав, суммарная и удельная активность радионуклидов, период полураспада радионуклидов; пожаро-взрывоопасность.

При сборе, переработке, хранении и кондиционировании ТРО должен быть предусмотрен радиационный контроль. Объем, методы и периодичность радиационного контроля должны соответствовать требованиям санитарных правил и нормативов обеспечения радиационной безопасности, федеральных норм и правил в области использования атомной энергии.

Сбор, переработка, хранение и кондиционирование ТРО совместно с нерадиоактивными отходами запрещаются.

В основном данный документ посвящен обращению с ТРО, в разделе требований к обеспечению безопасности при сборе твердых радиоактивных отходов перечислены факторы учитывающиеся при сборе:

– вид излучения и период полураспада радионуклидов;

– удельная и суммарная активность;

– содержание ядерно опасных делящихся нуклидов;

– природа ТРО (органические и неорганические);

– морфологический состава;

– способы переработки, кондиционирования, транспортирования и хранения.

Описаны отличия требований к обеспечению безопасности при переработке твердых радиоактивных отходов различными методами, а также особенности их хранения и кондиционирования.

В хранилищах ТРО, кроме хранилищ с очень низкоактивными ТРО, должны быть предусмотрены технические средства:

дезактивации внутренних поверхностей хранилища;

– осмотра, ревизии и извлечения ТРО и упаковок ТРО из хранилища;

– сбора и удаления влаги из хранилища;

– вентиляции;

– радиационного контроля в помещениях.

В хранилищах высокоактивных ТРО должны быть дополнительно предусмотрены:

– дистанционное управление перемещением контейнеров с ТРО в случае повышенных мощностей эквивалентных доз;

– контроль температуры воздуха в хранилище;

– контроль содержания водорода в воздухе хранилища;

– контроль содержания радионуклидов в воздухе хранилища;

– отвод тепла (для тепловыделяющих ТРО).

Кондиционирование ТРО должно обеспечивать перевод ТРО в физическую форму и состояние, пригодные для их захоронения и соответствующие критериям приемлемости для захоронения.

Контейнеры, предназначенные для хранения и захоронения кондиционированных низко-, средне- и высокоактивных ТРО, подлежат оценке соответствия в соответствии с законодательством Российской Федерации о техническом регулировании.

Конструкционные материалы контейнера должны обеспечивать возможность проведения дезактивации его наружной поверхности.

Контейнер должен сохранять целостность в течение ожидаемого периода хранения до захоронения и предотвращать распространение радионуклидов и (или) ионизирующего излучения в окружающую среду из упаковки РАО.

Контейнер должен обеспечивать возможность:

– извлечения упаковки РАО из хранилища в конце периода хранения;

– размещения упаковки РАО в дополнительном контейнере (при необходимости);

– транспортирования упаковки РАО на захоронение;

– обращения с упаковкой РАО при захоронении.

3. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ И КОНТРОЛЬ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВКЕ РАО И ЗРИ

Широкое использование радиоактивных материалов в различных отраслях народного хозяйства требует регламентации правил обеспечения безопасности при перевозках различными видами транспорта.

В России ежегодно осуществляется 1800 специальных перевозок в рамках ЯТЦ, ежедневно 6-7 железнодорожных эшелонов с грузами ЯТЦ на железнодорожных путях, (по другим РМ: для промышленности, медицины, добычи ископаемых и т.д., точной оценки не проводилось).

Основными международными нормативными документами, регламентирующие перевозки радиоактивных материалов являются:

– правила безопасной перевозки радиоактивных материалов МАГАТЭ № TS-R-1 Публикации МАГАТЭ по вопросам безопасности нормы безопасности ...»;

– рекомендации ООН по перевозке опасных грузов "Оранжевая книга" Типовые правила перевозки опасных грузов Список ООН.

Функциональная структура нормативной документации по перевозкам радиоактивных материалов представлена на рисунке 3.1 и иерархическая структура документации при возникновении аварийной ситуации при транспортировке на рис. 3.2.

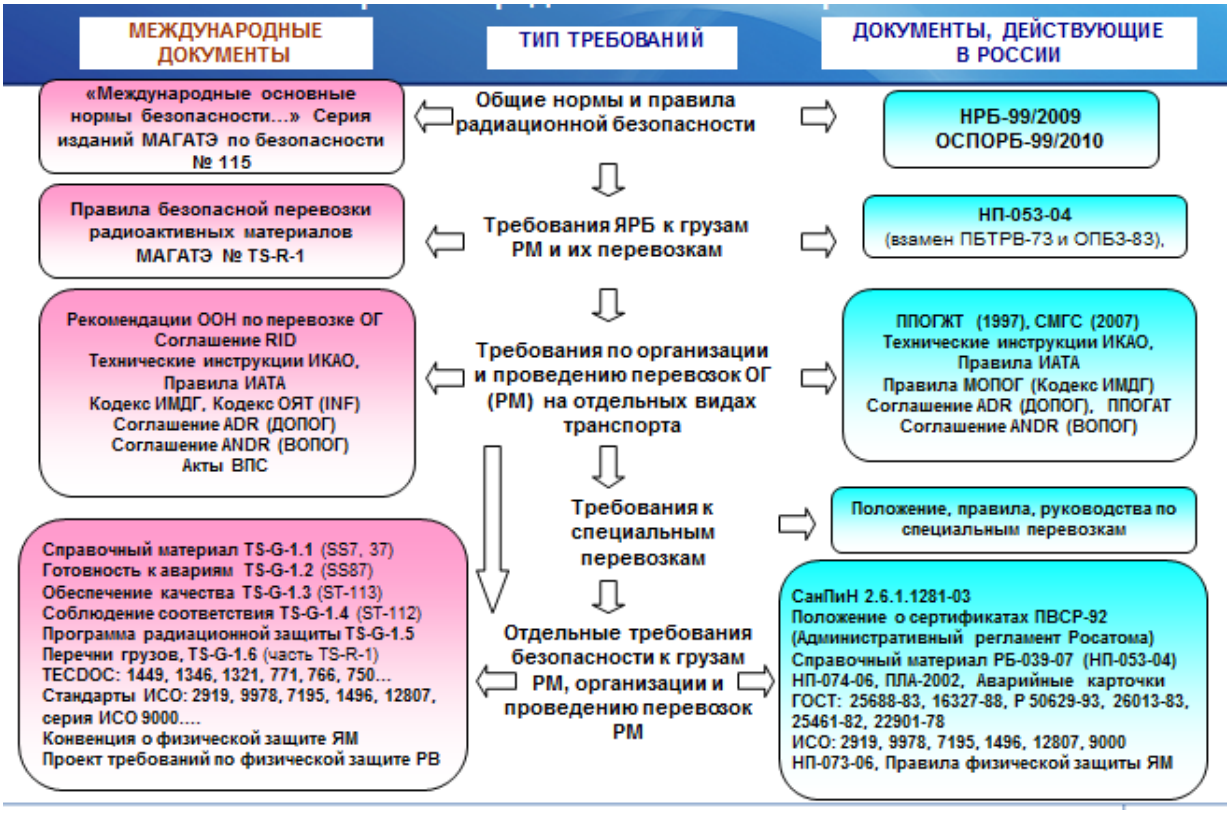


Рис. 3.1. Функциональная структура нормативной документации по перевозкам радиоактивных материалов

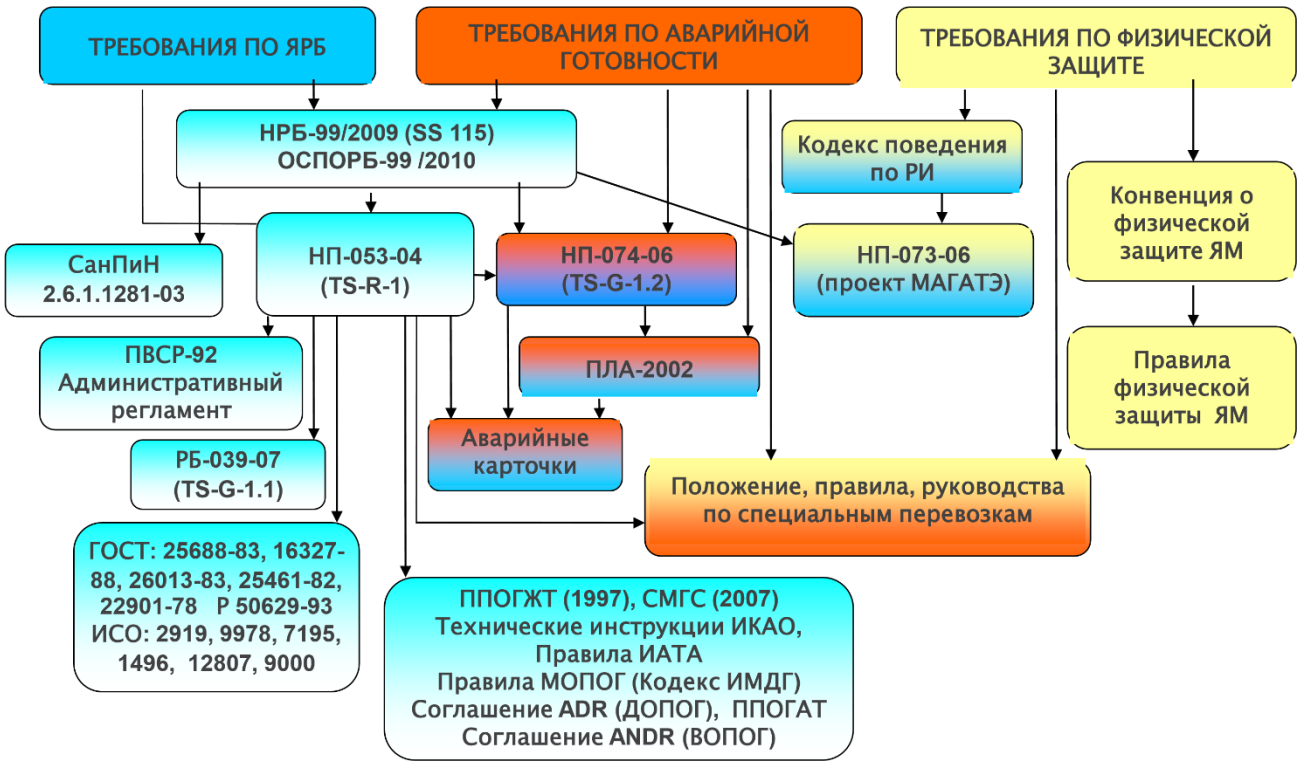


Рис. 3.2. Иерархическая структура документации при возникновении аварийной ситуации при транспортировке ИИИ и РАО

Правила (НП-053-16) устанавливают требования безопасности при транспортировании радиоактивных материалов, в том числе требования к операциям и условиям, которые связаны с перемещением радиоактивного материала и составляют этот процесс (проектирование, изготовление, обслуживание и ремонт упаковочного комплекта; подготовка, загрузка, отправка, перевозка, включая временное (транзитное) хранение; разгрузка и приемка в конечном пункте назначения грузов радиоактивных материалов и упаковок).

3.1. Основные нормативные документы

Из Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010:

3.4.13. транспортные средства, транспортные упаковочные комплекты, контейнеры, предназначенные для хранения и перевозки радиоактивных веществ, должны иметь санитарно-эпидемиологическое заключение на соответствие санитарным правилам;

3.5.19. Транспортирование радионуклидных источников внутри помещений, а также на территории радиационного объекта должно производиться в контейнерах и упаковках с учетом физического состояния источников излучения, их активности, вида излучения, габаритов и массы упаковки, с соблюдением условий безопасности.

3.5.20. Транспортные средства, специально предназначенные для перевозки радионуклидных источников за пределами радиационного

объекта, должны соответствовать требованиям СанПиН 2.6.1.1281-03 "Санитарные правила по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ)" (зарегистрированы Министерством юстиции Российской Федерации 13.05.2003, регистрационный N 4529).

Из НРБ-99/2009:

3.5.21. Уровни радиоактивного загрязнения поверхности транспортных средств не должны превышать значений, приведенных в таблице 8.10 НРБ-99/2009.

Таблица 3.1 – Допустимые уровни снимаемого радиоактивного загрязнения поверхности транспортных средств, используемых для перевозки радиоактивных веществ и материалов, част/(см^2·мин)

Объект загрязнения	Вид загрязнения			
	Снимаемое (нефиксированное)		Неснимаемое (фиксированное)	
	альфа-активные радионуклиды	бета-активные радионуклиды	альфа-активные радионуклиды	бета-активные радионуклиды
Наружная поверхность транспортного средства и охранной тары контейнера	1,0	10	Не регламен-тируется	200*
Внутренняя поверхность охранной тары и наружная поверхность транспортного контейнера	1,0	100	Не регламен-тируется	2000

** для 90Sr + 90Y - 40 част/(см^2·мин).*

3.1.1 «Санитарные правила по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов», СанПиН 2.6.1.1281-03

Правила устанавливают гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при всех видах обращения с радиоактивными материалами при транспортировании, с отгрузки их грузоотправителем до получения грузополучателем.

П.1.3. Требования правил распространяются на отгрузку, перевозку, транзитное хранение, разгрузку и получение радиоактивных материалов, включая радиоактивные отходы, при всех видах транспортирования их на всей территории Российской Федерации.

Они обязательны для всех юридических лиц (далее по тексту организаций), независимо от ведомственной принадлежности и форм

собственности и физических лиц, осуществляющих деятельность в области перевозок радиоактивных материалов, их транзитного хранения, а также принимающих участие в разработке, изготовлении, испытании, и эксплуатации транспортных упаковок и средств перевозки радиоактивных материалов.

Радиационную опасность при транспортировании радиационных упаковок представляют:

– ионизирующие излучения, когда они создают дозу облучения, превышающую значения, регламентируемые НРБ-99/2009 и настоящими правилами;

– радиоактивные вещества, когда они при аварии из радиационных упаковок попадают в окружающую среду, загрязняют поверхности упаковочных комплектов, перевозимых грузов, транспортных средств, помещений, а также одежду и кожные покровы людей.

Радиационная безопасность персонала и населения при перевозках грузов радиоактивных материалов обеспечивается за счет:

– использования специальных транспортных упаковочных комплектов, на технические условия которых имеется санитарно-эпидемиологическое заключение органов и учреждений, осуществляющих госсанэпиднадзор;

– ограничения активности радиоактивных материалов, перевозимых в одной радиационной упаковке; предотвращения радиоактивного загрязнения поверхностей радиационных упаковок и транспортных средств;

– ограничения уровней излучения на поверхности радиационных упаковок и транспортных средств; ограничения количества радиационных упаковок, перевозимых на одном транспортном средстве;

– обеспечения необходимой маркировки груза и транспортного средства; выбора оптимальных маршрутов перевозки радиационных грузов; соблюдения персоналом требований санитарно-эпидемиологических норм и правил.

П.3.1. Транспортные упаковочные комплекты обеспечивают защиту людей от ионизирующих излучений и механическую прочность упаковки радиоактивных материалов при эксплуатации.

При нормальных условиях загрузки и перевозки транспортные упаковочные комплекты обеспечивают значения мощности эквивалентной дозы излучения на поверхности упаковки не более величин, приведенных в таблице 3.2.

П.3.2. Транспортные упаковочные комплекты должны предотвращать утечку или рассеивание радиоактивного содержимого, возможность попадания перевозимых в них радиоактивных материалов в окружающую среду при хранении и перевозке.

Таблица 3.2 – Ограничения на уровни излучения от радиационных упаковок различных транспортных категорий

Транспортная категория упаковки	Максимальное значение мощности дозы излучения в любой точке на поверхности упаковки, мЗв/ч	Максимальное значение мощности дозы излучения В любой точке на расстоянии 1,0 м от поверхности упаковки, мЗв/ч
I	0,005	0,001
II	0,5	0,01
III	2,0	0,1
IV (III – на условиях исключительного использования)	10,0	-

3.2 Требования к допустимому радиоактивному загрязнению

Нефиксированное радиоактивное загрязнение внешних поверхностей не должно превышать следующих пределов:

а) 4 Бк/см^2 для бета- и гамма-излучателей и альфа-излучателей низкой токсичности, и

б) 0,4 Бк/см^2 для всех других альфа-излучателей

Эти пределы применяются при усреднении на любом участке площадью 300 см^2 любой части поверхности.

Из СанПиНа 2.6.1.1281–03:

П.4.1.2. При транспортировании радиационных упаковок на неспециализированных транспортных средствах, за исключением самолетов, мощность эквивалентной дозы техногенного облучения, за вычетом природного фона, на рабочих местах персонала, сопровождающего упаковки, не должна превышать 12 мкЗв/ч, если они отнесены к персоналу группы А.

Мощность эквивалентной дозы техногенного облучения на рабочих местах персонала перевозчика, за вычетом природного фона, не должна превышать 2,5 мкЗв/ч, если они отнесены к персоналу группы Б.

Мощность эквивалентной дозы техногенного облучения, за вычетом природного фона, на местах размещения пассажиров транспортного средства и в каютах проживания экипажа судна не должна превышать 0,12 мкЗв/ч.

Уровни излучения от ТС

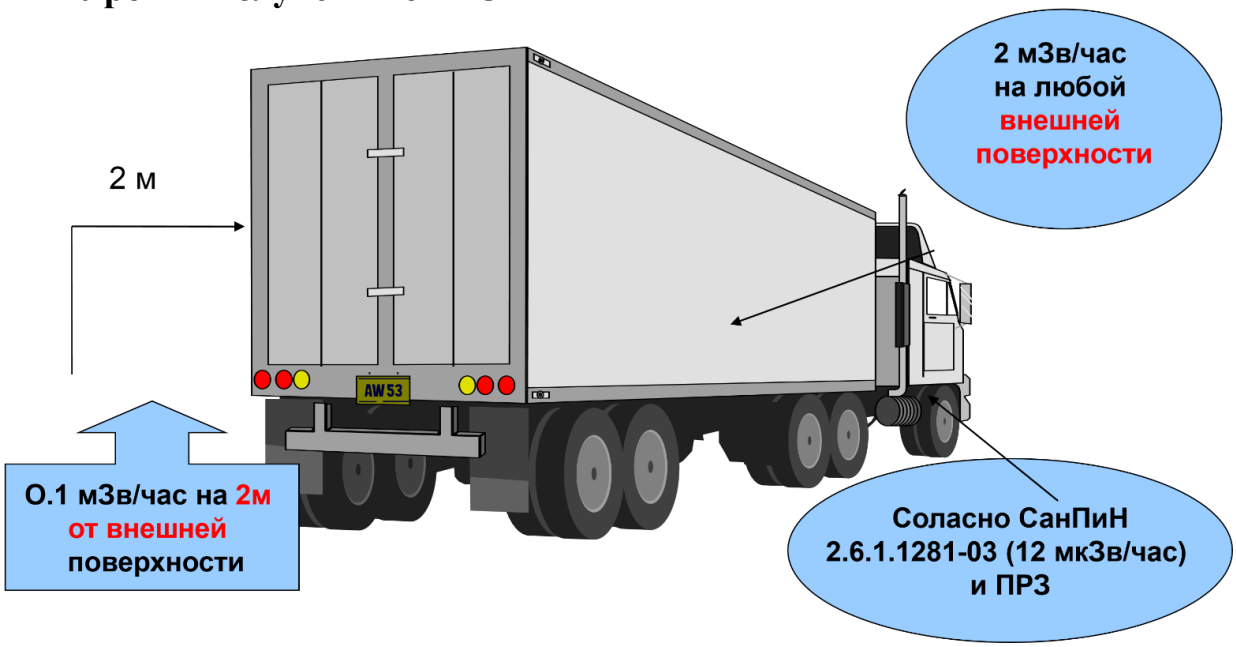


Рис. 3.3. Уровни загрязненности транспорта

Из СанПиНа 2.6.1.1281-03:

П.4.1.3.1. Радиационные упаковки размещаются и экранируются так, чтобы мощность эквивалентной дозы излучения в любой точке внешней поверхности транспортных средств (борт автомобиля или судна, корпус самолета, стены вагона и т.п.) и на границах выделенных мест на судах не превышала 2,0 мЗв/ч, а на расстоянии 2 м от этих поверхностей - 0,1 мЗв/ч.

3.3. Маркировка, этикетки, знаки опасности и предупредительные знаки

На каждой упаковке должны быть:

– номер ООН и надлежащее транспортное (отгрузочное) наименование;

– наименование грузоотправителя, либо грузополучателя, либо и того и другого.

Маркировка типа "ТИП ПУ-1", "ТИП ПУ-2", "ТИП ПУ-3", «ТИП А», «ТИП В(U)» «ТИП В(М)», «ТИП С».; на упаковках типа А, В и С – опознавательный знак RUS/6025/B(U)-96T, основной знак радиационной безопасности и на всех упаковках - соответствующие этикетки.

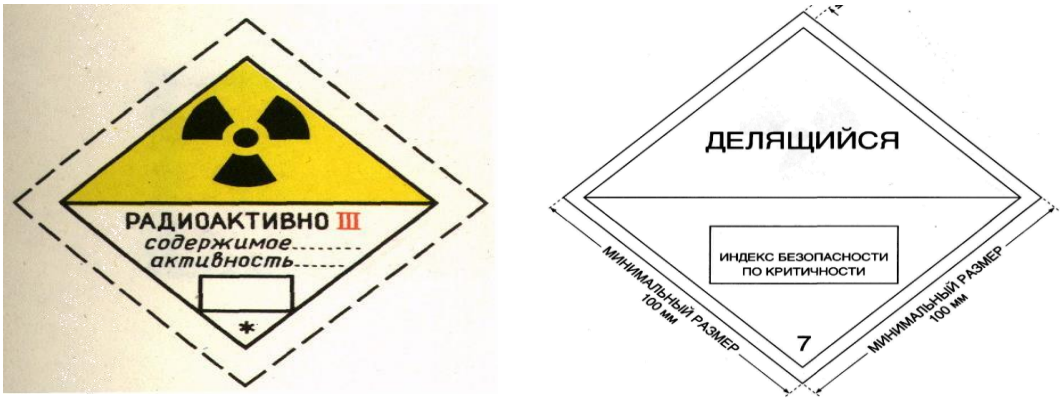


Рис. 3.4. Маркировка, этикетки, знаки опасности и предупредительные знаки

П.4.2.1. Перед отправкой радиационных упаковок грузоотправителю необходимо:

– убедиться в наличии действующего санитарно-эпидемиологического заключения на изделия и приборы, содержащие радионуклидные источники излучения;

– убедиться в том, что мощность эквивалентной дозы излучения на поверхности каждой упаковки соответствует ее транспортной категории;

– убедиться в том, что мощность эквивалентной дозы излучения на расстоянии 1 м от поверхности каждой

упаковки соответствует ее транспортной категории;

– убедиться в том, что величина снимаемого радиоактивного загрязнения наружной поверхности радиационной упаковки не превышает установленных значений (табл. П.2.1 приложения 2).

П.5.1. Радиационный контроль при транспортировании радиоактивных материалов осуществляется:

– грузоотправителем при подготовке груза радиационных упаковок к перевозке и погрузке, а также в пути следования в случае сопровождения груза;

– перевозчиком при погрузке, временном хранении и разгрузке груза радиационных упаковок;

– грузополучателем при приемке и разгрузке груза.

П.5.2. В зависимости от объема и характера работ контроль осуществляется службой радиационной безопасности или специально выделенным лицом, ответственным за радиационную безопасность. Численность службы устанавливается таким образом, чтобы обеспечить радиационный контроль при всех радиационно-опасных работах.

3.4. Примеры аварий при транспортировании РМ

В 1994 г. на Уральском электрохимическом комбинате (г. Новоуральск) при перевозке сернокислого урансодержащего раствора на полотно автомобильной дороги было пролито около 1000 л радиоактивного раствора.

В 1996 г. в результате сильного удара платформы при транспортировании по железной дороге произошло повреждение контейнеров с закисью-окисью урана, принадлежащих Приаргунскому горнохимическому комбинату.

С 1987 по 2004 г. произошло 4 случая аварийного сброса в море РИТЭГов при перевозке их воздушным транспортом.

В 2000 г. (385 км северо-восточнее Комсомольска-на-Амуре) при буксировке затонула баржа с трехтонным контейнером, содержащем радиоактивный Ir-192.

В 2001 г. при транспортировании радиационных упаковок по территории Иркутского аэропорта одна из упаковок упала под колеса автомобиля и была раздавлена.

В 2001 г. в результате ДТП (г. Красноярск) произошло опрокидывание спецавтомобиля, перевозящего блоки источников от релейных радиоизотопных приборов.

3.5. Мероприятия при авариях при перевозке радиоактивных материалов (НП-053-16)

П.7.1. Классификация аварий и общие положения

В результате аварии с грузом радиоактивных материалов подразделяются на три категории опасности.

П. 7.1.2.1. Аварии I категории - аварии, при которых груз радиоактивных материалов в результате механических воздействий не получил видимых повреждений или имеет незначительные повреждения, ослабление или обрыв отдельных элементов крепления на перевозочном средстве, или груз подвергся небольшому тепловому воздействию (без непосредственного контакта с огнем) в результате пожара вне грузового помещения или перевозочного средства.

П.7.1.2.2. Аварии II категории - аварии, при которых:

а) грузу с упаковками типа В, типа С, упаковками, содержащими делящиеся материалы или гексафторид урана, нанесены значительные механические повреждения и (или) упаковки попали в очаг пожара, в результате чего увеличение уровней излучения и выход радиоактивных материалов из упаковок не должны превышать пределов, установленных настоящими Правилами для аварийных условий перевозки;

б) грузу с промышленными упаковками и упаковками типа А, не содержащими делящиеся материалы, нанесены значительные механические повреждения или такие упаковки попали в очаг пожара, или упаковки полностью разрушены.

П.7.1.2.3. Аварии III категории - аварии, при которых упаковки типа В, типа С, упаковки, содержащие делящиеся материалы или гексафторид урана, частично или полностью разрушены, уровни излучения и выход радиоактивных веществ из упаковок могут превышать пределы,

предусмотренные настоящими Правилами для аварийных условий перевозки (запроектная авария).

П.7.1.2.4. К авариям I, II или III категории относятся также ситуации, когда в ходе перевозки обнаруживается, что упаковка повреждена и/или имеет утечку радиоактивного содержимого, или имеются основания полагать, что упаковка была повреждена и/или имела утечку радиоактивного содержимого.

П.7.1.3. Работы по перемещению грузов радиоактивных материалов, за исключением действий, связанных с оказанием неотложной помощи людям или тушением пожара, проводятся только по указаниям лица, сопровождающего груз, или ответственного представителя грузоотправителя, или ответственного представителя штатного аварийно-спасательного формирования (далее - АСФ), в том числе по средствам дальней связи.

П.7.1.4. Аварийные процедуры должны учитывать возможность образования других опасных веществ, которые могут явиться результатом взаимодействия в случае аварии содержимого груза с окружающей средой.

П.7.2. Основные требования по проведению работ в случае аварии

П.7.2.1. Проведение первичных аварийно-спасательных работ в случае аварий, вызывающих воздействие на груз радиоактивных материалов, осуществляется прибывающими в установленном порядке на место аварии работниками транспорта, сотрудниками внутренних дел, пожарно-спасательных подразделений, АСФ органов местного самоуправления, спасательных сил и средств транспортных организаций с обязательным участием сопровождающего персонала, и охраны (при наличии и дееспособности).

П.7.2.2. Во всех случаях проведение первичных аварийно-спасательных работ в случае аварий должно осуществляться с обязательным использованием аварийной карточки на груз радиоактивных материалов.

Утверждение аварийных карточек на различные виды грузов радиоактивных материалов и определение порядка их использования осуществляет ГКО.

П.7.2.6. При авариях I категории после приведения перевозочных средств и груза в исправное состояние и составления акта об аварии решение о дальнейшей перевозке груза принимается лицом, сопровождающим груз (при наличии и дееспособности) совместно с работниками транспортной организации и по согласованию со штатными АСФ ГКО. П.7.2.7. При авариях II и III категорий должны быть проведены следующие работы с учетом требований аварийной карточки:

– спасение людей, жизнь которых подвергается опасности, и оказание первой медицинской помощи пострадавшим;

– тушение пожара в случае его возникновения;

– передача информации об аварии;

– удаление людей из опасной зоны на расстояние 30-50 м;

– установление знаков, предупреждающих об опасности;

– организация оцепления зоны аварии и при необходимости организация дополнительной охраны груза;

– обеспечение общественного порядка на месте аварии;

– визуальный осмотр груза и передача уточненной информации об аварии в соответствии с аварийной карточкой;

– принятие первичных неотложных мер по устранению последствий аварии и предотвращению расширения ее последствий;

– учет лиц, которые могли подвергнуться радиационному воздействию при аварии (облучение, загрязнение), и их задержание до прибытия специалистов по радиационному контролю с соответствующей аппаратурой (за исключением лиц, которым требуется срочная медицинская помощь в стационарном медицинском учреждении);

-установление по мере возможности контроля радиационной обстановки.

П.7.2.10. Работы по ликвидации последствий радиационной аварии считаются законченными после завершения ликвидации радиоактивного загрязнения, подтвержденного радиационно-гигиеническим заключением органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора и обеспечения безопасности движения перевозочных средств с составлением комиссионного акта о ликвидации последствий аварии. К акту, помимо заключения, прилагаются протоколы радиационного контроля территории и объектов, подвергавшихся радиационному загрязнению.

4. ПРИБОРЫ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ РК И ОБЕСПЕЧЕНИЯ РБ НА ОБЪЕКТАХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ИИИ

Для обнаружения и измерения ионизирующих излучений используются аппаратура радиационного контроля.

4.1. Классификация аппаратуры радиационного контроля

Классификация по назначению аппаратура радиационного контроля классифицируется:

1. Дозиметрические приборы и установки (дозиметры) – приборы, предназначенные для измерения экспозиционной, поглощенной или эквивалентной доз (или) мощностей этих доз, т.е. в группе дозиметров различают измерители дозы и измерители мощности дозы.

2. Радиометрические приборы и установки (радиометры) – приборы, предназначенные для измерения активности нуклидов, потока или плотности потока частиц. В этой группе различают радиометры активности нуклида в источнике, удельной, объемной и удельной поверхностной активности нуклида, потока и плотности потока ионизирующих частиц.

3. Спектрометрические приборы и установки (спектрометры) – приборы для измерения распределения (спектра) величин, характеризующих поле ионизирующего излучения по энергии, интервалами времени между событиями.

4. Комбинированные приборы, выполняющие функции дозиметра и радиометра, дозиметра и спектрометра, радиометра и спектрометра.

5. Многофункциональные приборы, выполняющие две и более измерительных функций дозиметра или радиометра.

6. Универсальные установки – приборы для одновременного или последовательного измерения нескольких величин, характеризующих различные виды и параметры ионизирующих излучений, т.е радиационную обстановку на объекте по всем радиационным факторам.

7. Индикаторные приборы, предназначенные для обнаружения и ориентировочной оценки ионизирующих излучений.

Классификация АРК по типу детектора (физические методы регистрации):

1. Ионизационную (с газовым, полупроводниковыми или кристаллическими детекторами).

2. Люминесцентную (со сцинтилляционными или термолюминесцентными датчиками).

3. Химическую (фотодозиметрическую, калориметрическую, радиодефекционную).

В мировой и отечественной практике дозиметрии для определения степени облучения персонала и населения используется около 20 различных методов и соответствующих им технических средств.

Метрологическая классификация:

1. Эталонная (погрешность измерения ± 2 %).

2. Практическую (погрешность измерения ± 20 % и более).

3. Индикаторную (погрешность измерения до ± 50 %).

Классификация АРК по виду регистрируемого излучения: альфа; бета; гамма; нейтронного; других видов (более 20).

По характеру установки или использования: стационарные; переносные; мобильные.

Выделяют приборы: первого, второго, третьего, четвертого («интеллектуальные») поколений.

4.2. Условные обозначения и краткие технические характеристики средств измерений

Первый элемент буквенного обозначения — функциональное назначение средств измерений:

Д –дозиметры (дозиметрические установки);

Р – радиометры (радиометрические установки);

С – спектрометры (спектрометрические установки);

БД – блоки детектирования;

УД – устройства детектирования.

Второй элемент буквенного обозначения — физическая величина, измеряемая средством измерений:

Д – поглощенная доза излучения;

М – мощность поглощенной дозы излучения;

Э – экспозиционная доза фотонного излучения;

Р – мощность экспозиционной дозы фотонного излучения;

В – эквивалентная доза излучения;

Б – мощность эквивалентной дозы излучения;

Ф – поток энергии ионизирующего излучения;

Н – плотность потока энергии ионизирующего излучения;

Т – перенос энергии ионизирующего излучения;

И – активность радионуклида в источнике;

У – удельная активность радионуклида;

Г – объемная активность радионуклида в газе;

Ж – объемная активность радионуклида в жидкости;

А – объемная активность радиоактивного аэрозоля;

З – поверхностная активность радионуклида;

Л – поток ионизирующих частиц;

П – энергетическое распределение ионизирующего излучения;

С – перенос ионизирующих частиц;

Ч – временное распределение ионизирующего излучения;

К – две и более физических величины.

Третий элемент буквенного обозначения - вид ионизирующего излучения:

А – альфа-излучение;
Б – бета-излучение;
Г – гамма-излучение;
Р – рентгеновское излучение;
Н – нейтронное излучение;
П – протонное излучение;
Т – тяжелые заряженные частицы;
С – смешанное излучение;
Х – прочие излучения.

Примеры буквенных обозначений средств измерений:

ДДБ – дозиметр (дозиметрическая установка) поглощенной дозы бета-излучения;

РЗА – радиометр (радиометрическая установка) поверхностной активности гамма-активного радионуклида (радиометр загрязненности поверхностей);

СЕГ – спектрометр (спектрометрическая установка) энергетического распределения гамма-излучения;

УДДР – устройство детектирования поглощенной дозы рентгеновского излучения.

Приборы каждого вида по совокупности технических характеристик и очередности разработок разделяются на типы, которым присваиваются сокращенное обозначение и порядковый номер данного типа (модели) изделия. Номер отделяется от остального буквенного обозначения черточкой (дефисом). Конструктивная модификация типа (модели) обозначается цифрой, следующей после второго дефиса. После схемной модификации (частичное изменение принципиальной схемы) за номером типа (модели) ставятся русские прописные буквы.

Пример: дозиметр для определения экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучений во втором варианте исполнения, в третьей конструкторской модификации обозначается «Дозиметр экспозиционной дозы ДЭРГ-02-03».

Электронные прямопоказывающие дозиметры основаны на применении дискретных детекторов: газоразрядных счетчиков, полупроводниковых или сцинтилляционных детекторов.

Эти дозиметры обеспечивают обработку информации с детекторов и представление результатов измерения дозы и/или мощности дозы на прямопоказывающие цифровое, аналоговое или цифро-аналоговое табло в реальном времени. Диапазон измерения фотонного и бета-излучения таких дозиметров - от 1 мкЗв до 1,0 Зв для приборов текущего и оперативного контроля и от 0,1 мГр до 10 Гр для приборов аварийного контроля. Дозиметры обеспечивают измерение не только интегральной дозы и мощности дозы, но и сигнализацию о превышении заданных значений дозы и мощности дозы. Электронные прямопоказывающие дозиметры удобны при обеспечении оперативного и аварийного контроля.

Рис. 4.1. Прямо показывающий дозиметр

На основе применения термолюминесцентных, прямопоказывающих электронных и полупроводниковых дозиметров разработаны и используются автоматизированные системы ИДК.

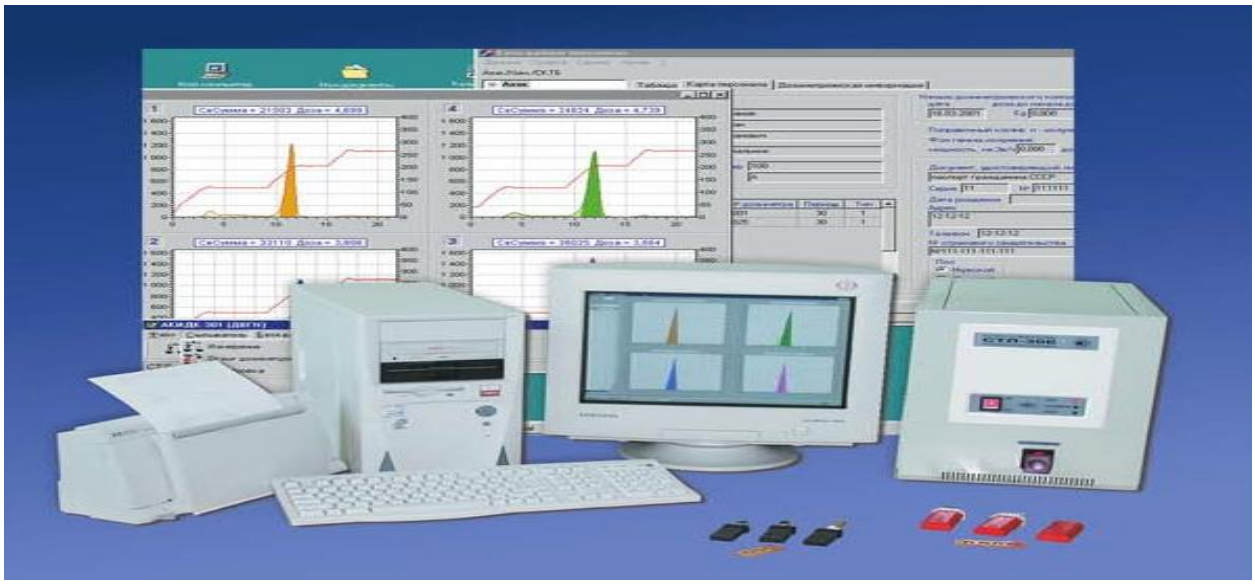


Рис. 4.2. Пример автоматизированной системы ИДК

В индивидуальной дозиметрии нейтронов в основном применяются:

- ядерные фотоэмульсии;
- термолюминесцентные альбедные дозиметры;
- твердотельные трековые детекторы;
- пузырьковые детекторы;
- электронные прямопоказывающие дозиметры.

В мировой и отечественной практике дозиметрии для определения степени облучения персонала и населения используется около 20 различных методов и соответствующих им технических средств.

4.3. Дозиметр-радиометр МКС-05 «ТЕРРА»

Дозиметр предназначен для измерения амбиентного эквивалента дозы (10) * H (далее - ЭД) и мощности амбиентного эквивалента дозы (10) * H& (далее - МЭД) гамма и рентгеновского излучения (далее – фотонного ионизирующего излучения), а также плотности потока бета-частиц. Дозиметр используется для дозиметрического и радиометрического контроля на промышленных предприятиях; экологических исследований; контроля радиоактивного загрязнения денежных купюр в банках; контроля радиационной чистоты жилых помещений, зданий и сооружений, прилегающих к ним территорий, предметов быта, одежды, поверхности грунта на приусадебных участках, транспортных средств.

Назначение: измерение мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма- и рентгеновского излучений; измерение эквивалентной дозы (ЭД) гамма- и рентгеновского излучений; измерение поверхностной плотности потока бета-частиц; измерение времени накопления эквивалентной дозы; измерение реального времени (часы).

Особенности. Наличие пяти независимых измерительных каналов с поочерёдным выводом информации на один жидкокристаллический индикатор. Встроенный гамма-, бета-чувствительный счетчик Гейгера - Мюллера. Оперативная оценка гамма-фона на протяжении 10 секунд. Автоматическое вычитание гамма-фона при измерении бета-загрязнённости. Усреднение результатов измерений с возможностью ручного и автоматического его прерывания. Автоматический выбор интервалов и диапазонов измерений. Звуковая сигнализация каждого зарегистрированного гамма-кванта или бета-частицы с возможностью её отключения. Двухтональная звуковая сигнализация превышения запрограммированных пороговых уровней. Подсветка цифрового индикатора. Два гальванических элемента питания типоразмера ААА. Индикация разрядки источника питания. Ударопрочный корпус. Малые габариты и вес.

Таблица 4.1 – Технические характеристики

Характеристики детектора	Счетчик газоразрядного типа
Параметры диапазона измерения мощности дозы (H* 10)	0,1 / 9999 мкЗв/ч
Параметры диапазона измерения дозы H* (10)	0,001 / 9999 мЗв
Параметры диапазона измерения плотности потока бета-частиц (Sr-90+Y-90)	10 / 105 см-2 · мин-1
Параметры диапазона измерения времени накопления дозы	1 мин / 100 ч

Описание диапазона энергий регистрируемых гамма-излучений	0,05 / 3,0 МэВ
Описание диапазона энергий регистрируемых бета-излучений	0,1 / 3,0 МэВ
Предельные параметры основной относ. погрешности	Для МЭД - ±(15+2/N) %, (N – безразмерная величина, равная измеренному значению МЭД в мкЗв/ч) Для ЭД – не более 15% Для плотности потока бета-частиц - ±(20+200/B) %, (B – безразмерная величина, равная измеренному значению плотности потока бета-частиц в см-2·мин-1)
Параметры рабочей температуры	От минус 20 до плюс 50 °С
Тип питания	Две батареи типа ААА
Средний период работы прибора при естественном фоне с одним комплектом батарей	Не менее 2 000 часов
Внешние размеры и вес прибора	120х55х26мм, не более 0,2 кг

4.3.1. Устройство дозиметра

Дозиметр выполнен в виде моноблока, в котором размещены детектор гамма- и бета-излучений, печатная плата со схемой формирования анодного напряжения, цифровой обработки, управления и индикации, а также элементы питания. Детектором ионизирующих гамма- и бета-излучений служит газоразрядный счетчик Гейгера - Мюллера типа СБМ-20-1. Детектор преобразует излучения в последовательность импульсов напряжения, количество которых пропорционально интенсивности регистрируемого излучения. Схема формирования анодного напряжения, цифровой обработки, управления и индикации осуществляет: - масштабирование и линеаризацию счетной характеристики детектора; - измерение МЭД фотонного ионизирующего излучения и поверхностной плотности потока бета-частиц путем измерения средней частоты импульсов, поступающих с выхода детектора; - измерение ЭД фотонного излучения путем измерения общего количества импульсов, поступающих с выхода детектора; - измерение времени накопления ЭД и реального времени; - формирование и стабилизацию анодного напряжения детектора; - управление режимами работы дозиметра; - отображение результатов измерений. Для питания дозиметра применяется батарея из двух элементов типоразмера ААА. Дозиметр выполнен в плоском прямоугольном пластмассовом корпусе с закругленными углами. Общий вид дозиметра и вид сзади со снятой нижней крышкой представлен на рисунках 1.1 и 1.2. Корпус дозиметра состоит из верхней (1) и нижней (2) крышек. В средней части верхней крышки (1) расположена панель индикации (3), слева и справа над ней – две кнопки

«ПОРОГ» и «РЕЖИМ» (4) управления работой дозиметра, а в верхней части крышки (1) – громкоговоритель (5). В нижней крышке (2) размещен отсек (6) для элементов питания, а также окно (7) для измерения поверхностной плотности потока бета-частиц. Отсек питания (6) и окно (7) закрываются соответственно крышками (8) и (9), фиксация которых осуществляется за счет свойств упругости материала.

Рис. 4.3. Общий вид дозиметра

В середине корпуса находится печатная плата (10), на которой расположены все элементы электрической схемы, за исключением громкоговорителя (5). Громкоговоритель прикрепляется к верхней крышке (1) и электрически подсоединяется к печатной плате (10) с помощью пружинных контактов. Печатная плата (10) прикрепляется к верхней крышке (1) корпуса винтами. Нижняя крышка скрепляется с верхней крышкой за счет сцепления специальных конструктивных элементов, а также с помощью двух винтов. Этими же винтами прикрепляются контакты (11) для подключения элементов питания. Органы управления и индикации дозиметра имеют соответствующие надписи. На нижней крышке (2) нанесена информационная таблица. Для правильного подключения элементов питания на дне отсека питания (6) нанесены знаки полярности.

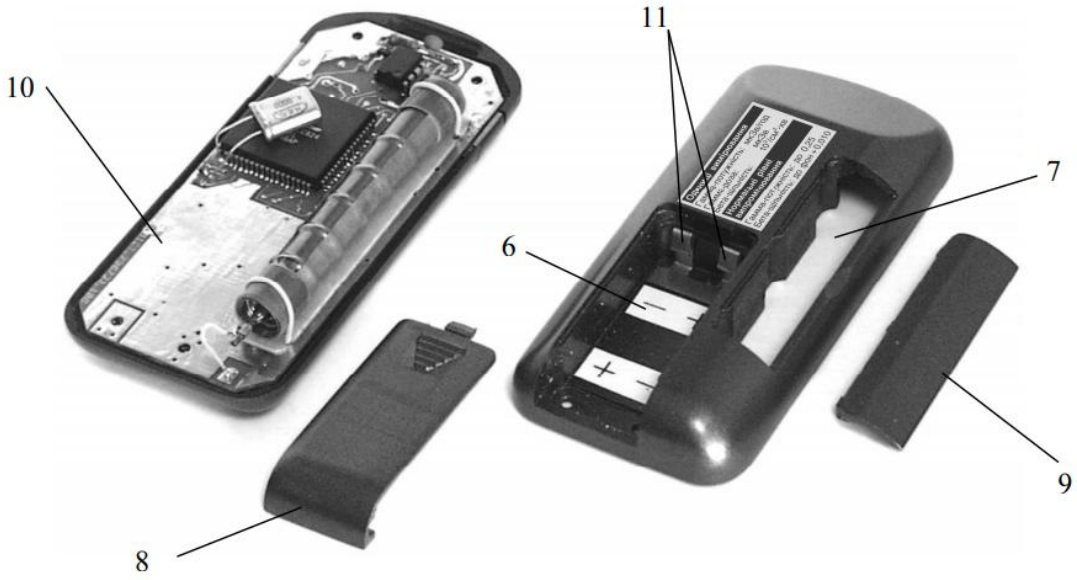


Рис. 4.4. Общий вид сзади со снятой нижней крышкой

4.3.2. Работа дозиметра

В соответствии со структурной схемой, представленной в приложении Б, дозиметр состоит из батареи элементов питания (БЭП), кнопок управления «РЕЖИМ» и «ПОРОГ», схемы цифровой обработки и управления (СЦО), формирователя анодного напряжения для детектора ионизирующих излучений (ФАН), схемы управления детектором (СУД), энергонезависимой памяти (ЭНП), громкоговорителя (ГГ) и цифрового жидкокристаллического индикатора (ЖКИ). Батарея элементов питания состоит из двух гальванических элементов типоразмера ААА с общим номинальным напряжением 3,0 В и служит для энергопитания схемы дозиметра. Кнопки «РЕЖИМ» и «ПОРОГ» служат для включения дозиметра, задания соответствующего режима работы и программирования пороговых уровней срабатывания звуковой сигнализации. Схема цифровой обработки и управления реализована на базе PIC-процессора и служит для управления режимами работы дозиметра, управления формирователем анодного напряжения, цифровой обработки импульсных последовательностей от детектора, формирования сигналов, управляющих ЖКИ, а также высвечивания признаков режимов измерения. Формирователь анодного напряжения построен по схеме ждущего мультивибратора с трансформаторным умножением напряжения и служит для формирования анодного напряжения + 400 В, необходимого для работы детектора. Схема управления детектором выполнена на основе ряда коммутирующих и нормирующих элементов и служит для нормирования «мертвого времени» детектора. Энергонезависимая память реализована на основе «EEPROM» и служит для записи калибровочных коэффициентов, которые записываются при калибровке дозиметра. В качестве громкоговорителя использован пьезоакустический преобразователь, предназначенный для озвучивания каждых регистрируемых гамма-кванта или бета-частицы, а также для

звуковой сигнализации при превышении запрограммированных пороговых уровней МЭД, ЭД или поверхностной плотности потока бета-частиц. ЖКИ представляет собой четырехразрядный цифровой жидкокристаллический индикатор статического типа и служит для визуализации результатов измерений в различных режимах работы дозиметра.

В выключенном состоянии схема дозиметра находится в микропотребляющем режиме работы (единицы мкА), в котором поддерживается только процесс отсчета реального времени процессором. При кратковременном нажатии кнопки «РЕЖИМ» процессор переходит в активное состояние и выдает сигналы управления для формирователя анодного напряжения, который начинает формировать напряжение +400 В для работы детектора. Одновременно процессор включается в приоритетный режим измерения МЭД, о чем он сигнализирует мигающим светодиодом напротив соответствующих мнемонических обозначений под ЖКИ. Оценивая интенсивность импульсного потока от детектора, процессор автоматически задает интервал и поддиапазон измерения. С помощью схемы управления детектором процессор с высокой точностью нормирует продолжительность «мертвого времени» при каждом срабатывании счетчика, который разрешает учитывать его в примененном алгоритме обработки импульсного потока для линеаризации счетной характеристики и расширения динамического диапазона детектора.

Последовательным кратковременным нажатием кнопки «РЕЖИМ» обеспечивается выбор соответствующих режимов работы дозиметра. При этом каждый раз процессор инициирует высвечивание признаков соответствия информации в виде мигающих светодиодов напротив соответствующих мнемонических обозначений под ЖКИ или характерных признаков на самом ЖКИ. Нажатием кнопки «ПОРОГ» в соответствующем режиме измерения процессор переводится в режим программирования значений пороговых уровней срабатывания звуковой сигнализации. При каждом нажатии кнопок «ПОРОГ» и «РЕЖИМ» включается подсветка цифровой шкалы дозиметра на время до 5 с. Выключение дозиметра осуществляется нажатием и удерживанием в нажатом состоянии кнопки «РЕЖИМ» в течение 4 с.

Функциональные возможности дозиметра реализованы во встроенном программном обеспечении. Встроенное программное обеспечение в виде программного кода (программа пользователя) записано в постоянное запоминающее устройство (ПЗУ) процессора дозиметра с градуировочными коэффициентами и константами. Параметры встроенного программного обеспечения устанавливаются производителем и их невозможно изменить. Идентификация встроенного программного обеспечения не предусмотрена.

4.3.3. Порядок работы с дозиметром

Для включения дозиметра необходимо кратковременно нажать кнопку «РЕЖИМ». О включении дозиметра свидетельствуют информация, высвечиваемая на ЖКИ, мигание светодиода и звуковая сигнализация

зарегистрированных гамма-квантов. Для отключения дозиметра необходимо повторно нажать и удерживать в нажатом состоянии в течение 6 с кнопку «РЕЖИМ».

4.3.4. Измерение МЭД фотонного ионизирующего излучения

Режим измерения МЭД включается приоритетно с момента включения дозиметра. Признаком этого режима является мигающий светодиод напротив соответствующего мнемонического обозначения на ЖКИ. При этом на ЖКИ уже на первых секундах будут высвечиваться результаты измерений, которые сразу дадут возможность оперативной оценки уровня излучения. До получения достоверной статистически обработанной информации ЖКИ будет мигать. Продолжительность статистической обработки зависит от интенсивности излучения и не будет превышать 70 с. Единицы измерения выражены в мкЗв·ч$^{-1}$. Для измерения МЭД дозиметр необходимо сориентировать метрологической меткой «+» в направлении исследуемого объекта. Крышка-фильтр должна закрывать окно, за которым находится детектор (далее по тексту – окно детектора). Результатом измерений МЭД считать среднее арифметическое пяти последних измерений после прекращения мигания ЖКИ. Каждый зарегистрированный гамма-квант будет сопровождаться звуковым сигналом. Интервалы измерений от 1 до 70 с и поддиапазоны будут устанавливаться автоматически в зависимости от интенсивности измеряемого излучения.

4.3.5. Измерение плотности потока бета-частиц

Этот режим будет следующим после режима индикации измеряемого значения ЭД фотонного ионизирующего излучения. Признак этого режима - мигающий светодиод напротив соответствующего мнемонического обозначения на ЖКИ. Единицы, в которых осуществляется измерение, выражены в част×см$^{-2}$ ×мин $^{-1}$. Перед измерением плотности потока бета-частиц необходимо предварительно измерять гамма-фон (для дальнейшего автоматического вычитания). Для этого в режиме измерения МЭД (крышка-фильтр закрывает окно детектора) необходимо дождаться прекращения мигания ЖКИ. Затем дважды кратковременно нажать кнопку «РЕЖИМ». Это приведет к запоминанию измеренного значения МЭД как гамма-фона и переходу дозиметра из режима измерения МЭД в режим измерения поверхностной плотности потока бета-частиц. Снять крышку-фильтр с окна, которое находится напротив детектора, сориентировать дозиметр данным окном параллельно обследуемой поверхности и расположить на минимальном расстоянии от неё. Результатом измерений плотности потока бета-частиц следует считать среднее арифметическое пяти измерений после прекращения мигания ЖКИ. Каждая зарегистрированная бета-частица и гамма-квант будут сопровождаться звуковыми сигналами. Интервалы измерений от 1 до 70 с и поддиапазоны измерений будут устанавливаться автоматически, в зависимости от интенсивности измеряемого излучения.

4.4. Альфа-бета-радиометр для измерений малых активностей УМФ-2000

Альфа-бета радиометры для измерений малых активностей УМФ-2000 (далее – радиометры) предназначены для измерений активности альфа- и бета- излучающих радионуклидов в счетных образцах.

Радиометры также могут использоваться при измерениях, выполняемых по соответствующим методикам измерений, для определения:

– суммарной активности бета-излучающих нуклидов в счетных образцах из проб пищевых продуктов, почвы, воды, на воздушных фильтрах и сорбентах, а также измерения активности нуклидов в пробах, полученных после селективной радиохимической экстракции;

– суммарной активности альфа- излучающих нуклидов в «толстых» и «тонких» счетных образцах проб объектов окружающей среды.

4.4.1. Описание средства измерений

Принцип действия радиометра основан на преобразовании в полупроводниковом детекторе энергии альфа- и бета-частиц в последовательность электрических импульсов, количество которых пропорционально активности радионуклидов в исследуемых пробах.

Измеряется за определённый интервал времени число импульсов, поступающих с детектора, и рассчитывается активность радионуклидов в исследуемых пробах.

Для снижения вклада в результат измерений внешнего радиоактивного фона используется пассивная и активная защита детектора.

Радиометры применяются в лабораториях, контролирующих содержание радионуклидов в природной и питьевой воде, пищевых продуктах и объектах окружающей среды.

Радиометры выпускаются в трех исполнениях, которые отличаются применяемыми детекторами и устройством подачи счетных образцов:

– основное исполнение ФВКМ.412121.001 – детектор площадью 500 мм^2; – исполнение 01 ФВКМ.412121.001-01 – детектор площадью 1000 мм^2; – исполнение 02 ФВКМ.412121.001-02 – детектор площадью 500 мм^2.

Общий вид радиометров представлен на рис. 4.5 и 4.6.

Схема пломбировки от несанкционированного доступа представлена на рис. 4.7.

Рис. 4.5. Общий вид радиометров основного исполнения ФВКМ.412121.001 и исполнения 02 ФВКМ.412121.001-02

Рис. 4.6. Общий вид радиометров исполнения 01 ФВКМ.412121.001-01

Рис. 4.7. Схема пломбировки от несанкционированного доступа

Используемое в радиометрах программное обеспечение (ПО) состоит из двух ПО:

– встроенного программного обеспечения в виде программного кода, записанного в постоянное запоминающее устройство;

– вспомогательного прикладного программного обеспечения «УМФ-2000», предназначенного для автоматизации обработки данных, формирования протоколов и отчетов, хранения измеренных данных в архиве;

Метрологически значимой частью является встроенное ПО. Модификация или замена ПО возможна только после вскрытия радиометра на предприятии-изготовителе с помощью специальных аппаратных средств.

4.4.2. Метрологические и технические характеристики

Таблица 4.2 – Метрологические характеристики

Наименование характеристики	Значение
Диапазон энергии регистрируемого альфа-излучения, кэВ	от 3 500 до 10 000
Диапазон энергии регистрируемого бета-излучения, кэВ	от 50 до 3 500
Диапазон измерений активности, Бк: – альфа-излучения – бета-излучения	 от 0,01 до 10^3 от 0,1 до $3 \cdot 10^3$
Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерения активности в плоских источниках, %	±15
Минимальная измеряемая активность за время измерения 1000 с, Бк – альфа-излучения – бета-излучения	 0,01 0,1
Скорость счета фоновых импульсов, $с^{-1}$, не более: – для детекторов площадью 500 и 1000 $мм^2$ в канале регистрации альфа-излучения – для детекторов площадью 500 $мм^2$ в канале регистрации бетаизлучения – для детекторов площадью 1000 $мм^2$ в канале регистрации бетаизлучения	 0,001 0,03 0,07
Пределы допускаемой дополнительной погрешности измерений активности при изменении напряжения и частоты электропитания относительно нормальных значений, %	5
Нормальные условия измерений: – температура окружающей среды, °С – относительная влажность, % – атмосферное давление, кПа	 от +15 до +25 от 30 до 80 от 84,0 до 106,7
Пределы допускаемой дополнительной погрешности измерений активности при отклонении температуры окружающего воздуха от нормальных до предельных рабочих значений, %	5
Пределы допускаемой дополнительной погрешности измерений активности в условиях повышенной влажности окружающего воздуха относительно нормальных условий, %	5

Таблица 4.3 – Основные технические характеристики

Наименование характеристики	Значение
Время установления рабочего режима, мин, не более	30
Время непрерывной работы, ч, не менее	24
Нестабильность показаний за 8 ч непрерывной работы, %	±5
Параметры электрического питания: – напряжение переменного тока, В – частота переменного тока, Гц	 220+-2233 50+-11,,00
Потребляемая мощность, ВА, не более	40
Габаритные размеры (длина×ширина×высота), мм, не более – исполнения основного ФВКМ.412121.001, исполнения 02 ФВКМ.412121.001-02 – исполнения 01 ФВКМ.412121.001-01	 336,5×286×190 334,0×286×190
Масса, кг, не более: – исполнения основного ФВКМ.412121.001, исполнения 02 ФВКМ.412121.001-02 – исполнения 01 ФВКМ.412121.001-01	 23,0 22,3
Рабочие условия эксплуатации: – температура окружающей среды, °С – относительная влажность, %, не более – атмосферное давление, кПа	 от -10 до +50 98 от 84,0 до 106,7
Средний срок службы, лет	15
Средняя наработка на отказ, ч	30 000

Таблица 4.4 – Комплектность средства измерений

Наименование	Обозначение	Количество
1	2	3
Альфа- бета радиометр для измерений малых активностей УМФ-2000	ФВКМ.412121.001	*
Альфа- бета радиометр для измерений малых активностей УМФ-2000	ФВКМ.412121.001-01	*
Альфа- бета радиометр для измерений малых активностей УМФ-2000	ФВКМ.412121.001-02	*
Подложка (2,5 $см^2$)	ФВКМ.725212.006	*
Подложка (4 $см^2$)	ФВКМ.725212.001	*
Подложка (7 $см^2$) (для основного исполнения 02)	ФВКМ.725212.002	*
Подложка (14 $см^2$) (для исполнения 01)	ФВКМ.725212.003	*
Вкладыш	412121001.50	*
Фильтр аналитический аэрозольный АФА-РМП-20	-	*
Кабель нуль-модемный COM-COM DB9F- DB9F	-	1 шт.
Преобразователь интерфейса USB в RS-232 MOXA UPort1110	-	1 шт.

Продолжение табл. 4.4

1	2	3
Контрольный источник альфа- и бета- излучения типа ОИСН-238	-	1 шт.
Паспорт на контрольный источник	-	1 экз.
Программное обеспечение «УМФ-2000»	ФВКМ.002001-01	1 шт.
Свидетельство о поверке	-	1 экз.
Методика поверки	ФВКМ.412121.001МП	1 экз.
Руководство по эксплуатации	ФВКМ.412121.001РЭ	1 экз.
Паспорт	ФВКМ.412121.001ПС	1 экз.
Суммарная альфа- и бета- активность водных проб. Методика измерений альфа-бета радиометром УМФ-2000	ФР.1.38.2018.30404	*
Методика радиационного контроля. Суммарная альфа-бета-активность природных вод (пресных и минерализованных). Подготовка проб и выполнение измерений	ФР.1.40.2013.15386	*
Комплект ЗИП-О	-	2

В радиометре УМФ-2000 используется полупроводниковый йонно-легированный кремниевый детектор. Детекторы такого типа имеют превосходные характеристики для регистрации альфа и бета-излучения, но очень чувствительны к малейшим повреждениям рабочей поверхности. Для того, чтобы регистрировать альфа-излучение, толщина защитного слоя алюминия на рабочей поверхности не превышает 0,2 микрона. Такое тонкое покрытие легко разрушается при механическом или химическом воздействии. Места повреждений в детекторе являются источниками шумов, в результате характеристики радиометра резко ухудшаются. Внешне это может проявляться как неконтролируемый хаотический счет по бета-каналу, существенно превышающий фоновые значения. Поврежденный детектор подлежит замене.

Для защиты детектора конструкция радиометра не предусматривает доступ пользователя к детектору.

Вот некоторые простые правила, выполнение которых гарантирует долгую службу радиометра:

При измерениях пользоваться только штатными, т.е. поставляемыми вместе с прибором подложками, вкладышами, фильтрами и т.д.

Для подготовки проб использовать методики, специально разработанные для УМФ-2000, или предварительно проконсультироваться у наших специалистов по поводу возможности использования конкретной методики.

Избегать измерения счетных образцов, которые могут выделять пары химически агрессивных соединений.

Не размещать радиометр для работы или хранения в местах, где относительная влажность превышает 95 %.

Не измерять счетные образцы или эталонные источники активностью более 1000 Бк. Такие образцы обычно имеют на рабочей поверхности нефиксированное загрязнение. Даже небольшая активность (порядка 1 Бк), попавшая на детектор или окружающие его конструкции, может сделать прибор непригодным для измерений малых активностей.

Если есть необходимость в измерении существенно различающихся по активности образцов, то лучше приобрести отдельный радиометр для больших активностей.

При измерении сыпучих счетных образцов следить за тем, чтобы проба не возвышалась над краями подложки. Всегда использовать спирт или ацетон для фиксации сыпучих образцов.

Не оставляйте счетные образцы в радиометре после окончания измерений.

При правильном использовании радиометр УМФ-2000 будет работать более 10 лет без замены детектора.

Первоначально УМФ-2000 выпускался лишь с одним типом детектора (с площадью 5 $см^2$), однако для измерения суммарной активности питьевой воды с большой минерализацией (более 0,5 г/л) такая площадь оказалась недостаточной для достижения необходимой чувствительности для альфа-излучения. Специально для таких случаев была разработана модификация УМФ-2000 с большим детектором площадью 10 $см^2$. Чувствительность такого прибора при измерении суммарной активности альфа-излучателей в сухих остатках водных проб оказалась вдвое выше, чем с меньшим детектором. Однако чувствительность для бета-излучения не изменилась, поскольку увеличение площади детектора привело к повышению уровня шумов.

Кроме измерения суммарной активности детектор большей площади применяется для измерения активности воздушных фильтров типа АФА-РМП-20 или АФА-РСП-20. Для измерения фильтров нужно использовать специальное металлическое прижимное кольцо, чтобы удержать фильтр на пробоподаче. Подробнее об измерении фильтров можно прочитать в соответствующем разделе.

Исторически УМФ-2000 является преемником бета-радиометров УМФ-1500М и УМФ-3. На этих радиометрах использовались подложки-тарелочки (иногда их называют «мишени») внешним диаметром 35 мм и рабочей площадью 2,5 или 4 $см^2$. С помощью этих подложек измеряли остатки после радиохимического выделения Cs-137, Sr-90, Pb-210. Новый прибор разрабатывался с расчетом, что все методики, разработанные для УМФ-1500 и УМФ-3, будут применяться и для УМФ-2000. Вместе с тем, УМФ-2000 оказался в состоянии решать еще одну измерительную задачу, ранее недоступную другим радиометрам. Речь идет об измерении суммарной альфа и бета активности питьевой воды. Под эту задачу (где существенным фактором является площадь рабочей поверхности подложки) были разработаны специальные подложки рабочей площадью 7 $см^2$ (для УМФ-

2000 с детектором площадью 5 $см^2$) и 14 $см^2$ (для УМФ-2000 с детектором площадью 10 $см^2$).

Стационарный монитор контроля загрязненности персонала IPCM 12.

На сегодняшний день мониторы загрязненности предметов и персонала развиваются в следующих ключевых направлениях:

– максимально простая поддержка в рабочем состоянии;

– наилучший пользовательский интерфейс, простой для понимания, простой для калибровки, простой для изменения параметров;

– высочайшие параметры при выполнении измерений;

– унифицированная платформа, унифицированный набор запчастей, доступных в стране, где мониторы установлены;

– SAM12 / (LAM12) монитор малых (больших) предметов;

– HFM11 Монитор рук и ног;

– PM12 Гамма-монитор для проходных;

– IPCM12 α/β монитор загрязненности персонала.

Важным фактором помимо чувствительности является ВРЕМЯ (время сканирования уменьшается до 10 с). Пропускная способность персонала существенно повышена!

Три варианта:

– открытый (типа PCM2);

– закрытый с или без дверей (типа IPM9A);

– с опцией контроля гамма-излучения.

Ключевые особенности:

Монитор IPCM использует прекрасную геометрию детектирования типа PCM2.

Усовершенствованное тех. обслуживание с доступом с фронта до 23 одинаковых детектора. Универсальные кросс-платы, такие же, как у PM12 и SAM12.

Программное обеспечение, основанное на ПО следующего поколения типа, использованного в PM12.

Прекрасная чувствительность при повышенном гамма-фоне.

Батарея, предотвращающая ошибки при отключении питания.

Быстрое определение фона, реальная оценка вероятности ложных предупреждений, меняющиеся фоновые условия, точная и правильная идентификация загрязнения тела, использование точных значений коэффициентов поглощения.

Рис. 4.8. Общий вид

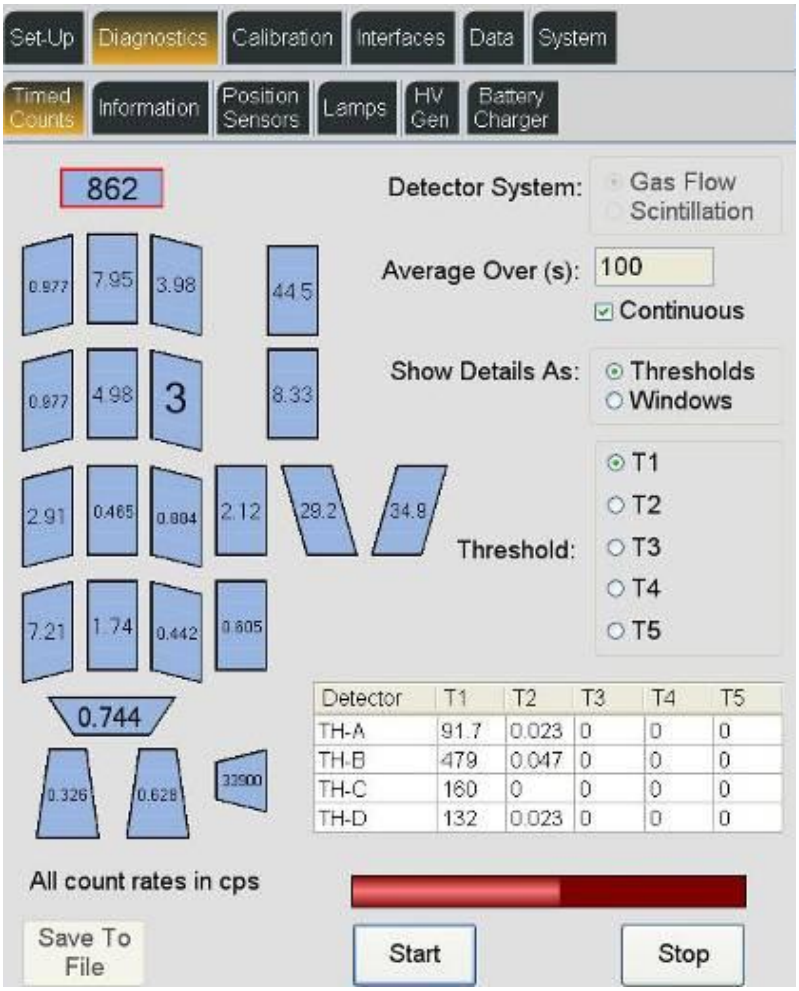


Рис. 4.9. Интерфейс панели измерения

Большие детекторы для минимизации мертвых площадей.

Все детекторы одинакового размера для минимизации затрат на запчасти.

Каждый детектор разделен на позиционно-чувствительные части, благодаря чему площадь регистрации загрязнения меньше, чем у любого монитора на рынке:

– площадь ~180 см^2.

– минимальная скорость счета бета-гамма фона при высоком или изменяющемся фоне.

– одна плата для всех 4 площадей регистрации

Сохранение покрытия площади тела, как в PCM2:

– площадь тела – 8700 cm^2

– полное покрытие – 16700 cm^2

Большой детектор на ноги.

Детекторы на ноги разработаны так, чтобы покрывать ноги целиком.

Два детектора, регулируемые под пальцы ног обеспечивают мониторинг даже ног больших размеров. Детектор, регулируемый под ноги.

Шарнирно подвешенный детектор, регулируемый под пальцы ног, максимизирует альфа эффективность.

4.5. Автоматизированные системы радиационного контроля

Системы радиационного контроля представляют собой комплекс технических средств, позволяющих выполнить контроль радиационной обстановки, направленный на обеспечение и соблюдение норм радиационной безопасности, и определение параметров, характеризующих радиационную безопасность ЗАЭС.

Функционально системы РК состоят из следующих подсистем:

- радиационный технологический контроль (РТК) за состоянием защитных барьеров и содержанием нуклидов в технологических средах;

- радиационный дозиметрический контроль (РДК).

Автоматизированная система радиационного контроля (АСРК) ЭБ является составной частью автоматизированной системы контроля радиационной обстановки АЭС и представляет собой систему сбора и обработки данных от датчиков (устройств) радиационного контроля и технологического оборудования, установленных в точках контроля.

АСРК энергоблока предназначена:

1) для непрерывного контроля, отображения и документирования информации о параметрах, характеризующих:

2) обеспечения персонала достоверной информацией о радиационном состоянии ЭБ;

3) ведение архива информации о радиационных параметрах энергоблока;

4) обеспечение связи со смежными системами.

Дистанционный непрерывный радиационный контроль на объектах АЭС осуществляется посредством автоматизированной системы радиационного контроля (АСРК), которая включает в себя автоматизированную двухуровневую измерительную информационную систему с централизованным автоматизированным управлением ее функционированием и распределенной организацией измерения, сбора обработки информации на энергоблоках.

АСРК состоит из: блоков и устройств детектирования; датчиков технологических параметров; запорно-регулирующей арматуры; исполнительных механизмов управления газодувками; устройств сигнализации; периферийных процессовых станций, размещаемых в помещениях технических средств энергоблока; шкафов питания систем безопасности оборудования АСРК.

4.5.1. Информационно-измерительная система радиационного контроля «Кольцо»

ИИС «Кольцо» является составной частью автоматизированной системы радиационного контроля АЭС и предназначена:

– для оперативного контроля радиационной обстановки посредством непрерывного измерения мощности экспозиционной дозы гамма излучения на постах контроля (ПК), расположенных по периметру АЭС, в санитарно-защитной зоне (СЗЗ) и в 30-ти километровой зоне наблюдения (ЗН), а также объемной активности радионуклидов в воде на ПК;

– оценки РО по периметру АЭС, в СЗЗ и ЗН при авариях на станции с контролем уровня радиации и данных метеонаблюдений.

ИИС – автоматизированная измерительная информационная система, обеспечивает:

1) измерение мощности дозы гамма-излучения блоками детектирования;
2) измерение объемной активности радионуклидов в воде;
3) измерение метеопараметров: направление ветра; скорость ветра; радиационный баланс; осадки; атмосферное давление; температура воздуха, разность температур;
4) контроль напряжения питания;
5) контроль температуры в аккумуляторном отсеке.

Пост контроля предназначен для автоматического измерения, сбора, первичной обработки, хранения и _ информации о состоянии окружающей среды.

Информация с поста контроля по радиоканалу передается в локальный центр управления. Аппаратура постов контроля установлена в необслуживаемом контейнере и сохраняет работоспособность в диапазоне температур от -30 °С до +50 °С.

Рис. 4.10. Вид поста ЛЦУ и блоков детектирования

Локальный центр управления (ЛЦУ) предназначен для оперативного взаимодействия с постами контроля, а именно – для удаленного сбора, обработки и хранения контролируемых параметров, управления алгоритмом работы отдельного поста контроля и системы в целом.

Автоматизированная работа активной станции ЛЦУ заключается в циклическом опросе каждого поста контроля и передачи текущих данных о радиоактивном состоянии окружающей среды и метеорологических параметрах в автоматизированную систему управления технологическим процессом АЭС.

СЛОВАРЬ ТЕРМИНОВ И ОПРЕДЕЛЕНИЙ ПО РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

ALARA – принцип в философии радиологической защиты, при котором доза и риск облучения удерживаются на низком разумно достижимом уровне (As Low As Reasonably Achievable - ALARA) с учетом экономических и социальных факторов.

Аварийная защита – функция системы управления и защиты ядерного реактора по предотвращению развития на нем аварийной ситуации за счёт аварийной остановки реактора.

Аварийная ситуация – состояние ядерной установки (например, атомной станции), характеризующееся нарушением пределов и/или условий безопасной эксплуатации, но не перешедшие в аварию. Соответствует уровню **1** шкалы **INES.**

Аварийное облучение – непредвиденное повышенное внешнее облучение и/или поступление радионуклидов (радиоактивных веществ) внутрь организма персонала или населения вследствие радиационной аварии или инцидента.

Авария – опасное техногенное происшествие, создающее на объекте, на определенной территории или акватории угрозу жизни и здоровью людей и приводящее к разрушению зданий, сооружений, оборудования и транспортных средств; к нарушению производственного или транспортного процесса; к нанесению ущерба окружающей природной среде.

Авария радиационная – непредусмотренное событие, включая ошибку оператора, отказ оборудования или другую неисправность, приводящее к выходу источника ионизирующего излучения (например, атомной станции) из-под контроля и потере над ним управления. Вызывается неисправностью оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами. Приводит к выходу радиоактивных материалов и/или ионизирующих излучений в окружающую среду в количествах, приводящих к значительному незапланированному облучению персонала, населения и/или радиоактивному загрязнению окружающей среды Реальные или потенциальные последствия их не могут быть проигнорированы с точки зрения радиационной защиты и безопасности.

Авария радиационная проектная – авария, для которой проектом определены исходные и конечные состояния радиационной обстановки и предусмотрены системы безопасности.

Авария с риском за пределами площадки – запроектная авария с ограниченным выбросом в окружающую среду с необходимостью частичного или полного осуществления аварийных планов по защите персонала и населения; соответствует уровню **5** шкалы I**NES.**

Авария ядерная – авария, произошедшая вследствие неконтролируемой самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления.

Активная часть источника – часть радионуклидного источника ионизирующего излучения, в которой распределен радиоактивный материал.

Активность радионуклида в источнике (образце) – физическая величина, мера активности радионуклидов, выражаемая числом самопроизвольных ядерных распадов в данном количестве радиоактивного материала за единицу времени. Единица активности в СИ – Беккерель (Бк), внесистемная единица - Кюри (Ku), составляющая $3{,}7\times10^{10}$ Бк. Описывается отношением числа **dN** самопроизвольных (спонтанных) ядерных переходов из определенного ядерно-энергетического состояния радионуклида, происходящих в данном его количестве за интервал времени **dt**, к этому интервалу времени. Активность **A -** характеризуется числом **dN** распадов в данном количестве $\mathbf{N_0}$ атомов (ядер) радионуклида в единицу времени **dt**: $\mathbf{A = dN/dt;\ dN/dt = -\lambda N;\ A= \lambda N = 0{,}693\ N\ /T_{1/2}}$ **,** где **λ** – постоянная распада, характеризующая вероятность распада на один атом (ядро) в единицу времени; $\mathbf{T_{1/2}}$ – период полураспада, время, за которое распадается половина ядер атомов.

Активность удельная (объемная) – отношение активности **A** радионуклида в веществе к массе **m** (объему **V**) вещества: $\mathbf{A_m=A/m\ (A_v=A/V).}$ Единица удельной активности – беккерель на килограмм, Бк/кг. Единица объемной активности – беккерель на метр кубический, Бк/м^3.

Активность эквивалентная равновесная объемная (ЭРОА) дочерних продуктов изотопов радона – **^{222}Rn и ^{220}Rn -** взвешенная сумма объёмных активностей короткоживущих дочерних продуктов изотопов радона: **^{218}Po** (RaA); **^{214}Pb** (RaB); **^{214}Bi** (RaC); **^{212}Pb** (ThB); **^{212}Bi** (ThC), соответственно: $\mathbf{(ЭРОА)_{Rn} = 0{,}10\ A_{RaA} + 0{,}52\ A_{RaB} + 0{,}38\ A_{RaC} = 1200\ Бк/м^3;\ (ЭРОА)_{Tn} = 0{,}91\ A_{ThB} + 0{,}09\ A_{ThC} = 270\ Бк/м^3}$, где $\mathbf{A_i}$ - объемные активности дочерних продуктов изотопов радона.

Альфа распад (α-распад) – вид радиоактивного самопроизвольного превращения тяжелых атомных ядер, сопровождающийся испусканием α-частиц из ядра. В результате α-распада исходный элемент смещается на два номера к началу периодической системы Менделеева

Альфа-излучение (α-излучение) – корпускулярное ионизирующее излучение, состоящее из α-частиц (ядро атомов гелия $^4He_2$, положительно заряжённое, относительно тяжелое). Испускается при радиоактивном распаде ядер или ядерных реакциях и превращениях. Обладает самой низкой проникающей способностью (задерживается листом бумаги), но при попадании источников α-излучения внутрь организма с пищей, воздухом или через повреждения кожи причиняет наибольший вред на ограниченном участке живой ткани.

Альфа-распад (α-распад) в радиоактивном источнике – вылет **α**-частицы из ядра, при котором атомный номер **Z** уменьшается на две единицы, массовое число **A** - на четыре единицы.

Ампер на килограмм (А/кг) – единица мощности экспозиционной дозы излучения рентгеновского и гамма-излучений, при которой за время 1 с

сухому атмосферному воздуху передается экспозиционная доза излучения 1 Кл/кг.

Аннигиляционное излучение – фотонное излучение, возникающее в результате аннигиляции частицы и античастицы (например, при взаимодействии β^- *электрона* и β^+*позитрона*).

Атомная единица энергии – энергия, соответствующая одной атомной единице массы. 1 а.е.м. = 931,5016 МэВ.

Безопасность – состояние защищенности жизненно важных интересов личности, общества и государства от внутренних и внешних угроз или опасностей. Различают социальную (правовую, интеллектуальную, духовно-культурную), экономическую (финансовую, хозяйственную, технологическую) и территориальную (экологическую, сырьевую, жизненную) безопасность.

Безопасность радиационная – мероприятия, направленные на предохранение производственного персонала и населения от ионизирующего излучения. Современными нормами радиационной безопасности (НРБ-2009) допускаются два дозовых предела: 20 мЗв/год – для профессионалов и 1 мЗв/год – для населения (средняя доза критической группы населения - сумма доз внешнего облучения за текущий год и ожидаемой дозы до 70 лет вследствие поступления радионуклидов в организм за текущий год). Достигается у населения ограничением воздействия от всех основных видов облучения, как путём снижения дозы облучения у отдельных лиц, так и уменьшения числа лиц, подвергающихся облучению, в соответствии с принципом оптимизации.

Беккерель – специальное наименование единицы СИ активности радиоактивного источника (вещества). Обозначение Бк (русское), Bq (международное). 1 Бк – активность радиоактивного источника, при которой за время 1 с происходит 1 акт распада. (приблизительно 2,7 х 10^{-11} Ku). На практике часто используются такие единицы, как ГБк и ТБк. Беккерель используется только применительно к активности радионуклида. Названа в честь французского физика А. Беккереля (1852–1908).

Бета-излучение (β-излучение) – корпускулярное излучение с непрерывным энергетическим спектром, состоящее из отрицательно или положительно заряженных электронов или позитронов (β^- *или* β^+*-частиц*). Возникает при радиоактивном β – распаде ядер или нестабильных частиц. Характеризуется граничной энергией спектра E_β.

Бета-лучи (β-лучи) – поток электронов или позитронов, возникающий при радиоактивных превращениях атомных ядер. Отклоняются в электрических и магнитных полях; вызывают ионизацию, люминесценцию, воздействуют на фотоэмульсию.

Бета-минус [β-(минус)] – распад в радиоактивном источнике - вылет из ядра электрона и антинейтрино, при котором заряд ядра увеличивается на одну единицу, а массовое число не изменяется (нейтрон внутри ядра переходит в протон).

Бета-плюс [β-(плюс)] – распад в радиоактивном источнике - вылет из ядра позитрона и нейтрино, при котором заряд ядра уменьшается на одну единицу, а массовое число не изменяется (протон внутри ядра переходит в нейтрон).

Бета-распад (β-распад) – тип радиоактивного превращения нестабильных атомных ядер. Обусловлен слабыми взаимодействиями и связан с взаимным превращением нейтронов и протонов в атомных ядрах.

Биологическая защита – радиационный барьер, создаваемый вокруг активной зоны реактора, системы его охлаждения или радиоактивного материала для уменьшения облучения (особенно нейтронами и γ -лучами) до уровня, безопасного для персонала, населения и окружающей среды. На атомной станции основным материалом биологической защиты является бетон. У реакторов большой мощности толщина бетонного защитного экрана достигает нескольких метров.

Биологический эквивалент рентгена (бэр) – внесистемная единица эквивалентной дозы излучения. 1 бэр – доза любого вида ионизирующего излучения, производящая такое же биологическое действие, как и доза рентгеновских или γ-лучей в 1 Р.

Биологическое действие излучения – биологические, физиологические, генетические и другие изменения в живых клетках и организмах в результате действия ионизирующего излучения. В основе биологического действия излучения лежат процессы ионизации и возбуждения молекул, радиационно-химические реакции, изменение функции ДНК. При значительных дозах облучения возникают неблагоприятные последствия, вплоть до гибели клеток и организмов.

Ближайшие последствия облучения – первичная реакция и поражение организма, наступающие в течение нескольких недель после острого облучения.

Бэр (международное обозначение в английской транскрипции – Rem /**рем**/ от Roentgen Equivalent of Man) – внесистемная единица измерения эквивалентной дозы излучения. 1бэр=0,01 Зв $=10^{-2}$ Зв = 0,01 Дж/кг. Ранее единица бэр понималась как биологический эквивалент рентгена (отсюда название единицы – бэр). В этом случае 1 бэр соответствует такому облучению живого организма данным видом излучения, при котором наблюдается тот же биологический эффект, что и при экспозиционной дозе γ-излучения в 1 Р.

Вещество радиоактивное – вещество в любом агрегатном состоянии, содержащее радионуклиды с активностью, на которые распространяются требования НРБ-2009.

Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы (W_R, радиационный коэффициент излучения) – безразмерный коэффициент, используемый в радиационной защите при расчёте *эквивалентной дозы*. На этот коэффициент необходимо умножить поглощенную дозу излучения в органе или ткани для расчета эквивалентной дозы излучения, чтобы учесть эффективность различных

видов излучений в развитии биологических эффектов. Зависит от вида и энергии излучения:

Вид и энергия излучения	**Радиационный коэффициент W_R**
Фотоны всех энергий	1
Электроны и мюоны всех энергий	1
Нейтроны с энергией:	
менее 10 кэВ	2
10-100 кэВ	4
более 100 кэВ до 2 МэВ	12
более 2 МэВ до 20 МэВ	8
более 20 Мэв	5
Протоны с энергией более 2 МэВ, кроме протонов отдачи	5
α-частицы, продукты деления, тяжелые ядра	20

Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов (W_T) – множители эквивалентной дозы в органах и тканях, используемые в радиационной защите при расчете *эффективной дозы* для учета различной чувствительности разных органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиоактивного воздействия.

Гонады	0,20
Красный костный мозг	0,12
Толстый кишечник	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Грудная железа	0,05
Мочевой пузырь	0,05
Пищевод	0,05
Печень	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01
Клетки костных поверхностей	0,01
*Остальные органы (ткани)	0,05*

*К остальным органам и тканям относят: надпочечники, головной мозг, расположенный вне грудной клетки отдел органов дыхания, тонкий кишечник, почки, мышечную ткань, поджелудочную железу, селезенку, вилочковую железу и матку. В тех случаях, когда один из перечисленных органов или тканей получает эквивалентную дозу, превышающую самую большую дозу, полученную любым из двенадцати органов или тканей, для которых определены значения $\mathbf{W_T}$, следует приписать этому органу или ткани $\mathbf{W_T = 0{,}025}$ и суммарный $\mathbf{W_T = 0{,}025}$ в среднем для остальных органов в рубрике «Остальные».

Вмешательство – мероприятие (действие), направленное на предотвращение либо снижение вероятности облучения, либо дозы или неблагоприятных последствий облучения или комплекса неблагоприятных последствий радиационной аварии. Применимо, как правило, не к источнику

излучения, а к окружающей среде и (или) к человеку

Внесистемная единица физической величины – единица физической величины, не входящая ни в одну из принятых систем единиц.

Внешнее излучение источника – поток ионизирующих частиц, выходящих из радионуклидного источника излучения через его рабочую поверхность.

Внешнее облучение – облучение организма (тела) ионизирующим излучением, приходящее извне, или облучение тела от находящихся вне его источника ионизирующего излучения.

Внутреннее облучение – облучение организма (тела), отдельных органов и тканей ионизирующим излучением, испускаемым содержащимися в них радионуклидами или облучение тела от находящихся или попавших внутрь источников ионизирующего излучения.

Вода питьевая, содержание природных и искусственных радионуклидов – при наличии в питьевой воде радионуклидов, создающих эффективную дозу облучения меньше 0,1 мЗв/год, не требуется проведения мероприятий по снижению ее радиоактивности. Этому значению дозы при потреблении воды 2 кг в сутки соответствуют заранее рассчитанные средние значения удельной активности за год. При совместном присутствии в воде нескольких радионуклидов должно выполняться условие: $\sum (A_i/УВ_i) \leq 1$, где A_i – удельная активность i-го радионуклида в воде, $УВ_i$ - соответствующий уровень вмешательства. При невыполнении указанного условия защитные действия должны осуществляться с учётом принципа оптимизации. Предварительная оценка допустимости использования воды для питьевых целей может быть дана по удельной суммарной альфа (A_α)- и бета (A_β)-активности, которая не должна превышать 0,1 и 1,0 Бк/кг, соответственно . При возможном присутствии в воде ^{3}H, ^{14}C, ^{131}I, ^{210}Pb, ^{228}Ra и ^{232}Th определение удельной активности этих радионуклидов в воде является обязательным. Уровень вмешательства для ^{222}Rn в питьевой воде составляет 60 Бк/кг.

Воздействие ионизирующего излучения (механизм воздействия) на ткани организма – сложный многостадийный процесс, состоящий из следующих этапов: 1) **Заряжённые частицы (**α- и β-частицы) и γ-кванты**,** проникая в ткани организма передают свою энергию атомам, близ которых они проходят. 2) **Электрические взаимодействия** сопровождаются выбиванием электронов как с внешней, так и с внутренних оболочек атома ткани организма, их ионизацией и возбуждением. 3) **Физико-химические изменения** – запуск сложной цепи реакций, в результате которых образуются новые молекулы, обладающие токсическими для организма свойствами, включая и такие чрезвычайно реакционно-способные, как «свободные радикалы». 4) **Химические изменения** вызываются ионами свободных радикалов, взаимодействующими между собой и с окружающими молекулами. Они определяют: а) химическую модификацию важных в биологическом отношении молекул, необходимых для нормального функционирования клетки; б) структурные повреждения клеточных

компонентов в) гибель клеток. 5) **Биологические эффекты.** – наступают как через несколько секунд, так и через десятилетия после облучения и являются причиной гибели клеток или таких изменений в них, которые приводят к раку.

Воздействие ионизирующего излучения на организм человека – эффекты, вызываемые ионизирующей радиацией при воздействии на организм человека. Отмечаются два вида эффектов, которые клинической медициной относятся к болезням: детерминированные пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой дерматит, лучевая катаракта, лучевое бесплодие, аномалии в развитии плода и др.) и стохастические (вероятностные) беспороговые эффекты (злокачественные опухоли, лейкозы, наследственные болезни).

Время полувыведения, биологическое – время. необходимое организму, чтобы удалить половину материала, поглощенного естественным природным способом.

Время полувыведения, эффективное – время, необходимое радионуклиду, содержащемуся в биологической системе, такой как человек или животное, чтобы понизить активность вдвое, как комбинированный результат радиоактивного распада и биологического выведения.

Вторичное ионизирующее излучение – ионизирующее излучение, возникающее в результате взаимодействия первичного ионизирующего излучения с рассматриваемой средой.

Выброс радиоактивных веществ – выброс, поступление радионуклидов (радиоактивных веществ) в атмосферный воздух в результате работы предприятия.

Гамма-излучение (γ-излучение) – вид ионизирующего электромагнитного излучения, испускаемого при радиоактивном распаде и ядерных реакциях (ядерные превращения или аннигиляция частиц). Распространяется со скоростью света и обладает большой энергией и проникающей способностью. Эффективно ослабляется при взаимодействии с тяжелыми элементами, например, свинцом. Для ослабления гамма-излучения в ядерных реакторах АС используется толстостенный защитный экран из бетона.

Гамма распад (γ-распад) – испускание возбужденным ядром электромагнитного излучения с очень малой длинной волны и очень высокой частотой (γ – излучение). При этом энергия ядра уменьшается, массовое число и заряд ядра остаются неизменными.

Гамма-постоянная (γ-постоянная) – отношение мощности экспозиционной дозы **X**, создаваемой **γ** - излучением точечного изотропного источника радионуклида без начальной фильтрации на расстоянии **l м,** умноженной на квадрат этого расстояния, к активности **A** источника: $\mathbf{\Gamma = X\ l^2/A}$ – аКл · $м^2$/(кгс · Бк). В СИ введена постоянная мощности воздушной кермы радионуклида, Гр•$м^2$/(Бк•с).

Гарантии Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) – установленная в рамках международной политики нераспространения

ядерного оружия система проверки, применяемая к мирному использованию ядерной энергии, осуществление которой возложено на МАГАТЭ в соответствии с Уставом агентства, Договором о нераспространении ядерного оружия и Договором о запрещении ядерного оружия в Латинской Америке.

Генетически значимая доза – среднее значение индивидуальной эквивалентной дозы на гонады в популяции с учетом ожидаемого числа детей, зачатых после облучения.

Генетически значимые нуклиды – радионуклиды, которые при попадании в организм создают заметное облучение гонад по сравнению с другими критическими органами.

Генетическое последствие облучения – увеличение частоты наследственных заболеваний вследствие повреждения ионизирующей радиацией генетического материала половых клеток. При этом генетически значимой дозой считают дозу, полученную на родительские гонады.

Генное лучевое повреждение – генные мутации, возникающие в результате облучения.

Гидроперекиси – образующиеся под воздействием ионизирующей радиации в клетках организма молекулы супероксида (O^{2-}.), перекиси водорода H_2O_2, гидроксильного радикала (HO^-) синглетного кислорода (O_2) и др. Образуются они в процессе следующих свободнорадикальных реакций:

$$^{-1}O_2 + e^- \rightarrow O_2^-$$
$$O_2^- + H^+ \rightarrow HO_2^-$$
$$O_2^- + HO_2^- + H^+ \rightarrow H_2O_2 + O_2$$
$$2O_2^- + 2\,H^+ \rightarrow {}^1O_2 + H_2O_2$$

Государственного санитарного надзора за облучением от природных и медицинских источников ионизирующего излучения – надзор специалистов по радиационной гигиене санитарно-эпидемиологической службы и Проматомнадзора республики за снижением суммарной эффективной дозы облучения населения от различных источников ионизирующих излучений в связи с её превышением нормы после катастрофы на Чернобыльской АЭС. В связи с этим осуществляется постоянный контроль за работой рентгеновской и флюорографической аппаратуры, эксплуатацией линейных ускорителей и оборудования ядерной медицины, состоянием радионуклидных лабораторий, обеспечиваются обследования содержания радона в воздухе помещений и мощности дозы гамма-излучения от природных радионуклидов при приемке после окончания строительства, реконструкции и капитального ремонта зданий детских дошкольных учреждений, школ, лечебно-профилактических учреждений и т.д.

Грей (Гр) – единица измерения поглощенной дозы ионизирующего излучения в системе СИ, при которой веществу массой 1 кг передаётся энергия ионизирующего излучения 1 Дж. Обозначение – **Гр. 1 Гр = 1 Дж/кг.** Внесистемная единица – рад . **1 Гр = 100 рад**. Доза облучения в 1 - 2 Гр ведет к возникновению лучевой болезни, а доза в 7 - 10 Гр может вызвать смертельный исход.

Грей в секунду – единица мощности поглощенной дозы излучения, при которой за время 1 с облученным веществом поглощается доза излучения 1 Гр.

Группа критическая – группа лиц из населения (не менее 10 человек), однородная по одному или нескольким признакам (полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания), которая подвергается наибольшему радиационному воздействию при облучении от данного источника излучения.

Группы критических органов – орган, ткань, часть тела или всё тело, облучение которого в соответствующих условиях причиняет наибольший ущерб здоровью данного лица или его потомства. Их относят к I, II или III группам в порядке убывания *радиочувствительности,* для которых устанавливают разные значения основного дозового предела. В группу I критических органов включены все тело, гонады, красный костный мозг; во группу II – мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталики глаз и другие органы, не относящиеся к группам I и III. В III группу входят кожный покров, костная ткань, кисти, предплечья, голени и стопы.

Группы радиационной опасности радиоактивных веществ (радиотоксичности) – группы, на которые разделены радиоактивные вещества (радионуклиды) по их радиационной опасности, как потенциальный источник внутреннего облучения. В порядке убывания радиационной опасности выделены четыре группы с индексами А, Б, В и Г.

Дезактивация – комплекс мероприятий по удалению или снижению радиоактивных поверхностных загрязнений с рабочих поверхностей или из какой-либо среды и обезвреживание радиоактивных отходов химическим, химико-механическим, электро-химическим, пароэмульсионным или гидродинамическим методом с целью обезопасить объект или территорию для пребывания там незащищенных от воздействия радиации людей.

Детектор ионизирующего излучения – чувствительный элемент средства измерений, предназначенный для регистрации ионизирующего излучения. Его действие основано на явлениях, возникающих при прохождении излучения через вещество.

Детерминистский эффект – вредные радиационные эффекты, у которых существует порог, ниже которого эффект отсутствует, а выше - тяжесть эффекта зависит от дозы облучения.

Джоуль – единица СИ работы, энергии, количества теплоты. Равен работе силы 1 н (*кгс-килограмм-сила*), перемещающей тело на расстоянии 1 м в направлении действия силы. **1 кгс·м = 9,61 Дж.** Обозначение – Дж (рус.) и J (междунар.). **1 Дж = 10^7 эрга = 0,2388 кал.**

Доза – энергия, поглощаемая тканью от ионизирующей радиации. Один грэй равняется одному джоулю на килограмм. Доза варьируется в зависимости от воздействия различных видов излучения, и, таким образом, зиверт – это единица дозового эквивалента, используемая при установлении стандартов облучения.

Доза 50%-ного выживания ($СД_{50}$) – доза излучения, приводящая к гибели 50 % облученных за определенный срок (обычно в течение 30 и 60 суток после облучения, $СД_{50}/_{30}$ - за 30 суток, либо $СД_{50}/_{60}$ - за 60 сут.

Доза в органе или ткани (D_T) – средняя поглощенная доза в определенном органе или ткани человеческого тела:

$$D_T = (1/m_T) \int_{m_T} D \, dm ,$$

где $\mathbf{m_т}$ - масса органа или ткани, а **D** – поглощенная доза в элементе массы **dm**.

Доза облучения любого органа человека – *эквивалентная доза* облучения органа. Единица измерения **Зиверт (Зв).**

Доза поглощенная (D) – величина энергии ионизирующего излучения, переданная веществу:

$$\frac{de}{dm} = D,$$

где d_e – средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу, находящемуся в элементарном объеме, а d_m – масса вещества в этом объеме. Энергия может быть усреднена по любому определенному объему, и в этом случае средняя доза будет равна полной энергии, переданной объему, деленной на массу этого объема. В единицах СИ поглощенная доза измеряется в джоулях, деленных на килограмм (Дж/кг**,** Дж × $кг^{-1}$), и имеет специальное название – грей (Гр). Использовавшаяся ранее внесистемная единица рад равна 0,01 Гр.

Доза предотвращаемая – прогнозируемая доза вследствие радиационной аварии, которая может быть предотвращена защитными мероприятиями.

Доза удваивающая генетические мутации – доза хронического облучения родительских гонад во всех поколениях родителей и их потомков, при котором устанавливается стационарная частота генетических мутаций вдвое больше спонтанной, то есть характерной для данного заболевания в отсутствие облучения. Удваивающая доза принята равной 1 Гр для облучения с низким коэффициентом линейной передачи энергии (ЛПЭ). Доза в 1 Гр, полученная при низком уровне радиации только особями мужского пола, индуцирует появление от 1000 до 2000 мутаций, приводящих к серьезным последствиям, и от 30 до 1000 хромосомных аберраций на каждый миллион живых новорожденных.

Доза фракционирования – распределение дозы облучения на более мелкие дозы, разделенные периодом времени.

Доза эквивалентная ($H_{T,R}$) – поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного вида излучения, W_R: $\mathbf{H_{T,R} = W_R \cdot D_{T,R}}$ **,** где $\mathbf{D_{T,R}}$ – средняя поглощенная доза в органе или ткани **T**, а $\mathbf{W_R}$ - взвешивающий коэффициент для излучения **R.** При воздействии различных видов излучения с различными взвешивающими коэффициентами эквивалентная доза определяется как

сумма эквивалентных доз для этих видов излучения $\mathbf{H_T = \sum H_{T.R.}}$ Единицей эквивалентной дозы является **зиверт (Зв).**

Доза эквивалентная ($H_T(\tau)$) или эффективная ($E(\tau)$) ожидаемая при внутреннем облучении – доза за время τ, прошедшее после поступления радиоактивных веществ в организм:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \hat{H}_T(t)dt,$$

$$E(\tau) = \sum_{T} W_T \times H_T(\tau),$$

где $\mathbf{t_0}$ – момент поступления, а $\mathbf{\hat{H}_T(t)}$ – мощность эквивалентной дозы к моменту времени **t** в органе или ткани **T**. Когда τ не определено, то его следует принять равным **50** годам для взрослых и $\mathbf{(70-t_0)}$ – для детей и подростков.

Доза эффективная (E) – величина воздействия ионизирующего излучения, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения организма человека и отдельных его органов с учетом их радиочувствительности. Представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты: $\mathbf{E = \sum W_T \cdot H_T}$ **,** где $\mathbf{H_T}$ - эквивалентная доза в органе или ткани **T**, а $\mathbf{W_T}$ – взвешивающий коэффициент для органа или ткани **T**. Единица эффективной дозы - **зиверт (Зв).**

Доза эффективная коллективная – мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения; она равна *сумме индивидуальных эффективных доз*. Единица эффективной коллективной дозы - **человеко-зиверт (чел.-Зв).**

Доза эффективная (эквивалентная) годовая – сумма эффективной (эквивалентной) дозы внешнего облучения человека, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной (эквивалентной) дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Единица годовой эффективной дозы – **зиверт (Зв).**

Дозиметрический контроль – комплекс организационных и технических мероприятий по определению доз облучения людей с целью количественной оценки эффекта воздействия на них ионизирующих излучений.

Дозиметрия – раздел ядерной физики и измерительной техники, в котором изучают величины, характеризующие действие ионизирующего излучения на различные объекты, а также методы и приборы для его качественного и количественного измерения.

Дозовая радиационная нагрузка – количество радиоактивных материалов, присутствующих в общей дозе.

Дозовый эквивалент – поглощенная доза излучения **D** в точке органа или ткани, умноженная на коэффициент качества излучения **k**: $\mathbf{H = Dk_j = \Sigma D_j k_j}$ **,** где **j** - индекс вида и энергии излучения.

Допустимая мощность дозы – отношение предела дозы (ПД) ко времени облучения в течение календарного года. Для профессионалов время облучения $\mathbf{T_д}$ принимается равным $\mathbf{T_д = 1700\ ч = 6{,}1 \cdot 10^6\ с/год}$ (для большей части персонала установлена 36-часовая рабочая неделя и 4-недельный отпуск). Согласно рекомендациям МКРЗ продолжительность профессиональной работы за календарный год принимается равной 2000 ч ($7{,}2 \cdot 10^6$ с). Для лиц из населения время облучения принимается равным $\mathbf{T = 8800\ ч = 3{,}2 \cdot 10^7\ с/год}$. При установлении контрольных уровней могут использоваться и другие расчетные значения $\mathbf{T_A}$ в зависимости от условий облучения и фактической продолжительности облучения.

Допустимая объемная активность в воздухе рабочей зоны производственных помещений персонала или в атмосферном воздухе – отношение предельного годового допустимого поступления (ПГП) радиоактивного вещества к объёму воздуха, с которыми оно поступает в организм профессионалов или населения в течение календарного года. Согласно НРБ-2009 для профессионалов объём потребляемого воздуха в рабочее время принимается равным $\mathbf{2{,}4 \cdot 10^3\ м^3}$ **/год** при $\mathbf{Г_д = 1700\ ч/год}$.

Допустимая плотность потока частиц (фотонов) – такая плотность потока, при которой создается допустимая мощность дозы. Численно равна её отношению к максимальной эквивалентной дозе на единичный флюенс (перенос) $\mathbf{h_{макс}}$.

Допустимая удельная активность в питьевой воде или пище – отношение предельного годового поступления (ПГП) для населения к массе воды (рациона), с которой радионуклид поступает в организм в течение календарного года. Для населения объем потребляемого воздуха взрослого человека согласно НРБ-2009 принимается равным $\mathbf{8{,}1 \cdot 10^3\ м^3}$**/год (22** $\mathbf{м^3}$**/сут)**, а массы воды **730 кг/год (2,0 кг/сут).**

Допустимое радиоактивное загрязнение поверхности – устанавливается на уровне, не допускающем внешнего и внутреннего облучения людей за счёт радиоактивного загрязнения свыше ПД, а также предупреждающем загрязнение помещений и территории вследствие разноса радиоактивных веществ.

Допустимое содержание – такое среднегодовое содержание радиоактивных веществ в организме (критическом органе), при котором эффективная или эквивалентная доза за календарный год равна ПД. Расчет эффективной или эквивалентной дозы по измерению содержания радионуклидов в организме прямым методом дозиметрии осуществляется по соответствующей методике. Согласно НРБ содержание их в организме не нормируется.

Допустимые уровни – производные нормативные значения для поступления радиоактивных веществ в организм человека за календарный год, усредненные за год содержания радиоактивных веществ в организме, их концентрации (объемной активности) в воздухе, питьевой воде и рационе, мощности эквивалентной дозы, плотности потока частиц (фотонов) и т.п., рассчитанные из значений основных дозовых пределов (ПД).

Дочерние продукты распада радона – продукты распада радона-222 (Po^{218}, Pb^{214}, Bi^{214}, Po^{214}).

Единицы измерения радиоактивности:

Беккерель (Бк, Bq); Кюри (Ku, Си)	1 Бк = 1 распад в секунду 1 Ku =3,7·10^{10} Бк	Единицы активности радионуклида. Представляют собой число распадов в единицу времени.
Грей (Гр, Gy); Рад (рад, rad)	1 Гр = 1 Дж/кг 1 рад = 0,01 Гр	Единицы поглощенной дозы. Представляют собой количество энергии ионизирующего излучения поглощенное единицей массы какого-либо физического тела, например тканями организма.
Зиверт (Зв, Sv) Бэр (бэр, rem).	1 Зв = 1 Гр = 1 Дж/кг (для бета и гамма) 1 мк Зв = 1/1000000 Зв 1 бэр = 0,01 Зв = 10 мЗв	Единицы эквивалентной дозы. Представляют собой единицу поглощенной дозы, умноженную на коэффициент учитывающий неодинаковую радиационную опасность разных видов ионизирующего излучения.
Грей в час (Гр/ч); Зиверт в час (Зв/ч); Рентген в час (Р/ч)	1 Гр/ч = 1 Зв/ч = 100 Р/ч (для бета и гамма) 1 мкЗв/ч = 1 мкГр/ч = 100 мкР/ч 1 мкР/ч = 1/1000000 Р/ч	Единицы мощности дозы. Представляют собой дозу полученную организмом за единицу времени.

Естественное выведение – выведение радиоактивных нуклидов без дополнительных мер по ускорению или замедлению процессов выведения и при отсутствии патологических изменений в организме, нарушающих естественное течение процессов обмена.

Естественный фон излучения – ионизирующее излучение, создаваемое космическим излучением и излучением естественно распределенных радиоактивных природных веществ (на поверхности Земли, в приземной атмосфере, в продуктах питания, воде, в организме человека и др.).

Загрязнение – наличие радиоактивных веществ в/или на материалах или поверхности человеческого тела или другого места, где их наличие является нежелательным и может быть вредным.

Загрязнение поверхности не снимаемое (фиксированное) – радиоактивные вещества, которые не переносятся при контакте на другие предметы и не удаляются при дезактивации.

Загрязнение поверхности снимаемое (нефиксированное) – радиоактивные вещества, которые переносятся при контакте на другие предметы и удаляются при дезактивации.

Загрязнение радиоактивное – присутствие радиоактивных веществ на поверхности, внутри материала, в воздухе, в теле человека или в другом месте, в количестве, превышающем уровни, принятые в установленном порядке.

Закон радиоактивного распада – экспоненциальная зависимость, выражающая долю распавшихся радиоактивных изотопов с течением времени. Для каждого радиоактивного вещества, заданного периодом полураспада, закон радиоактивного распада связывает период наблюдения; число радиоактивных атомов в начальный момент наблюдения и число радиоактивных атомов в конечный момент наблюдения: $\mathbf{N = N_0\, e^{-0,693t/T}}$, где **N** – число атомов радионуклида, $\mathbf{N_0}$ – количество ядер радионуклида в момент начала отсчёта времени (t=0); **e** – основание натурального логарифма (e-2,713); **t** – время распада; **T** – период полураспада радионуклида.

Закрытый источник – радионуклидный источник ионизирующего излучения, конструкция которого исключает поступление содержащихся в нём радиоактивных веществ в окружающую среду выше допустимого действующими нормами уровня в условиях, предусмотренных для применения и износа используемого источника.

Запроектная авария – авария, вызванная неучитываемыми исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными, по сравнению с проектными авариями, отказами систем безопасности сверх единичного отказа, ошибочными решениями персонала. Уменьшение последствий аварии достигается управлением аварией и частичной или полной реализацией планов аварийных мероприятий по защите персонала и населения. Для этой аварии проектом не предусматриваются технические меры, обеспечивающие безопасность персонала и населения. Защита персонала предусматривается за счёт разработки и осуществления на территории промышленной площадки учреждения (предприятия) и окружающей территории плана мероприятий по защите населения и персонала. План разрабатывается дирекцией предприятия до ввода установки в эксплуатацию.

Захоронение радиоактивных отходов – безопасное размещение радиоактивных отходов в хранилищах или каких-либо определенных местах, без намерения последующего их извлечения и возможности выхода радиоактивных веществ в окружающую среду.

Защита от внешнего ионизирующего излучения – планируется при проектировании защиты персонала и населения. В РБ она следующая:

Категория облучаемых лиц	Назначение помещений и территорий	Продолжительность облучения, часы в год	Проектная мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч
Персонал	Помещения постоянного пребывания персонала	1700	6,0
	Помещения временного пребывания персонала	850	12
Население	Любые другие помещения и территории	8800	0,06

При расчете защиты с коэффициентом запаса, равным 2, проектная мощность эквивалентной дозы излучения H на поверхности защиты

определяется по формуле: Н = 500 Д/t , мкЗв/ч, где Д - предел дозы для персонала или населения, мЗв в год; t - продолжительность облучения, часов в год.

Зиверт (Зв) – единица, обозначающая биологический вред, причиненный радиацией. **1 Зв** - эквивалентная доза излучения, при которой поглощенная доза излучения равна 1 грэю и коэффициент качества излучений равен 1. **1 Зв = 1 Дж/кг =100 бэр**. С его помощью можно оценить с точки зрения биологического воздействия все виды излучений (например, космическое излучение, рентгеновское излучение и излучение от радиоактивной субстанции). Один джоуль β- или γ-радиации, поглощенный в килограмме ткани, определяет 1 зиверт биологического воздействия. 1 Дж/кг α-радиации соответствует воздействию в 20 зивертов. 1 Дж/кг нейтронов соответствует воздействию в 10 зивертов.

Зиверт в секунду – единица мощности эквивалентной дозы излучения. **1 Зв/с** - мощность эквивалентной дозы излучения, при которой за время 1 с облучаемым веществом поглощается эквивалентная доза излучения, равная 1 Зв.

Зона наблюдения – территория вокруг радиационного объекта за пределами санитарно-защитной зоны, на которой проводится радиационный мониторинг, радиационный контроль и на которой при возникновении радиационной аварии может потребоваться проведение мер защиты населения.

Зона отчуждения – та часть радиоактивно загрязненной вследствие чернобыльской катастрофы территории, с которой в 1986 году было эвакуировано население.

Зона планирования защитных мероприятий – зона возможного радиационного воздействия при запроектных авариях, в границах которой планируются мероприятия по защите населения. За пределами этой зоны для вышеуказанных аварий не требуется мероприятий по защите населения, предусмотренных действующими дозовыми уровнями вмешательства. Вне этой зоны могут устанавливаться временные ограничения на потребление отдельных сельскохозяйственных продуктов местного производства.

Зона планирования мероприятий по обязательной эвакуации населения – зона прогнозируемого потенциального облучения при запроектных авариях, в которой может быть достигнут или превышен верхний дозовый уровень вмешательства для эвакуации критической группы населения на ранней фазе аварии.

Зона радиационной аварии – территория, на которой установлен факт радиационной аварии.

Зона радиоактивного загрязнения – территория или акватория, в пределах которой имеется радиоактивное загрязнение. В зависимости от степени радиоактивного загрязнения различают зоны умеренного, сильного, опасного и чрезвычайно опасного загрязнения.

Зона свободного режима – помещения, здания, где практически исключается воздействие на персонал ионизирующего излучения.

Зона строгого режима – помещения, здания или сооружения, где возможно воздействие на персонал внешних β-, γ- и n-излучений, загрязнение воздушной среды радиоактивными газами и аэрозолями, загрязнение поверхностей строительных конструкций и оборудования радионуклидами или радиоактивными веществами. На границе зоны строгого режима устанавливается санитарно-пропускной режим.

Избирательное накопление (радиоактивного вещества) – преимущественное накопление радиоактивного вещества в организме или ткани.

Излучение – испускание и распространение энергии в виде волн и частиц.

Излучение ионизирующие – поток заряженных частиц (α частицы, электроны, позитроны, протоны и т.п.) и нейтронов, а также фотонов высокой энергии (рентгеновское и гамма - излучение). При взаимодействии с веществом они вызывают его ионизацию (выбивают электрон из атома).

Индивидуальная доза излучения – эквивалентная доза излучения отдельного индивидуума.

Индивидуальный контроль доз облучения персонала – включает в себя в зависимости от характера работ следующие мероприятия: 1) радиометрический контроль загрязненности кожных покровов и средств индивидуальной защиты; 2) контроль характера, динамики и уровней поступления радиоактивных веществ в организм с использованием методов прямой и/или косвенной радиометрии; 3) контроль доз внешнего β-излучения, γ-излучения и рентгеновского излучения, а также нейтронов с использованием индивидуальных дозиметров или расчетным путем.

ИНЕС (INES) – международная шкала ядерных событий. Введена с целью облегчить передачу сообщений о ядерных событиях специалистам атомной промышленности, средствам массовой информации в общественности. Шкала охватывает уровни от *нулевого* события, не существенные для безопасности, до *седьмого* – крупная авария-катастрофа.

Инкорпорированное радиоактивное вещество – радиоактивное вещество, которое в результате биологических и физико-химических процессов находится в тканях организма.

Ионизирующее излучение (радиация) – излучение (в том числе α-частицы), способное разрывать химические связи, вызывая таким образом ионизацию материи, через которую оно проходит, и повреждая живую ткань. При взаимодействии со средой они вызывают ионизацию её атомов и молекул. Создаётся при радиоактивном распаде, ядерных превращениях, торможении заряженных частиц в веществе. Ионизирующим излучением является *γ-излучение, рентгеновское излучение, пучки электронов и позитронов, протонов, нейтронов, α-частиц*. Энергию частиц ионизирующего излучения измеряют во внесистемных единицах - ***электрон-вольтах (эВ).*** **1 эВ=1,6·10^{-19} Дж**. Допускается использование сокращенного термина ***«излучение».***

Источник излучения природный – источник ионизирующего излучения природного происхождения, на который распространяется действие НРБ-2009.

Источник излучения техногенный – источник ионизирующего излучения, специально созданный для его полезного применения или являющийся побочным продуктом этой деятельности.

Источник ионизирующего излучения (источник излучения) – устройство или радиоактивное вещество, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение.

Источник радионуклидный закрытый – источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан.

Источник радионуклидный открытый – источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду.

Категории облучаемых лиц – условно выделяемые исходя из условий контакта с источниками ионизирующих излучений группы облучаемых лиц. Различают следующие категории: 1) персонал; 2) все население, включая лиц из персонала.

Категория радиационного объекта – характеристика объекта по степени потенциальной опасности для населения и при возможной аварии.

Квота – часть предела дозы для величин средней индивидуальной эффективной дозы облучения критических групп населения, проживающих в зоне наблюдения объекта, для всех радиационных факторов (воздушных выбросов, водных сбросов и др.), с целью ограничения облучения населения от конкретного техногенного источника излучения и путей облучения (внешнее, поступление с водой, пищей и воздухом). Квоты устанавливаются в случае превышения минимально значимой величины – 10 мкЗв/год (1 % от дозового предела), установленной НРБ-2009.

Керма – отношение суммы начальных кинетических энергий $\mathbf{dE_k}$ всех заряженных ионизирующих частиц, образовавшихся под действием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества, к массе **dm** вещества в этом объеме: Единица кермы – грей (Гр). Керма и поглощенная доза

$$K = \frac{dE_k}{dm}$$

равны друг другу в той степени, с какой достигается равновесие заряженных частиц и с какой можно пренебречь тормозным излучением и ослаблением потока фотонов на пути пробега вторичных электронов.

Керма-эквивалент источника – мощность воздушной кермы фотонного излучения с энергией фотонов больше заданного порогового значения **δ** точечного изотропно-излучающего источника, находящегося в вакууме, на расстоянии от источника, умноженная на квадрат этого расстояния. Введена вместо широко использовавшегося на практике

γ-эквивалента с внесистемной единицей миллиграмм-эквивалент радия (мг-экв. Ra).

Класс работ – характеристика работ с открытыми источниками, определяющая требования по радиационной безопасности персонала в зависимости от радиотоксичности и активности нуклидов (выделяется 3 класса работ).

Клеточных элементов органов и тканей человека ступени строения: *1) ступень* – атомы нескольких видов (H^{+}, O^{-2}, S^{-2}, N^{-3}, C^{-4}, P^{-5}); *2) ступень* – **комбинация атомов** (линейные: углеводородная цепочка, метил, винил, гидроксил, альдегидная гр., сульфгидрил, аминогруппа, иминогруппа, карбонил, фосфатная гр., карбоксил, амид, гуанидил; циклические: фенил, имидазолил, индолил, пиримидин, пурин, пиррол, пиридин, хинон); *3) ступень* – **молекулы – клеточные стройблоки** (линейные – алифатические или замкнутые – циклические: карбоновые кислоты, углеводы, аминокислоты, нуклеотиды, разнообразные по химической структуре вещества, имеющие в своём составе азотсодержащие и кислородсодержащие циклы); *4) ступень* – **макромолекулы** (липиды, полисахариды, белки, нуклеиновые кислоты); *5) ступень* – **молекулярные комплексы**, молекулы которых связаны между собой не обычными химическими связями, а слабыми силами сцепления, иногда – координационными связями (белки + липиды = внутриклеточные мембраны; белки + полисахариды = основной каркас наружной клеточной оболочки; белки + белки = ферментные группы и некоторые высшие структуры; белки + нуклеиновые кислоты = нуклеопротеиды); *6) ступень* – **клеточные органеллы и перегородки** (замкнутые белково-липидные мембраны, внутри которых находятся ферменты, их комплексы и низкомолекулярные продукты обмена; нуклеопротеиды, из которых состоят хромосомы ядра и рибосомы).

Коллективная доза излучения – сумма индивидуальных доз излучения различных категорий облучаемых лиц, полученных за определенный промежуток времени от облучения определенным источником радиации. Измеряется в человеко-зивертах (чел.-Зв).

Коллективная эффективная доза – сумма индивидуальных $\mathbf{H_i}$, эффективных доз у данной группы людей: $\mathbf{S = \sum H_i\ P_i}$, где $\mathbf{P_i}$, - число лиц в данной группе, получивших эффективную дозу $\mathbf{H_i}$ за определенный период времени или сумма произведений среднегрупповых эффективных доз на число лиц в соответствующих группах, которые образуют коллектив, для которого она рассчитывается: $\mathbf{S = SUM\ (E_i \cdot N_i)}$ где $\mathbf{E_i}$ - средняя эффективная доза на подгруппу населения **i**; $\mathbf{N_i}$ – число лиц в подгруппе. Единица измерения - человеко-зиверт (чел.-Зв).

Контроль за эффективными и эквивалентными дозами облучения, регламентированными НРБ-2009 – осуществляется путём введения системы дополнительных производных нормативов от пределов доз в виде допустимых значений: мощности дозы, годового поступления радионуклидов в организм и других показателей.

Контроль радиационный – получение информации о радиационной обстановке в организации, окружающей среде и об уровнях облучения людей. Включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль.

Контрольные уровни – значения индивидуальной эквивалентной дозы, мощности эквивалентной дозы, плотности потока частиц, поступления радиоактивного вещества в организм и его содержания в организме, концентрации (объемной активности) радионуклида в воздухе, удельной активности в воде и рационе, радиоактивного загрязнения поверхности, радиоактивного выброса и сброса и т. д., устанавливаемые администрацией учреждения или органами Роспотребнадзора. Устанавливаются в целях: 1) ограничения облучения персонала и населения, 2) уменьшения радиоактивного загрязнения окружающей среды, 3) оперативного радиационного контроля, 4) закрепления достигнутого уровня указанных величин ниже основных дозовых пределов и допустимых уровней и 5) обеспечения дальнейшего ограничения облучения персонала и населения. Администрация может вводить дополнительные, более низкие значения контрольных уровней – административные уровни.

Контрольный источник – радиоактивный источник излучения, служащий для проверки работоспособности и стабильности приборов для измерения ионизирующих излучений.

Концепция беспороговой дозы – основана на гипотезе о том, что не существует таких значений доз излучений, при которых полностью отсутствуют неблагоприятные последствия для человека. Предполагается линейная зависимость биологического эффекта от дозы при любом ее значении, в том числе и сверхмалом.

Космические лучи – фоновое ионизирующее излучение, состоит из потока частиц высокой энергии, приходящих на Землю из мирового пространства. Первичные к.л. состоят из протонов (90 %), α-частиц, др. атомных ядер и небольшого количества электронов, позитронов и фотонов большой энергии. Проходя через атмосферу все эти частицы, взаимодействуют с атомными ядрами воздуха, образуя вторичные к.л. В состав последних входят космогенные радионуклиды **^{3}H** ($T_{½}$ = 12,3 года)**, ^{7}Be** ($T_{½}$ = 53,3 суток)**, ^{22}Na** ($T_{½}$ = 2,6 года)**, ^{14}C** ($T_{½}$ = 5730 лет) и все известные элементарные частицы. Поток к.л. у поверхности земли равен примерно 1 частице/см^2 в одну секунду.

Космическая радиация – энергетические частицы, в том числе протоны, которые бомбардируют Землю из открытого космоса.

Коэффициент всасывания (радиоактивного вещества) – отношение количества радиоактивного вещества, поступившего в кровь, к общему количеству радиоактивного вещества, введенного в организм.

Коэффициент качества излучения – степень биологической опасности каждого вида излучений, «коэффициент вредности». Безразмерный коэффициент **k**, на который должна быть умножена поглощенная доза рассматриваемого излучения для получения дозового эквивалента этого

излучения. Предназначен для оценки влияния распределения поглощенной энергии на биологический эффект. Зависит от вида и энергии излучения и является функцией линейной передачи энергии **L** данного излучения в воде:

L кэВ/мкм	< 10	10-100	> 100
k	1	0,32; L -2,2	300 / √ L

Выбирается на основе имеющихся значений *коэффициента относительной биологической эффективности – ОБЭ*. Однако, значения **k** не соответствуют ОБЭ, например, стохастическом эффекте при низком уровне поглощенной дозы и нестохастическом эффекте при большой поглощенной дозе у человека (см. также: взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения (W_R), радиационный коэффициент излучения).

Коэффициент отложения радиоактивного вещества в органе – отношение количества радиоактивного вещества, поступившего в данный орган из крови, к количеству радиоактивного вещества, находящемуся в крови.

Коэффициент относительной биологической эффективности излучения (коэффициент ОБЭ) – отношение поглощенной дозы $\mathbf{D_O}$ образцового излучения, вызывающей определенный биологический эффект, к поглощенной дозе **D** рассматриваемого излучения, вызывающей тот же самый биологический эффект: $\boldsymbol{\eta = D_O / D}$. В качестве образцового излучения используют рентгеновское излучение с напряжением генерирования **180-250 кВ** и со средней **ЛПЭ,** равной **3 кэВ/мкм** воды.

Кратность ослабления – величина **К,** показывающая, во сколько раз требуется уменьшить защитой плотность потока излучения или мощность дозы.

Критическая группа – группа лиц из населения (не менее 10 человек), однородная по социальным условиям жизни, возрасту, полу, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию от данного источника излучения.

Критический орган (при облучении) – орган, ткань или часть тела, облучение которых в данных условиях неравномерного облучения организма может причинить наибольший ущерб здоровью (с учетом радиочувствительности отдельных органов и распределения эквивалентной дозы по телу) облученного лица или его потомства. В НРБ-2009 в порядке убывания радиочувствительности критические органы относили к I, II или III группам, для которых были установлены разные значения дозовых пределов. При сравнительно равномерном облучении организма (тела) ущерб здоровью оценивают по уровню (дозе) облучения всего тела, что соответствует I группе критических органов.

Кулон на килограмм (Кл/кг) – единица экспозиционной дозы излучения, при которой в результате полного использования ионизирующей способности в **1 кг** воздуха при нормальных условиях образуются ионы с общим зарядом **1 Кл** каждого знака. **1 Кл/кг = 3876 Р.**

Культура безопасности – квалификационная и психологическая подготовленность всех лиц, при которой обеспечение безопасности объекта

ядерного топливного цикла является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к осознанию личной ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность.

Кумулятивная доза – общая доза, полученная в результате повторного облучения.

Кюри (Ku) – единица измерения радиоактивности, которая используется для описания того, как быстро распадается какое-то количество атомов нестабильных элементов радиоактивного материала. Один кюри соответствует активности такого количества вещества, в котором происходит 37'000'000'000 ($3{,}7–10^{10}$) актов распада в 1с ($3{,}7–10^{10}$ Бк). 1 Ku соответствует активности 1 г радия. Кюри служит для определения количества радиоактивного материала по тому, насколько активно протекают процессы деления в данном объёме вещества. Существуют также другие способы измерения радиоактивного излучения и того воздействия, которое это излучение оказывает на данное вещество.

ЛД – сокращенное наименование летальной (т. е. смертельной) дозы.

Линейная активность радионуклида – отношение активности радионуклида, содержащейся по длине образца, к его длине **L:** $A_l = A/L$.

Линейная передача энергии (ЛПЭ) – среднее количество энергии **dE,** переданной среде движущейся заряженной частицей вследствие столкновений при перемещении ее на расстояние **dl**, к этому расстоянию: **L = dE/dl.** Низкое **LET** – характерный признак электронов, высокое **LET** - характерный признак протонов и α- частиц.

Линейный коэффициент передачи энергии (ЛПЭ) (μ_{tr}) – отношение доли энергий $d\omega/\omega$ косвенно ионизирующего излучения (исключая энергию покоя частиц), которая преобразуется в кинетическую энергию заряженных частиц при прохождении элементарного пути **dl** в веществе, к длине этого пути: $\mu_{tr}=(1/\omega)\ (d\omega/dl)$. Массовый коэффициент передачи энергии $\mu_{tr,т}$, выражается через линейный: $\mu_{tr,т} = \mu_{tr}/\rho$, где **ρ** - плотность вещества. Среднее количество энергии потерянной за единицу, длина трека частицы, низкое LET – характерный признак электронов, высокое LET – характерный признак протонов и α-частиц

Линейный коэффициент поглощения энергии μ^*_{en} – произведение линейного коэффициента передачи энергии μ_{tr}, на разность между единицей и долей **g** энергии вторичных заряженных частиц, переходящей в тормозное излучение в данном веществе: $\mu_{en} = \mu_{tr}\ (1 - g)$. Массовый коэффициент поглощения энергии $\mu_{en,m}$ выражается через линейный коэффициент: $\mu_{en.m} = \mu_{en.}/\rho = \mu_{tr.m}\ (1 - g)$.

Локальное загрязнение – загрязнение радионуклидами после аварии на ЧАЭС небольшого района, либо вокруг промышленного предприятия, населенного пункта и др. мест.

Лучевая болезнь – болезнь, возникающая при воздействии на организм ионизирующих излучений после радиационной аварии, лучевого лечении, в результате ядерного взрыва или при случайном облучении в дозах, превышающих предельно допустимые. Характеризуется тошнотой, рвотой,

головной болью, судорогами, поносом, выпадением зубов, разрушением белых кровяных телец и длительными кровотечениями. Лучевая болезнь проявляется поражением органов кроветворения, нервной системы, желудочно-кишечного тракта и др.

Лучевая реакция – вызванные облучением обратимые изменения тканей, органов или целого организма и их функций.

МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии. Создано в 1957 г., объединяет 113 государств и стремится к более быстрому и широко масштабному использованию атомной энергии, поддержанию мира, здоровья и благосостояния во всём мире.

Максимальная проектная авария – проектная авария с наиболее тяжелым исходным событием, устанавливаемым для каждого типа установок, реакторов и т. п.

Максимальная эквивалентная доза – наибольшее значение суммарной эквивалентной дозы в теле человека или каком-либо критическом органе от всех источников внешнего и внутреннего облучения: $\mathbf{H_{макс}}$.

Мегаватт (МВт) – единица измерения мощности, равная 10^6 ватт. МВт(э) относится к электрической мощности генератора, МВт(т) – к тепловой мощности реактора или источника тепла (например, полная тепловая мощность самого реактора обычно в три раза больше электрической мощности).

Мегатонна – единица измерения энергии взрыва, равная энергии, выделяющейся при взрыве 1000000 тонн тротила. При взрыве 15-мегатонной бомбы выделяется такая же энергия, как при взрыве 15 миллионов тонн тротила.

Медицинское облучение, ограничения – облучение человека во время диагностических или лечебных процедур, связанных с использованием ионизирующей радиации. Принципы контроля и ограничения радиационных воздействий в медицине основаны на получении необходимой и полезной диагностической информации или терапевтического эффекта при минимально возможных уровнях облучения. Пределы доз не устанавливаются, но используются принципы обоснования назначения радиологических медицинских процедур и оптимизации мер защиты пациентов. Установлены контрольные уровни медицинского облучения при рентгенологической и радионуклидной диагностике. При проведении медицинского обследования практически здоровых лиц годовая эффективная доза облучения их не должна превышать 1 мЗв. Мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 1 метра от пациента, которому с терапевтической целью введены радиофармацевтические препараты, не должна превышать 3 мкЗв/ч.

Мероприятия по снижению доз облучения персонала и населения – учитывают следующие основные положения: 1) индивидуальные дозы должны, в первую очередь, снижаться там, где они превышают допустимый уровень облучения; 2) мероприятия по коллективной защите людей, в первую очередь, должны осуществляться в отношении тех источников

излучения, где возможно достичь наибольшего снижения коллективной дозы облучения при минимальных затратах; 3) снижение доз от каждого источника излучения должно, достигаться за счет уменьшения облучения критических групп для этого источника излучения.

Место рабочее – место постоянного или временного пребывания персонала для выполнения производственных функций в условиях воздействия ионизирующего излучения.

Меченый атом – изотоп химического элемента, отличающийся от основной массы атомов того же элемента. Меченый атом отличается либо радиоактивностью, либо изотопной массой. Меченые атомы, применяемые в качестве индикаторов для слежения за протеканием химического процесса или сложной последовательности биохимических реакций (например, в организме животного), для обнаружения больных клеток и тканей, определения физических свойств и т.д.

Минимальная абсолютно летальная (смертельная) доза (МАЛД) – наименьшая доза, при которой наблюдают гибель 100 % облученных за определенный срок (обычно в течение 30 суток после облучения). Для человека при общем γ-облучении она равна ~ 6 Зв.

Минимально-значимая активность (МЗА) – активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение санитарно-эпидемиологической службы Министерства здравоохранения РБ на использование этих источников, если при этом также превышено значение минимально-значимой удельной активности.

Минимально-значимая удельная активность (МЗУА) – удельная активность открытого источника излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение санитарно-эпидемиологической службы Министерства здравоохранения РБ на использование этого источника, если при этом также превышено значение МЗА.

МКРЗ (Международная комиссия по радиационной защите) – независимая группа научных экспертов, предоставляющая консультации и рекомендации по обеспечению защиты и населения и персонала ядерной отрасли от ионизирующей радиации. Создана в конце 20-х годов XX ст. Подготовила 82 публикации. Эти рекомендации обычно составляют основу международных, региональных и национальных правил по радиологической защите.

Могильник радиоактивных отходов – сооружение, предназначенное для захоронения твердых или отверждённых радиоактивных отходов.

Моноэнергетическое ионизирующее излучение – ионизирующее излучение, состоящее из фотонов одинаковой энергии или частиц одного вида с одинаковой кинетической энергией.

Мощность выброса, сброса (скорость выброса, сброса) – радиоактивный выброс, сброс в единицу времени.

Мощность дозы – доза излучения за единицу времени (секунда, минута, час), например: бэр/с, Зв/с, мбэр/ч, мЗв/ч, мкбэр/ч, мкЗв/ч и т.д. доза излучения за единицу времени (секунду, минуту, час).

Мощность поглощенной, экспозиционной, эквивалентной дозы и кермы – отношение поглощенной **dD,** экспозиционной **dX**, эквивалентной **dH** дозы и кермы **dК** за интервал времени **dt** к этому интервалу соответственно: $\mathbf{D^* = dD/dt; X^* = dX/dt; H^* = dH/dt; К^* = dК/dt.}$ ***За** исключением электронов Оже, испускаемых радионуклидами вблизи молекул ДНК, облучение которых должно оцениваться методами микродозиметрии (а не по средней поглощенной дозе). Мощность поглощенной дозы излучения измеряется в **Гр/с**, эквивалентной дозы излучения - в **Зв/с**, экспозиционной дозы излучения – в **А/кг.**

Наведенная радиоактивность – радиоактивность, возникающая в материалах в результате облучения.

Направленное ионизирующее излучение – ионизирующее излучение с выделенным направлением распространения.

Население – все лица, включая персонал вне работы с источниками излучения, но по условиям проживания, профессиональной деятельности или размещения рабочих мест могут подвергаться воздействию радиоактивных веществ и других источников излучения, применяемых в учреждениях и/или удаляемых во внешнюю среду с отходами. Уровень облучения лиц из населения определяется как среднее значение по критической группе.

Необратимое лучевое поражение – доля поражения, которая не изменяется и может обусловливать отдаленные последствия облучения.

Непосредственно ионизирующее излучение – ионизирующее излучение, состоящее из заряженных частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновении. Состоит из электронов, протонов, α-частиц и др.

Нерасщепленный плутоний – частицы плутония, не подвергшиеся делению в ядерном реакторе.

Неснимаемое фиксированное радиоактивное загрязнение поверхности – часть загрязнения поверхности радиоактивными веществами, которые самопроизвольно или при контакте не переходят на другие предметы и не удаляются применяемыми методами дезактивации.

Нестохастические эффекты – см. детерминистские эффекты.

НКДАР – Научный комитет ООН по действию ионизирующей радиации. Образован в 1955 г, объединяет учёных 20 стран, обобщил и опубликовал научные сведения по ионизирующей радиации в восьми томах.

НКРЗ РБ – Национальная комиссия по радиационной защите при Совмине РБ. Организована в 1989 году.

Нормативы облучения – три класса нормативов, установленные для категорий облучаемых лиц: 1) основные пределы доз (ПД); 2) допустимые уровни монофакторного воздействия (для одного радионуклида, пути поступления или одного вида внешнего облучения), являющиеся производными от основных пределов доз: пределы годового поступления

(ПГП), допустимые среднегодовые объемные активности (ДОА), среднегодовые удельные активности (ДУА) и другие; 3) контрольные уровни (дозы, уровни, активности, плотности потоков и др.). Их значения должны учитывать достигнутый в организации уровень радиационной безопасности и обеспечивать условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого.

Нормы радиационной безопасности (НРБ-2009) – документ, регламентирующий допустимые уровни воздействия ионизирующих излучений с учётом облучения человека извне и изнутри. В основу НРБ положены предельно допустимые дозы (ПДД) для различных критических органов и тела в целом. Применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного или природного происхождения.

Облучаемые категории лиц – устанавливаются следующие категории облучаемых лиц: 1) персонал; 2) все население, включая лиц из персонала, вне сферы и условий их производственной деятельности.

Облучение – воздействие радиоактивного излучения на организм человека, животного, растения и т. п. или процесс, в котором что - либо подвергается такому воздействию.

Облучение аварийное – облучение в результате радиационной аварии.

Облучение внешнее – излучение из источника за пределами тела.

Облучение внутреннее – радиационное излучение из источника, находящегося внутри организма, как результат поступления радионуклидов в ткани тела.

Облучение медицинское – облучение граждан (пациентов) при медицинском обследовании и лечении.

Облучение планируемое повышенное – планируемое облучение персонала в дозах, превышающих установленные основные пределы доз, с целью предупреждения развития радиационной аварии или ограничения ее последствий.

Облучение потенциальное – облучение, которое может возникнуть в результате радиационной аварии.

Облучение природное – облучение, которое обусловлено природными источниками излучения.

Облучение производственное – облучение работников от всех техногенных и природных источников ионизирующего излучения в процессе производственной деятельности.

Облучение профессиональное – облучение персонала в процессе его работы с техногенными источниками ионизирующего излучения.

Облучение техногенное – облучение от техногенных источников, как в нормальных, так и в аварийных условиях, за исключением медицинского облучения пациентов.

Обратимое лучевое поражение – доля поражения, которая уменьшается за счёт процессов восстановления, протекающих в облученном организме.

Обращение с радиоактивными отходами – все виды деятельности в области использования атомной энергии, связанной со сбором, с транспортированием, переработкой, хранением и (или) захоронением радиоактивных отходов, проектированием (конструированием), размещением, сооружением, вводом в эксплуатацию, выводом из эксплуатации и закрытием объектов по обращению с радиоактивными отходами;

Объект радиационный – пользователь источников ионизирующего излучения либо структурное подразделение пользователя, где осуществляется обращение с техногенными источниками ионизирующего излучения.

Объекты по обращению с радиоактивными отходами – установки, системы, оборудование, сооружения, производства, хранилища и иные объекты, на которых осуществляется обращение с радиоактивными отходами;

Объёмная активность радионуклида – отношение активности радионуклида, содержащегося в образце, к его объему **V**: $\mathbf{A_v=A/V}$.

Ограничение – принцип философии радиологической защиты, согласно которому облучение отдельных людей ионизирующей радиацией должно подлежать ограничениям дозы и риска, выше которых риск облучения считается недопустимым. Например, дополнительные ограничения введены для женщин в возрасте до 45 лет, работающих с источниками излучения: эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота у них не должна превышать 1 мЗв в месяц, а поступление радионуклидов в организм за год – быть более 1/20 предела годового поступления для персонала. За 2 месяца не выявленной беременности она не превысит 1 мЗв. Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием источников излучения, годовые дозы не должны превышать ¼ значений, установленных для персонала. Лица, подвергшиеся облучению в эффективной дозе, превышающей 100 мЗв/год, при дальнейшей работе не должны подвергаться облучению в дозе свыше 20 мЗв/год, а получившие свыше 200 мЗв/год – немедленно выводятся из зоны облучения и направляются на медицинское обследование.

Облучение населения техногенными источниками излучения ограничивается путем обеспечения сохранности источников излучения, контроля технологических процессов и ограничения выброса (сброса) радионуклидов в окружающую среду, а также другими мероприятиями на стадии проектирования, эксплуатации и прекращения использования источников излучения.

Ожидаемая эффективная или эквивалентная доза ($\mathbf{H_{T,\tau}}$) – эффективная или эквивалентная доза $\mathbf{H_{T,\tau}}$ в организме (некотором органе), которая может быть получена в результате какого-либо решения о планируемом облучении, в результате практической работы с источниками излучений за время $\boldsymbol{\tau}$ после поступления радиоактивных веществ в организм. Вычисляется на одно лицо как временной интеграл мощности эффективной

или эквивалентной дозы в момент времени **t**. Исходной величиной для расчетов ожидаемой дозы является $\mathbf{H_E}$ или и временной интервал **τ**. Когда он не определен, следует принять $\boldsymbol{\tau}$ **= 50 лет** для взрослых и **70 лет** для детей.

Оправдание – принцип философии радиологической защиты, согласно которому никакая практика, связанная с облучением радиацией, не может быть принята, если она не предоставляет чистой выгоды непосредственно связанным с ней людям и обществу в целом. Облучение коллектива из N индивидуумов оправдано, если

$$\sum_{i=1}^{N}\left(r_{i,Д}\times\overline{О}_С+r_{i,Д}\times\overline{О}_Д\right)\times c_T\le V-Y-P$$

где $\overline{О}_С$ – среднее сокращение длительности периода полноценной жизни в результате возникновения стохастических эффектов, равное 15 лет; $\overline{О}_Д$ – среднее сокращение длительности периода полноценной жизни в результате возникновения тяжелых последствий от детерминированных эффектов, равное 45 лет; $c_т$ – денежный эквивалент потери 1 чел.-года жизни населения; V – доход от производства; P – затраты на основное производство, кроме ущерба от защиты; Y – ущерб от защиты.

Оптимизация – принцип философии радиологической защиты, согласно которому дозы и риски облучения должны удерживаться на самом возможно низком уровне (as low as reasonably achievable – ALARA) с учетом экономических и социальных факторов. Снижение риска до возможно низкого уровня (оптимизацию) следует осуществлять с учетом двух обстоятельств: 1) предел риска регламентирует потенциальное облучение от всех возможных источников излучения, поэтому для каждого источника излучения при оптимизации устанавливается граница риска; 2) при снижении риска потенциального облучения существует минимальный уровень риска, ниже которого риск считается пренебрежимым и дальнейшее снижение риска нецелесообразно. Предел индивидуального пожизненного риска в условиях нормальной эксплуатации для техногенного облучения в течение года персонала принимается округленно $1{,}0 \cdot 10^{-3}$, а для населения – $5{,}0 \cdot 10^{-5}$. Уровень пренебрежимого риска разделяет область оптимизации риска и область безусловно приемлемого риска и составляет 10^{-6}.

Основной дозовый предел – основная регламентируемая Нормами радиационной безопасности величина – предельно допустимая доза (ПДД) или предел дозы (ПД).

ОСПОРБ-2010 – Основными санитарными правилами обеспечения радиационной безопасности.

Отдаленные последствия облучения – изменения в организме, возникающие в отдаленные сроки (через годы) после облучения.

Отходы высокого уровня активности (HLW) – чрезвычайно радиоактивные продукты деления и трансурановые элементы (обычно отличные от плутония), образующиеся во время эксплуатации реактора и содержащиеся в отработанном топливе. Их можно отделить путем

переработки отработанного топлива и остекловать для долговременного хранения, или содержащее их отработанное топливо может считаться высокорадиоактивными отходами.

Отходы низкого уровня активности (LLW) – отходы низкого уровня активности (LLW) – это умеренно радиоактивный материал, обычно удаляемый путем сжигания и захоронения. Они появляются из больниц и промышленности, а также от ядерно-топливного цикла, и состоят из бумаги, ветоши, инструментов, одежды и фильтров, которые содержат небольшие количества самой короткоживущей радиоактивности.

Отходы среднего уровня активности (ILW) – отходы среднего уровня активности (ILW) содержат более высокие концентрации радиоизотопов, чем отходы низкого уровня активности (LLW), и для них может понадобиться экранирование. В основном они производятся ядерной отраслью и содержат смолы, химические осадки и металлическую оболочку топлива, а также некоторые активизированные структурные материалы активной зоны, оставшиеся после вывода реактора из эксплуатации. ILW могут быть коротко- или долгоживущими. В основном короткоживущие отходы захораниваются в приповерхностные хранилища, тогда как долгоживущие отходы (от переработки отработанного топлива) в настоящее время планируются для захоронения глубоко под землей. Медицинский, промышленный и научный сектора также производят небольшие количества долгоживущих ILW в результате использования радиоактивных источников, таких как америций -241 и радий-226.

Отходы радиоактивные (классификация жидких и твёрдых радиоактивных отходов):

Категория отходов	Удельная активность кБк/кг		
	β-излучающие радионуклиды	α-излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	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

Отходы радиоактивные газообразные – не подлежащие использованию радиоактивные газы и аэрозоли, образующиеся при производственных процессах с объемной активностью, превышающей допустимую объемную активность, установленную действующими ОСПОРБ-2010 и НРБ-2009.

Отходы радиоактивные жидкие – не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы, в которых удельная активность радионуклидов более чем в 10 раз превышает значения уровней вмешательства при поступлении с водой, установленные действующими ОСПОРБ-2010 и НРБ-2009.

Отходы радиоактивные твердые – отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование, биологические объекты,

грунт, а также отверждённые жидкие радиоактивные отходы, в которых удельная активность радионуклидов больше значений, установленных действующими ОСПОРБ-2010 и НРБ-2009, а при неизвестном радионуклидном составе удельная активность больше:

– 1,0 кБк/кг – для трансурановых радионуклидов.

–10 кБк/кг – для источников альфа-излучения;

– 100 кБк/кг – для источников бета-излучения;

Паспорт санитарный – документ, разрешающий в течение установленного времени проведение регламентированных работ с источниками ионизирующего излучения пользователю на радиационном объекте в конкретных помещениях, вне помещений или на транспортных средствах.

ПД (предел дозы) для лиц из населения – это наибольшее допустимое за календарный год среднее значение индивидуальной эффективной или эквивалентной дозы, получаемой критической группой лиц из населения не за счет профессиональной деятельности, медицинского облучения или естественного фона. ПД является основным дозовым пределом для лиц из населения, который равен сумме внешнего облучения и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения за календарный год. Интервал времени для определения ожидаемой дозы устанавливается равным 70 годам. Предел дозы контролируется для критической группы лиц по усредненной мощности дозы внешнего излучения на территории и в помещениях, и по уровню радиоактивных сбросов и выбросов, и радиоактивного загрязнения объектов внешней среды.

Первичное ионизирующее излучение – ионизирующее излучение, состоящее из заряженных частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновении (электроны, протоны, α-частицы и др.).

Переработка радиоактивных отходов – технологические операции, направленные на изменение агрегатного состояния и (или) физико-химических свойств радиоактивных отходов и осуществляемые для перевода их в формы, приемлемые для транспортирования, хранения и (или) захоронения.

Период полураспада ($T_{½}$) – промежуток времени, необходимый для того, чтобы половина атомов определенного радиоактивного изотопа распалась и стала изотопом другого элемента. Это величина постоянная для каждого изотопа и различная для неодинаковых радиоактивных веществ. Меняется в широких пределах: от долей секунды до миллиардов лет [$_{86}Rn^{215}=10^{-6}$ с, $_{82}Pb^{204}=1{,}4\cdot10^{17}$ лет].

Персонал (профессиональные работники) – физические лица, постоянно или временно непосредственно работающие с техногенными источниками ионизирующих излучений или по условиям работы находящиеся в сфере их воздействия.

Планируемое повышенное облучение – планируемое облучение персонала выше установленных пределов доз при ликвидации или

предотвращении аварии. Разрешается только в случае необходимости спасения 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. Повышенное облучение в эффективной дозе до 100 мЗв в год и эквивалентных дозах не более двухкратных значений допустимых разрешаются территориальными органами санитарно-эпидемиологической службы Министерства здравоохранения Республики Беларусь, а облучение в эффективной дозе до 200 мЗв в год и четырехкратных допустимых эквивалентных доз – только с разрешения республиканского органа санитарно-эпидемиологической службы Министерства здравоохранения Республики Беларусь.

Поверхностная активность радионуклида – отношение активности радионуклида, содержащегося на поверхности образца, к площади **S** поверхности этого образца: $\mathbf{A_s = A/S}$

Поглощенная доза излучения (доза излучения – D) – отношение средней энергии **dw,** переданной излучением веществу в элементарном объеме, к массе **dm**, – вещества в этом объеме: **D = dw/ dm.** Является характеристикой радиационной опасности. Единица: **Дж/кг**. Специальное наименование единицы поглощенной дозы – грэй (Гр): **1 Гр=1Дж/кг**. Иногда все еще применяется устаревшая внесистемная специальная единица рад: **1 рад = 10^{-2} Дж /кг.** Энергия может быть усреднена по объёму, органу или ткани, заряженных частиц, образованных косвенно ионизирующим излучением в элементарном объеме, к массе **dm** вещества в этом объеме: $\mathbf{K = dE_k /dm.}$

Полувековая ожидаемая эффективная или эквивалентная доза – ожидаемая эффективная доза $\mathbf{H_E}$ или ожидаемая средняя эквивалентная доза $\mathbf{H_T}$ в организме (некотором органе), которая накопится в течение 50 лет с момента времени $\mathbf{t_o}$ поступления радионуклида в организм человека:

$$\mathbf{H_{50} = \int_{t_o}^{t_o+50} H_{E,T}(t)dt}$$

где средняя продолжительность периода трудовой деятельности (или жизни) после поступления радионуклида – **50** лет, **tτ** время поступления, годы; $\mathbf{H_{E,T}(t)}$ - мощность дозы в момент времени **t.**

Полураспад радиоактивный – время в течение которого половина атомов радиоактивного вещества меняют свою структуру в другую ядерную форму. Измеренные полураспады варьируют от миллионов в секунду до миллиардов в год.

Пороговая доза (лучевого поражения) – минимальная доза, вызывающая данный биологический эффект.

Последствия ближайшие детерминированных эффектов – острая лучевая болезнь (ОЛБ), подострая и хроническая лучевая болезнь, локальные лучевые поражения (покраснение кожи).

Последствия отдалённые детерминированных эффектов – повреждение тканей глаза (катаракта), возникновение мужской и женской половой стерильности, воздействие на красный костный мозг и т.д.

Постоянная мощности воздушной кермы радионуклида (керма-постоянная) – отношение мощности воздушной кермы $\mathbf{K_\delta}$, создаваемой фотонами с энергией больше заданного порогового значения **δ** от точечного изотропно-излучающего источника данного радионуклида, находящегося в вакууме, на расстоянии **l** от источника, умноженной на квадрат этого расстояния, к активности **A** источника: $\mathbf{\Gamma_\delta = K_\delta\, l^2/A.}$

Потенциальное облучение – облучение, которое может произойти вследствие аварии или инцидента, вероятность которых может быть определена, но не обязательно возникает при обычных условиях.

Предел годового поступления (ПГП) – допустимый уровень поступления данного радионуклида в организм в течение года, который при монофакторном воздействии приводит к облучению условного человека ожидаемой дозой, равной соответствующему пределу годовой дозы.

Предел годового поступления (ПГП) для лиц из населения – такое поступление данного радионуклида в организм лиц с параметрами условного человека в течение календарного года, которое создает ожидаемую дозу, равную 1 ПД при монофакторном воздействии. При ежегодном поступлении на уровне ПГП средняя эффективная или эквивалентная доза за любой календарный у критической группы лиц будет равна или меньше 1 ПД в зависимости от времени достижения равновесного содержания радионуклида в организме.

Предел годового поступления (ПГП) для персонала – допустимое поступление данного радионуклида в организм лиц группы персонала с параметрами условного человека в течение календарного года, которое создает ожидаемую дозу, равную 1 ПД при монофакторном воздействии. При ежегодном поступлении на уровне ПГП эффективная или эквивалентная доза за любой год будет равна или меньше 1 ПД в зависимости от времени достижения равновесного содержания радионуклида в организме. Поступление оценивается по объемной активности в воздухе с учетом скорости дыхания, эффективности СИЗ и других параметров по соответствующей методике.

Предел дозы (ПД для лиц из персонала) – величина годовой эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения, которая не должна превышаться в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется на приемлемом уровне.

Предельно допустимые дозы (ПДД) – наибольшее значение индивидуальных эффективных эквивалентных доз излучения за год, которые при равномерном воздействии в течение 50 лет не вызовут в состоянии здоровья персонала и населения неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методам:

Нормируемые величины*	Пределы доз	
	Персонал	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза Коже Кистях и стопах	 150 мЗв 500 мЗв 500 мЗв	 15 мЗв 50 мЗв 50 мЗв

Предельно допустимый выброс – установленное компетентными органами предельное значение активности выбросов.

Предельно допустимый сброс – установленное компетентными органами предельное значение активности радиоактивных сбросов.

Пределы годового поступления (ПГП) и допустимые среднегодовые объемные активности (ДОА) – нормы годового поступление радионуклидов через органы дыхания и среднегодовая объемная активность их во вдыхаемом воздухе. НРБ-2009 устанавливает пределы доз, равные 20 мЗв в год для персонала и 1 мЗв в год для населения. Для персонала значения ПГП и ДОА дочерних продуктов изотопов радона (^{222}Rn и ^{220}Rn) - ^{218}Po (RaA); ^{214}Pb (RaB); ^{214}Bi (RaC); ^{212}Pb (ThB); ^{212}Bi (ThC) в единицах эквивалентной равновесной активности составляют: ПГП: 0,10 $П_{RaA}$ + 0,52 $П_{RaB}$ + 0,38 $П_{RaC}$ = 3,0 МБк, 0,91 $П_{ThB}$ + 0,09 $П_{ThC}$ = 0,68 МБк; ДОА: 0,10 $А_{RaA}$ + 0,52 $А_{RaB}$ + 0,38 $А_{RaC}$ = 1200 Бк/м^3 , 0,91 $А_{ThB}$ + 0,09 $А_{ThC}$ = 270 Бк/м^3, где $П_i$ и $А_i$ - годовые поступления и среднегодовые объемные активности в зоне дыхания соответствующих дочерних продуктов изотопов радона.

Предотвращаемая доза – прогнозируемая доза вследствие радиационной аварии, которая может быть предотвращена защитными мероприятиями.

Приведенная эффективная доза – величина эффективной эквивалентной дозы облучения, получаемая человеком за определенный промежуток времени. Измеряется в Зивертах (Зв) либо миллизивертах (мЗв) в год. Во всех своих расчетах и рекомендациях ВОЗ широко использует величину в 0,1 мЗв/год (0,1 миллизиверта или 100 микрозивертов в год.

Принципы радиационной безопасности – 1) ***Принцип обоснования*** осуществляется путем сравнения *пользы и вреда*: Х - ($У_1$ + $У_2$)≥ 0, где: Х – польза от применения источника излучения или условий облучения за вычетом всех затрат на создание и эксплуатацию источника излучения или условий облучения, кроме затрат на радиационную защиту; $У_1$ - затраты на все меры защиты; $У_2$- вред, наносимый здоровью людей и окружающей среде от облучения, не устраненного защитными мерами. 2) ***Принцип оптимизации*** (совершенствование защиты) осуществляется при планировании проведения защитных мероприятий. Реализуется службой или

лицами, ответственными за организацию радиационной безопасности на объектах или территориях, где возникает необходимость в радиационной защите. Осуществляется при уровнях облучения в диапазоне от соответствующих пределов доз до достижения пренебрежимо малого уровня – 10 мкЗв в год индивидуальной дозы. Минимальным расходом на совершенствование защиты, снижающей эффективную дозу на 1 человеко-зиверт, считается расход, равный одному годовому душевому национальному доходу.

Принципы обеспечения радиационной безопасности при нормальной эксплуатации источников излучения – 1) *принцип нормирования* – не превышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения человека от всех источников излучения; 2) *принцип обоснования* - запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением; 3) *принцип оптимизации* – поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных (ниже пределов, установленных НРБ-2009) и коллективных доз облучения, а также числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения.

Принципы обеспечения радиационной безопасности при аварии на источнике излучения – в условиях радиационной аварии, вместо пределов доз действуют *уровни вмешательства*, принцип оптимизации должен применяться к защитному мероприятию с учетом *предотвращаемой дозы облучения и ущерба*, связанного с вмешательством.

Природное облучение – облучение природными источниками излучения. Допустимое значение эффективной дозы, обусловленной суммарным воздействием природных источников излучения, для населения не устанавливается. Предусматривается, при проектировании, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе помещений $ЭРОА_{Rn} + 4{,}6 \cdot ЭРОА_{Tn}$ не превышала 100 Бк/м^3, а мощность эффективной дозы гамма-излучения не превышала мощность дозы на открытой местности более чем на 0,2 мкЗв/ч. В эксплуатируемых зданиях среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе жилых помещений не должна превышать 200 Бк/м^3. В воздухе зоны дыхания рабочего места $ЭРОА_{Rn}$ – 310 Бк/м^3, а $ЭРОА_{Tn}$ - 68 Бк/м^3.

Природный источник – источник природного происхождения, на который распространяется действие НРБ-2009. Относительную степень радиационной безопасности населения характеризуют следующие значения эффективных доз от природных источников излучения: 1) менее 2 мЗв/год – облучение не превышает средних значений доз для населения страны от природных источников излучения; 2) от 2 до 5 мЗв/год – повышенное облучение; более 5 мЗв/год – высокий уровень облучения. Мероприятия по

снижению высоких уровней облучения от природных источников должны осуществляться в первоочередном порядке.

Приставки для образования десятичных кратных и дольных единиц:

Название приставки		Обозначение приставки		Коэффициент умножения, соответствующий приставке	Примеры
		русское	между народное		
Кратные	иотта-	И	Y	10^{24}	
	зета-	З	Z	10^{21}	
	экса-	Э	E	10^{18}	
	пета-	П	P	10^{15} 1000000000000000	
	тера-	Т	T	10^{12}=1000000000000	
	гига-	Г	G	10^{9}=1000000000	гигакюри
	мега-	М	M	10^{6} =1000000	мегагрей
	кило-	к	k	10^{3} =1000	килобеккерель
	гекто-	г	h	10^{2}=100	гектоватт
	дека-	да	da	10^{1}=10	декакюри
Дольные	деци-	д	d	10^{-1}=0,1	дециметр
	санти-	с	c	10^{-2}=0,01	сантиметр
	милли-	м	m	10^{-3}=0,001	миллиметр
	микро-	мк	μ	10^{-6}=0,000001	микроампер
	нано-	н	n	10^{-9}=0,000000001	нанокюри
	пико-	п	p	10^{-12}=0,000000000001	пикогрей
	фемто-	ф	f	10^{-15}	
	атто-	а	a	10^{-18}	
	цепто-	ц	z	10^{-21}	
Пример образования кратных и дольных от единиц с составным наименованием: 1 кдж/кг=10^{3} дж/кг и т.д.					

Проектная авария – авария, исходное событие которой устанавливается действующей нормативно-технической документацией данной установки. Для такой аварии техническим проектом предусматривается обеспечение радиационной безопасности персонала и населения; определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа систем безопасности или одной ошибки персонала ограничение ее радиационных последствий установленными для таких аварий пределами.

Проектная промышленная авария – промышленная авария, для которой проектом определены исходные и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие ограничение последствий аварии установленными пределами.

Производственное облучение – облучение работников от всех техногенных и природных источников в процессе производственной деятельности.

Промышленная авария – авария на промышленном объекте, в технической системе или на промышленной установке.

Промышленный источник – источник облучательных установок, лучевой терапии, промышленной дефектоскопии, стерилизации, дезинфицирования продуктов, обеззараживания отходов.

Проникающая радиация – поток γ-лучей и нейтронов, исходящих в течение 10 - 20 секунд в окружающую среду из зоны ядерного взрыва.

Проникающая способность излучения: *α-излучение*, задерживается, например, листом бумаги и не способно проникнуть через наружный слой кожи. Не представляет опасности до тех пор, пока радиоактивные вещества, испускающие α-частицы, не попадут внутрь организма через открытую рану, с пищей, водой или с вдыхаемым воздухом или паром, например, в бане. Тогда они становятся чрезвычайно опасными. *В-частица* обладает большей проникающей способностью: проходит в ткани организма на глубину один - два сантиметра и более, в зависимости от величины энергии. Проникающая способность *γ-излучения*, распространяющегося со скоростью света, очень велика: задерживается лишь толстой свинцовой или бетонной плитой.

Протрагирование дозы – распределение дозы облучения в течение времени с более низкой мощностью дозы.

Профессиональное облучение – облучение персонала вследствие профессиональной деятельности, обусловленное вдыханием или заглатыванием радиоактивных веществ на рабочем месте и/или воздействием внешних источников ионизирующего излучения.

Пункты хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилища радиоактивных отходов – не относящиеся к ядерным установкам и радиационным источникам стационарные объекты и сооружения, предназначенные для хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранения или захоронения радиоактивных отходов;

Работа с источником ионизирующего излучения – все виды обращения с источником излучения на рабочем месте, включая радиационный контроль.

Работа с радиоактивными веществами – все виды обращения с радиоактивными веществами на рабочем месте, включая радиационный контроль.

Рабочее место – место постоянного или временного пребывания персонала для выполнения производственных функций в течение более 50% рабочего времени или двух часов непрерывно в условиях воздействия ионизирующего излучения.

Равновесие радиоактивности – состояние, которое превалирует, когда соотношение между активностью двух или более последующих членов серии сохраняет константу.

Рад (от англ. Radiation Absorbed Dose) – внесистемная единица дозы поглощенного излучения веществом. Единица дозы излучения, равная величине 0,01 Гр или J/kg в любой среде, при которой каждый килограмм массы вещества (скажем, человеческого тела) поглощает 0,01 Дж энергии (1 г массы поглощает 100 эргов).

1 рад = 100 эрг/ч = 0,01 Гр = 1,14 Р.

Радиационная авария – потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью, повреждением оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами. Нарушение пределов безопасной эксплуатации источника приводит к выходу радиоактивных продуктов и/или ионизирующего излучения за границы, предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации в количествах, превышающих значения, установленные проектом для нормальной эксплуатации. Характеризуется исходным событием, путями протекания и радиационными последствиями, соответствует уровню **4**–**7** по международной шкале событий **INES (ИНЕС).**

Радиационная авария проектная – авария, для которой проектом определены исходные и конечные состояния радиационной обстановки и предусмотрены системы безопасности.

Радиационная безопасность – научно-практическая дисциплина, разрабатывающая способы оценки и прогнозирования радиационной обстановки, исследующая конкретные случаи радиационной обстановки и дающая рекомендации для приведения её в соответствие с установленными нормативами с учетом международных рекомендаций. Мероприятия, направленные на предохранение производственного персонала и населения от ионизирующего излучения, состояние защищенности персонала, населения и природной среды от вредного воздействия радиации.

Радиационная безопасность атомных станций – состояния атомной станции (АС), при которых за счёт комплекса технических, организационных и гигиенических мероприятий обеспечиваются установленные пределы эффективной дозы внешнего и внутреннего облучения персонала и населения и установленные допустимые выбросы и сбросы радионуклидов в окружающую среду при нормальной эксплуатации АС и проектных авариях.

Радиационная безопасность на объекте и вокруг него – радиационная безопасность обеспечивается за счет: 1) качества проекта радиационного объекта; 2) обоснованного выбора района и площадки для размещения радиационного объекта; 3) физической защиты источников излучения; 4) зонирования территории вокруг наиболее опасных объектов и внутри них; 5) условий эксплуатации технологических систем; 6) разрешений уполномоченных государственных органов на практическую деятельность в сфере обращения с источниками ионизирующего излучения; 7) государственной санитарно-гигиенической экспертизы изделий и технологий по радиационному фактору; 8) наличия системы радиационного контроля; 9) планирования и проведения мероприятий по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при нормальной работе объекта, его реконструкции и выводе из эксплуатации; 10) радиационно-гигиенической грамотности персонала и населения.

Радиационная безопасность населения – состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения. обеспечивается: 1) созданием

условий жизнедеятельности людей, отвечающих требованиям радиационной защиты, установленных Законом, НРБ-2009 и ОСПОРБ-2010; 2) соблюдением основных принципов радиационной безопасности (обоснование, оптимизация, нормирование); 3) установлением квот на облучение от разных источников излучения; 4) эффективностью планирования и проведения мероприятий по радиационной защите в нормальных условиях и в случае радиационной аварии; 5) организацией системы информации о радиационной обстановке.

Радиационная безопасность при нормальной эксплуатации источников излучения – обеспечивается выполнением следующих основных принципов: см. принципы обеспечения радиационной безопасности при нормальной эксплуатации источников излучения.

Радиационная безопасность персонала – обеспечивается: 1) ограничением допуска к работе с источниками излучения по возрасту, полу, состоянию здоровья, уровню предыдущего облучения; 2) знанием и соблюдением правил работы с источниками излучения; 3) достаточностью коллективных средств защиты, экранов и расстояния от источников излучения, а также ограничением времени работы с источниками излучения; 4) созданием условий труда, отвечающих требованиям НРБ-2009 и ОСПОРБ-2010; 5) применением индивидуальных средств защиты; 6) соблюдением установленных контрольных уровней; 7) организацией радиационного контроля; 8) информированием о радиационной обстановке; 9) проведением эффективных мероприятий по защите персонала при планировании повышенного облучения в случае угрозы и возникновении аварии.

Радиационная безопасность, оценка состояния – оценка основывается на следующих показателях: 1) характеристике радиоактивного загрязнения окружающей среды; 2) анализе обеспечения мероприятий по радиационной безопасности и соблюдения норм, правил и гигиенических нормативов; 3) вероятности радиационных аварий и их предполагаемом масштабе; 4) степени готовности к эффективной ликвидации радиационных аварий и их последствий; 5) анализе уровня доз облучения, получаемых отдельными группами населения от всех источников ионизирующего излучения; 6) числе лиц, подвергшихся облучению выше установленных пределов доз.

Радиационная защита – способы и средства снижения вредного воздействия ионизирующих излучений на организм. Физической радиационной защитой служит материал, поглощающий излучение: свинец, бетон и др. Химическая радиационная защита достигается вводом в организм перед облучением специальных химических соединений (радиопротекторов).

Радиационная коррозия бетона – изменение свойств бетона вследствие действия на него потоков ионизирующих излучений. Зависит от дозы облучения и количества цементного камня.

Радиационная обстановка, контроль состояния – контроль за обстановкой в зависимости от характера проводимых работ включает: 1) измерение мощности дозы рентгеновского, гамма и нейтронного излучений, плотности потоков частиц ионизирующего излучения на рабочих

местах, в смежных помещениях, на территории организации, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения; 2) измерение уровней загрязнения радиоактивными веществами рабочих поверхностей, оборудования, транспортных средств, средств индивидуальной защиты, кожных покровов и одежды персонала; 3) определение объёмной активности газов и аэрозолей в воздухе рабочих помещений; 4) измерение или оценку выбросов и сбросов радиоактивных веществ; 5) определение уровней радиоактивного загрязнения объектов окружающей среды в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения.

Радиационная опасность потенциальная объектов – опасность различной категории, устанавливается четыре категории опасности объектов: 1) радиационные объекты, при аварии на которых возможно радиационное воздействие на население и введение мероприятий по его радиационной защите; 2) радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией санитарно-защитной зоны; 3) объекты, радиационное воздействие которых ограничивается территорией объекта; 4) объекты, радиационное воздействие от которых ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения.

Радиационная опасность радиоактивного вещества (радионуклида) – радиационные и гигиенические характеристики радиоактивного вещества, определяющие его опасность для облучаемого объекта. Как потенциальные источники внутреннего облучения разделяются по степени радиационной опасности на четыре группы в зависимости от *минимально значимой активности (МЗА)*: группа А – радионуклиды с минимально значимой активностью 10^3 Бк; группа Б – радионуклиды с минимально значимой активностью 10^4 и 10^5 Бк; группа В – радионуклиды с минимально значимой активностью 10^6 и 10^7 Бк; группа Г – радионуклиды с минимально значимой активностью 10^8 Бк и более.

Радиационная стойкость бетона – способность бетона сохранять свои первоначальные физико-механические свойства вовремя и после ионизирующего облучения.

Радиационно-взвешивающий фактор - коэффициент, который учитывает относительную биологическую эффективность разных видов ионизирующего излучения. Используется исключительно при расчёте эффективной и эквивалентной доз

Радиационно-защитный костюм – костюм для защиты при выполнении работ в условиях ионизирующих излучений.

Радиационно опасный объект – объект, 1) на котором хранят, перерабатывают, используют или транспортируют радиоактивные вещества; и 2) на котором при аварии может произойти облучение ионизирующим излучением или радиоактивное загрязнение людей, сельскохозяйственных животных и растений, объектов национальной экономики, а также окружающей природной среды.

Радиационные источники – по законодательству РБ, не относящиеся к ядерным установкам комплексы, установки, аппараты, оборудование и

изделия, в которых содержатся радиоактивные вещества или генерируется ионизирующее излучение.

Радиационный инцидент (происшествие) – событие, при котором происходит утечка радиоактивных продуктов за защитные барьеры и/или облучение людей в дозах, превышающих установленные пределы для соответствующих лиц персонала и/или населения; соответствует уровню **2-3** шкалы **INES.**

Радиационный контроль – проводится с целью получение информации об индивидуальных и коллективных дозах облучения персонала, пациентов и населения при всех условиях жизнедеятельности человека, а также сведений о всех регламентируемых величинах, характеризующих радиационную обстановку. Объектами радиационного контроля являются: 1) персонал при воздействии на него ионизирующего излучения в производственных условиях; 2) пациенты при выполнении медицинских рентгенорадиологических процедур; 3) население при воздействии на него природных и техногенных источников излучения; 4) среда обитания человека. Осуществляется службой радиационной безопасности учреждения или специально выделенным должностным лицом, а также соответствующими ведомственными службами с применением приборов и методик дозиметрического и радиометрического контроля и расчетных методов.

Радиационный фон – радиоактивное излучение низкого уровня, источником которого являются космические лучи и радиоактивные вещества, которые в естественных условиях содержится в атмосфере в незначительных количествах.

Радиационный эффект – эффект, для которого доказана причинная роль действия ионизирующей радиации. Выделяют детерминистские и стохастические эффекты.

Радиация (излучение) – выделение и распространение энергии при помощи электромагнитных волн или частиц (сравни ионизирующая радиация).

Радиация ионизирующая – естественные излучения, которые приводят к ионизации электрически нейтральных атомов и молекул. Действует разрушительным образом на живые организмы и является источником широкого спектра изменений живых организмов (вызывает мутации, лучевую болезнь и т .д .).

Радиация с высоким линейным переносом энергии (ЛПЭ) – тяжелые, заряженные частицы, такие как *протоны и α-частицы*, вызывающие ионизацию клеточного ядра.

Радиация с низким линейным переносом энергии (ЛПЭ) – быстрая, заряженная частица как, например, *электрон, Х-лучи или гамма-лучи*, которые вызывают незначительную ионизацию вне ядра.

Радиоактивные вещества – не относящиеся к ядерным материалам вещества (содержащие радионуклиды), испускающие ионизирующее излучение.

Радиоактивное выпадение – осадки, обладающие повышенной радиоактивностью из-за захвата радиоактивных аэрозолей и газов из атмосферы.

Радиоактивное загрязнение – загрязнение поверхности Земли, атмосферы, воды либо продовольствия, пищевого сырья, кормов и различных предметов радиоактивными веществами в количествах, превышающих уровень, установленный нормами радиационной безопасности и правилами работы с радиоактивными веществами.

Радиоактивное излучение – ионизирующее излучение, испускаемое при распаде радионуклидов. Воздействие радиоактивного излучения на человеческий организм может иметь смертельные последствия.

Радиоактивное семейство – цепочка радионуклидов, возникающих последовательно в результате ядерных превращении (например, семейства урана и тория).

Радиоактивность (лат. radio - испускаю лучи + activus – действенный) самопроизвольный (спонтанный) распад нестабильного атомного ядра одних элементов и превращение их в ядра других изотопов, при котором выделяется излучение: *α-, β- и γ-излучение, испускание нейтронов, деление тяжелых ядер и т.п*. Термин «радиоактивность» был предложен в 1898 г Марией Склодовской-Кюри. Различают 1) естественную радиоактивность изотопов, существующих в природных условиях (обнаружена в 1886 г французским физиком А. Беккерелем как испускание ураном неизвестного проникающего излучения, названного им «радиоактивным», такими же свойствами обладают и 300 нуклидов, изученных к настоящему времени); 2) искусственную радиоактивность изотопов, полученных в результате ядерных реакций. Радиоактивный распад происходит по экспоненциальному закону. В СИ единицей радиоактивности является беккерель (Бк).

Радиоактивность воды – показатель, характеризующий содержание в воде радиоактивных веществ.

Радиоактивные вещества – не относящиеся к ядерным материалам вещества, испускающие ионизирующее излучение.

Радиоактивные выпадения – выпадения из атмосферы радионуклидов или радиоактивных веществ.

Радиоактивные отходы – неиспользуемые побочные жидкие, твердые и газообразные радиоактивные и др. вещества в любом агрегатном состоянии, общая и удельная активность, радиоактивная загрязненность которых превышает уровни, установленные ОСПОРБ-2010 и НРБ-2009. Подлежат различным способам обработки, хранения или захоронения в зависимости от их активности и периода полураспада радионуклидов. Подразделяются по удельной активности на 3 категории – низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные.

Радиоактивные превращения – самопроизвольные превращения одних ядер в другие. Радиоактивные превращения сопровождаются испусканием различных частиц. Видами радиоактивных превращений являются альфа- и бета-распад.

Радиоактивный – излучающий энергию или способный к излучению энергии в виде частиц или лучей за счет самопроизвольного распада атомных ядер. Это слово используется для обозначения некоторых химических элементов, таких, как плутоний, уран и т.д., а также продуктов их распада и других веществ.

Радиоактивный материал – материал (вещество), в состав которого входит радионуклид или радионуклиды.

Радиоактивный распад – самопроизвольное преобразование ядра, при котором выделяются частицы или гамма-излучение, или же выделяется рентгеновское излучение после захвата орбитального электрона, или же происходит самопроизвольное деление ядра.

Радиометр – прибор или установка для измерений 1) активности радионуклидов в источнике или образце; а также 2) плотности потока, потока и флюенса ионизирующих частиц.

Радиометрия – раздел прикладной ядерной физики, который разрабатывает теорию и практику измерения радиоактивности, и идентификацию радиоизотопов.

Радиометрический контроль – комплекс организационных и технических мероприятий по определению: 1) интенсивности ионизирующего излучения радиоактивных веществ, содержащихся в окружающей среде; или 2) степени радиоактивного загрязнения людей, технически, сельскохозяйственных животных и растений, а также элементов окружающей природной среды.

Радионуклид – радиоактивные атомы данного химического элемент способные к радиоактивному распаду. Радионуклиды вызывают при самопроизвольном распаде мутагенные, канцерогенные и тератогенные изменения в живых организмах.

Радионуклидный источник ионизирующего излучения – вещество, содержащее радионуклид (смесь радионуклидов), заключенное в оболочку либо другим способом зафиксированное в объеме какого-либо материала или на его поверхности и используемое в качестве источника ионизирующего изучения.

Радиотоксичность – неблагоприятное воздействие радионуклида из-за его радиоактивности на здоровье, способность радиоактивного вещества вызывать лучевое повреждение.

Радиохимия – раздел химии, изучающий свойства радионуклидов, методы их выделения и концентрирования, применение радионуклидов в различных областях науки и техники.

Радиочувствительность – мера чувствительности биологического объекта к действию ионизирующего излучения. Относительная восприимчивость клеток, тканей, органов и организмов к вредному действию излучения. Степень радиочувствительности сильно меняется при переходе от одного биологического вида к другому, в пределах одного вида, а для определенного индивидуума зависит также от возраста и пола. В одном

организме различные клетки и ткани сильно различаются по радиочувствительности.

Радиоэкология – раздел экологии, изучающий: 1) накопление радиоактивных веществ организмами; 2) их миграцию в биосфере.

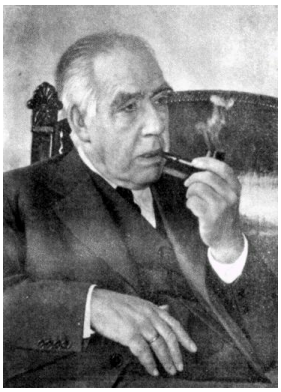
Развитие учения о радиационной безопасноти – открытие радиоактивности датировано 1896 г., когда известный французский физик, *Антуан Анри Беккерель* (15.12.1852–25.08.1908) обнаружил испускание ураном неизвестного вида проникающего излучения, названного им радиоактивным (первоначальное название излучения – "лучи Беккереля"). В 1900 году А. Беккерель пришёл к выводу, что радиоактивные

лучи частично состоят из электронов (их открыл в 1897 году Дж. Томсон). Вскоре была обнаружена радиоактивность тория, а в 1898 супруги *Мария Склодовская-Кюри* (1867 – 1934) и *Пьер Кюри* открыли два новых радиоактивных элемента – полоний и радий и предложили термин "радиоактивность" А. Беккерель и супруги Кюри стали лауреатами Нобелевской премии по физике в 1903 году. М. Кюри высказала гипотезу о материальном характере радиоактивного излучения (1899) заложила основы количественных методов радиоактивных измерений. В знак «признания выдающейся деятельности в области развития химии, за открытие элементов радия и полония, за выяснение природы радия и выделение его в металлическом виде и за исследование соединений этого замечательного элемента» в 1911 г. повторно получили Нобелевскую премию по химии.

Резерфорд Эрнест (30.8.1871 – 19.10.1937), английский физик, зало живший основы учения о радиоактивности и строении атома; открыл существование атомного ядра и впервые осуществил искусственное превращение атомных ядер путем бомбардировки атомов азота α-частицами:

$$^{14}N_7 + ^{4}He_2 \rightarrow ^{17}O_8 + P$$

Работами Э. Резерфорда и упомянутых выше учёных было установлено наличие α-, β- и γ-лучей – и выявлена их природа. В 1903 Резерфорд и Ф. Содди выяснили, что испускание α-лучей сопровождается превращением химических элементов, например превращением радия в радон. В 1913 К. Фаянс (Германия) и Содди независимо сформулировали правило смещения, характеризующее перемещение изотопа в периодической системе элементов при различных радиоактивных превращениях.



Великий датский физик-теоретик *Нильс Бор* (1885–1962) создал первую квантовую теорию атома, внёс большой вклад в теорию атомного ядра и ядерных реакций

В 1934 супругами *Ирен Жолио-Кюри* (1900–1958) и *Фредерик Жолио-Кюри* (1897-1956) была открыта искусственная радиоактивность, которая Были открыты новые варианты β-распада - испускание позитронов (И. и Ф. Жолио-Кюри, 1934) и электронный захват (*Л. Альварес*, 1938), предсказанный первоначально *Х. Юкавой и С. Сакатой* (Япония, 1935). Впоследствии были обнаружены сложные, включающие β-распад, превращения, в том числе испускание запаздывающих нейтронов (*Дж. Даннинг* с сотрудниками, США, 1939), запаздывающих протонов (*В. А. Карнаухов* с сотрудниками, СССР, 1962), запаздывающее деление ядер (*Г. Н. Флёров* с сотрудниками, 1966–71). Предсказана возможность существования запаздывающих излучателей ядер ^{3}H и ^{3}He (*Э. Е. Берлович, Ю. Н. Новиков*, СССР, 1969).

Энрико Ферми (1901–1954) сделал ряд фундаментальных открытий в нейтронной физике; обнаружил искусственную радиоактивность при облучении вещества нейтронами, замедление нейтронов и др. Под руководством Ферми в 1942 г. впервые была осуществлена управляемая ядерная реакция.

В.И.Вернадский (1863-1945) сыграл выдающуюся роль в организации исследований радиоактивности в России, поставив перед русскими учеными задачу изучения радиоактивных элементов. Дал обзор находок радиоактивных минералов на территории России, сформулировав проблемы, связанные с изучением качественного и количественного распределения в земной коре на территории России радиоактивных элементов – урана, тория, радия, иония нитона (радона), ториевой и актиниевой эманаций, гелия. Ставил задачи в области исследования радиоактивности воздуха и природных вод.

В 1935 *И. В. Курчатов* с сотрудниками открыли явление изомерии (существование долгоживущих возбуждённых состояний) у искусственно радиоактивных ядер С 1943 г. Курчатов возглавлял научные работы, связанные с атомной проблемой. Под его руководством были созданы первый в Европе атомный реактор (1946) и первая советская атомная бомба (1949) В 1940 К. А. Петржак и Флёров открыли спонтанное деление ядер. Существование протонной активности предполагалось ещё Резерфордом. Перспективы обнаружения 4-го типа радиоактивности. и основные его характеристики изучались Б. С. Джелеповым (1951, СССР) и др. Экспериментально элементарный акт радиоактивного распада с испусканием протонов (из изомерного состояния) впервые наблюдали Дж. Черны с сотрудниками (США, 1970). В 1960 В. И. Гольданский предсказал существование двупротонной радиоактивности, а в 1971 Гольданский и

Л. К. Пекер (СССР) - двунейтронный радиоактивный распад ядер (только из изомерного состояния).

Теория α-распада, основанная на квантово-механическом описании проникновения через потенциальный барьер, была развита в 1928 г. *Г. Гамовым* и независимо - англ. физиками *Р. Гёрни и Э. Коцдоном*.

За работы, связанные с исследованием и применением радиоактивности, было присуждено более 10 Нобелевских премий по физике и химии, в том числе А. Беккерелю, П. и М. Кюри, Э. Ферми, Э. Резерфорду, Ф. и И. Жолио-Кюри, Д. Хевеши,О. Гану, Э. Макмиллану и Г. Сиборгу, У. Либби и др.

Первые экспериментальные исследования влияния ионизирующей радиации на человека были выполнены в России *И.Р.Тархановым* в 1896 году.

Рак радиационный – особенно высока вероятность заболеть после воздействия ионизирующей радиации ***лейкозом***: – при дозе облучения в 1 Гр в среднем два человека из тысячи умрут от лейкозов. Если кто-либо получит дозу 1 Гр при облучении всего тела, существует один шанс из 500, что этот человек умрёт в дальнейшем от лейкоза. ***Рак щитовидной железы*** развивается примерно у десяти человек из тысячи облученных, при этом умрёт лишь один человек из тысячи облученных. ***Рак молочной железы*** развивается у десяти женщин из тысячи (в расчете на каждый грэй индивидуальной поглощенной дозы), пять женщин из тысячи, по-видимому, умрут от этого заболевания. ***Раком лёгких*** в группе людей в тысячу человек, возраст которых в момент облучения превышает 35 лет, по-видимому, 5 человек умрут от рака лёгких в расчёте на каждый Гр средней индивидуальной дозы облучения, но лишь половина этого количества – в группе, состоящей из представителей всех возрастов. Вероятность умереть от ***рака желудка, печени или толстой*** кишки составляет примерно всего лишь 1/1000 на каждый грэй средней индивидуальной дозы облучения, а риск возникновения ***рака костных тканей, пищевода, тонкой кишки, мочевого пузыря, поджелудочной железы, прямой кишки и лимфатических тканей*** еще меньше и составляет примерно от 0,2 до 0,5 на каждую тысячу и на каждый грэй средней индивидуальной дозы облучения.

Распад – распад атомных ядер, приводящий к выделению альфа- или бета-частиц (обычно сопровождаемого гамма-излучением). Кроме того, экспоненциально уменьшается радиоактивность материала по мере того, как происходят распады ядер, и образуются более стабильные ядра.

Распад радионуклида – уменьшение в количестве любого радиоактивного материала в течение времени как результат спонтанной эмиссии атомного ядра как **А,** так и **Р**-частиц, часто сопровождаемых γ-излучениями.

Распад ядерный – самопроизвольная ядерная трансформация (радиоактивность), которая характеризируется эмиссией энергии и/или

массой ядра. Когда вовлечено большое количество ядер, процесс характеризуется точным полураспадом.

Режим радиационной защиты – порядок действия населения и применения средств и способов защиты в зоне радиоактивного загрязнения с целью возможного уменьшения воздействия ионизирующего излучения на людей.

Резерфорд – внесистемная единица активности нуклидов (радиоактивных изотопов) в радиоактивных образцах и источниках. Названа в честь Э. Резерфорда. Обозначения: русское Рд, международное Rd. Резерфорд определяется как активность любого нуклида, равная 10^6 актов распада данного нуклида в 1 сек. 1 Ku = 3,700•10^4 рд. Единица была предложена в 1946, но широкого распространения не получила и практически не применяется.

Рентген (Р) – внесистемная единица экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучения. 1 Р – доза излучения, при которой в результате полного ионизационного поглощения в 1 $см^3$ (0,001293 г) воздуха при нормальных условиях образуется 2,08X10^9 пар ионов (или в 1 г воздуха – 1,61X10^{12} пар ионов), несущих суммарный заряд в одну элекростатическую единицу заряда каждого знака(с общим зарядом 0,000'000'000'3 Кл каждого знака или 2,58·10^{-4} кулона/кг). **1 Р = 0.000'258 Кл/кг** (в СИ). Назван в честь немецкого физика Вильгельма Конрада Рентгена (1845-1923), открывшего в 1895 году рентгеновские лучи.

Рентгеновское излучение (рентгеновские лучи) – вид излучения, подобный свету, но имеющий меньшую длину волны и способный проникать через твердые тела. Является коротковолновым электромагнитным излучением. Состоит из тормозного и (или) характеристического излучения, генерируемое рентгеновскими аппаратами. Образуется при торможении в веществе быстрых электронов (например, при бомбардировке металлического электрода в рентгеновской трубке пучком ускоренных электродов). Обладает большой проникающей способностью, действует на фотографическую эмульсию. Используется в медицине для исследований, диагностики и лечения определенных органических нарушений органов тела, в особенности - внутренних органов.

Репарация – восстановление тканей тела и состава популяций организмов, поврежденных или изреженных ионизирующим излучением или ультрафиолетовыми лучами. Происходит посредством размножения клеток и организмов, уцелевших после облучения.

Реперная запроектная авария – одна из запроектных аварий, которая методом экспертной оценки выбрана для разработки конкретного плана мероприятий по защите персонала и населения данной установки, реактора, атомной станции и т. п.

Риск – вероятность или частота наступления какого-то события в данной популяции. Радиационный риск количественно выражается как вероятность или частота данного эффекта в зависимости от дозы облучения.

Риск индивидуальный сокращения длительности периода полноценной жизни – вероятность сокращения длительности полноценной жизни при облучении в течение года в результате возникновения тяжелых последствий от детерминированных эффектов консервативно принимается равным: $\mathbf{r_{i,Д} = P_i[D>Д]}$, где $\mathbf{P_i[D>Д]}$ - вероятность для **i**-го индивидуума быть облученным с дозой больше **Д** при обращении с источником в течение года; **Д** - пороговая доза для детерминированного эффекта.

Риск пожизненный (коэффициенты, $\mathbf{r_E}$) – сокращение длительности полноценной жизни в среднем на 15 лет на один стохастический эффект (от смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и не смертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака), равный для 1) производственного облучения: $r_E = 5{,}6\times10^{-2}$ 1/чел.-Зв при $E < 200$ мЗв/год; $r_E = 1{,}1\times10^{-1}$ 1/чел.-Зв при $E \geq 200$ мЗв/год; 2) облучения населения: $r_E = 7{,}3\times10^{-2}$ 1/чел.-Зв при $E < 200$ мЗв/год; $r_E = 1{,}5\times10^{-1}$ 1/чел.-Зв при $E \geq 200$ мЗв/год.

Риск радиационный – вероятность или частота возникновения у человека или его потомства какого-либо вредного эффекта в результате облучения, например, заболевания или смерти в течение обозначенного временного отрезка. Выражается коэффициентами радиационного риска: 1 – для организма в целом, 0,25 – для семенников и яичников, 0,15 – для молочной железы, 0,12 – для красного косного мозга и лёгких, 0,03 – для щитовидной железы и костной ткани, 0,3 – для остальных органов. Риски развития рака и генетические эффекты:

Биологический эффект	Облученная популяция	Коэффициент риска (10^{-2} $Зв^{-1}$)
Летальный рак	Профессионалы	4,0
	Все население	5,0
Серьезные наследственные эффекты	Профессионалы	0,6
	Все население	3,0

Риск радиационный относительный – риск, учитывающий зависимость эффекта не только от дозы, но и от пола, возраста в момент облучения и времени после облучения. Все разновидности риска делят на пять групп (согласно международной классификации болезней): 1) лейкемия; 2) рак молочной железы; 3) рак системы дыхания; 4) рак системы пищеварения; 5) все остальные формы рака.

Риск стохастических эффектов (индивидуальный и коллективный) пожизненный – вероятность или частота наступления стохастических эффектов в данной популяции:

$$r_{ic} = \int_0^{\infty} p_i(E) \times r_E \times E dE;$$

$$R = \sum_{i=1}^{N} r_{ic}$$

где r, R – индивидуальный и коллективный пожизненный риск соответственно; E – индивидуальная эффективная доза; $p_i(E)dE$ – вероятность для *i*-го индивидуума получить годовую эффективную дозу от E до E+dE; rE – коэффициент пожизненного риска сокращения длительности периода полноценной жизни.

Санитарно-защитная зона – территория вокруг источника ионизирующего излучения (радиационного объекта или техногенного источника радиоактивных выбросов и сбросов), на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации данного источника может превысить установленный предел дозы облучения для населения. В санитарно-защитной зоне запрещается постоянное и временное проживание людей, вводится режим ограничения хозяйственной деятельности и проводится радиационный контроль.

Санитарный пропускник – комплекс помещений, предназначенный для смены одежды, санитарной обработки персонала и дозиметрического контроля радиоактивного загрязнения кожных покровов и спецодежды, средств индивидуальной защиты, специальной и личной одежды персонала.

Санитарный шлюз – помещение на границе между зонами радиационного объекта, предназначенное для предварительной дезактивации и смены дополнительных средств индивидуальной защиты и предотвращения переноса радиоактивных загрязнений между этими зонами.

Сброс радиоактивных веществ (сброс) – сосредоточение радиоактивных отходов в специально отведенных и оборудованных местах либо поступление радионуклидов или радиоактивных веществ в водоёмы (моря, озера, реки и т. п.) с жидкими отходами (сточными водами) предприятия.

Серьёзная авария – запроектная авария, при которой требуется полное осуществление аварийных планов, поскольку выброс в окружающую среду значителен; соответствует уровню **6** шкалы **INES.**

Система единиц СИ – Международная система единиц СИ. Принята в октябре 1960 г. в Париже на Генеральной конференции по мерам и весам. В СССР введена с 1 января 1963 г. в качестве государственного стандарта. Единицы основаны на единицах длины – метр, массы – килограмм, времени - секунда, со специальными количественными единицами для излучения: Беккерель, Грей и Зиверт.

Системы безопасности – системы, предназначенные для выполнения действий по предотвращению аварий или ограничению их последствий.

Слой половинного ослабления излучения – толщина слоя вещества, ослабляющего узкий (или широкий) пучок моно направленного излучения в 2 раза: $\Delta_{1/2}$**.**

«Смерти под лучом» – быстрая смерть при общем облучении человека в дозе в 150 - 250 Зв.

Смешанное ионизирующее излучение – ионизирующее излучение, состоящее из частиц различного вида или из частиц и фотонов.

Снимаемое (нефиксированное) загрязнение поверхности – часть загрязнения поверхности радиоактивными веществами, которые самопроизвольно или при контакте с другими предметами переходят или удаляются применяемыми способами дезактивации.

Соотношение «доза-эффект» – математическое уравнение, описывающее количественное соотношение между воздействием (доза) и заболеванием (эффект). Например, уровень заболеваемости в нескольких группах, в разной степени подвергшихся фактору риска.

Основные радиологические величины и единицы и соотношение между ними

Величина	Наименование и обозначение единицы измерения		Соотношения между единицами
	Внесистемные	Си	
Активность нуклида, А	Кюри (Ku, Ci)	Беккерель (Бк, Bq)	1 Ku = $3.7*10^{10}$Бк
			1 Бк = 1 расп/с
			1 Бк=$2.7*10^{-11}$Ku
Экспозиционная доза, Х	Рентген (Р, R)	Кулон/кг (Кл/кг, C/kg)	1 Р=$2.58*10^{-4}$ Кл/кг
			1 Кл/кг=$3.88*10^{3}$ Р
Поглощенная доза, D	Рад (рад, rad)	Грей (Гр, Gy)	1 рад-10^{-2} Гр
			1 Гр=1 Дж/кг
Эквивалентная доза, Н	Бэр (бэр, rem)	Зиверт (Зв, Sv)	1 бэр=10^{-2} Зв
			1 Зв=100 бэр
Интегральная доза	Рад-грамм	Грей- кг	1 рад*г=10^{-5} Гр*кг
излучения	(рад*г, rad*g)	(Гр*кг, Gy*kg)	1 Гр*кг=10^{5} рад*г

Специализированная организация по обращению с радиоактивными отходами – эксплуатирующая организация, осуществляющая обращение с радиоактивными отходами и иные виды деятельности в области использования атомной энергии, не связанные непосредственно с эксплуатацией ядерных установок и радиационных источников, кроме тех случаев, когда использование ядерных установок и радиационных источников необходимо для обращения с радиоактивными отходами.

Средняя эквивалентная доза в органе – среднее значение эквивалентной дозы $\mathbf{H_T}$ в ткани или в органе **T** с массой $\mathbf{m_T}$: $\mathbf{H_T = (1 / m_T) \int H\, dm}$, где **H** - доза в элементе массы **dm**.

Средства индивидуальной защиты (СИЗ) – технические средства индивидуальной защиты персонала от внешнего излучения радионуклидов, поступления радиоактивных веществ внутрь организма и радиоактивного загрязнения кожных покровов [(например, спецбелье, носки, комбинезон или костюм (куртка, брюки), спецобувь, шапочка или шлем, очки, щитки, бахилы перчатки, полотенца и носовые платки одноразовые, средства защиты органов дыхания (в зависимости от загрязнения воздуха – респираторы, фильтрующие или изолирующие противогазы и др.)].

Стохастический эффект излучения – радиационный эффект, обычно проявляющийся без определенного порогового значения дозы, вероятность его пропорциональна дозе а тяжесть его проявления не зависит от дозы облучения. Примеры стохастических эффектов: солидные опухоли, лейкемия, генетические нарушения.

Территории, подвергшиеся радиоактивному загрязнению в результате радиационной аварии – на этих территориях осуществляют: 1) радиационный контроль с оценкой доз облучения населения за счет радиоактивного загрязнения территории, если эта доза может превысить 10 мкЗв/год; 2) радиационный контроль за основными видами облучения населения; 3) оптимизированное снижение доз по всем основным видам облучения, если доза облучения населения за счет радиоактивного загрязнения территории превышает 1,0 мЗв/год; 4) оптимизированные защитные мероприятия, не нарушающие нормальную жизнедеятельность населения, хозяйственное и социальное функционирование территории, если доза облучения за счет радиоактивного загрязнения территории превышает 0,1 мЗв/год, но не более 1,0 мЗв/год.

Техногенное облучение – облучение от источников излучений, созданных или образующихся в результате технической деятельности человека.

Техногенный источник – источник ионизирующего излучения, специально созданный для его полезного применения или являющийся побочным продуктом этой деятельности.

Тканевая доза - поглощенная доза в биологической ткани.

Тканевые взвешивающие коэффициенты (W_T) – отношение риска стохастического эффекта облучения данного органа (ткани) к суммарному риску стохастического эффекта при равномерном облучении всего тела. Они не зависят от вида и энергии излучения и позволяют выровнять риск облучения вне зависимости от того, равномерно или неравномерно облучается все тело. Значения W_T, рекомендованы МКРЗ и приняты НРБ-2009 для расчета эффективной дозы персонала и населения любого возраста с учетом радиочувствительности разных органов и тканей организма человека:

Транспортирование радиоактивных отходов – перемещение радиоактивных отходов с применением транспортных и грузоподъемных средств.

Тяжелая авария – авария, приводящая к крупному максимально возможному выбросу значительной части радиоактивных продуктов крупной

установки (например, ядерного реактора), катастрофа, уровень **7** шкалы **INES**.

Удельная активность радионуклида – отношение активности радионуклида в образце к массе образца **m*:* $A_m = A/m$.**

Узкий пучок излучения – такая геометрия излучения, при которой детектор регистрирует только нерассеянное излучение источника.

Управление запроектной аварией – действия, направленные на предотвращение развития проектных аварий в запроектные и на ослабление радиационных последствий запроектных аварий. Для этих действий используются любые имеющиеся в работоспособном состоянии технические средства, предназначенные для нормальной эксплуатации, для обеспечения безопасности при проектных авариях или специально предназначенные для уменьшения радиационных последствий запроектных аварий.

Уровень вмешательства – уровень радиационного фактора, радиационные параметры и характеристики, определяющие радиационную обстановку и ее развитие, совокупность которых требует осуществления мероприятий по защите персонала и населения в соответствии с дозовыми критериями для принятия решения об их проведении. Уровни облучения, при которых необходимо срочное вмешательство:

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

Уровни вмешательства при хроническом облучении:

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

Уровень контрольный – значение контролируемой величины дозы, мощности дозы, радиоактивного загрязнения и т.д., устанавливаемое для оперативного радиационного контроля, с целью закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Устройство (источник), генерирующее ионизирующее излучение – электрофизическое устройство (рентгеновский аппарат, ускоритель, генератор и т.д.), в котором ионизирующее излучение возникает за счёт изменения скорости заряженных частиц, их аннигиляции или ядерных реакций.

Фактор риска – явление или поведение, ассоциирующиеся с повышенной вероятностью определенного события. Термин подразумевает положительное соотношение между событием и фактором риска.

Физический барьер – преграда на пути распространения ионизирующего излучения, ядерного материала, радиоактивного вещества.

Физическая радиационная защита объекта ядерного топливного цикла – технические и организационные меры по обеспечению сохранности содержащихся на объекте ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов. Предотвращению несанкционированного проникновения на территорию объекта ядерного топливного цикла, предотвращению несанкционированного доступа к ядерным материалам и радиоактивным веществам, своевременному обнаружению и пресечению диверсионных и террористических актов, угрожающих безопасности объекта ядерного топливного цикла.

Флюенс (перенос) ионизирующих частиц (фотонов) – отношение числа ионизирующих частиц (фотонов) **dN**, проникающих в объем элементарной сферы, к площади центрального поперечного сечения **dS** этой сферы: **Ф = dN/dS.**

Фон – ионизирующее излучение, состоящее из естественного фона и ионизирующих излучений посторонних источников.

Фоновое излучение – природное ионизирующее излучение, которым облучается каждый человек от естественных источников. Оно возникает в земной коре (включая радон) вследствие попадания радионуклидов в почву. Космическая радиация поступает из мирового пространства.

Фотонное излучение – электромагнитное косвенно ионизирующее излучение. Возникает при изменении энергетического состояния атомных ядер или при аннигиляции частиц.

Характеристическое излучение – фотонное излучение с дискретным энергетическим спектром, возникающее при изменении энергетического состояния электронов атома.

Химическая радиационная защита – ввод в организм перед облучением специальных химических соединений (радиопротекторов).

Хранение радиоактивных отходов – размещение радиоактивных отходов в хранилище с намерением последующего их извлечения.

Хранилище радиоактивных отходов – стационарный объект или стационарное сооружение, предназначенные для хранения или захоронения радиоактивных отходов.

Хроническое облучение – постоянное или прерывистое облучение в течение длительного времени.

Цепная ядерная реакция – последовательность ядерных реакций, возбуждаемых частицами (например, нейтронами), рождающимися в каждом акте реакции. В зависимости от среднего числа реакций, следующих за одной предыдущей – меньшего, равного или превосходящего единицу – реакция называется затухающей, самоподдерживающейся или нарастающей.

Цепной распад или последовательный распад – последовательность радиоактивных распадов (трансформации), начинающихся с одного ядра. Исходное ядро, источник, родитель, распадается на дочерние ядра, которые отличаются от первичного ядра, любыми частицами, которые были излучены на протяжении распада, если имеют место дальнейшие распады, следующие ядра называют дочерними.

Чистая зона – территория части промышленной (производственной) площади, где располагаются административно-служебные помещения, столовые, мастерские по ремонту и изготовлению чистого оборудования и другие объекты, где не проводятся работы с радиоактивными веществами.

Эквивалент коллективной эффективной дозы – произведение числа облученных лиц и их среднего эквивалента эффективной дозы, выраженной в человеко-зивертах.

Эквивалент коммитированной дозы – доза на орган или ткань в течение 50 лет после облучения.

Эквивалент коммитированной эффективной дозы – эквивалент коммитированной дозы на орган, умноженный на взвешенный фактор.

Эквивалентная доза – количество, которое выражает все виды излучения на общей шкале для вычисления эффективной поглощенной дозы.

Эквивалентная доза излучения – величина, введенная для оценки радиационной опасности хронического облучения человека ионизирующими излучениями и определяемая суммой произведений поглощенных доз отдельных видов излучений на их коэффициенты качества. Средняя поглощенная доза излучения **D** в органе или ткани **T**, умноженная на взвешивающий радиационный коэффициент $\mathbf{W_R}$ для биологической ткани стандартного состава (по массе: 10,1 % – водорода; 11,1 % – углерода; 2,6 % – азота; 76,2 % – кислорода): $\mathbf{H_{T,R} = D\ W_{R=} \Sigma\ D_{T,R}\ W_R}$, где **R** - индекс вида и энергии излучения. Единицей эквивалентной дозы излучения является зиверт (Зв). Учитывает неблагоприятные биологические последствия облучения в малых дозах. Используется в радиационной безопасности для учета стохастических эффектов биологического воздействия различных видов ионизирующих излучений при кратковременном или хроническом облучении любого органа и всего тела дозами ниже порогов детерминистских эффектов доз.

Экспозиционная доза (фотонного излучения) – количественная характеристика рентгеновского и гамма-излучений, основанная на их ионизирующем действии и выраженная суммарным электрическим зарядом ионов одного знака, образованных в единице объема воздуха. Оценивается как отношение суммарного заряда всех ионов одного знака, возникающих при полном торможении электронов и позитронов, которые были образованы фотонами в элементарном объеме воздуха, к массе **dm** воздуха в этом объеме: $\mathbf{X = dQ/dm}$. Представляет собой энергетическую характеристику излучения, оцениваемую по эффекту ионизации сухого атмосферного воздуха. Единицей измерения экспозиционной дозы в СИ является кулон на килограмм (Кл/кг), внесистемная единица экспозиционной дозы – рентген

(Р). В зоне аварии Чернобыльской атомной станции есть районы, где радиоактивность составляет 1200 микрорентген в час. (использование экспозиционной дозы и ее мощности после не рекомендуется).

Экспозиция – акт или состояние пребывания субъекта под облучением. Облучение может быть внешним (источник вне организма) или внутренним (облучение источниками, находящимися внутри организма). Облучение классифицируется как 1) нормальное или потенциальное; 2) производственное, 3) медицинское; в аварийных ситуациях – острое и хроническое.

Электромагнитное излучение – совокупность измененных электрического и магнитного полей в эфире, которые возбуждаются заряженными частицами, атомами, молекулами, антеннами и другими излучающими системами. Состоит из элементарных частиц (фотонов) и распространяется в вакууме со скоростью света, в пространстве - в форме бегущих волн.

Эман (от лат. emano – вытекаю, распространяюсь), редко применяемая внесистемная единица удельной (объёмной) активности радиоактивных изотопов в жидкостях (например, в минеральной воде) или в газах. 1 эман равен 10-10 кюри/л = 3700 $сек^{-1} \cdot м^{-3}$, т. е. 3700 распадов за 1 сек в 1 $м^3$, или 3700 $Бк/м^3$ (беккерелей на 1 $м^3$).

Энергетический спектр ионизирующих частиц – распределение ионизирующих частиц по их энергии.

Эффективная доза (эффективная эквивалентная доза, H_E) – сумма средних эквивалентных доз H_T в различных органах или тканях, взвешенных с коэффициентами W_T: $H_E = \sum W_T H_T$. Измеряется в Зивертах (Зв) Для персонала она не должна превышать за период трудовой деятельности

(50 лет) – 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) - 70 мЗв. От природных источников – не должна превышать 5 мЗв/год в производственных условиях (мощность эффективной дозы гамма-излучения - 2,5 мкЗв/ч).

Эффективная поглощенная энергия (излучения нуклида или цепочки нуклидов, $E_{эф}$) – сумма произведений поглощенной энергии Е, всех приходящихся на один распад ядра заряженных частиц и фотонов на соответствующее значение коэффициента качества k_j, и других необходимых коэффициентов (например, N_j, – коэффициент распределения): Выражается в единицах МэВ/распад. Удельная эффективная поглощенная энергия (УЭЭ) выражается в МэВ/кг · распад.

Эффективная удельная активность ($A_{эфф}$) природных радионуклидов в строительных материалах – устанавливается для щебня, гравия, песка, бутового и пиленного камня, цемента и кирпичного сырья и пр.), добываемых на их месторождениях или являющихся побочным продуктом промышленности, а также отходов промышленного производства, используемых для изготовления строительных материалов (золы, шлаки и пр.). Она не должна превышать: для материалов, используемых в строящихся и реконструируемых жилых и общественных зданиях (I класс):

$A_{эфф} = A_{Ra} + 1{,}3A_{Th} + 0{,}09A_K \leq 370$ Бк/кг, где A_{Ra} и A_{Th} – удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th, находящихся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов. A_K – удельная активность $^{40}К$ (Бк/кг); для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений (II класс): $A_{эфф} \leq 740$ Бк/кг; для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов (III класс): $A_{эфф} \leq 1350$ Бк/кг. При 1350 Бк/кг $< A_{эфф} < 4000$ Бк/кг (IV класс) вопрос об использовании материалов решается в каждом случае отдельно по согласованию с органом санитарно-эпидемиологической службы. При $A_{эфф} > 4000$ Бк/кг материалы не должны использоваться в строительстве.

Эффекты излучения детерминированные – клинически выявляемые вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше – тяжесть эффекта зависит от дозы.

Эффекты излучения стохастические – вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, не имеющие дозового порога возникновения, вероятность возникновения которых пропорциональна дозе и для которых тяжесть проявления не зависит от дозы.

Ядерная авария – авария, связанная с повреждением тепловыделяющих элементов (ТВЭлов), превышающим установленные пределы безопасной эксплуатации ядерного реактора (или ядерной критической сборки). Может быть связана с аварийным облучением персонала, вызванным: 1) нарушением контроля и управления цепной ядерной реакцией деления в активной зоне реактора (крит. сборки); 2) образованием критической массы при перегрузке, транспортировании и хранении твэлов, содержащих ядерное топливо; 3) нарушением теплоотвода от твэлов.

Ядерные материалы – материалы или вещества, содержащие или способные воспроизвести делящиеся (расщепляющиеся) ядерные материалы или вещества.

Ядерные отходы – радиоактивные материалы, вырабатываемые на разных стадиях ядерно-топливного цикла, включая разработку месторождения, обогащение, производство топлива, эксплуатацию реактора, переработку топлива и вывод из эксплуатации реактора, который, как считается, не может в дальнейшем использоваться.

Вопросы, выносимые на итоговый контроль по дисциплине «Радиационная безопасность»

1. Область применения ОСПОРБ-99/2010 (п.1.1-п.1.8).
2. Практическая реализация основных принципов радиационной безопасности (основные принципы обеспечения радиационной безопасности).
3. Радиационная безопасность при радиационных авариях.
4. Радиационная безопасность при воздействии природных источников излучения. Облучение населения.
5. Радиационная безопасность при воздействии природных источников излучения. Облучение работников.
6. Радиационная безопасность при медицинском облучении.
7. Методы и средства индивидуальной защиты и личной гигиены персонала.
8. Радиационный контроль при работе с техногенными источниками излучения.
9. Обращение с радиоактивными отходами. Обращение с материалами и изделиями, загрязненными или содержащими техногенные радионуклиды.
10. Санпропускники и саншлюзы. Санитарно-технические системы обеспечения работ с открытыми источниками излучения.
11. Работа с закрытыми радионуклидными источниками и устройствами, генерирующими ионизирующее излучение. Вывод из эксплуатации радиационных объектов и источников излучения.
12. Поставка, учет, хранение и транспортирование источников излучения. Организация работ с источниками излучения.
13. Проектирование радиационных объектов. Размещение радиационных объектов и зонирование территорий. Классификация радиационных объектов по потенциальной радиационной опасности.
14. Общие требования к радиационному контролю. Пути обеспечения радиационной безопасности.
15. Организации международного сотрудничества в области обеспечения радиационной безопасности.
16. Нормативно-правовые документы, касающиеся обеспечения ядерной и радиационной безопасности.
17. Структура российских законодательных и нормативных документов в области использования атомной энергии.
18. Элементы государственного управления обеспечением безопасности в атомной отрасли.
19. Виды разрешений в области использования атомной энергии в России.
20. Культура безопасности.
21. Категории радиационных объектов по потенциальной радиационной опасности.

22. Глобальная ядерная безопасность на основе рекомендаций МАГАТЭ и практики мирового сообщества.

23. Классификация технических средств радиационного контроля.

24. Цели, основные принципы и критерии обеспечения безопасности РИ.

25. Виды дозиметрического контроля.

26. Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников (НП-038-16).

27. Классификация систем (элементов) радиационных источников.

28. Обращение с неиспользуемыми и отработавшими назначенный срок службы закрытыми РнИ.

29. Вывод из эксплуатации стационарных радиационных источников.

30. Организация ведения радиационного контроля в СЗЗ и ЗН.

31. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. НП-053-16.

32. Международные документы по транспортировании радиоактивных материалов.

33. «Санитарные правила по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов», СанПиН 2.6.1.1281-03.

34. ФЗ №190 «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»:

Глава 1. Общие положения (Статья 4. Классификация радиоактивных отходов)

Глава 2. Единая государственная система обращения с радиоактивными отходами

Глава 3. Организационно-правовые основы обращения с радиоактивными отходами

Глава 6. Ответственность за нарушение требований в области обращения с радиоактивными отходами

35. Авария при транспортировании РВ (документы, примеры).

36. Ядерные и радиационные аварийные ситуации (примеры, меры предотвращения и ликвидации последствий).

37. Нормативно-правовое регулирование организации подготовки АСФ.

38. ФЗ №170 «Об использовании атомной энергии»:

Глава I. Общие положения (статьи с 1 по 6);

Глава VI. Размещение и сооружение ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения (статьи с 28 по 33);

Глава X. Обращение с ядерными материалами, радиоактивными веществами и радиоактивными отходами (статьи с 44 по 48);

Глава XI. Физическая защита ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения, ядерных материалов и радиоактивных веществ (статьи с 49 по 52);

Глава XIII. Ответственность за нарушение законодательства Российской Федерации в области использования атомной энергии (статьи с 61 по 62).

Примеры задач

1. Дано: А = 491 мКюри; точечный источник Европий-154, экранирован защитным экраном из железа, n_i=3.

Определить: Снизить дозовую нагрузку в 2 раза, толщину защиты, дозовую нагрузку, плотность потока (интенсивность).

2. Ауд = 500 мКюри/см; круглый источник Европий-155, экранирован защитным экраном из свинец, r =2 см, a_1= a_2 =1см, P_2 = R(1), A_i = 2, n_i = 1.

Определить: Снизить дозовую нагрузку в 2 раза, толщину защиты, дозовую нагрузку, плотность потока (интенсивность).

3. Дано: Точечный изотропный источник ^{137}Cs, гамма-эквивалент которого равен 28,7 г-экв Ra (Eg = 661,7 кэВ).

Определить**:** Рассчитать необходимую толщину бетонной стенки, отделяющей пульт управления оператора от источника, если r = 2 м. Защита должна обеспечить предельно допустимые уровни облучения для персонала при 6-часовом рабочем дне. При проектировании учесть двукратный запас n = 2.

4. Определить на расстоянии 10 см величину плотности потока интенсивности источника Zr^{95} активностью 3 Кюри, спускающего на 1 распад 72 % β-частиц 0,88 Мэв, 20 % с энергией 0,39 Мэв, 8 % γ-квантов с энергией 1,34 Мэв.

5. Сравните число β-частиц и γ-квантов с одинаковой энергией, необходимых для создания мощности дозы в 1 рад за 10 сек. Для мягкой биологической ткани μ'_e = 0,023 $см^2/г$, R_β = 0,18 $г/см^2$.

6. Сравнить дозу от точечного источника и круглого, если А, Е, d равны, r = 10 см, коэффициенты равны.

Приложение А

Таблица 1 – Прогнозируемые уровни облучения, при которых необходимо срочное вмешательство

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

Таблица 2 – Уровни вмешательства при хроническом облучении

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

Таблица 3 – Критерии для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии

	Предотвращаемая доза за первые 10 суток, мГр			
Меры защиты	на все тело		щитовидная железа, легкие, кожа	
	уровень А	уровень Б	уровень А	уровень Б
Укрытие	5	50	50	500
Йодная профилактика: взрослые дети	- -	- -	250* 100*	2500* 1000*
Эвакуация	50	500	500	5000

* Только для щитовидной железы

Таблица 4 – Критерии для принятия решений об отселении и ограничении потребления загрязненных пищевых продуктов

Меры	Предотвращаемая эффективная доза, мЗв	
защиты	уровень А	уровень Б
Ограничение потребления загрязненных пищевых продуктов и питьевой воды	5 за первый год 1 /год в последующие годы	50 за первый год 10 /год в последующие годы
Отселение	50 за первый год	500 за первый год
	1000 за все время отселения	

Таблица 5 – Критерии для принятия решений об ограничении потребления загрязненных продуктов питания в первый год после возникновения аварии

Радионуклиды	Удельная активность радионуклида в пищевых продуктах, кБк/кг	
	уровень А	уровень Б
^{131}I, ^{134}Cs, ^{137}Cs	1	10
^{90}Sr	0,1	1,0
^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{241}Am	0,01	0,1

Таблица 6 – Основные характеристики радионуклидов

Радионуклид	Символ	$T_{1/2}$	Вид и энергия излучения, МэВ (относительная интенсивность, %)
Америций-241	^{241}Am	433 года	Eα = 5,49 (85); Eγ = 0,06 (36)
Аргон-41	^{41}Ar	1,83 ч.	Eβ - слаб.; Eγ = 1,293 (99)
Барий-131	^{131}Ba	11,8 сут.	Eγ =0,124 (28); Eγ = 0,216 (19)
Барий-140	^{140}Ba	12,7 сут.	Eβ =1,02; Eγ= 0,537 (34)
Бериллий-7	^{7}Be	53,4 сут.	Eγ =0,477(10,3)
Бром-82	^{82}Br	35,3 ч.	Eβ = 0,444; Eγ = 0,777 (83); Eγ= 0,554 (66)
Висмут-207	^{207}Bi	38 лет	Eγ = 0,570 (98); Eγ =1,064 (77)
Висмут-210	^{210}Bi	5,01 сут.	Eβ= 1,160
Висмуг-212	^{212}Bi	60,6 мин.	Eα = 6,05 (25); Eβ = 2,26 (55); Eγ= 0,727(7)
Висмут-214	^{214}Bi	19,9 мин.	Eβ = 3,26; Eγ= 0,609 (47); Eγ = 1,12 (17)
Вольфрам-185	^{185}W	75 сут.	Eβ = 0,429
Вольфрам-187	^{187}W	23,9 ч.	Eβ = 1,31 (15); Eγ = 0,686 (27); Eγ= 0,479 (23)
Гадолиний-153	^{153}Gd	242 сут.	Eγ= 0,099 (55)
Галлий-68	^{68}Ga	68,1 мин.	Eβ= 1,9; Eγ= 0,511; Eγ= 1,078
Галлий-72	^{72}Ga	14,1 ч.	Eβ = 3,15; Eγ = 0,835 (96); Eγ= 0,630 (27)
Гафний-181	^{181}Hf	42,4 сут.	Eβ = 1,41; Eγ=0,482 (81); Eγ= 0,133 (48)
Гельмий-166	^{166}Ho	26,8 ч.	Eβ = 1,84; Eγ— слаб.
Диспрозий-159	^{159}Dy	144 сут.	Eγ= 0,348; Eγ = 0,058 (4)
Европий-152	^{152}Eu	13,3 года	Eβ = 1,48; Eγ= 0,344 (77); Eγ= 0,122 (37)
Европий-154	^{154}Eu	8,8 года	Eβ = 0,87; Eβ = 1,85 (10); Eγ= 0,123 (38); Eγ= 1,278 (37)
Европий-155	^{155}Eu	4,96 года	Eβ = 0,25; Eγ= 0,087 (32); Eγ= 0,105 (20)
Железо-59	^{59}Fe	44,5 сут.	Eβ = 0,475; Eγ= 1,095 (56); Eγ= 1,292 (44)
Золото-195	^{195}Au	183 сут.	Eγ= 0,099(10); Eγ=0,129(1)
Золото-198	^{198}Au	2,70 сут.	Eβ = 0,962; Eγ= 0,412 (95); Eγ= 0,676 (1)
Золото-199	^{199}Au	3,14 сут.	Eβ = 0,46; Eβ = 0,30; Eγ= 0,158 (37); Eγ= 0,208 (8)
Индий-113m	^{113m}In	1,66 ч.	Eγ= 0,392
Индий-114	^{114}In	71,9 с.	Eβ = 1.988; Eγ — слаб.
Индий-114m	^{114m}In	45,5 сут.	Eγ= 0,190 (17); Eγ= 0,558 (3,5); Eγ= 0,724 (3,5)
Йод-125	^{125}I	60,14 сут.	Eγ= 0,035 (7)
Йод-129	^{129}I	1,57*107лет	Eβ = 0,150; Eγ= 0,040 (9)
Йод-130	^{130}I	12,4 ч.	Eβ = 1,04; Eγ= 0,669 (100); Eγ= 0,538 (99)
Йод-131	^{131}I	8,04 сут.	Eβ = 0,606 (89); Eγ= 0,364 (82);
Иридий-192	^{192}Ir	73,8 сут.	Eβ = 0,67; Eγ= 0,317 (81); Eγ= 0,468 (49);
Иридий-194	^{194}Ir	19,2 ч.	Eβ = 2,24; Eγ= 0,368 (10); Eγ= 0,64 (1)
Иттербий-169	^{169}Yb	32,0 сут.	Eγ= 0,063 (45); Eγ= 0,198 (35); Eγ= 0,177 (22)
Иттрий-90	^{90}Y	64,1 ч.	Eβ = 2,27

Иттрий-91	^{91}Y	58,5 сут.	Eβ = 1,545; Eγ- слаб.
Калий-40	^{40}K	1,28*109лет	Eβ= 1,314(89); Eγ= 1,46(10,7)
Калий-42	^{42}K	12,4 ч.	Eβ = 3,52; Eγ= 1,524 (18)
Кальций-45	^{45}Ca	164 сут.	Eβ = 0,252
Кальций-47	^{47}Ca	4,54 сут.	Eβ = 1,98(18); Eβ = 0,67; Eγ= 1,308 (74)
Кадмий-109	^{109}Cd	464 сут.	Eγ= 0,088 (4)
Кадмий-115	^{115}Cd	53,46 ч.	Eβ= 1,11; Eγ= 0,53 (26); Eγ = 0,49 (10)
Кадмий-115m	^{115m}Cd	44,6 сут.	Eβ = 1,62; Eγ= 0,935 (1,9)
Кобальт-57	^{57}Co	271 сут.	Eγ= 0,122 (86); Eγ= 0,136 (11); Eγ= 0,014 (10)
Кобальт-58	^{58}Co	70,8 сут.	Eγ= 0,810 (99); Eγ= 0,511(30)
Кобальт-60	^{60}Co	5,27 года	Eβ = 0,314 (99); Eγ= 1,173 (100); Eγ= 1,332 (100)
Криптон-85	^{85}Kr	10,7 года	Eβ = 0,67; Eγ- слаб.
Ксенон-133	^{133}Xe	5,29 сут.	Eβ = 0,346; Eγ= 0,081 (37)
Лантан-140	^{140}La	40,3 ч.	Eβ = 2,175 (6); Eβ = 1,69 (15); Eβ = 1,36; Eγ= 1,596 (96)
Лютеций-177	^{177}Lu	6,71 сут.	Eβ = 0,497; Eγ= 0,208 (6,1); Eγ= 0,113 (2,8)
Магний-28	^{28}Mg	21,1 ч.	Eβ = 0,9; Eβ = 0,46; Eγ= 0,031 (96); Eγ= 1,35 (70)
Марганец-54	^{54}Mn	313 сут.	Eγ= 0,835 (100)
Медь-64	^{64}Cu	12,7 ч.	Eβ = 0,573 (38); Eβ = 0,656 (19); Eγ= 0,511 (38)
Молибден-99	^{99}Mo	66,0 ч.	Eβ = 1,23; Eγ= 0,704 (12); Eγ=0,181(7)
Мышьяк-74	^{74}As	17,78 сут.	Eβ = 1,36 (32); Eβ = 0,95 (26); Eγ = 0,596 (61); Eγ = 0,511 (59)
Мышьяк-76	^{76}As	26,32 ч.	Eβ = 2,97 (32); Eγ= 0,559 (43); Eγ= 0,657 (6)
Мышьяк-77	^{77}As	38,83 ч.	Eβ = 0,68; Eγ= 0,239 (2,5)
Натрий-22	^{22}Na	2,60 года	Eβ = 0,545; Eγ= 0,511 (180); Eγ= 1,275 (100)
Натрий-24	^{24}Na	15,0 ч.	Eβ = 1,389 (100); Eγ= 1,369 (100); Eγ= 2,754 (100)
Неодим-147	^{147}Nd	11 сут.	Eβ = 0,9; Eβ = 0,81; Eγ= 0,091 (28); Eγ= 0,533 (13)
Никель-63	^{63}Ni	100 лет	Eβ = 0,067
Ниобий-95	^{95}Nb	35 сут.	Eβ = 0,160; Eγ= 0,765 (99,8)
Осмий-191	^{191}Os	15,4 сут.	Eβ = 0,143; Eγ= 0,129(25)
Палладий-103	^{103}Pd	16 сут.	Eγ= 0,362 (0,06)
Палладий-109	^{109}Pd	13,5 ч.	Eβ =1,028; Eγ= 0,088 (5)
Плутоний-238	^{238}Pu	87,7 года	Eα = 5,50 (72); Eα = 5,46 (28); Eγ- слаб.
Плутоний-239	^{239}Pu	24119 лет	Eα = 5,15 (88); Eα = 5,10 (11,5); Eγ = 0,039 (0,007); Eγ= 0,052 (0,020); Eγ= 0,129 (0,005); Eγ = 0,375 (0,0012); Eγ = 0,414 (0,0012);
Полоний-210	^{210}Po	138 сут.	Eα = 5,305 (100); Eγ= слаб.
Полоний-216	^{216}Po	0,15 с.	Eα = 6,78 (100)

Полоний-218	^{218}Po	3,05 мин.	Eα = 6,00 (100)
Празеодим-142	^{142}Pr	19,1 ч.	Eβ = 2,16; Eγ= 1,57 (3,7)
Празеодим-143	^{143}Pr	13,6 сут.	Eβ = 0,933
Празеодим-144	^{144}Pr	17,3 мин.	Eβ = 2,99; Eγ= 0,695 (1,5)
Прометий-147	^{147}Pm	2,62 года	Eβ = 0,224
Протактиний-233	^{233}Pa	27 сут.	Eβ = 0,568 (5); Eγ= 0,31 (44)
Протактиний-234	^{234}Pa	6,7 ч.	Eβ = 1,13 (13); Eγ = 0,90 (70); Eγ= 0,100 (50)
Радий-226	^{226}Ra	1600 лет	Eα = 4,78 (95); Eγ=0,186(4)
Радон-220	^{220}Rn	55,6 с.	Eα = 6,29 (100); Eγ= 0,55 (0,07)
Радон-222	^{222}Rn	3,82 сут.	Eα = 5,49 (100); Eγ= 0,510 (0,07)
Рений-186	^{186}Re	90,6 ч.	Eβ= 1,07; Eγ= 0,137(9)
Родий-106	^{106}Rh	28,8 с.	Eβ = 3,54; Eγ= 0,512 (21); Eγ= 0,622 (11)
Рубидий-86	^{86}Rb	18,7 сут.	Eβ = 1,78; Eγ= 1,078 (8,8)
Рубидий-87	^{87}Rb	4,8*1010лет	Eβ = 0,274
Рутений-97	^{97}Ru	2,9 сут.	Eγ= 0,215 (91); Eγ= 0,324 (8)
Рутений-106	^{106}Ru	372 сут.	Eβ = 0,039
Ртуть-197	^{197}Hg	64,1 ч.	Eγ= 0,077 (18); Eγ= 0,191 (2)
Ртуть-197m	^{197m}Hg	28,8 ч.	Eγ= 0,134 (42); Eγ= 0,279 (7)
Ртуть-203	^{203}Hg	46,6 сут.	Eβ = 0,214; Eγ= 0,278 (81,5)
Самарий-151	^{151}Sm	90 лет	Eβ = 0,076; Eγ= 0,022 (4)
Самарий-153	^{153}Sm	46,7 ч.	Eβ = 0,80; Eγ= 0,103 (28)
Селен-75	^{75}Se	120 сут.	Eγ= 0,265 (60); Eγ= 0,136 (57)
Серебро-110	^{110}Ag	24,6 с.	Eβ = 2,87; Eγ= 0,658 (4,5)
Серебро-110m	^{110m}Ag	250 сут.	Eγ= 0,658 (96); Eγ = 0,885 (71); Eγ= 1,384 (21)
Серебро-111	^{111}Ag	7,45 сут.	Eβ = 1,05; Eγ= 0,342 (6)
Сера-35	^{35}S	87,2 сут.	Eβ = 2,3; Eγ= 1,57
Свинец-210	^{210}Pb	22,3 года	Eβ = 0,061; Eγ= 0,047 (4)
Свинец-212	^{212}Pb	10,64 ч	Eβ = 0,346 (81); Eβ = 0,586 (14); Eγ= 0,239 (47)
Свинец-214	^{214}Pb	26,8 мин.	Eβ = 0,65 (50); Eγ= 0,352 (36); Eγ= 0,295 (19)
Скандий-46	^{46}Sc	83,8 сут.	Eβ = 0,357; Eγ= 0,889 (100); Eγ= 1,120 (100)
Стронций-85	^{85}Sr	64,8 сут.	Eγ= 0,514 (100)
Стронций-87m	^{85m}Sr	2,81 ч.	Eγ= 0,388 (80)
Стронций-89	^{89}Sr	50,6 сут.	Eβ = 1,46; Eγ- слаб.
Стронций-90	^{90}Sr	28,6 лет	Eβ = 0,546
Сурьма-122	^{122}Sb	2,7 сут.	Eβ = 2,0; Eβ=1,4; Eγ= 0,564(66);
Сурьма-124	^{124}Sb	60,2 сут.	Eβ = 2,31; Eγ= 0,603 (97); Eγ= 1,691 (50)
Сурьма-125	^{125}Sb	2,73 года	Eβ = 0,61; Eγ= 0,427 (31); Eγ= 0,599 (24)
Таллий-204	^{204}Tl	3,78 года	Eβ = 0,766
Тантал-182	^{182}Ta	115 сут.	Eβ = 0,522; Eγ= 0,068 (42); Eγ= 1,121 (34)
Теллур-132	^{132}Te	78,2 ч.	Eβ = 0,22; Eγ= 0,230 (90); Eγ= 0,053 (17)

Тербий-160	^{160}Tb	72,3 сут.	Eβ = 0,86; Eγ= 0,603(97); Eγ= 1,691(50)
Технеций-99	^{99}Tc	2,13*105лет	Eβ = 0,292
Технеций-99m	^{99m}Tc	6,02 ч.	Eγ= 0,1426 (90)
Титан-44	^{44}Ti	47,3 года	Eβ = 1,04; Eγ= 0,078 (98); Eγ= 0,068 (90)
Торий-232	^{232}Th	14,1*109лет	Eα = 4,01(77); Eα = 3,95 (23)
Тритий	^{3}H	12,4 года	Eβ = 0,005
Тулий-170	^{170}Tm	129 сут.	Eβ = 0,97; Eγ= 0,084 (3,3)
Уран-234	^{234}U	2,45*105лет	Eα = 4,77 (72); Eα = 4,72 (28); Eγ= 0,053 (0,2)
Уран-235	^{235}U	7,038*108лет	Eα = 4,58 (8); Eα = 4,40 (62); Eα = 4,36 (18); Eα = 4,22 (6); Eγ = 0,143(11); Eγ= 0,185 (54); Eγ = 0,204 (5)
Уран-238	^{238}U	4,468*109лет	Eα = 4,20 (77); Eα = 4,15 (23)
Углерод-14	^{14}C	5730 лет	Eβ = 0,156
Фосфор-32	32P	14,7 сут.	Eβ =1,710
Хлор-36	36Cl	3,01*105лет.	Eβ = 0,714; Eγ-слаб.
Хром-51	^{51}Cr	27,7 сут.	Eγ= 0,320 (10)
Цезий-134	^{134}Cs	2,06 года	Eβ = 0,662 (70); Eγ= 0,796 (99); Eγ= 0,605 (98)
Цезий-137	^{137}Cs	30,0 лет	Eβ = 1,176 (5); Eβ = 0,514 (95); Eγ= 0,662 (85)
Церий-141	^{141}Ce	32,5 сут.	Eβ = 0,581; Eγ = 0,145 (48)
Церий-144	^{144}Ce	285 сут.	Eβ = 0,31; Eγ= 0,134(11)
Цинк-65	^{65}Zn	241 сут.	Eγ = 1,115(49); Eγ = 0,511(3,4)
Цинк-69	^{69}Zn	55,6 мин.	Eβ = 0,90
Цирконий-95	^{95}Zr	64 сут.	Eβ = 0,396; Eγ= 0,724 (49); Eγ= 0,756 (49)
Эрбий-169	^{169}Er	9,4 сут.	Eβ = 0,34; Eγ- слаб.

Приложение Б

Таблица 7 – Радиационные характеристики продуктов деления

E_γ,МэВ	Выход гамма-квантов на 100 распадов, %	E_γ,МэВ	Выход гамма-квантов на 100 распадов, %
1	2	3	4
$^{85m}_{36}$Kr, $T_{1\|2}$ = 4,48 ч		0,41142	2,9
0,30447	14,1	0,35606	4,7
0,1510	75,3	0,22090	22,5
$^{85}_{36}$Kr, $T_{1\|2}$ = 10,71 года		0,19746	2,1
0,51397	0,435	$^{88}_{37}$Rb, $T_{1\|2}$ = 17,8 мин	
$^{87}_{36}$Kr, $T_{1\|2}$ =76,31 мин		2,57014	10,8
2,5577	4,3	2,19600	15,2
2,5545	8,65	1,53808	2,8
2,0119	2,89	1,24810	46,7
0,8456	7,25	1,03188	64,1
0,4027	48,30	0,94769	10,1
$^{88}_{36}$Kr, $T_{1\|2}$=2,84 ч		0,65771	10,9
2,3920	37,8	$^{89}_{38}$Sr+ $^{89}_{38}$Y, $T_{1/2}$=50,55сут (16,06с)	
2,2316	3,6	0,9091	0,015
2,1959	14,9	$^{90}_{36}$Kr, $T_{1\|2}$=32,32 с	
2,0353	4,8	1,7800	9,6
2,0295	4,8	1,5521	3,1
1,5298	11,3	1,5377	13,2
0,8347	13,0	1,4237	3,7
0,3626	3,0	1,1187	53,0
0,1961	37,8	0,5545	6,5
0,1660	6,8	0,5398	38,0
0,0280	2,1	0,4341	3,2
$^{88}_{37}$Rb, $T_{1\|2}$=17,8 мин		0,2490	3,0
2,6780	2,58	0,2419	16,8
1,83613	23,0	0,2341	4,5
0,89801	11,6	0,1215	53,7
$^{89}_{36}$Kr, $T_{1\|2}$=3,07мин		$^{90}_{37}$Rb, $T_{1\|2}$=153 с	
2,86623	2,0	4,6466	2,9
1,69370	4,9	4,3660	9,9
1,53368	5,8	4,1360	9,2
1,53004	3,7	3,5342	5,5
1,47276	7,7	3,8333	8,6
1,32428	3,4	1,0606	12,5
1,10778	3,3	0,8315	62
0,90427	8,1	$^{91}_{38}$Sr + $^{91m}_{39}$Y, $T_{1/2}$ = 9,75 ч (49,7 мин)	
0,86708	6,7	1,0243	36,0
0,73839	4,7	0,9258	4,2
0,58580	18,6	0,7498	25,0
0,57696	6,3	0,6529	8,2
0,49751	7,5	0,6523	3,1
0,55557	63,0	1,56	11
$^{91}_{39}$Y, $T_{1/2}$ = 58,51 сут		1,38	9
1,480	0,17	1,28	3
1,210	0,30	1,18	11

$^{92}_{38}$Sr, $T_{1\|2}$=2,71 ч		1,02	25
1,37	90,0	0,89	15
0,44	4,0	0,704	11
0,23	3,0	0,59	24
$^{92}_{39}$Y, $T_{1\|2}$ = 3,53 ч		0,510	16
1,4054	4,75	0,40	2,3
0,9245	13,8	0,300	7,0
0,5611	2,39	0,193	3,4
1	2	3	4
0,4485	2,32	0,191	21,3
$^{93}_{39}$Y, $T_{1\|2}$=10,1 ч		0,080	3,0
1,9142	1,67	$^{101}_{43}$Tc, $T_{1/2}$=14,2 мин	
0,9471	1,92	0,5446	4,8
0,2670	7,0	0,3067	90,0
$^{95}_{39}$Y, $T_{1\|2}$=10,3 мин		0,1840	1,4
3,576	2,0	0,1271	1,5
2,1758	2,80	$^{103}_{44}$Ru+$^{103m}_{45}$Rh, $T_{1/2}$ = 39,35 сут (56,116 мин)	
1,6736	3,30	0,61029	5,85
1,3229	2,1	0,497080	90,0
0,95637	7,4	$^{105}_{44}$Ru+$^{105m}_{45}$Rh, $T_{1/2}$ = 4,44 ч (45 с)	
$^{95}_{40}$Zr, $T_{1/2}$ =65,05 сут		0,9694	2,34
0,756715	55,4	0,8758	3,40
0,724184	43,7	0,7245	49,0
$^{95}_{40}$Zr+$^{95m}_{41}$Nb, $T_{1/2}$ = 64,04 сут (3,61 сут)		0,6764	16,7
0,756715	55,4	0,6561	2,4
0,724184	43,7	0,4694	17,5
$^{95}_{41}$Nb, $T_{1/2}$ = 34,97 сут		0,4135	2,48
0,76584	99,80	0,3934	4,2
$^{97}_{40}$Zr+$^{97m}_{41}$Nb, $T_{1/2}$ = 17 ч (1 мин)		0,3165	11,7
1,14795	2,69	0,2629	7,2
0,74396	92,5	0,1297	5,0
0,50763	5,15	$^{105}_{45}$Ru, $T_{1/2}$=36,36 ч	
0,35539	2,40	0,3139	0,3139
$^{97}_{41}$Nb, $T_{1/2}$=72,1 мин			0,3063
0,65792	98,0	$^{106}_{44}$Ru+$^{106}_{45}$Rh, $T_{1/2}$ = 368 сут (29,9 с)	
$^{99}_{42}$Mo+$^{99m}_{43}$Tc, $T_{1/2}$ = 66,02 ч (6,006 ч)			0,6221
2,08	16	0,5118	0,5118
1,66	3		
Ag, $T_{1/2}$ = 250,4 сут		0,183	1,6
1,5050	14,5	0,1497	24,0
1,4755	4,5	0,1023	9,2
1,3840	26,8	0,0809	4,1
0,9375	32,4	$^{131}_{52}$Te, $T_{1/2}$=25,0 мин	
0,8845	76,4	1,1474	5,6
0,8180	7,1	0,9974	3,6
0,7635	21,3	0,9485	2,2
0,7440	3,9	0,6022	4,8
0,7065	15,6	0,4928	5,1

0,6868	7,1	0,4524	17,9
0,6775	12,7	0,1498	67,2
0,6577	94,2	$^{131}_{53}$I, $T_{1/2}$ = 8,04 сут	
0,6202	2,5	0,72291	1,63
0,4478	2,8	0,6369	6,9
$^{124}_{51}$Sb, $T_{1/2}$=60,20 сут		0,36449	82,4
2,091	5,61	0,284312	5,8
1,691	49,0	0,080	2,45
1,3682	2,36	$^{131m}_{54}$Xe, $T_{1/2}$=11,9 сут	
0,72278	11,3	0,16397	1,70
0,71382	2,4	$^{132}_{52}$Te, $T_{1/2}$ = 78,2 ч	
0,64582	7,23	0,2282	85,0
0,60272	98,3	0,11630	1,9
$^{131m}_{52}$Te, $T_{1/2}$ = 30 ч		0,11176	1,8
1,2065	8,2	0,0497	13,0
1,1485	3,3	$^{132}_{53}$I, $T_{1/2}$ = 2,30 ч	
1,1255	10,3	1,39857	7,1
0,910	3,0	1,37207	2,5
0,8521	18,1	1,13603	3,0
0,8221	4,7	0,95455	18,0
0,7936	11,2	0,8122	5,6
0,7827	6,9	0,8098	2,9
0,7737	32,7	0,77261	76,0
0,665	2,8	0,6716	5,2
0,4626	2,0	0,66998	4,9
0,4527	5,1	0,66769	98,5
0,3345	8,6	0,6506	2,7
0,2795	2,2	0,63022	13,7
0,2406	7,8	0,52265	16,1
02007	6,8	0,5059	5,0
0,189	2,5		
$^{133}_{52}$Te, $T_{1/2}$ = 12,45 мин		0,88405	65,1
1,7175	3,5	0,85725	6,42
1,3334	10,2	0,84695	95,6
1,0210	2,8	0,6774	7,49
1,0003	6,4	0,6216	10,58
0,9311	4,6	0,5952	11,03
0,8445	3,3	0,54065	7,554
0,7874	5,7	0,4053	7,36
0,7201	6,8	0,13444	4,75
0,4079	30,8	$^{134}_{55}$Cs, $T_{1/2}$ = 2,062 года	
0,3121	72,5	1,36519	3,2
$^{133}_{53}$I, $T_{1/2}$ = 20,8 ч		1,1677	1,88
1,2989	2,1	1,03838	1,02
0,8753	4,3	0,8027	8,8
0,5295	85,0	0,79584	85,1
$^{133m}_{54}$Xe, $T_{1/2}$ = 2,19 сут		0,60464	97,54
0,2329	10,3	0,56935	15,0
$^{133}_{54}$Xe, $T_{1/2}$ = 5,245 сут		0,56320	8,4
0,0810	100	$^{135}_{53}$I+ $^{135m}_{54}$Xe, $T_{1/2}$ = 6,61 ч (15,6 мин)	

$^{134}_{52}$Te, $T_{1/2}$ = 41,8 мин		1,7915	8,35
0,7667	27	1,7067	4,32
1,6783	10,0	1,6783	10,0
0,7125	14	1,4581	9,16
0,5656	5,1	1,2605	29,4
0,4644	4,3	1,1316	22,2
0,4607	8,9	1,1241	3,91
0,4348	18	1,0388	7,8
0,2781	20,0	0,8368	5,99
0,2108	2,3	0,5465	6,39
0,2015	8,4	0,5265	11,4
0,1811	18	0,4175	3,14
0,0795	21	0,2886	3,18
$^{134}_{53}$I+$^{134m}_{54}$Xe, $T_{1/2}$ = 3,56 мин (29 с)			0,2205
0,2719	79,0	$^{135m}_{54}$Xe, $T_{1/2}$ = 15,65 мин	
0,0444	10,3	0,5265	80,0
$^{134}_{53}$I, $T_{1/2}$ = 52,6 мин			
1,8061	5,76	0,6086	2,38
1,6137	4,59	0,2498	90,5
1,1366	8,15	$^{136}_{55}$Cs+$^{136m}_{56}$Ba, $T_{1/2}$ = 12,98 сут (0,306 с)	
1,07285	14,95	1,2351	20,4
0,9746	4,75	1,0477	80,0
0,8183	99,5	$^{140}_{56}$Ba, $T_{1/2}$ = 12,789 сут	
0,3400	42,8	0,53725	23,8
0,2733	11,2	0,43754	1,86
0,1762	12,5	0,423695	3,090
0,1637	4,1	0,304845	4,1
0,1528	7,3	0,162656	5,95
0,0861	5,2	0,0300	13,1
0,668	10,0	$^{140}_{57}$La, $T_{1/2}$ = 40,22 ч	
$^{137}_{54}$Xe, $T_{1/2}$ = 3,83 мин		2,5217	3,44
0,456	30,0	1,59649	95,47
$^{137}_{55}$Cs+$^{137m}_{56}$Ba, $T_{1/2}$ = 30,174 года (2,552 мин)		0,92524	6,80
0,66164	85,1	0,91963	2,53
$^{138}_{54}$Xe, $T_{1/2}$ = 4,13 мин		0,86782	5,35
2,2522	2,1	0,81585	22,52
2,0157	11,20	0,751826	4,22
2,0046	4,71	0,487029	43,43
1,7681	16,60	0,432530	2,79
0,4345	20,20	0,328768	18,5
0,4013	2,20	$^{141}_{57}$La, $T_{1/2}$ = 3,93 ч	
0,3965	6,50	1,37	2,0
0,2583	3250	$^{141}_{58}$Ce, $T_{1/2}$ = 32,50 сут	
0,2426	3,80	0,145450	49,0
0,1539	5,70	$^{142}_{57}$La, $T_{1/2}$ = 92,7 мин	
$^{138}_{55}$Cs, $T_{1/2}$=33,41 мин		2,9720	3,3
2,6393	7,68	2,54265	11,2
2,2180	16,4	2,39772	16,4
1,4537	74,6	2,1872	5,8

1,0097	28,0	2,05517	2,9
0,8717	4,7	1,90132	8,7
0,5470	9,7	1,75642	3,3
0,4627	27,0	1,5458	3,3
0,4090	4,2	1,36295	2,4
0,1377	2,8	1,23311	2,05
$^{138m}_{55}$Cs, $T_{1/2}$ = 2,90 мин			1,04368
1,4360	25,0	1,0114	4,4
0,4630	24,6	0,89485	9,4
0,1917	20,0	0,64117	52,5
0,1125	2	$^{143}_{53}$Pr, $T_{½}$ = 13,58 сут	
$^{139}_{56}$Ba, T_2 = 84,9 мин			0,742
0,1658	22,6	$^{143}_{58}$Ce, $T_{1/2}$ = 33,0 ч	
		0,72196	5,04
0,66455	5,16	0,1342	6,53
0,350587	3,30	0,0720	8,60
0,293262	41,3	$^{226}_{88}$Ra, $T_{1/2}$ 1600 лет	
0,057365	11,6	2,2041	5,3
$^{144}_{58}$Ce+$^{144m}_{59}$Pr+$^{144}_{59}$Pr, $T_{1/2}$ = 284,31 сут (7,2 мин; 17,30 мин)		1,8474	2,2
0,6965	1,34	1,7645	16,6
0,1335	11,1	1,7296	3,07
0,0801	1,60	1,5092	2,3
$_{58144}$Ce, $T_{1/2}$ = 284 сут		1,4080	2,6
0,1335	10,8	1,3776	4,18
0,0801	1,54	1,2381	6,8
$^{152}_{63}$Eu, T_{12} = 13,2 года		1,1203	16,0
1,40808	20,6	0,9341	3,34
1,11207	13,3	0,7684	5,32
1,08580	10,0	0,60919	48,4
0,96401	14,2	0,35196	39,3
0,86739	4,06	0,29520	20,1
0,77890	12,8	0,24200	7,8
0,4440	3,18	0,18610	4,0
0,41109	2,26	$^{237}_{92}$U, $T_{1/2}$ = 6,75 сут	
0,34430	27,4	0,2080	22,4
0,24467	7,76	0,059536	34,6
0,12178	30,8	0,026348	2,32
$^{187}_{74}$W, $T_{1/2}$ = 23,9 ч		$^{239}_{93}$Np, $T_{1/2}$ = 2,355 сут	
0,7731	4,11	0,27762	14,5
0,6859	27,1	0,22820	11,4
0,6181	6,31	0,20976	3,42
0,5517	5,01	0,10614	27,8
0,4796	21,5		

Примечание. $T_{1/2}$ – период полураспада радионуклида; его значение в скобках для дочернего радионуклида приведено в скобках

Приложение В

Таблица 8 – Основные ядерно-физические характеристики радионуклидов – продуктов активации

Характеристики ядра-излучателя				Реакция активации	Содержание исходного нуклида в природной смеси, %	Сечение активации σ_a, 10^{-24} см^2
Нуклид-излучатель	Период полураспада, $T_{1/2}$	Энергия γ-квантов, МэВ	Выход γ-квантов на 100 распадов, %			
1	2	3	4	5	6	7
^{3}H	12,26 лет	β-излучатель E_β = =0,0186 МэВ	100	$^{2}H(n,\gamma)^{3}H$	0,015	$0{,}57\cdot10^{-3}$(а)
				^{3}He(n,p)^{3}H	0,00013	5400
				$^{6}Li(n,\alpha)^{3}H$	7,52	945
				$^{3}Li(n,n',^{4}He)^{3}H$	92,48	0,02(б)
				^{10}B($n,2\alpha$)^{3}H	18,8	0,02
$^{7}_{4}$Be	53,3 сут	0,47756	10,3			
$^{13}_{7}$N	9,97 мин	0,511	199,62	^{16}O(p, n)^{13}N	99,7600	$4\cdot10^{-8}$ (б)
				^{14}N (n, $2n$) ^{13}N		
$^{14}_{6}$C	5568 лет	β-излучатель E_β = =0,158МэВ	100	^{14}N (n, p) ^{14}C	99,63	1,75 (а)
				^{17}O (n, α) ^{14}C	0,037	$40\cdot10^{-3}$ (а)
$^{16}_{7}$N	7,11	7,112		^{16}O (n, p) ^{16}N	99,776	$1{,}9\cdot10^{-5}$ (б)
				^{15}O (n, γ) ^{16}N	0,37	$2{,}4\cdot10^{-5}$
		2,75	1			
$^{17}_{7}$N	4,174с	2,19	0,5	^{17}O (n, p) ^{17}N	0,037	$5{,}2\cdot10^{-6}$ (б)
		0,871	3,1			
		n–излучатель E_n≈1МэВ				
$^{18}_{9}$F	109,8мин	0,511	193,4	^{18}O (n, p) ^{18}F	0,204	$8\cdot10^{-6}$ (б)
$^{19}_{8}$O	26,9 с	1,56	1,44	^{18}O (n, p) ^{18}O	0,2000	$2{,}2\cdot10^{-4}$ (а)
		1,454	3,12			
		1,363	55,4			
		0,197	95,6			
$^{22}_{11}$Na	2,602 года	1,27454	99,95	^{23}Na (n,$2n$) ^{22}Na	100	$6\cdot10^{-6}$ (б)
		0,511	181,1			
$^{23}_{10}$Ne	37,6 с	1,63	0,83	^{23}Na (n,p) ^{23}Ne	100	$1\cdot10^{-3}$ (б)
		0,439	32	^{22}Ne (n, γ) ^{23}Ne	8,82	$3{,}6\cdot10^{-2}$ (а)
$^{24}_{11}$Na	15,005	2,75403	99,87	^{23}Na (n, γ) ^{24}Na	100	0,53 (а)
		1,36854	99,994	^{27}Al(n, α) ^{24}Na	100	$0{,}57\cdot10^{-3}$(б)
				^{24}Mg (n,p) ^{24}Na	28,6	$1{,}2\cdot10^{-3}$ (б)
$^{25}_{11}$Na	60 с	1,6117	9,5	^{25}Mg (n, γ) ^{25}Na	10,1	$2\cdot10^{-3}$ (б)
		0,97471	14,5			
		0,58506	12,6			
$^{27}_{11}$Mg	9,46 мин	1,01443	28,5	^{26}Mg(n,γ)^{27}Mg	11,3	0,027 (а)
		0,84376	71,5	^{27}Al(n,p)^{27}Mg	100	$3{,}1\cdot10^{-3}$ (б)
		0,17068	0,77			
$^{28}_{13}$Al	2,24 мин	1,7787	100	^{27}Al(n, γ)^{28}Al	100	0,21 (а)
				^{28}Si(n,p)^{28}Al	92,3	$4\cdot10^{-3}$ (б)

1	2	3	4	5	6	7
$^{29}_{13}$Al	6,52 мин	2,426	6,8	^{29}Si(n,p)^{29}Al	4,68	$2{,}7\cdot10^{-3}$ (б)
		2,028	4,1			
		1,273	89,1			
$^{31}_{14}$Si	2,62 ч	1,27	0,07	^{30}Si(n, γ)^{31}Si	3,1	0,11
$^{38}_{17}$Cl	37,18 мин	2,1675	44,0	^{37}Cl(n, γ) ^{38}Cl	24,5	0,56 (а)
		1,6424	32,8			
$^{41}_{18}$Ar	1,83 ч	1,2936	99,1	^{40}Ar(n, γ)^{41}Ar	99,6	0,53 (а)
$^{42}_{19}$K	12,36 ч	1,5246	17,9	^{41}K(n,γ)^{42}K	6,91	1,15 (а)
		0,3126	0,33			
$^{46}_{21}$Sc	83,8 сут	1,1205	100	^{46}Ti((n,p)^{46}Sc	7,95	$4{,}1\cdot10^{-3}$ (б)
		0,88925	100			
$^{47}_{21}$Sc	3,4 сут	0,1594	70	^{47}Ti((n,p)^{47}Sc	7,95	$2{,}1\cdot10^{-4}$ (б)
$^{47}_{20}$Ca	4,55 сут	1,2971	75	^{46}Ca(n, γ)^{47}Ca	$3{,}3\cdot10^{-3}$	0,25 (а)
		0,8079	6,8			
		0,4892	6,8			
$^{48}_{21}$Sc	43,8 ч	1,3114	100	^{48}Ti((n,p)^{48}Sc	73,5	$7{,}7\cdot10^{-5}$ (б)
		1,2123	2,5	^{51}V(n, α)^{48}Sc	99,8	$8{,}0\cdot10^{-5}$ (б)
		1,0371	98			
		0,9833	100			
		0,1733	9,4			
$^{49}_{20}$Ca	8,72 мин	4,0719	7	^{49}Ca (n,γ)^{49}Ca	0,185	1,1 (а)
		3,0844	92,1			
		1,4089	0,63			
$^{51}_{22}$Ti	5,80 мин	0,928	4,6	^{50}Ti ((n, γ) ^{51}Ti	5,3	0,14 (а)
		0,605	1,4			
		0,319	95,4			
$^{51}_{24}$Cr	27,73 сут	0,32007	9,83	^{50}Cr (n, γ)^{51}Cr	4,31	13,5 (а)
				^{54}Fe (n, α) ^{51}Cr		$8{,}5\cdot10^{-4}$ (б)
$^{52}_{23}$V	3,760 мин	1,4339	100	^{51}V(n, γ)^{52}V	99,8	4,5 (а)
		1,3334	0,60			
$^{54}_{25}$Mn	312,3 сут	0,83481	99,978	^{54}Fe (*n,p*) ^{54}Mn	5,81	0,085 (б)
$^{56}_{25}$Mn	2,578 ч	2,523	1,0	^{55}Mn (*n,* γ) ^{56}Mn	100	13,4 (а)
		2,1124	14	^{56}Mn (*n, p*) ^{56}Mn	91,6	$1{,}2\cdot10^{-3}$ (б)
		1,8112	27	^{59}Co (*n,* α) ^{56}Mn	100	$1{,}4\cdot10^{-4}$ (б)
		0,84664	99			
$^{58}_{27}$Co	70,78 сут	0,81075	99,45	^{58}Ni(*n, p*) ^{58}Co		0,1033 (б)
		0,511	30,0			
$^{59}_{26}$Fe	45,1 сут	1,29158	44,1	^{58}Fe (*n,* γ) ^{59}Fe	0,31	1,0 (а)
		1,09927	55,5			
		0,19223	2,95			
		0,14254				
$^{60}_{27}$Co	5,272 года	1,33251	99,98	^{59}Co (*n,* γ) ^{60}Co	100	36,3 (а)
		1,17322	99,87	^{60}Ni(*n, p*) ^{60}Co	26,2	$\lhd 2\cdot10^{-3}$ (б)
				^{63}Cu (*n,* α) ^{60}Co	69,1	$7{,}2\cdot10^{-4}$ (б)

1	2	3	4	5	6	7
$^{64}_{29}$Cu	12,71 ч	1,347	0,55	^{63}Cu (n, α) ^{64}Cu	69,1	3,9 (а)
		0,511	37	^{64}Zn(n, p) ^{64}Cu	48,9	0,035 (а)
$^{65}_{30}$Zn	244,1 сут	1,11545	50,6	^{64}Zn (n, γ) ^{65}Zn	48,9	0,47 (а)
		0,511	2,82			
$^{65}_{28}$Ni	2,520 ч	1,480	25,9	^{68}Zn (n, α) ^{65}Ni	18,6	$2\cdot10^{-5}$ (б)
		1,1151	15,2			
		0,366	4,8			
$^{66}_{29}$Cu	5,1 мин	1,0392	8,95	^{65}Cu(n, γ) ^{66}Cu	30,9	1,8 (а)
$^{67}_{29}$Cu	61,88 ч	0,18453	47	^{67}Zn(n, p) ^{67}Cu	4,11	$2,7\cdot10^{-4}$ (б)
		0,090325	16,9			
		0,09126	7,29			
$^{69m}_{30}$Zn	14,0 ч	0,4391	95,7	^{68}Zn(n, γ) ^{69m}Zn	18,6	0,097 (а)
$^{89}_{40}$Zr+ $^{89m}_{39}$Y	78,43 ч	1,712	0,86	^{92}Mo(n, α) ^{89}Zr+ ^{89m}Y	15,9	$1,7\cdot10^{-5}$ (б)
	16,06 с	0,9091	99,86			
		0,511	50,6			
$^{92m}_{41}$Nb	10,13 сут	1,82	0,86	^{92}Mo(n, p) ^{92m}Nb	15,9	$1,3\cdot10^{-3}$ (б)
		0,934	99,1			
		0,89	1,84			
$^{93m}_{42}$Mo	6,85 ч	1,4772	99,4	^{92}Mo (n, γ) ^{93m}Mo	15,9	$\lhd$ 0,006 (а)
		0,68464	92			
		0,26323	61,3			
		0,11392	0,71			
$^{94m}_{41}$Nb	6,26	0,871	0,201	^{93}Nb(n, γ) ^{94m}Nb	100	1,00 (а)
$^{95}_{40}$Zr + $^{95m}_{41}$Nb	64,05 сут.	0,756715	55,4	^{94}Zn(n, γ) ^{95}Zr+ ^{95m}Nb	17,4	0,09 (а)
	3,61 сут.	0,724184	43,7			
$^{95}_{41}$Nb	34,97 сут.	0,76584	99,80	Mo(n, p) ^{95}Nb	15,7	$\lhd 1\cdot10^{-4}$ (б)
$^{97}_{40}$Zr + $^{97}_{41}$Nb	17 ч	См. табл. 1 ниже		^{96}Zr(n, γ) ^{97}Zr+ ^{97m}Nb	2,8	0,1 (а)
	1 мин					
$^{99}_{42}$Mo + $^{99m}_{43}$Tc	66,02	См. табл. 1 ниже		^{98}Mo(n, γ) ^{99}Mo+ ^{99m}Tc	23,8	0,5 (а)
	6,006 ч					
$^{101}_{42}$Mo	14,62 мин	См. табл. 1 ниже		^{100}Mo(n, γ) ^{101}Mo	9,62	0,2 (а)
$^{108}_{47}$Ag	2,41 мин	0,63289	1,8	^{107}Ag (n, γ) ^{108}Ag	51,35	45 (а)
$^{110m}_{47}$Ag	250,4 сут.	См. табл. 1 ниже		^{109}Ag (n, γ) ^{110m}Ag	48,65	2,8 (а)
$^{113}_{50}$Sn	115,2	0,25504	1,5	^{112}Sn (n, γ) ^{113}Sn	0,95	1,3 (а)

1	2	3	4	5	6	7
$^{122}_{51}$Sb	2,714 сут.	1,1402	2,4	^{121}Sb (n, γ) ^{122}Sb	57,3	6,4 (а)
		0,6928	3,9			
		0,5640	70,9			
$^{113m}_{50}$Sn	42 мин	0,1597	86	^{122}Sn (n, γ) ^{123m}Sn	4,71	0,16 (а)
$^{124}_{51}$Sb	60,20 сут.	См. табл. 1 ниже		^{123}Sb (n, γ) ^{124}Sb	42,75	2,5 (а)
$^{187}_{84}$W	23,9 ч	См. табл. 1 ниже		^{186}W (n, γ) ^{187}W	28,4	34 (а)
$^{198}_{79}$Au	2,6946 сут.	0,67588	1,01	^{197}Au (n, γ) ^{198}Au		98,8 (а)
		0,41180	95,53			
Примечание: (а) - сечение взаимодействия на тепловых нейтронах; (б) – сечение усреднено по спектру деления.						

Приложение Г

Таблица 9 – Массовый$(\mu_{en})_m$ и линейный μ_{en} коэффициент поглощения энергии для различных материалов в зависимости от энергии фотонного излучения [8]

E_γ, МэВ	$(\mu_{en})_m$, $см^2/г$	μ_{en}, $см^{-1}$	$(\mu_{en})_m$, $см^2/г$	μ_{en}, $см^{-1}$	$(\mu_{en})_m$, $см^2/г$	μ_{en}, $см^{-1}$	E_γ, МэВ	$(\mu_{en})_m$, $см^2/г$	μ_{en}, $см^{-1}$	$(\mu_{en})_m$, $см^2/г$	μ_{en}, $см^{-1}$	$(\mu_{en})_m$, $см^2/г$	μ_{en}, $см^{-1}$
	Вода, ρ=1,0г/см³		Воздух, $\rho = 1{,}2928 \cdot 10^{-3}$ г/см³		Алюминий, ρ =2,70 г/см³			Бетон, ρ=2,3г/см³		Железо ρ=7,86 г/см³		Свинец, ρ=11,34г/см³	
0,01	4,84	4,84	4,65	6,01	25,4	68,6	0,01	25,1	57,7	138	1080	123	1300
0,015	1,34	1,34	1,30	1,68	7,32	19,8	0,015	7,65	17,6	49,2	387	88,4	1000
0,02	0,536	0,536	0,527	0,681	3,06	8,26	0,02	3,21	7,38	22,6	178	68,3	774
0,03	0,152	0,152	0,150	0,194	0,857	2,31	0,03	0,910	2,09	7,21	56,7	25,1	285
0,04	0,0680	0,0680	0,0671	0,0867	0,353	0,953	0,04	0,384	0,883	3,14	22,7	12,0	136
0,05	0,0415	0,0415	0,0404	0,0522	0,181	0,489	0,05	0,198	0,455	1,62	12,7	6,66	75,5
0,06	0,0315	0,0315	0,0301	0,0889	0,108	0,292	0,06	0,117	0,269	0,952	7,48	4,10	46,5
0,08	0,0258	0,0258	0,0239	0,0309	0,0542	0,146	0,08	0,0591	0,126	0,408	3,21	1,90	21,5
0,1	0,0254	0,0254	0,0232	0,0300	0,0373	0,101	0,1	0,0407	0,0936	0,217	1,70	2,23	25,3
0,145	0,0273	0,0273	0,0247	0,0319	0,0281	0,0759	0,145	0,0301	0,0693	0,0850	0,668	1,22	13,8
0,15	0,0276	0,0276	0,0249	0,0322	0,0277	0,0748	0,15	0,0298	0,0685	0,0787	0,618	1,14	12,9
0,2	0,0297	0,0297	0,0267	0,0345	0,0272	0,0734	0,2	0,0286	0,0658	0,0479	0,376	0,626	7,09
0,279	0,0316	0,0316	0,0284	0,0367	0,0279	0,0753	0,279	0,0291	0,0669	0,0361	0,284	0,300	3,400
0,3	0,0319	0,0319	0,0287	0,0371	0,0281	0,0759	0,3	0,0293	0,0674	0,0335	0,263	0,259	2,94
0,4	0,0328	0,0328	0,0295	0,0381	0,0286	0,0772	0,4	0,0298	0,0685	0,0303	0,238	0,144	1,63
0,412	0,0329	0,0329	0,0295	0,0381	0,0286	0,0772	0,412	0,0298	0,0685	0,0301	0,236	0,137	1,55
0,5	0,0330	0,0330	0,0297	0,0384	0,0290	0,0783	0,5	0,0299	0,0688	0,0292	0,230	0,0956	1,08
0,6	0,0328	0,0328	0,0295	0,0381	0,0283	0,0764	0,6	0,0296	0,0681	0,0284	0,223	0,0715	0,811
0,662	0,0326	0,0326	0,0294	0,0380	0,0281	0,0759	0,662	0,0293	0,0674	0,0280	0,220	0,0645	0,731
0,8	0,0320	0,0320	0,0288	0,0372	0,0277	0,0748	0,8	0,0287	0,0660	0,0272	0,214	0,0485	0,550
1,0	0,0310	0,0310	0,0279	0,0361	0,0268	0,0724	1,0	0,0278	0,0639	0,0260	0,204	0,0378	0,429
1,25	0,0296	0,0296	0,0266	0,0344	0,0255	0,0688	1,25	0,0266	0,0612	0,0249	0,196	0,0320	0,363
1,5	0,0283	0,0283	0,0254	0,0328	0,0243	0,0656	1,5	0,0254	0,0584	0,0238	0,187	0,0276	0,313
2,0	0,0260	0,0260	0,0234	0,0302	0,0225	0,0608	2,0	0,0236	0,0543	0,0221	0,174	0,0244	0,277
2,75	0,0235	0,0235	0,0212	0,0274	0,0206	0,0556	2,75	0,0211	0,0485	0,0208	0,163	0,0237	0,269
3,0	0,0228	0,0228	0,0206	0,0266	0,0202	0,0545	3,0	0,0208	0,0478	0,0205	0,161	0,0236	0,268
4,0	0,0206	0,0206	0,0187	0,0242	0,0188	0,0508	4,0	0,0194	0,0446	0,0199	0,156	0,0246	0,281
5,0	0,0192	0,0192	0,0174	0,0225	0,0180	0,0486	5,0	0,0183	0,0421	0,0198	0,156	0,0264	0,299
6,0	0,0180	0,0180	0,0165	0,0213	0,0175	0,0472	6,0	0,0177	0,0407	0,0200	0,157	0,0276	0,313
8,0	0,0166	0,0166	0,0152	0,0196	0,0170	0,0459	8,0	0,0170	0,0391	0,0207	0,163	0,0299	0,339
10,0	0,0156	0,0156	0,0144	0,0176	0,0168	0,0454	10,0	0,0166	0,0382	0,0213	0.167	0,0317	0,359

Таблица 10 – Зависимость величин $K^*_{\gamma i}$ и $I^*_{\gamma i}$

h_υ, МэВ	$K^*_{\gamma i}$, $\frac{\text{р}\cdot\text{см}^2}{\text{ч}\cdot\text{мкюри}}$	$I^*_{\gamma i}$, $\frac{\text{МэВ}}{\text{сек}\cdot\text{мкюри}}$	h_υ, МэВ	$K^*_{\gamma i}$, $\frac{\text{р}\cdot\text{см}^2}{\text{ч}\cdot\text{мкюри}}$	$I^*_{\gamma i}$, $\frac{\text{МэВ}}{\text{сек}\cdot\text{мкюри}}$
0,03	0,85	0,0884	0,7	3,95	2,062
0,04	0,50	0,118	0,8	4,48	2,356
0,05	0,37	0,147	1,0	5,42	2,945
0,06	0,34	0,177	1,25	6,49	3,681
0,08	0,37	0,236	1,50	7,44	4,418
0,1	0,45	0,294	2,0	9,22	5,890
0,15	0,73	0,442	3,0	12,3	8,836
0,2	1,04	0,589	4,0	15,0	11,78
0,3	1,67	0,884	5,0	17,5	14,72
0,4	2,29	1,178	6,0	20,0	17,67
0,5	2,89	1,472	8,0	23,3	23,56
0,6	3,44	1,767	10,0	27,9	29,45

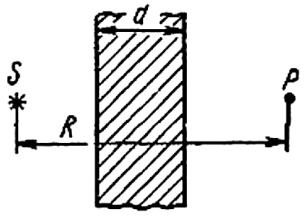
Таблица 11 – Толщина защиты из железа, см, (ρ=7,87 $г/см^3$) для различной кратности ослабления γ-излучения (широкий пучок) [8]

Кратность ослаблен.	Энергия γ-излучения											
	0,1	0,145	0,2	0,279	0,3	0,4	0,5	0,6	0,661	0,7	0,8	0,9
1,5	0,5	0,7	1	1,1	1,3	1,6	1,8	1,7	1,8	2,1	2,2	2,3
2	0,3	0,9	1,3	1,6	1,8	2,3	2,6	2,8	2,8	3	3,2	3,3
5	1,5	1,9	2,5	3,2	3,4	4,2	4,8	5,3	5,3	5,7	6	6,3
8	1,9	2,3	3,1	4	4,2	5,1	5,8	6,4	6,5	5,9	7,4	7,7
10	2,1	2,5	3,4	4,4	4,5	5,4	6,2	6,8	7,1	7,3	7,8	8,2
20	2,6	3,1	4,3	5,4	5,5	6,6	7,5	8,3	8,6	8,9	9,5	10
30	2,8	3,3	4,7	9,8	6	7,2	8,2	9	9,6	9,8	10,5	11
40	3	3,5	5	6,2	6,4	7,6	8,7	9,6	10,2	10,4	11,1	11,8
50	3,1	3,9	5,1	6,7	6,6	7,9	9	10	10,7	10,9	11,6	12,3
60	3,3	4,1	5,3	7,1	6,9	8,2	9,3	10,2	11,1	11,2	12	12,7
80	3,6	4,3	5,7	7,3	7,2	8,6	9,8	10,8	11,7	11,8	12,6	13,3
100	3,8	4,5	5,9	7,7	7,5	9	10,2	11,2	12,2	12,2	13,1	14
$2 \cdot 10^2$	4,1	5,4	6,5	8,7	8,4	10,1	11,6	12,7	13,6	13,8	14,7	15,6
$5 \cdot 10^2$	4,6	5,8	7,4	9,6	9,6	11,6	13,4	14,7	15,6	15,8	16,9	17,7
10^3	5	6,1	8	10	10,5	12,7	14,7	16,2	18	17,5	18,6	19,6
$2 \cdot 10^3$	5,3	6,6	8,6	10,7	11,4	13,8	16	17,7	18,5	19,0	20,2	21,2
$5 \cdot 10^3$	6,7	7,5	10,2	11,9	13	15,5	17,6	19,2	20	20,7	22,1	23,3
10^4	7,4	8,8	11,1	13	14	16,6	18,8	20,7	21,6	22,2	23,6	24,9
$2 \cdot 10^4$	7,8	10	11,7	15	15	17,7	20	22	22,8	23,6	25,2	26,5
$5 \cdot 10^4$	8,3	10,8	12,6	16	16	19	21,6	23,6	24,6	25,5	27,1	28,5
10^5	8,5	12	13,1	17,7	16,9	20	22,7	25	26	26,9	28,8	30,3
$2 \cdot 10^5$	8,9	13	13,6	18,6	17,5	20,8	23,9	26,3	27	28,4	30,1	31,8
$5 \cdot 10^5$	9,3	14	14,3	19,7	18,5	22,1	25,5	27,9	29	30,1	32	33,8
10^6	9,9	14,6	15,4	20,6	19,9	23,6	26,7	29,2	30	31,5	33,5	35,4
$2 \cdot 10^6$	10,1	15,8	15,8	21,4	20,5	24,5	27,8	30,5	31,8	32,9	35	36,9
$5 \cdot 10^6$	10,9	16,8	16,8	22,4	21,8	25,9	29,4	32,4	33,7	34,8	37,8	39
10^7	11,6	17,1	17,7	23,5	22,8	27	30,5	33,5	34,8	36,1	38,4	40,5

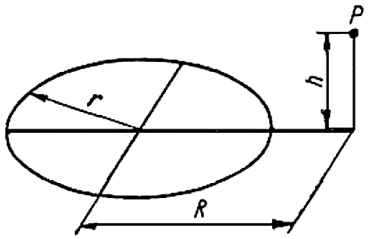
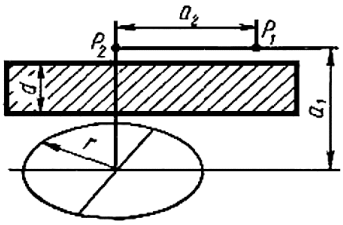
Таблица 12 – Толщина защиты из свинца, см, (ρ = 11,3 $г/см^3$) для различной кратности ослабления γ-излучения (широкий пучок) [8]

Кратн. ослабл.	Энергия γ-излучения											
	1	1,25	1,5	1,75	2	2,2	2,75	3	4	6	8	10
1,5	0,8	0,95	1,1	1,2	1,2	1,2	1,27	1,3	1,2	1,0	0,9	0,9
2	1,3	1,5	1,7	1,85	2,0	2,0	2,07	2,1	2,0	1,6	1,5	1,35
5	2,8	3,4	3,8	4,1	4,3	4,4	4,54	4,6	4,5	3,8	3,3	3,0
8	3,8	4,5	5,1	5,6	5,9	6,1	6,4	6,5	6,4	5,5	4,9	4,2
10	3,8	4,5	5,1	5,6	5,9	6,1	6,4	6,5	6,4	5,5	4,9	4,2
20	4,9	5,8	6,6	7,2	7,6	7,8	8,2	8,3	8,2	7,1	6,3	5,6
30	5,5	6,5	7,3	8,0	8,5	8,8	9,1	9,3	9,2	8,0	7,2	6,3
40	5,8	6,85	7,8	8,6	9,1	9,4	9,8	10,0	9,9	8,7	7,8	6,8
50	6,0	7,2	8,2	9,0	9,6	10,0	10,4	10,6	10,5	9,2	8,3	7,3
60	6,3	7,5	8,6	9,5	10,1	10,4	10,8	11,0	10,9	9,7	8,7	7,7
80	6,7	8,0	9,2	10,1	10,7	11,1	11,5	11,7	11,6	10,4	9,4	8,2
100	7,0	8,45	9,65	10,6	11,3	11,7	12,0	12,2	12,1	10,9	9,9	8,7
$2\cdot 10^2$	8,0	9,65	11,1	12,2	12,9	13,4	13,8	14,0	13,8	12,6	11,4	10,2
$5\cdot 10^2$	9,2	11,3	12,9	14,2	15,0	15,4	15,9	16,3	16,1	14,9	13,3	11,9
10^3	10,2	12,3	14,1	15,5	16,5	17,8	17,7	18,0	17,8	16,6	15,1	13,3
$2\cdot 10^3$	11,1	13,5	15,4	16,8	17,9	18,5	19,3	19,7	19,5	18,1	16,6	14,8
$5\cdot 10^3$	12,4	14,9	17,0	18,6	19,8	20,5	21,5	21,9	21,7	20,3	18,5	16,6
10^4	13,3	16,1	18,3	20,1	21,3	22,1	23,1	23,5	23,4	22,0	20,1	18,0
$2\cdot 10^4$	14,2	17,2	19,5	21,4	22,7	23,5	24,6	25,1	25,0	23,6	21,7	19,5
$5\cdot 10^4$	15,6	18,8	21,4	23,3	24,7	25,5	26,7	27,3	27,2	35,8	23,7	21,5
10^5	16,5	20,1	22,7	24,7	26,2	27,0	28,3	28,9	28,2	27,5	25,3	22,9
$2\cdot 10^5$	17,4	21,3	24,1	26,1	27,6	28,5	30,5	29,9	30,5	29,2	26,9	24,3
$5\cdot 10^5$	18,5	22,3	25,4	27,8	29,5	30,4	32,7	32,0	32,7	31,4	28,9	26,3
10^6	19,5	23,5	26,8	29,2	31,0	32,0	32,0	33,6	34,4	33,0	30,4	27,7
$2\cdot 10^6$	20,4	24,4	27,8	30,5	32,4	33,5	33,5	36,2	36,1	34,6	32,0	29,2
$5\cdot 10^6$	21,6	26,2	29,7	32,3	34,3	35,5	35,5	37,2	38,3	36,8	34,0	31,1
10^7	22,5	27,5	31,2	33,9	35,8	37,0	37,0	38,9	39,9	38,4	35,5	32,5

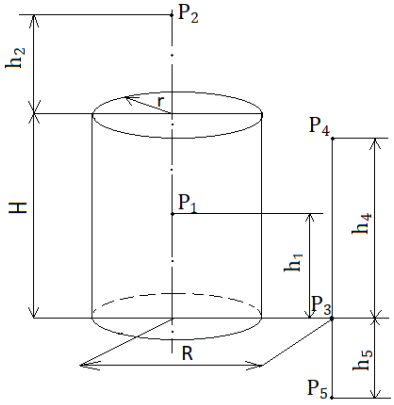
Таблица 13 – Формулы для расчета дозных полей от источников различной формы [8]

Точечный изотопный источник активностью Q мКюри	3. Источник экранирован защитным барьером толщиной  d	1.Источник монохроматический $P=\frac{QK_\gamma}{R^2}\,e^{-\mu d}\delta B_{D\infty}$ 2. Источник немонохроматический $P=\frac{Q}{R^2}\sum_i K_{\gamma i}e^{-\mu_i d}\delta_i B_{iD_\infty}$

<table>
<tr>
<td rowspan="2">Круговой источник с равномерно распределенной активностью по длине окружности. Полная активность QмКюри. Удельная активность

q= $\frac{Q}{2\pi r}$ мКюри/см</td>
<td>1. Источник без защиты
 
</td>
<td>P=$\frac{QK_\gamma}{\sqrt{(R^2-r^2)^2+2h^2(R^2+r^2)+h^4}}$</td>
</tr>
<tr>
<td>2. Источник экранирован защитным экраном толщиной d. Плоскость источника параллельна плоскости защиты
 
</td>
<td>$P_2 = \frac{QK_\gamma}{r^2+a_1^2}\sum_{i=1}^{2} A_i e^{-\mu_i d\frac{\sqrt{r^2+a_1^2}}{a_1}}$

$P_1 = \frac{QK_\gamma}{\pi r^2}\sum_{i=1}^{2} A_i F\left(\frac{a_1}{r};\frac{a_2}{r};\mu_i d\right)$</td>
</tr>
<tr>
<td>Полный цилиндрический источник. Внутренняя поверхность равномерно покрыта точечными изотропными источниками. Удельная активность

q мКюри/см^3</td>
<td>1. Источник без защиты
 
</td>
<td>Мощность дозы от цилиндрического источника складывается из мощности доз от боковой поверхности мощностей доз от нижней и верхней крышек. Здесь приводятся формулы для расчета мощности дозы от боковой поверхности. Крышки рассматриваются как дисковые источники

$P_1 = 2\pi qK_\gamma\left(arctg\frac{h_1}{r}+arctg\frac{H-h_1}{r}\right)$

$P_2 = 2\pi qK_\gamma\left(arctg\frac{H+h_2}{r}-arctg\frac{h_2}{r}\right)$

$P_3 = \frac{2\pi qK_\gamma r}{R+r}F(\varphi,k)$

где $\varphi = arctg\frac{H}{R-r}$; k=$\frac{2\sqrt{Rr}}{R+r}$; F($\varphi,k$) - эллиптический интеграл первого рода.

$P_4 = \frac{2\pi qK_\gamma r}{R+r}[F(\varphi_1,k)+F(\varphi_2,k)]$.где

$\varphi_1 = arctg\frac{h_4}{R-r}$; $\varphi_1 = arctg\frac{H-h_4}{R-r}$

k=$\frac{2\sqrt{Rr}}{R+r}$,
$P_5 = \frac{2\pi qK_\gamma r}{R+r}[F(\varphi_3,k)+F(\varphi_4,k)]$.где

$\varphi_3 = arctg\frac{H-h_5}{R-r}$; $\varphi_4 = arctg\frac{h_5}{R-r}$;
k=$\frac{2\sqrt{Rr}}{R+r}$</td>
</tr>
</table>

Приложение Д

Таблица 14 – Допустимый уровень загрязнения радиоактивными веществами

Объекты загрязнения	$Р_{эксп}$, мР/ч	Уровень загрязнения	
		част/ $см^2$ мин	расп/ $см^2$ мин
Нательное и постельное белье, детские игрушки	0,025	10	26
Верхняя одежда и обувь	0,045	20	52
Детсады, ясли, школы, лечебно-профилактические учреждения и оборудование в них, подвалы, магазины, предприятия пищевой промышленности и общественного питания с оборудованием: - внутри помещений - территории и оборудование	 0,02 0,04	 20 50	 52 130
Объекты культурно-массового назначения, спортивные сооружения, комплексы: внутри помещений	0,045	30	78
Территория и оборудование	0,055	30	130
Внутренние поверхности жилых помещений и находящиеся в них предметы личного пользования	0,055	50	130
Наружные поверхности и расположенное в них оборудование	0,055	50	130
Открытые поверхности территории города и наружные поверхности строений	0,065	100	860
Транспортные средства и механизмы: - внутренние поверхности - наружные поверхности	 0,055 0,065	 50 100	 130 260

Приложение Е

Таблица 15 – Перечень часто используемой спецодежды

Название элемента	Назначение	Внешний вид
Шапочка	Одежда дополнительная предназначена для защиты основной спецодежды и отдельных частей кожных покровов человека от контактного загрязнения радиоактивными и химически токсичными веществами.	
Халат	имеет высокую воздухопро-ницаемость, удобные, с трикотажными манжетами или эластичны, ми резинками, завязки на шее и спине, длина до колен.	
Бахилы пластикатовые	Предназначены для защиты ног и основной обуви от загрязнения радиоактивными и химически агрессивными веществами.	
Фартук ПВХ	Материал – ПВХ/полиэстер, размер 90х120 см, защита от радиоактивных вод и общих загрязнений.	
Нарукавники	Высококачественные виниловые нарукавники средней плотности без подкладки. Защита от загрязнения радиоактивными, токсичными веществами, кислотами и щелочами, спиртам, жирам, органическим растворителям, лакокрасочной продукции.	
Перчатки резиновые	Защита кистей рук, запястий, нижней половины предплечья.	

Приложение Ж

Вариант № 1 Нарукавники, полухалат, фартук

Вариант № 2 Нарукавники, полукомбинезон, полухалат, фартук

Комбинезон СЛ

Одежда дополнительная предназначена для защиты основной спецодежды и отдельных частей кожных покровов человека от контактного загрязнения радиоактивными и химически токсичными веществами, а также от капельного воздействии кислот и щелочей средней концентрации при выполнении ремонтных, дезактивационных и других видов работ.

Комбинезон отрезной по линии груди, цельновыкроенный, без плечевых швов, рукава с ластовицей или без неё и бесшовная спинка.

Брючная часть, не отрезная по линии талии, без боковых швов.

Пояс на участке задних половинок стягивается настроченной с внутренней стороны эластичной лентой.

В низу рукава втачивается штрипка для его фиксации.

Ширина низа рукавов и брюк регулируется настроченной эластичной лентой.

Капюшон втачан в горловину. Капюшон по линии обтюрации регулируется настроченной эластичной лентой.

Спереди комбинезона центральная бортовая застежка молния, закрытая планкой-клапаном, фиксирующимся с помощью липучки.

Приложение 3

Примеры калибровочных источников ионизирующего излучения

Данный раздел рассмотрим на примере различных контрольных (тестирования) и эталонных (образцовых) источников, изготавливаемых фирмой «RITVERC изотопная продукция».

Альфа-активные препараты. *Альфа-источник типа "ARIA" для тестирования препаратов.* Альфа-излучение источников на основе радионуклидов ^{241}Am предназначены для использования на контрольно-пропускном пункте для стабилизации системы радиационного контроля. Источник выпускается в виде 0,2 мм подложки из нержавеющей стали. Радиоактивные материалы защищены диоксидом титана, слой наносится на одну поверхность подложки. Толщина активного слоя составляет ≤ 0,3 мкм.

Альфа- и гамма-источник (типа "GA241") для тестирования препаратов. Гамма- и альфа-источники излучения на основе ^{241}Am предназначены для проверки работоспособности блоков детектирования. Источник выпускается с толщиной подложки в 1,2 мм из нержавеющей стали. Радиоактивный материал защищен пиролитическим хромом, активный слой наносится на одну поверхность подложки, толщиной 2…4 мкм (рис. 1.1).

Период полураспада ^{241}Am: 432,6 года

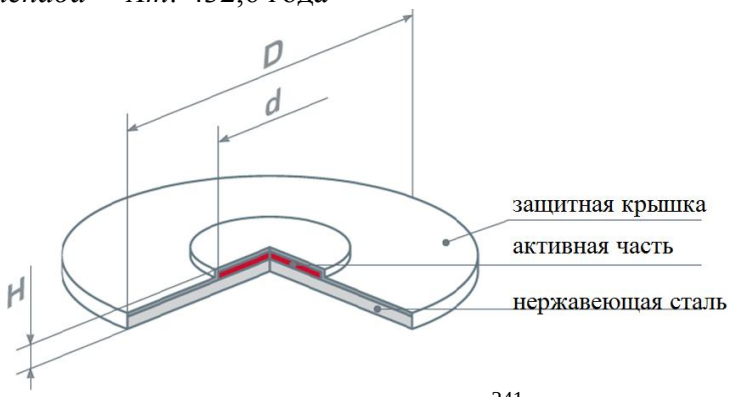


Рис. 1.1. Альфа источник ^{241}Am

Стандартный альфа-источник (рис. 1.2) [10]. Стандартные альфа-источники предназначены для тестирования, калибровки альфа-спектрометров и радиометров. Источник выпускается в виде подложки из нержавеющей стали, на которую нанесен тонкий слой активного вещества. Полная ширина на полувысоте (FWHM) от альфа-спектра превышает 20 кэВ. По желанию клиентов, источники могут быть покрыты с 0,05…0,3 мкм слоем диоксида титана (сдвиг энергии α-частиц 24 кэВ на 0,1 мкм слоя).

Комплект состоит из:

^{226}Ra, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{244}Cm,

triplet: ^{233}U + ^{238}Pu + ^{239}Pu,

triplet: ^{238}Pu + ^{239}Pu + ^{244}Cm

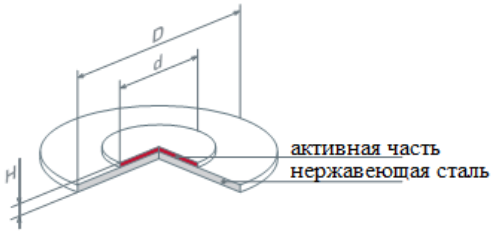


Рис. 1.2. Стандартный альфа-источник

Предприятие ОАО «ИЗОТОП» изготавливают источники $\alpha-, \beta-, \gamma-$ и нейтронного излучений с разнообразными радиационно-физическими характеристиками.

Альфа-источники выпускаются с изотопами ^{239}Pu на эмалированной металлической подложке (сталь О8КП ГОСТ 1050-60 или коррозионностойкая сталь ГОСТ 5632-61), способные применяться в качестве ионизаторов газа (рис. 1.3) и для снятия зарядов статического электричества (рис. 1.4) [12].

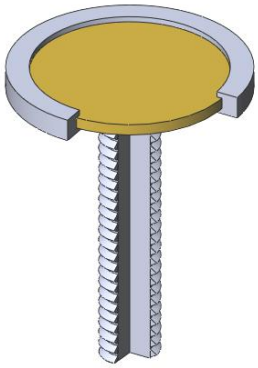
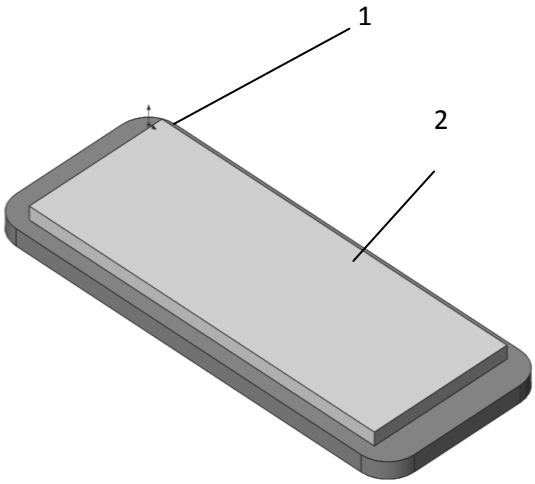


Рис. 1.3. Источник α-излучения с изотопом Pu^{239}, применяемый в качестве ионизатора газа:

Рис. 1.4. Источник α-излучения с изотопом Pu^{239}, применяемый для снятия зарядов статического электричества: 1 - активный слой; 2 - подложка



Эти источники отличаются внешне в зависимости от температурных интервалов, ориентировочной активностью и габаритами.

Для комплектации демонстрационных приборов применяются источники α-излучения типа АКЛ-13 (держатель) и АК-30 (булавка) с изотопом ^{239}Pu.

Источники представляют собой латунную проволоку (держатель) или булавку. На кольцо булавки и один из концов держателя нанесен и зафиксирован препарат с изотопом ^{239}Pu (рис. 1.6 и 1.7) [7].

Бета-активные препараты [10]. *Стандартные бета-источники* (рис. 1.5) предназначены для проверки и калибровки радиометров и радиометрических приборов, а также для поверки зависимости чувствительности радиометров от энергии бета-излучения.

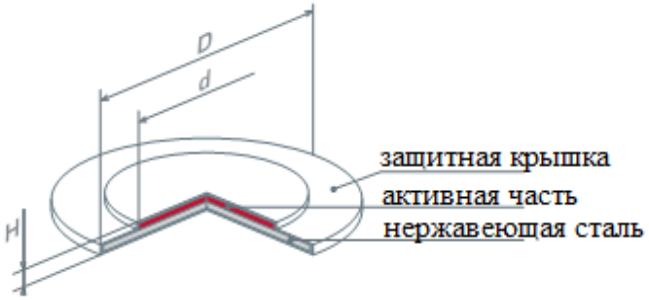


Рис. 1.5. Стандартный бета-источник

Радиоактивный материал наносится на одну поверхность диска из нержавеющей стали. Источники герметизированы электропроводящим защитным покрытием.

Комплект состоит из: ^{14}C, ^{60}Co, ^{63}Ni, ^{90}Sr + ^{90}Y, ^{106}Ru + ^{106}Rh, ^{137}Cs, ^{147}Pm, ^{204}Tl.

Разновидности источников бета излучения. Период полураспада**:** ^{90}Sr 28,7 лет; ^{90}Y 64,26 час. ^{90}Sr+^{90}Y фиксируются в керамических или графитовых матрицах. Матрица запечатана в капсулу лазерной сваркой.

Данный источник может быть цилиндрический (рис. 1.8) линейный (рис. 1.9), или дисковый с капсулой (рис. 1.10 – 1.13).

Рис. 1.6. Источник α -излучения АКЛ -13 с изотопом ^{239}Pu: 1 - активный слой

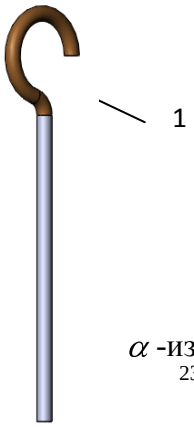


Рис. 1.7. Источник α -излучения АК-30 с изотопом ^{239}Pu: 1 - активный слой

Период полураспада ^{63}Ni 100,1 лет. ^{63}Ni наносят на прямоугольную, не радиоактивную подложку из никеля и покрывают защитным слоем из никеля.

Разнообразие размеров, форм и видов источника зависят от назначения.

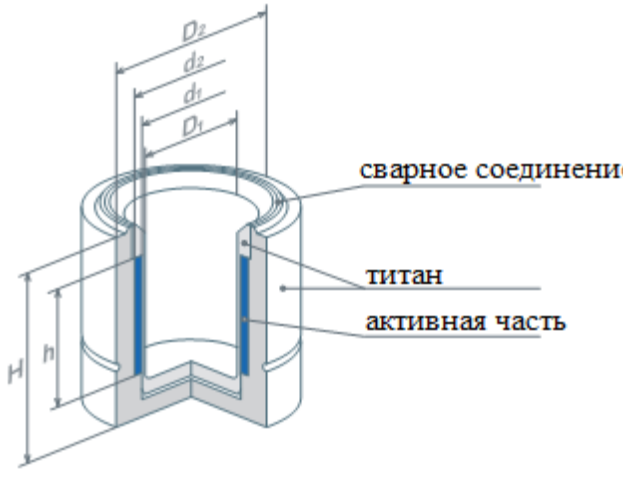


Рис. 1.8. Цилиндрические источники

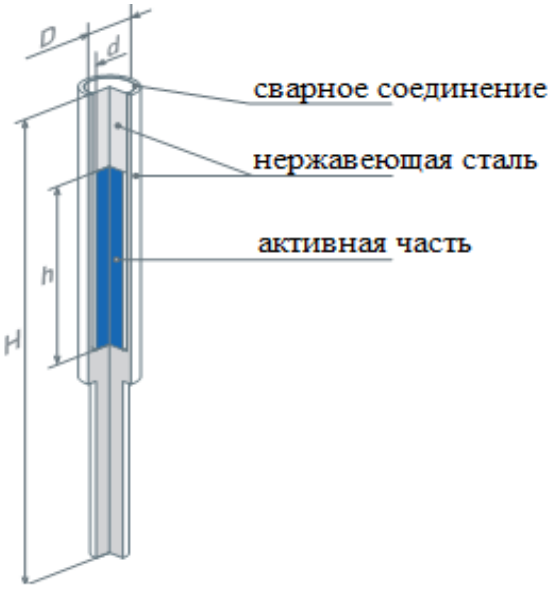


Рис. 1.9. Линейные источники

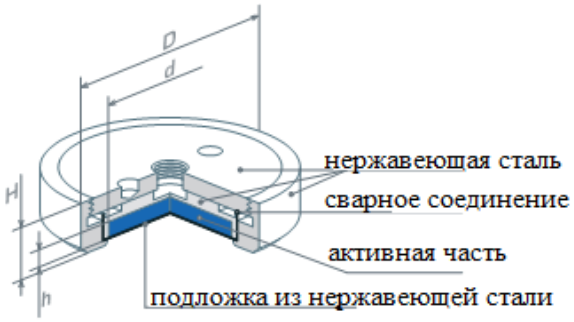


Рис. 1.10. Дисковые источники, капсула *a*

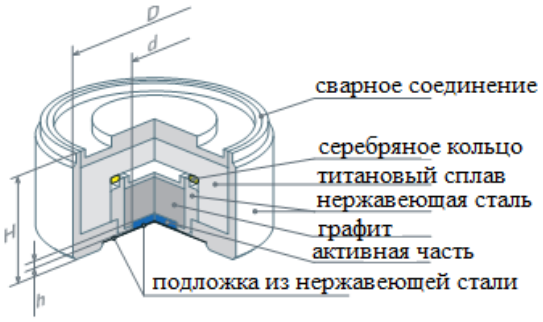


Рис. 1.11. Дисковые источники, капсула *b*

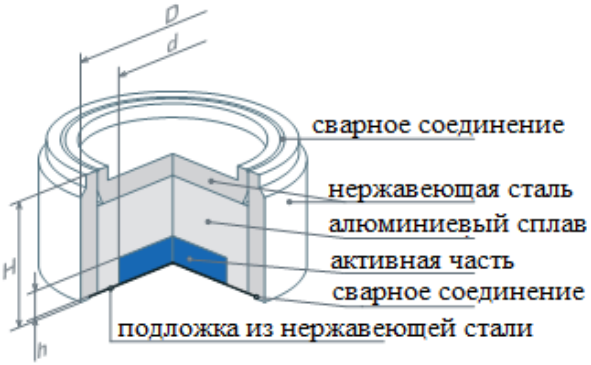


Рис. 1.12. Дисковые источники, капсула *c*

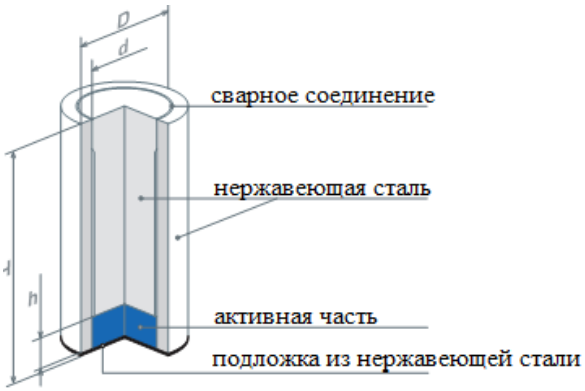


Рис. 1.13. Дисковые источники, капсула *d*

Источник бета-излучения характерный для использования в ионизационных камерах существует в виде плоских и цилиндрических препаратов (рис. 1.14, 1.15) [10].

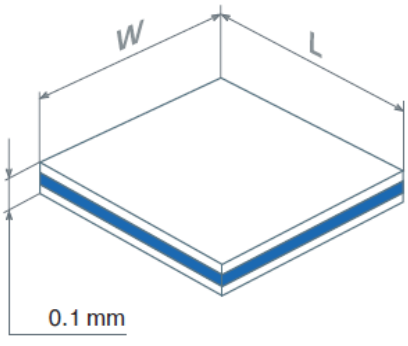


Рис.1.14. Плоские источники

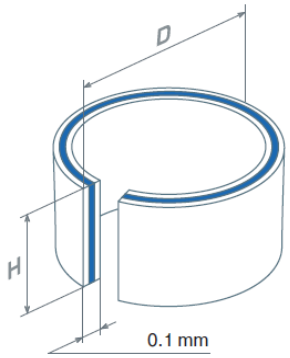


Рис. 1.15. Цилиндрические источники

Выпускаемые на ОАО «ИЗОТОП» ампулированные источники β – излучения типа БИС-10, БИС-5-, БИС-4А, БИС-2 с изотопами $^{90}Sr+^{90}Y$, типа БИЦ-10, БИЦ-5- с изотопами $^{144}Ce+^{144}Pr$ и БИР-10, БИР-50 с изотопами $^{106}Ru+^{106}Rh$ (рис 1.16 – 1.18), представляют собой герметичные ампулы из алюминия или его сплавов ГОСТ 11069-64 и ГОСТ 4784-65 внутри которых помещен и зафиксирован препарат с соответствующим радиоактивным изотопом [12].

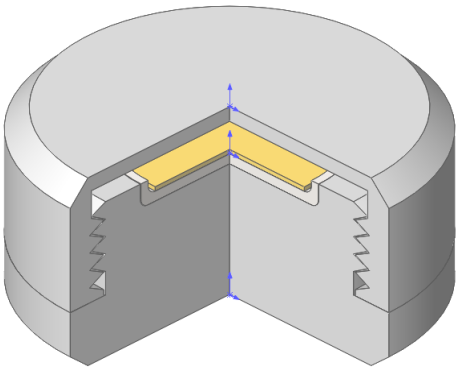


Рис. 1.16. Источники β-излучения БИС-10 - БИС-50 с изотопами Sr^{90} + Y^{90}, БИЦ-10 - БИЦ-50 с изотопами Ce^{144} + Pr^{144}, БИР-10 - БИР-50 с изотопами Ru^{106} + Rh^{106}: 1 - фольга; 2 - крышка; 3 - корпус; 4 - подложка; 5 - активный слой

Герметизация источников осуществляется путем проклеивания резьбового соединения крышки и корпуса источника клеем на основе эпоксидных смол.

Активный слой источника защищен фольгой толщиной 0,15…0,3 мм. Источники могут эксплуатироваться в воздушных средах, загрязненных химическими веществами в пределах, соответствующих ПДК для воздуха производственных помещений, в интервале температуре от -50 до +60 ^{o}C [12].

Источники β – излучения БИС-К, БИР-С-Р, БИЦ-К и БИЦ-Р с изотопами ^{144}Ce+^{144}Pr b ^{90}Sr+^{90}Y, представляют собой герметичные ампулы, внутри которых помещен и зафиксирован препарат с соответствующим изотопом, выпускаются в виде комплекта, состоящего из «рабочего» и «компенсационного» источников [12].

Гамма-активные препараты. *Эталонные гамма-источники* (рис. 1.19, 1.20, 1.21) [10]. *Период полураспада* $^{238}Pu\backslash^{13}C$ 87.74 года. Закрытые радиоактивные источники гамма-излучения из ^{238}Pu /^{13}C используются в качестве рабочего эталона первой или второй категории для калибровки детекторов спектрометров высокочистого германия.

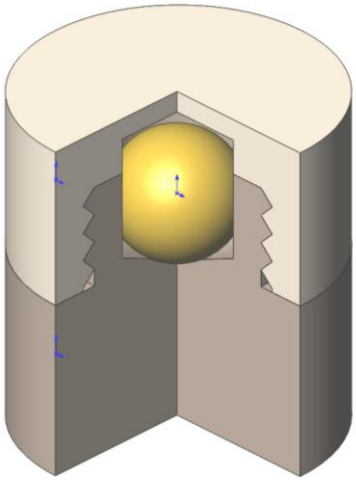


Рис. 1.17. Источник β-излучения с изотопами ^{90}Sr + ^{90}Y БИС-4А: 1 - фольга; 2 - крышка; 3 - корпус

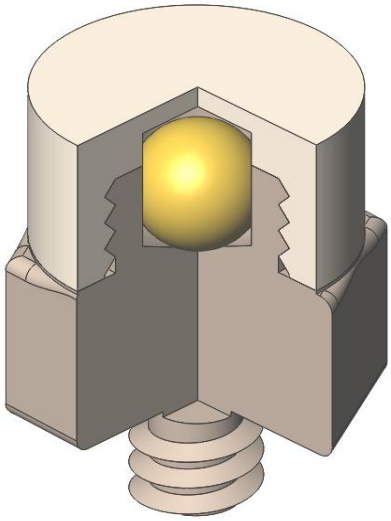


Рис. 1.18. Источник β-излучения с изотопами ^{90}Sr + ^{90}Y БИС-1, БИС-2: 1 - фольга, 2 - корпус; 3 - активный слой

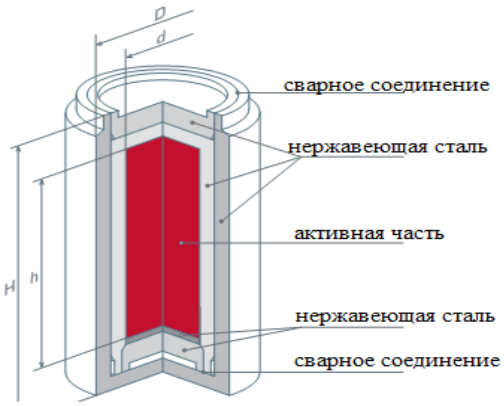


Рис. 1.19. Эталонный
гамма-источник $^{238}Pu/^{13}C$

Источник выпускается в виде смеси порошков плутония 238 (Pu^{238}), диоксида углерода, обогащенного изотопом углерода-13 (C^{13}), которые заливаются в капсулу из нержавеющей стали и вкладываются в корпус из нержавеющей стали.

Период полураспада ^{235}U $703{,}8 \cdot 10^6$ года. Источник предназначен для использования в качестве стандартного источника прибора для измерения потока фотонов гамма-излучения, при калибровке, мониторинге переноса. Активную часть (пористый графит, насыщенный U_3O_8) в виде полого цилиндра с двумя крышками помещают в корпус из нержавеющей стали и запечатывают аргоновой дугой или лазерной сваркой.

Период полураспада ^{226}Ra 1600 лет. Радий-226 находится в равновесии с продуктами распада. Соли радия включены в двойную герметичную стеклянную ампулу и опечатаны лазерной сваркой в нержавеющих стальных капсулах. Толщина стенок капсулы поглощения эквивалентна 0,5 мм толщине платинного (90 %) и иридиевого (10 %) сплава. Эталонные стандартные источники гамма-излучения используются для дозиметрических и радиометрических приборов при калибровке.

Низкоэнергетические эталонные источники для контроля поверхностного загрязнения. Поверочные источники (рис 1.22): ^{55}Fe, ^{109}Cd и другие радионуклиды. Активная часть на основе ^{55}Fe, ^{109}Cd или других радионуклидов устанавливается в пластиковый держатель. Источники могут быть использованы для проверки измерия поверхностного загрязнения оборудования.

Калибровочный эталонный источник для доз гамма-излучения (рис. 1.23). Радионуклиды: ^{57}Co, ^{60}Co, ^{133}Ba, ^{137}Cs. Источники используются в качестве эталонов для периодической калибровки. Активное вещество включено в 10 мл эпоксидную смолу, которая покрыта 10 мл неактивной эпоксидной смолой. Источник поставляется в 25 мл флаконе с пластиковым винтовым колпачком.

Точечные эталонные гамма-источники для поверки спектрометров (рис. 1.24, 1.25) [11].

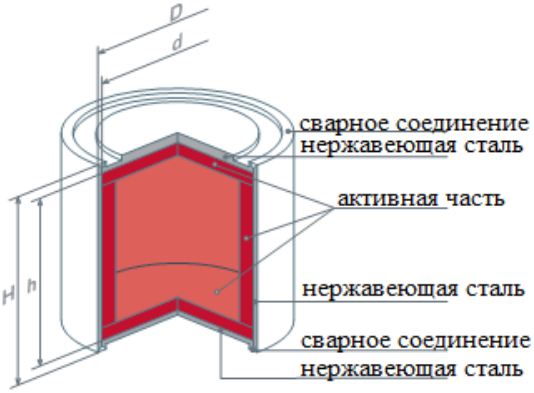


Рис. 1.20. Эталонный гамма-источник ^{235}U

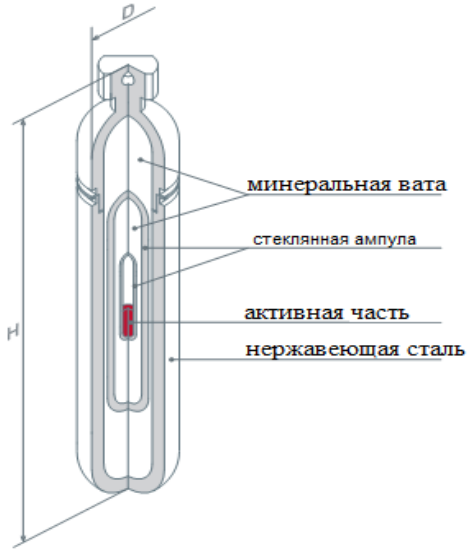


Рис. 1.21. Эталонный гамма-источник ^{226}Ra

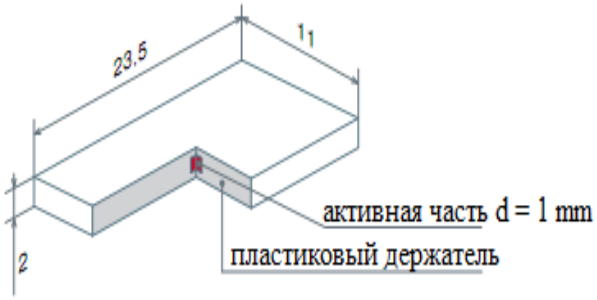


Рис. 1.22. Поверочные источники ^{55}Fe, ^{109}Cd

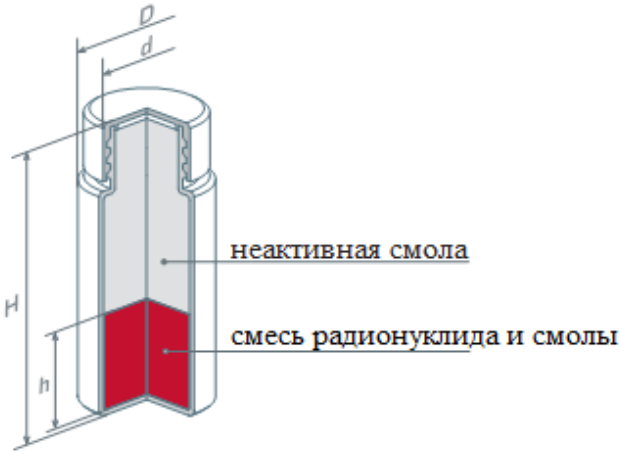


Рис. 1.23. Калибровочный эталонный источник ^{57}Co, ^{60}Co, ^{133}Ba, ^{137}Cs

Источники используются в качестве рабочих эталонов для поверки измерительного оборудования, для сертификации методов измерения и оценки контроля точности при измерении испускаемых фотонов. В частности, комплект предназначен для тестирования и калибровки спектрометров и радиометров, ионизационных камер и сцинтилляционных счетчиков. "ОСГИ" набор специально разработан для использования в тестировании и калибровки спектрометров, используемых в радиометрическом анализе. Источник выпускается в виде плоской круглой капсулы из алюминия, диаметром 25 мм и толщиной 3 мм. Активная часть источника менее 3 мм, встроена между двумя полиамидными пленками с общей толщиной 100 или 200 мкм.

Примеры источников гамма-излучения. ^{57}Co включен в керамическую матрицу и герметично заварен в капсуле из нержавеющей стали. *Период полураспада*: 271,8 дней.

Примеры источников гамма-излучения. ^{57}Co включен в керамическую матрицу и герметично заварен в капсуле из нержавеющей стали. *Период полураспада*: 271,8 дней.

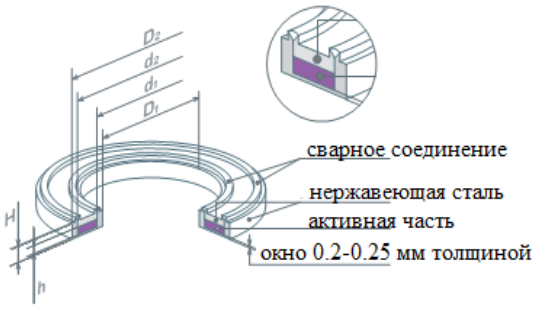


Рис. 1.24. Кольцевой источник

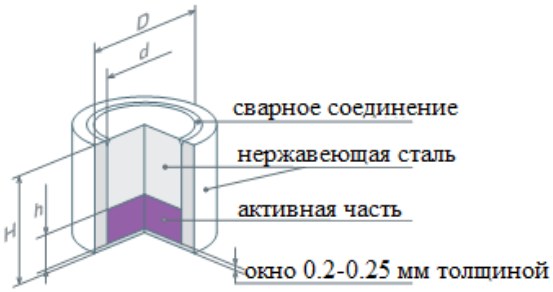


Рис. 1.25. Точечный и дисковый источник, капсула *а*

^{65}Zn включен в графитовую матрицу и герметично заварен в капсуле из титанового сплава. Период полураспада 244,06 дней.

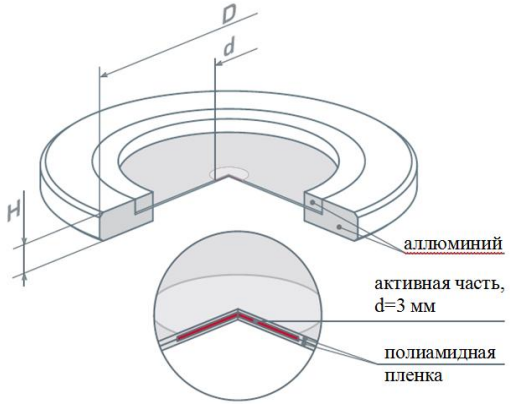


Рис. 1.26. Точечный эталонный гамма-источник

Таблица 16 – Параметры точечных гамма-источников

Радионуклид	Период полураспада	Энергия гамма-излучения (keV) и проценты, %
1	2	3
Na^{22}	2,6027 лет	1274,54 (99,94 %)
Ti^{44}	60,0 лет	68,9 (94,4 %) 78,3 (96,2 %) 1157,0 (99,9 %)
Mn^{54}	312,11 дней	834,8 (100 %)
Fe^{55}	2,741 лет	5,9 (25 %) 6,5 (3,4 %)
Co^{57}	271,8 дней	14,4 (9,2 %) 122,1 (85,6 %) 136,5 (10,7 %)
Co^{60}	5,271 лет	1173,2 (99,9 %) 1332,5 (100 %)
Zn^{65}	244,06 дней	1115,54 (50,6 %)
Y^{88}	106,626 дней	898,0 (94,1 %) 1836,1 (99,4 %)
Cd^{109}	461,4 дней	88,0 (3,61 %)
Sn^{113}	115,09 дней	255,1 (21 %) 391,7 (64,9 %)
Ba^{133}	10,54 лет	81,0 (32,9 %) 276,4 (7,2 %) 302,9 (18,3 %) 356,0 (62,0 %) 383,85 (8,9 %)
Cs^{134}	2,0648 лет	563,2 (8,4 %) 569,3 (15,4 %) 604,7 (97,6 %) 795,8 (85,5 %)
Cs^{137}	30,018 лет	661,7 (85,1 %)
Ce^{139}	137,641 дней	165,9 (79,9 %)
Eu^{152}	13,516 лет	121,78 ÷ 1408,0
Gd^{153}	240,4 дней	97,4 (29,0 %) 103,2 (21,1 %)
Bi^{207}	32,9 лет	569,7 (97,8 %) 1063,6 (74,6 %)
Th^{228}	1,9116 лет	84,4 ÷ 2614,5
Am^{241}	432,6 лет	26,3 (2,4 %) 59,5 (35,8 %)
Am^{243}	7370 лет	43,5 (5,9 %) 74,7 (68,2 %)

Нейтронные источники [11]. *Период полураспада:* 2,65 года. ^{252}Cf (в виде оксида) запечатан в сварную капсулу из нержавеющей стали. *Источники быстрых нейтронов* (рис. 1.27).

Период полураспада: 18,11 лет. ^{244}Cm включен в керамическую матрицу, загерметизован аргоновой дугой в сварной капсуле из нержавеющей стали спаянной бериллиевым окном.

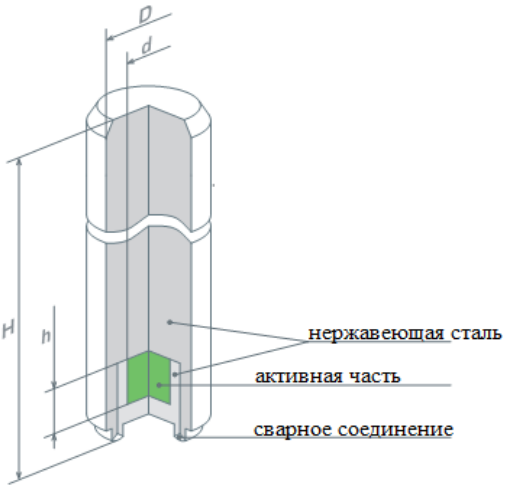


Рис. 1.27 Источник быстрых нейтронов^{244}Cm

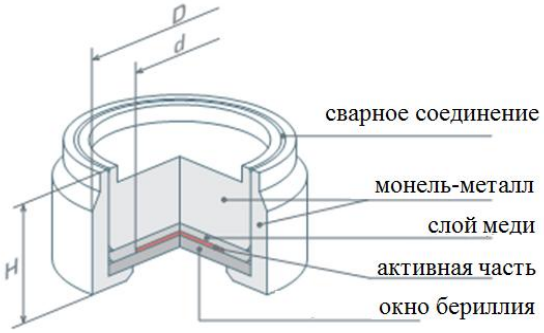


Рис. 1.28 Дисковый источник

Рентгеновские источники [11]. В качестве рентгеновских источников могут применяться следующие изотоп: ^{55}Fe, ^{109}Cd, ^{125}I, ^{57}Co, ^{133}Ba.

На рис. 1.28-1.29 источник ^{55}Fe нанесен на медную или бериливую подложку электрохимическим осаждением и запечатан лазерной сваркой монель-металлом. Капсула спаяна с бериллиевым окном.

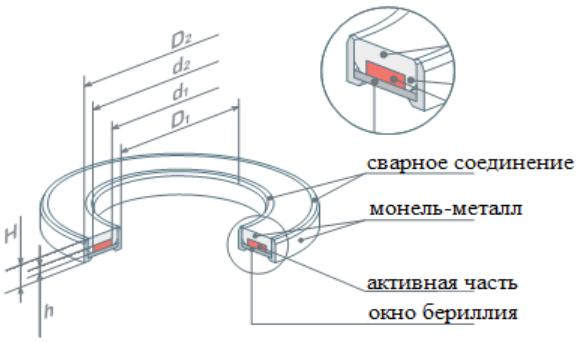


Рис.1.29. Кольцевой источник

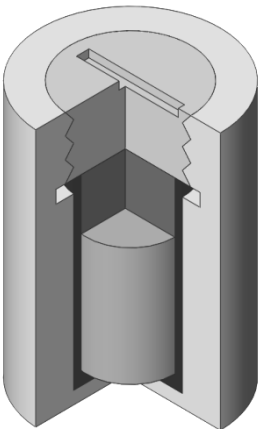


Рис. 1.30. Источники рентгеновского излучения с изотопами ^{90}Sr + ^{90}Y типа ИРИС-1 - ИРИС-3: 1 - подложка; 2 - аргонодуговая

Период полураспада: 2,741 года. ^{109}Cd включен в керамическую или графитовую матрицу, запечатан сваркой титановых сплавов или монель-металлом. Капсула спаяна с бериллиевым окном.

Период полураспада: 461.4 дней. Источники рентгеновского излучения, выпускаемые на ОАО «ИЗОТОП» с изотопами ^{90}Sr + ^{90}Y, ^{204}Tl и ^{147}Pm представляют собой герметичные ампулы (для источников с изотопами ^{90}Sr + ^{90}Y из нержавеющей стали марки Х18Н10Т ГОСТ 5632-61, а для источников с изотопами ^{204}Tl и ^{147}Pm из сплавов алюминия ГОСТ 4784-65), заполненные гомогенной смесью соответствующего радиоактивного препарата и материала мишени рис. 1.30.

Источники рентгеновского излучения с изотопом ^{55}Fe представляют собой подложки из меди ГОСТ 859-66 или ГОСТ 1019-47, на одну сторону которых нанесен и зафиксирован радиоактивный препарат. Общий вид и конструкция источников приведены на рис. 1.31.

Источники с изотопами ^{90}Sr + ^{90}Y могут эксплуатироваться в водно-воздушных средах в интервале температур от -60 до +150 ^{o}C.

Источники с изотопами ^{204}Tl, ^{147}Pm и ^{55}Fe могут эксплуатироваться в воздушных средах, загрязненных химическими веществами в пределах, соответствующих ПДК для воздуха производственных помещений, в интервале температур от -60 до +70 ^{o}C, при относительной влажности до 98 % при температуре 20 +5 ^{o}C.

Основные характеристики радиоизотопов приведены в таблице 6 Приложение А.

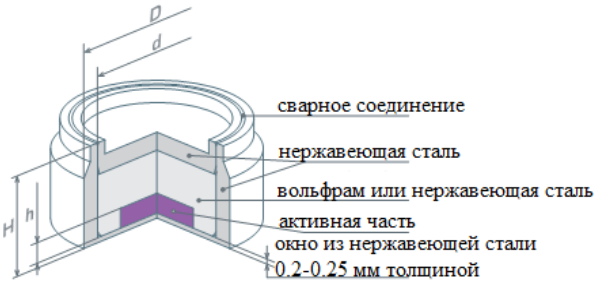


Рис. 1.31. Дисковый источник, окно из нержавеющей стали

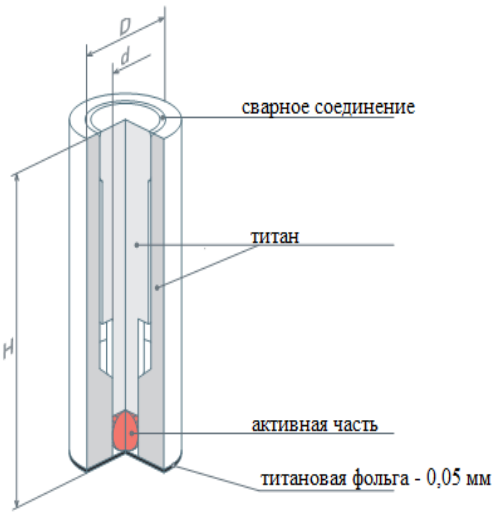


Рис. 1.32. Точечный источник ^{125}I

Рентгеновские источники гамма-излучения. ^{125}I включен в матрицу из угля или смолы в форме сферы диаметром 1 мм и запечатан сваркой в титановую капсулу с 50 мкм окном из титановой фольги. Капсула запечатана лазерной сваркой. *Период полураспада*: 59,407 дней.

^{133}Ва включен в керамическую матрицу и запаян в сварную капсулу из нержавеющей стали или монель-металла спаянных бериллиевым окном.

Период полураспада: 10,54 лет.

Мессбауэровские источники излучения. *Серийные источники.* Кобальт-57: активная часть сделана при помощи электроосаждения ^{57}Co высокой чистоты на тонкую (6 мм или менее, диаметром 4…8 мм) металлическую матрицу с последующим отжигом.

Используются стандартные матрицы родия и хрома. Активная часть помещена в титановый сплав с держателем. Лазерная сварка титанового сплава гарантирует экологическую безопасность от радиационного загрязнения.

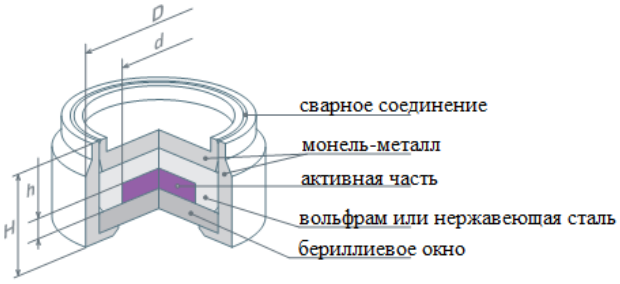


Рис. 1.33. Дисковый источник, бериллиевое окно

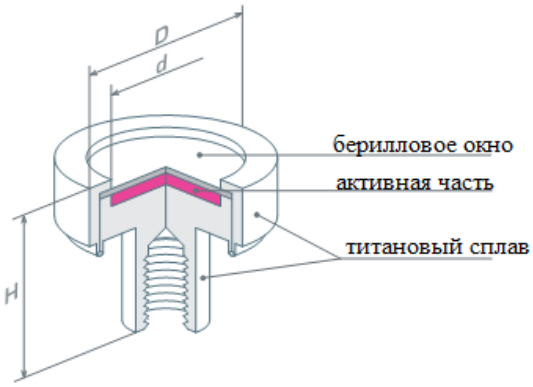


Рис. 1.34. Держатель первого типа

Период полураспада: 271,8 дней. Разновидность источников с бериллиевыми окнами показаны на рис. 1.33 – 1.37.

Мессбауэровские источники, выпускаемые ОАО «ИЗОТОП» γ-излучения с изотопом ^{57}Co применяются в исследованиях методом ядерной гамма-резонансной спектроскопии на ядрах ^{57}Fe.

Источники представляют собой подложки с внедренным путем диффузионного отжига изотопом Co^{57} (без носителя).

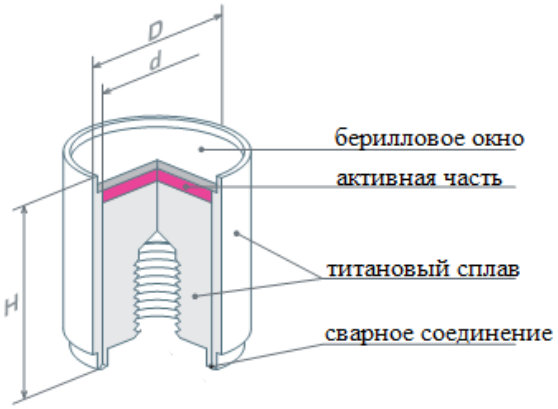


Рис. 1.35. Держатель типа 5,6

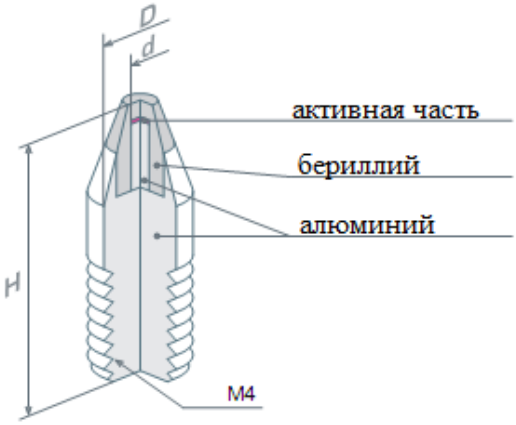


Рис. 1.36. Точечный источник

Материал подложки: а) немагнитная нержавеющая сталь; б) платина.

Размеры подложки: диаметр - 14±0,1 мм; толщина 0,025…0,50 мм. Размер активного пятна: 5±0,5 мм. Активность источников в пределах 1 - 10 мКюри. Радиоизотопные примеси: ^{58}Co < 2 %.

Мессбауэровские источники с изотопом ^{119m}Sn в форме $^{119m}SnO_2$ применяются при исследованиях, связанных с эффектом Мессбауэра (резонансное поглощение или резонансное рассеяние), и представляют собой круглые подложки из органического стекла, на которые методом осаждения нанесен активный слой.

Диаметр подложки 35 мм, диаметр активной части 32 мм. Источники закрываются защитной крышкой из оргстекла. Толщина крышки 0,2 мм.

Толщина активного слоя, определяемая расчетным путем при изготовлении, не превышает:

- для источников по рассеянию 40 мг/см^2;
- для источников по поглощению 5 мг/см^2.

Неравномерность распределения активности по поверхности источника не более ±15 % среднего значения.

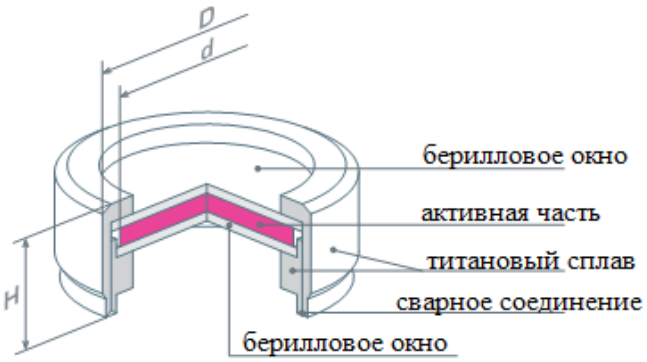


Рис. 1.37. Двусторонний источник

Внешний выход γ-излучения с энергией 0,024 МэВ в телесный угол 2π не менее: для источников по рассеянию $(5\pm1)\cdot10^7$ квант/с, для источников по поглощению $(2\pm0,5)\cdot10^7$ квант/с.

Внешний выход γ-излучения с энергией 0,050 МэВ не более 7 % внешнего выхода γ-излучения с энергией, лежащей .в области 0,024 МэВ.

Величины эффекта Мессбауэра: для источников по рассеянию не менее 58 %, для источников по поглощению не менее 36 %.

Источники могут эксплуатироваться в интервале температур от -40 до +30 °С, при относительной влажности до 95 %, температуре 30 °С и вибрационной тряске с ускорением 3 g в диапазоне частот 10 - 100 Гц.

ЛИТЕРАТУРА

1. Макарова, Ирина Сакибжановна. Радиационная безопасность : историко-теоретические основания и пути развития : автореферат дис. ... доктора биологических наук : 03.02.08 / Макарова Ирина Сакибжановна; [Место защиты: Владимир. гос. ун-т]. - Владимир, 2012. – 49 с.

2. Федеральный закон "Об использовании атомной энергии" от 21.11.1995 N 170-ФЗ от 03.03.2017 N 255 (ред. От 29.06.2018) (с изм. и доп., вступ. в силу с 01.01.2019). М.: 2017. – 17 с.

3. Федеральный закон «О Радиационной безопасности населения» от 09.01.96 N 3-ФЗ (ред. От 11.06.2021) (с изм. и доп., вступ. в силу с 01.07.2021). М. 2021. – 37 с.

4. Гигиенические требования к проектированию предприятий и установок атомной промышленности" (с изменениями и дополнениями) [Текст]: СанПиН 2.6.1.07-03: Постановление Главного государственного санитарного врача РФ N 6 от 04.02. 2003 г.: ввод. в действие 14.05.2003. с – М: 2003. – 27 с.

5. ГОСТ 12.1.005-88. Система стандартов безопасности труда. Общие санитарно-гигиенические требования к воздуху рабочей зоны [Текст]. – Введ. от 29.09.1988 N 3388. – М: Стандартинформ: Межгосударственный стандарт, 2008. – 39 с.

6. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Гигиенические нормативы: СанПин 2.6.1.2563-09 – М.: Федер. центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.

7.Федеральный закон "Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации" от 11.07.2011 N 190-ФЗ (ред. От 08.12.2020). М. 2020. – 42 с.

8. Козлов В. Ф. Справочник по радиационной безопасности. – М.: Изд-во Энергоатомиздат, 1991. – 352 с.

9. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010) Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10: Постановление Главного государственного санитарного врача РФ N 40 от 26.04.2010 г.: ввод. в действие 16 сентября 2013. – М.:

10. ГОСТ 26306-84. Источники бета-излучения радионуклидные закрытые. - С. 39. Источники бета-излучения радионуклидные закрытые. ГОСТ 26306084. 1985. – С. 39. www/complexdoc.ru.

11. Эталонные (образцовые) спектрометрические источники излучения [Электронный ресурс]. – Электрон. текстовые данные (123 Kbytes). – Р.: ЗАО «РИТВЕРЦ», 2013. – Режим доступа: http://www.ritverc.ru http://www.ritverc.com/products/list.php?ID=325 Saturday, 25 October 2021 12:25:02.

12. Источники $\alpha-, \beta-, \gamma-$ и нейтронного излучений. Каталог. – М.: Атомиздат, 1970. – С. 98.

13. Федеральный закон "Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации" от 11.07.2011 № 190-ФЗ (ред. От 08.12.2020). – М., 2020. – 42 с.

У ч е б н о е и з д а н и е

Черкашина Наталья Игоревна

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Учебное пособие

В авторской редакции

Изд. № 211/2021. Объем 12,25 п.л. Усл. печ. л. 11,39. Уч.-изд. л. 12,005.
РИИЦМ ФГАОУ ВО «Севастопольский государственный университет»