

550

С 32

Ю. В. Середин, В. В. Никольский

**ОСНОВЫ  
РАДИАЦИОННОЙ  
БЕЗОПАСНОСТИ  
ПРИ ПОИСКАХ  
И РАЗВЕДКЕ  
ПОЛЕЗНЫХ  
ИСКОПАЕМЫХ**

550	31046
С-32	Сергеев Ю В.
Основа радиацион- ной?	

Удостоверение должно быть возвращено  
в течение указанного здесь срока

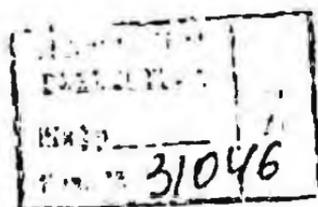
Гос. номер удостоверения выдан _____	
30/IX - 605	

77 2004

Ю. В. Середин, В. В. Никольский

550  
С 32

ОСНОВЫ  
РАДИАЦИОННОЙ  
БЕЗОПАСНОСТИ  
ПРИ ПОИСКАХ  
И РАЗВЕДКЕ  
ПОЛЕЗНЫХ  
ИСКОПАЕМЫХ



МОСКВА · НЕДРА · 1975

Середни Ю. В., Никольский В. В. Основы радиационной безопасности при поисках и разведке полезных ископаемых. М., «Недра», 1975. 144 с.

В книге приведены основные понятия и специальная терминология, принятые в литературе и законодательных документах по вопросам обеспечения радиационной безопасности. Сообщаются краткие сведения об основных ядерных методах поиска и разведки полезных ископаемых. Изложен ряд вопросов по физическим и биологическим основам защиты от ионизирующих излучений. Рассмотрены аспекты организации и проведения радиационного контроля. Даны практические рекомендации по обеспечению безопасных условий труда при хранении, транспортировке и использовании источников ионизирующих излучений в лабораторных и полевых условиях.

Книга рассчитана на инженерно-технический персонал геологической службы, проводящий работы с использованием ядерных методов при поисках и разведке полезных ископаемых, а также на работников охраны труда и техники безопасности.

Табл. 19, ил. 28, список лит. — 36 назв.

## ВВЕДЕНИЕ

В процессе проведения работ люди контактируют с орудиями труда — машинами, оборудованием, инструментом, а также обрабатываемыми материалами. При этом организм работающих подвергается воздействию различных факторов, возникающих в производственных условиях. С целью обеспечения нормальных гигиенических условий для безопасного и высокопроизводительного ведения любых работ в СССР осуществляется охрана труда, являющаяся важнейшей общегосударственной задачей.

Охрана труда подразделяется на три составные части:

- 1) трудовое законодательство;
- 2) санитарно-гигиеническое обеспечение (производственная санитария);
- 3) техническое обеспечение безопасного проведения работ (техника безопасности).

Трудовое законодательство СССР осуществляется на основе Конституции страны, Кодекса законов о труде (КЗОТ), Указов Президиума Верховного Совета СССР, постановлений Совета Министров СССР и ВЦСПС. Общетрудовое законодательство регулирует вопросы трудовых отношений всех трудящихся Советского Союза, которым Конституцией СССР гарантировано право на труд и на отдых. КЗОТ союзных республик регламентирует основные условия труда — прием на работу, перевод, увольнение работающих, рабочее время и время отдыха, порядок предоставления и продолжительность отпусков, общие требования к обеспечению безопасности при осуществлении трудовых процессов и др.

Специальное законодательство о труде регламентирует труд рабочих и служащих в особых условиях, присущих данной отрасли, профессии или виду проводимой работы.

Особое внимание в трудовом законодательстве СССР уделяется охране труда подростков и женщин. Например, на работы, связанные с использованием радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений, не допускаются лица моложе 18 лет. Для женщин до 30 лет, работающих с использованием ионизирующих излучений, установлена уменьшенная, строго регламентированная квартальная доза облучения. Женщины освобождаются от работ с применением радиоактивных веществ и других источников ионизирующих излучений на весь период беременности, а при работе с открытыми радиоактивными веществами — и на период кормления грудного ребенка.

Действующие в Советском Союзе утвержденные в установленном порядке нормы производственной санитарии и правила

безопасности, государственные стандарты и технические условия на оборудование и материалы имеют силу закона. К числу общесоюзных относятся «Нормы радиационной безопасности» (НРБ-69) и «Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений» (ОСП-72), которые являются обязательными для всех министерств и ведомств всех отраслей народного хозяйства при проведении работ с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений.

Производственная санитария обеспечивает совокупность профилактических мероприятий организационного, санитарно-гигиенического и лечебно-профилактического направлений, задачей которых является создание нормальных условий труда с целью недопущения профессиональных заболеваний и охраны здоровья трудящихся.

Техника безопасности — организационно-технические мероприятия, направленные на изучение и устранение опасных условий в производственном процессе, с целью ликвидации причин возникновения несчастных случаев на производстве и на создании безопасных условий труда.

Производственная санитария и техника безопасности развиваются и совершенствуются на основе результатов гигиенических исследований, достижений науки, техники, организации производства и совершенствования технологических процессов проведения работ.

Радиационная безопасность является самостоятельным разделом общей техники безопасности и производственной санитарии при проведении любых работ с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений. Эта область обеспечения безопасных условий труда имеет свою специфику, присущую именно ей, вне зависимости от того, в какой отрасли народного хозяйства используются ионизирующие излучения. Однако радиационная безопасность имеет и свои ярко выраженные особенности, обусловленные характером использования радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений, в зависимости от целей, задач и конкретных условий их применения.

К настоящему времени накоплен значительный опыт безопасного применения ядерных методов в геологической практике поисков и разведки полезных ископаемых. Обобщение этого опыта, а также достижений в области дозиметрии и защиты от ионизирующих излучений позволили разработать основы радиационной безопасности при поисках и разведке полезных ископаемых, изложенные в данной книге.

В практике поисков и разведки полезных ископаемых персонал геологической службы в ряде случаев подвергается воздействию ионизирующих излучений. Это может произойти во время проведения работ на местности с повышенным радиационным

фоном за счет излучений естественно радиоактивных веществ, имеющих практически в любых горных породах, а также при попадании внутрь организма радиоактивных эманаций и пыли.

В настоящее время при поисках и разведке полезных ископаемых широко используются разнообразные ядерные методы. При исследовании разрезов буровых скважин — это радиоактивный каротаж, проводимый с помощью ампулированных изотопных источников, в основном гамма- и нейтронного излучений, а также с помощью ускорительных источников нейтронов (скважинных генераторов нейтронов). В лабораторной практике исследуются образцы пород и руд как естественно радиоактивные, так и искусственно активированные.

С каждым годом расширяется номенклатура используемых для этих целей источников излучений. Повышение эффективности ядерных методов во многих случаях связано с увеличением активности применяемых изотопных источников излучений и мощности радиационных устройств. Возрастает число лиц, имеющих профессиональный контакт с ионизирующими излучениями. В этих условиях приобретают актуальность задачи обеспечения радиационной безопасности, от своевременного и правильного решения которых зависит здоровье не только самих работающих, но и их потомства.

К настоящему времени имеется значительное число монографий, пособий и других публикаций, посвященных вопросам создания безопасных условий труда при использовании ядерных методов в научных исследованиях, промышленности и других отраслях народного хозяйства. Однако сведения по обеспечению радиационной безопасности в условиях применения таких методов при поисках и разведке полезных ископаемых в этих изданиях отсутствуют. Некоторые специальные руководства по технологическому применению ядерных методов в геологической практике имеют разделы по отдельным вопросам техники безопасного использования таких методов, но, как правило, эти разделы содержат сведения общего характера. В связи с этим возникла необходимость в обобщенном изложении основ обеспечения радиационной безопасности применительно к конкретным условиям ведения радиационно опасных работ при поисках и разведке полезных ископаемых.

Новые всесоюзные санитарно-законодательные документы — НРБ-69 [1] и ОСП-72 [2], регламентирующие работы с источниками ионизирующих излучений и радиоактивными веществами, в значительной степени отличаются в трактовке ряда положений и норм от ранее действовавших аналогичных документов. Большинство же изданных к 1974 г. пособий по обеспечению радиационной безопасности написано на основе этих утративших юридическую силу документов. В данной книге с учетом требований НРБ-69 и ОСП-72 приводятся сведения по физическим и

биологическим основам защиты от ионизирующих излучений; изложены правила организации и необходимые методы проведения радиационного контроля; даны рекомендации по обеспечению безопасных условий труда при хранении, транспортировке и использовании источников ионизирующих излучений при каротажных и лабораторных работах.

Вопросы технологической сущности основных ядерных методов, имеющих практическое значение и используемых к 1974 г. при поисках и разведке полезных ископаемых, в книге затронуты лишь постольку, поскольку это необходимо для понимания дальнейшего изложения основного материала.

В НРБ-69 рекомендованы основные понятия и специальная терминология, конкретизирующие специфические вопросы нормирования доз облучения, расчетов защиты и т. д. Поскольку в тексте часто употребляются такие понятия и термины, они предпосланы изложению основного материала книги.

Специфика обеспечения радиационной безопасности требует четкого и точного оформления и ведения ряда документов, необходимых для получения источников излучения, а также регистрации сведений о наличии и перемещении источников, записи данных радиационного контроля и т. д. Формы этих документов приведены в приложениях, на которые в соответствующих разделах книги даются ссылки.

Наглядная информация о конструкциях наиболее часто применяемых в практике источников излучения, защитных контейнеров и устройств, а также принципиальные схемы некоторой аппаратуры и приспособлений приведены в иллюстрациях.

Авторы надеются, что приведенный в книге материал поможет практическим работникам, применяющим ядерные методы при поисках и разведке полезных ископаемых, правильно организовать безопасное ведение работ, а работникам, в обязанности которых входит проверка и контроль за соблюдением мер радиационной безопасности, — обеспечить квалифицированное проведение такого контроля.

## ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ И СПЕЦИАЛЬНАЯ ТЕРМИНОЛОГИЯ ПО ВОПРОСАМ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ\*

Ионизирующее излучение — любое излучение, взаимодействие которого со средой приводит к образованию электрических зарядов разных знаков. В дальнейшем термины «излучение» и «ионизирующее излучение» употребляются как взаимозаменяемые.

Гамма-излучение — электромагнитное излучение с дискретным спектром, возникающее при изменении энергетического состояния атомного ядра или при аннигиляции частиц.

Характеристическое излучение — фотонное излучение с дискретным спектром, возникающее при изменении энергетического состояния атома.

Тормозное излучение — фотонное излучение с непрерывным спектром, возникающее при изменении кинетической энергии заряженных частиц.

Корпускулярное излучение — ионизирующее излучение, состоящее из частиц.

Рентгеновское излучение — совокупность тормозного и характеристического излучений, диапазон энергии квантов которых составляет от 1 кэВ до 1 МэВ.

Источник излучения — вещество или установка, при использовании которых возникает ионизирующее излучение.

Закрытый источник — источник излучения, устройство которого исключает попадание радиоактивных веществ в окружающую среду при предвидимых условиях его эксплуатации и износа.

Открытый источник — источник излучения, при использовании которого возможно попадание радиоактивных веществ в окружающую среду.

Внешнее облучение — воздействие на организм ионизирующих излучений от внешних по отношению к нему источников излучения.

Внутреннее облучение — воздействие на организм ионизирующих излучений радиоактивных веществ, попавших внутрь организма.

Острое облучение — однократное, кратковременное лучевое воздействие.

Хроническое облучение — постоянное или преры-

\* Печатаются по НРБ-69, ОСП-72, рекомендациям СЭВ по радиационной безопасности, принятым Постоянной Комиссией по использованию атомной энергии в мирных целях и «Санитарным нормам проектирования промышленных предприятий» (СН 245-71).

вистое действие понизирующего излучения в течение длительного времени.

Биологическое действие излучения — совокупность процессов в живом организме, возникающих под действием излучения.

Соматическое последствие облучения — изменения в организме, вызванные облучением.

Лучевое поражение (повреждение) — патологические изменения тканей, органов и их функций, обусловленные лучевым воздействием.

Лучевая болезнь — заболевание, развивающееся вследствие поражающего действия понизирующего излучений.

Острая лучевая болезнь — лучевая болезнь, развивающаяся после острого облучения (для человека в дозах от 100 рад и более).

Естественный (природный) радиационный фон — понизирующее излучение, состоящее из космического излучения и излучения естественно распределенных природных радиоактивных веществ (на поверхности земли, в приземной атмосфере, в продуктах питания, воде, организме человека и др.).

Активность радиоактивного вещества — мера количества радиоактивного вещества, выраженная числом распадов атомных ядер в единицу времени.

Кюри — единица измерения активности (1 Ки =  $3,700 \cdot 10^{10}$  актов распада в секунду). Производные от кюри: милликюри, мКи (1 мКи =  $10^{-3}$  Ки); микрокюри, мкКи (1 мкКи =  $10^{-6}$  Ки); нанокюри, нКи (1 нКи =  $10^{-9}$  Ки); пикокюри, пКи (1 пКи =  $10^{-12}$  Ки); килокюри, кКи (1 кКи =  $10^3$  Ки); мегакюри, МККи (1 МККи =  $10^6$  Ки).

Толщина слоя половинного ослабления (слой половинного ослабления) — толщина слоя вещества, ослабляющего направленное косвенно ионизирующее излучение в два раза по переносу энергии, по плотности потока частиц и т. п.

Коэффициент ослабления ионизирующего излучения веществом (коэффициент ослабления) ( $\mu$ ) — отношение относительного изменения числа косвенно ионизирующих частиц  $\Delta N/N$ , падающих перпендикулярно на тонкий слой вещества и взаимодействующих с ним, к толщине  $\Delta l$  этого слоя \*, т. е.

$$\mu = \frac{\Delta N}{N \cdot \Delta l}$$

\* Термин «взаимодействие» относится к процессам, в которых изменяется энергия или направление распространения косвенно ионизирующих частиц. Если толщина слоя вещества выражается в единицах длины, массы или числа атомов или электронов на единицу площади, то коэффициент ослабления называется соответственно линейным, массовым, атомным или электронным.

Рассеяние излучения — процесс взаимодействия ионизирующего излучения с веществом, в результате которого изменяется направление распространения и (или) энергия частиц.

Широкий пучок — характеристика условий измерения, при которых измеряемая величина обусловлена как первичным, так и рассеянным излучением.

Узкий пучок — характеристика условий измерения, при которых влияние рассеянного излучения на измеряемую величину мало по сравнению с действием первичного излучения.

Поглощение излучения — явление, при котором ионизирующее излучение, проходя через вещество, отдает ему часть или всю свою энергию.

Поток частиц или фотонов ( $\Phi$ ) — отношение числа частиц или фотонов  $\Delta N$ , проникающих в объем элементарной сферы с площадью поперечного сечения  $\Delta S$ , к этой площади, т. е.

$$\Phi = \frac{\Delta N}{\Delta S}.$$

Плотность потока частиц или фотонов  $I$  — отношение потока частиц или фотонов  $\Delta \Phi$  за некоторый промежуток времени  $\Delta t$  к этому промежутку времени, т. е.

$$I = \frac{\Delta \Phi}{\Delta t}.$$

Поток энергии излучения ( $F$ ) — отношение энергии  $\Delta E$  частиц или фотонов, проникающих в объем элементарной сферы с площадью поперечного сечения  $\Delta S$ , к этой площади, т. е.

$$F = \frac{\Delta E}{\Delta S}.$$

Интенсивность излучения ( $J$ ) — отношение потока энергии излучения за некоторый промежуток времени  $\Delta t$  к этому промежутку времени, т. е.

$$J = \frac{\Delta F}{\Delta t}.$$

Линейная плотность ионизации ( $\rho$ ) — отношение числа пар ионов  $\Delta N$ , образованных заряженной частицей в среде на некотором пути  $\Delta l$ , к длине этого пути, т. е.

$$\rho = \frac{\Delta N}{\Delta l}.$$

Линейная передача энергии ЛПЭ ( $L$ ) — отношение средней энергии  $\Delta E$ , локально переданной среде движущейся частицей, к длине пути  $\Delta l$ , т. е.

щейся заряженной частицей с энергией  $E$  при перемещении ее на некоторое расстояние  $\Delta l$ , к этому расстоянию, т. е.

$$L = \frac{\Delta E}{\Delta l}$$

«Локально переданной» означает, что задано максимальное расстояние от траектории частицы или максимальная величина потерь энергии в элементарном акте взаимодействия.

Поглощенная доза излучения ( $D$ ) — отношение энергии  $\Delta E$  излучения, поглощенной в некотором элементарном объеме среды, к массе  $\Delta m$  этого объема, т. е.

$$D = \frac{\Delta E}{\Delta m}$$

Рад — единица поглощенной дозы любого ионизирующего излучения; 1 рад = 100 эрг/г.

Мощность дозы ( $P$ ) — отношение дозы излучения  $\Delta D$  за промежуток времени  $\Delta t$  к этому промежутку времени, т. е.

$$P = \frac{\Delta D}{\Delta t}$$

Эквивалентная доза смешанного ионизирующего излучения ( $D_{\text{экв}}$ ) — величина, введенная для оценки радиационной опасности хронического облучения излучением произвольного состава и определяемая суммой произведенных поглощенных доз  $D$  отдельных видов излучения на соответствующие значения коэффициентов качества  $KK_i$  этих видов излучения и коэффициентов распределения  $KP_i$ , т. е.

$$D_{\text{экв}} = \sum_i D_i \cdot KK_i \cdot KP_i$$

Бэр — единица эквивалентной дозы.

Коэффициент качества ( $KK_i$ ) — величина, определяющая зависимость биологического эффекта хронического облучения организма данным видом ионизирующего излучения от ЛПЭ этого вида излучения.

Коэффициент распределения дозы ( $KP_i$ ) — коэффициент, учитывающий влияние неоднородности распределения радиоактивных изотопов на их канцерогенную эффективность по отношению к  $Ra^{226}$ .

Экспозиционная доза рентгеновского и гамма-излучения — количественная характеристика рентгеновского и гамма-излучения, основанная на их ионизирующем действии и выраженная суммарным электрическим зарядом ионов одного знака, образованных в единице объема воздуха в условиях электронного равновесия.

Рентген — единица экспозиционной дозы. 1 рентген (Р) — экспозиционная доза, при которой сопряженная корпускулярная эмиссия в 0,001293 г воздуха производит в воздухе ионы, несущие

заряд в одну электростатическую единицу количества электричества каждого знака. Число 0,001293 представляет собой выраженное в граммах значение массы одного кубического сантиметра атмосферного воздуха при температуре 0° С и давлении 760 мм рт. ст.

Миллиграмм-эквивалент радия — гамма-эквивалент радиоактивного препарата, гамма-излучение которого при данной фильтрации и при тождественных условиях измерения создает такую же мощность дозы в воздухе, что и гамма-излучение одного миллиграмма радия Государственного эталона радия СССР при использовании платинового фильтра толщиной 0,5 мм; обозначается мг-экв. радия.

Точечный источник, содержащий 1 мг радия, находящегося в равновесии с продуктами распада, после начальной фильтрации через платиновый фильтр толщиной 0,5 мм создаст на расстоянии 1 см в воздухе мощность дозы 8,4 Р/ч.

Соматическая доза — доза излучения, рассматриваемая по отношению к соматическим последствиям.

Генетически значимая доза — среднее значение индивидуальных гонадных доз, каждая из которых взвешена по ожидаемому числу детей, зачатых после облучения. Генетическая доза для населения определяется как годовая генетически значимая доза, умноженная на средний репродуктивный возраст, который принимается равным 30 годам.

Генетическая доза — доза излучения, которая, если бы она была получена каждым индивидуумом с момента его зачатия до среднего репродуктивного возраста, привела бы к тем же генетическим последствиям для населения в целом, к каким приводят действительные дозы облучения, получаемые индивидуумами.

Предел дозы — допустимый среднегодовой уровень облучения отдельных лиц из населения, контролируемый по усредненным дозам внешнего излучения, радиоактивным выбросам и радиоактивной загрязненности объектов внешней среды.

Предельно допустимая доза (ПДД) — годовой уровень облучения персонала, не вызывающий при равномерном накоплении дозы в течение 50 лет обнаруживаемых современными методами неблагоприятных изменений в состоянии здоровья самого облучаемого и его потомства.

Контролируемая зона — помещения или территория предприятия, организации, лаборатории, хранилища, где возможно получение свыше 0,3 дозы, допустимой для персонала (категория А). В контролируемой зоне проводится обязательный индивидуальный дозиметрический контроль.

Санитарно-защитная зона — территория вокруг предприятия, на которой запрещается размещение жилых зданий, детских учреждений, а также промышленных и подсобных сооружений, не относящихся к предприятию, для которого ус-

тановлена санитарно-защитная зона. В санитарно-защитной зоне должен проводиться контроль за радиационной обстановкой.

Наблюдаемая зона — территория, где дозы облучения проживающего населения могут превысить установленные для него пределы дозы. В наблюдаемой зоне проводится контроль за радиационной обстановкой.

Размеры санитарно-защитной и наблюдаемой зон устанавливаются Главным санитарно-эпидемиологическим управлением Министерства здравоохранения СССР, а использование земель этих зон для сельскохозяйственных целей производится по согласованию с Министерством сельского хозяйства СССР.

Персонал (профессиональные работники) — лица, которые непосредственно работают с источниками ионизирующих излучений или по роду своей работы могут подвергнуться облучению.

Отдельные лица из населения — контингент населения, проживающего на территории наблюдаемой зоны.

Защитные средства — технические средства индивидуальной и коллективной защиты персонала от действия ионизирующих излучений и радиоактивных веществ.

Постоянным рабочим местом считается место, на котором работающий находится большую часть (более 50% или более 2 ч непрерывно) своего рабочего времени. Если при этом обслуживание процессов производства осуществляется в различных пунктах рабочей зоны, то постоянным рабочим местом считается вся рабочая зона.

Рабочей зоной следует считать пространство высотой до 2 м над уровнем пола или площадки, на которой находятся места постоянного или временного пребывания работающих.

## 1. ОСНОВНЫЕ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ПОИСКА И РАЗВЕДКИ ПОЛЕЗНЫХ ИСКОПАЕМЫХ

### § 1. Методы радиометрии скважин

Среди геофизических методов исследований разрезов буровых скважин на нефтяных, газовых и рудных месторождениях оказались эффективными и получили в последнее время широкое распространение ядерно-физические, или, как их часто называют, радиометрические методы. Эти методы основаны на исследовании естественных и искусственно вызванных радиоактивных свойств горных пород или особенностей распространения в них гамма- и нейтронного (в основном) излучений. Существенным преимуществом ядерных методов получения бескерновой информации о разрезах буровых скважин по сравнению с другими методами является возможность их применения как в незакрепленных обсадными трубами, так и в обсаженных скважинах, пустых или заполненных той или иной жидкостью. Радиометрические исследования в обсаженных скважинах дают возможность получить сведения о временных изменениях горных пород.

Весьма важными являются исследования, проводимые в нефтяных и газовых скважинах. Их результаты позволяют изучать и контролировать взаимодействие водно-нефтяного и газо-водяного контактов при разработке и эксплуатации месторождений нефти и газа. Ядерные методы позволяют оценивать проницаемость горных пород, определяемую по результатам изменения скорости замещения фильтрата бурового раствора, проникшего в пласты, пластовой жидкостью.

В нефтегазовой отрасли промышленности ядерные методы стоят практически на одном уровне с электрическими методами исследований скважин. Ядерные методы являются составной частью стандартного комплекса промыслово-геофизических методов. В рудной и угольной промышленности применение ядерных методов исследований является часто единственным способом получения бескерновой геологической документации разрезов буровых скважин.

Не затрагивая глубоко технологическую сущность ядерных методов (она подробно изложена в специальных руководствах) [3, 4], кратко перечислим области их применения.

Метод исследования естественной радиоактивности горных пород, или гамма-метод (ГМ) \*, основан на аппаратурном опре-

\* Здесь и далее приняты сокращенные обозначения методов [3, 4].

делении активности присутствующих в породах естественных радиоактивных элементов, главным образом урана и тория продуктами распада, а также калия-40. Измерения в этом случае проводятся с помощью радиометра, помещаемого в скважину, и регистрирующей аппаратуры, находящейся на поверхности.

Результаты ГМ в первую очередь используются для выделения естественно радиоактивных полезных ископаемых, таких как руды урана, тория, калийные соли. Гамма-метод является основным методом, который дает возможность выделения в разрезе рудных пластов, по его данным оценивается количественное содержание в рудах радиоактивных элементов и подсчитываются запасы радиоактивных руд. С помощью ГМ оценивается содержание калия в калийных рудах. Данные ГМ используются для выделения скоплений фосфоритов, марганца, свинца и ряда других редких и цветных металлов, обусловленных повышенным содержанием естественных радиоактивных элементов урана и тория.

В скважинах нефтяных, газовых, угольных месторождений, а также месторождений в осадочных отложениях по данным ГМ определяют степень глинистости пород и наличие низкоактивных пород гидрохимического происхождения. Данные ГМ могут быть использованы для выяснения многих процессов формирования осадочных пород.

Метод меченых атомов отличается от ГМ тем, что в его основе лежит измерение искусственной активности горных пород, которая создается в них за счет закачиваемой жидкости с определенной концентрацией известных радиоактивных изотопов. Радиоактивный раствор может быть введен в горные породы способом разовой закачки или при помощи бурения скважины на таком буровом растворе. Измерение искусственной радиоактивности производится так же, как и при ГМ, с помощью аналогичной аппаратуры. Перед измерениями скважина должна быть тщательно промыта. При измерениях регистрируется интенсивность гамма-излучения радиоактивных изотопов, сорбированных горными породами из раствора и вошедших в поровые пространства пород.

Метод меченых атомов используется главным образом для контроля за техническим состоянием скважин. С его помощью определяются места повреждения обсадной колонны, зоны циркуляции раствора в бурящихся скважинах, высота подъема цемента, контролируются глубины перфорации обсадных колонн, гидравлические разрывы пласта. Метод меченых атомов применяется также и для решения некоторых чисто геологических задач.

Метод рассеянного гамма-излучения, или гамма-гамма-метод (ГГМ), основан на измерении интенсивности рассеянного породами в изучаемом разрезе скважины гамма-излучения от источника, помещенного в скважину. Измерения проводятся с помо-

щью радиометра со счетчиком для индикации отраженного излучения, находящегося вместе с источником в скважинном приборе, который перемещается в скважине. От прямого гамма-излучения счетчик защищен экраном. Регистрирующая аппаратура, как и в случае ГМ, располагается на поверхности.

ГГМ применяется в нефтяных и газовых скважинах для уточнения литологии горных пород и оценки коэффициента их пористости, решения технических задач при изучении состояния скважины, основанных на эффекте изменения плотности элементов конструкции обсаженных скважин.

Методы регистрации плотности нейтронов тепловой ( $НМ_T$ ) и надтепловой ( $НМ_{нт}$ ) энергий, а также нейтронный гамма-метод (НГМ) составляют отдельный комплекс нейтронных методов, с помощью которых исследуют пространственное распределение поля нейтронов в разных стадиях ( $НМ_{нт}$  — при окончании замедления быстрых нейтронов;  $НМ_T$  — при термализации и диффузии тепловых нейтронов; НГМ — при захвате тепловых нейтронов). Измерительная установка состоит из изотопного нейтронного источника и расположенного за ним в зондовом устройстве (после соответствующего фильтра) скважинного прибора — индикатора. В зависимости от метода — это индикатор плотности тепловых (при  $НМ_T$ ) или индикатор надтепловых ( $НМ_{нт}$ ) нейтронов. При НГМ устанавливается индикатор захватного гамма-излучения.

Перечисленные нейтронные методы используются для получения данных о литологическом расчленении горных пород по изменению содержания в них водорода, для расчленения коллекторов по степени газонасыщенности и для количественного определения коэффициента пористости пород.

Методы  $НМ_T$  и  $НМ_{нт}$  имеют более высокую чувствительность, чем НГМ, к изменению содержания водорода в горных породах.  $НМ_{нт}$  перед другими нейтронными методами имеет то преимущество, что на его показания почти не влияет изменение минерализации пластовых вод и бурового раствора. Данные  $НМ_T$  позволяют выделять в разрезах скважин скопления таких элементов, как литий, бор, марганец и др. В нефтяных скважинах метод используется для отбивки водо-нефтяного контакта в горных породах-коллекторах, насыщенных сильно минерализованными пластовыми водами.

Наиболее важным достоинством НГМ при исследовании нефтяных и газовых скважин — это возможность разделения коллекторов по их водо-нефте-газонасыщенности. Уже сейчас данные спектроскопии гамма-излучения радиационного захвата нейтронов при НГМ позволяют выявлять в разрезах скважин железные, хромовые, никелевые, титаномагнетитовые руды, бурые угли, медистые песчаники, а также давать количественную оценку содержания меди в медистых песчаниках никеля, титана в россыпях, хрома и железа в породах.

Импульсные нейтронные методы различаются в зависимости от того, посредством каких элементарных частиц и при каких временных задержках исследуются импульсные нейтронные поля.

При регистрации плотности тепловых нейтронов используется импульсный нейтрон-нейтронный метод (ИННМ), при измерении интенсивности гамма-излучения радиационного захвата — импульсный нейтронный гамма-метод (ИНГМ), при измерении интенсивности гамма-излучения, возникающего за счет неупругого рассеяния нейтронов — импульсный метод гамма-излучения неупругого рассеяния (ИМГНР). Наибольшее практическое применение из всех импульсных нейтронных методов имеет ИННМ, для которого в СССР выпускается скважинная и измерительная аппаратура.

Импульсные нейтронные методы расширяют возможности исследования разрезов буровых скважин. Они позволяют (особенно ИННМ) расчленивать горные породы, пересекаемые скважиной, по коэффициенту диффузии и времени жизни нейтронов.

Метод наведенной активности основан на облучении горных пород нейтронным потоком с последующим измерением уровня искусственной (наведенной) радиоактивности. Обычно измеряют интенсивность гамма-излучения наведенной активности.

По сравнению с НГМ и НМ, метод наведенной активности более чувствителен к водо-нефтеносности коллекторов. В скважинах рудных месторождений этот метод применяется для выделения и (иногда) количественного определения содержания бокситов, марганца, меди, флюоритов.

Гамма-нейтронный метод (фотонейтронный анализ) заключается в том, что при облучении пород жестким гамма-излучением образуются нейтроны. Такое образование нейтронов для большинства элементов возможно при значительной величине энергии гамма-излучения (порядка 8—16 МэВ). Практически фотонейтронный анализ в скважинах может быть применен только для определения наличия бериллия и дейтерия, так как энергия связи нейтронов у этих элементов соответственно равна 1,63 и 2,23 МэВ, а энергия используемых для активации изотопных источников гамма-излучения не превышает 3 МэВ. При разработке скважинных источников гамма-излучения больших энергий область применения метода значительно расширится.

Рентгено-радиометрический метод основан на измерении характеристического излучения, возникающего в породах при облучении их гамма-квантами малых энергий. Для этих целей используется скважинный прибор с изотопом тулия-170. Метод опробован на месторождениях полиметаллических руд и пока широкого распространения не получил.

Ядерно-магнитный метод заключается в измерениях эффекта взаимодействия ядер элементов пород с создаваемым искусственным путем в скважине магнитным полем. Этот метод нахо-

дится в стадии теоретических разработок и лабораторных исследований.

В табл. 1 приведены сведения о ядерно-физических полевых методах, применяемых при поисках и разведке полезных ископаемых, в основном при исследовании разрезов буровых скважин [3, 4].

## § 2. Лабораторные радиометрические методы

Лабораторные радиометрические (ядерно-физические) методы по своей сути во многом схожи с теми методами, которые приведены выше. Они также основаны на прямом измерении естественной радиоактивности геологических проб и образцов или на исследовании искусственно вызванных в них радиоактивных свойств, или, наконец, на исследовании распространения в образцах горных пород и руд ионизирующих излучений. В табл. 2 перечислены основные лабораторные ядерно-физические методы исследований, подробно рассмотренные в работе Е. М. Филиппова [4].

## § 3. Источники излучений и аппаратура

Для эталонирования радиометрической аппаратуры, применяемой для ядерно-физических исследований разрезов буровых скважин, промышленностью выпускались, например, радиевые эталоны следующей активности 0,096; 0,1; 0,96; 1,0 мг радия, соответственно № 5, 1, 6 и 10 [3].

В настоящее время в качестве образцовых мер и для эталонирования радиометрической аппаратуры в зависимости от ее назначения используются источники, поставляемые Всесоюзным объединением «Изотоп» (см. прилож. 1).

Для ГГМ и метода меченых атомов применяются искусственные источники гамма-излучения. Эти источники различаются по целому ряду характеристик и энергетических параметров. Условно все характеристики и параметры источников делят на технические, влияющие на создание и пространственное распределение поля гамма-излучения в породах, пересекаемых скважиной, и эксплуатационные, которые способствуют или затрудняют получение информации о разрезе скважины.

С точки зрения радиационной безопасности, основными параметрами источников гамма-излучений, используемых для ГГМ, являются их активность, энергия гамма-излучения, наличие сопутствующих излучений и герметичность ампулы, в которую помещен радиоактивный изотоп источника. Для метода меченых атомов применяются радиоактивные вещества с малым периодом полураспада (короткоживущие  $\gamma$ -излучатели). Это необходимо для обеспечения радиационной безопасности и скорейшего

Основные ядерно-физические полевые методы исследований при поисках  
и разведке полезных ископаемых

Метод	Основа метода	Источники излучения	Регистрируемое излучение
Радиометрические методы измерения естественной радиоактивности	Основаны на измерении радиоактивности естественных радиоактивных элементов, находящихся в поверхностных слоях земной коры	Естественные радиоактивные элементы	$\alpha$ ; $\beta$ ; $\gamma$
эманационный метод (ЭМ) (эманационная съемка) (ЭС)	Регистрация излучения эманаций естественных радиоэлементов в почвенном воздухе	Эманации естественных радиоэлементов	$\alpha$
метод измерения космической радиации	Регистрация космических $\mu$ -мезонов с целью оценки толщ пород	Космическое излучение	$\mu$ -мезоны
гамма-метод* (ГМ)	Измерение естественной радиоактивности по гамма-излучению радиоэлементов в разрезе скважины	Естественные радиоэлементы	
бета-гамма-кюртаж (БГК)	То же, по бета-гамма-излучению	То же	$\beta + \gamma$
гамма-метод рассеянного излучения (ГМ <sub>р</sub> )	Измерение рассеянного горными породами естественного гамма-излучения радиоэлементов, находящихся в породах, пересекаемых скважиной		$\gamma$
нейтронный метод (НМ)	Измерение вариаций потоков нейтронов земного происхождения		$n$
Метод меченых атомов (МА)	Измерение излучений изотопов, сорбированных горными породами из растворов, закачиваемых в скважину	Искусственные радиоактивные изотопы	$\alpha$ ; $\beta$ ; $\gamma$ (в основном)
Метод рассеянного гамма-излучения (гамма-гамма-метод) (ГГМ) и его селективные модификации	Измерение интенсивности рассеянного гамма-излучения искусственного источника, помещенного в скважину	Искусственные гамма-излучатели	$\gamma$
Методы регистрации плотности потока нейтронов (нейтронные методы) тепловой (НМ <sub>т</sub> ) и надтепловой (НМ <sub>нт</sub> ) энергией и резонансных нейтронов (НМ <sub>р</sub> ), нейтронный гамма-метод (НГМ) и его модификации	Исследование пространственного распределения поля нейтронов в породах, созданного искусственным изотопным источником	Искусственные изотопные нейтронные источники Po-Be и др. с выходом (до $3 \cdot 10^6$ н/с)	$n$ тепловые, надтепловые, резонансные, $\gamma$ -захватное
нейтронно-активационный метод	Элементный анализ по наведенной активности	Искусственные изотопные источники (до $10^7$ н/с)	$\gamma$
гамма-нейтронный метод (ГНМ)	Элементный анализ по реакции ( $\gamma, n$ )	Искусственный изотопный источник (например, до 100 мКи)	$n$ тепловые
Импульсные нейтронные методы (ИНМ)	Исследование импульсных нейтронных полей, создаваемых в исследуемых породах искусственными источниками импульсного нейтронного излучения	Скважинные генераторы нейтронов	$n$ разных энергий, $\gamma$ -захватное
импульсный нейтрон-нейтронный метод (ИННМ)	Измерение плотности потоков тепловых нейтронов	То же	$n$ тепловые
импульсный нейтронный гамма-метод (ИНГМ)	Измерение интенсивности захватного гамма-излучения	> >	$\gamma$ -захватное
импульсный нейтронный гамма-метод измерения неупругого рассеяния гамма-квантов (ИНГМ)	Измерение гамма-квантов, возникающих при неупругом рассеянии нейтронов	> >	$\gamma$
импульсный метод наведенной активности (ИМНА)	Элементный анализ по наведенной активности	> >	$\gamma$

\* При исследовании разрезов скважин в определении метода слово «метод» часто заменяется словом «кюртаж». Например, гамма-гамма-метод — гамма-гамма-кюртаж (ГГК).

Основные лабораторные ядерно-физические методы исследований

Таблица 2

Метод	Основа метода	Источник излучения	Регистрируемое излучение
Радиометрические методы измерения естественной радиоактивности альфа-метод (АМ) бета-метод (БМ) гамма-метод (ГМ) комбинированный метод (например, бета-гамма-метод — БГМ) эманационный метод	Измерение естественной радиоактивности элементов, содержащихся в геологических пробах То же > > > > > >	Естественные радиоактивные изотопы То же > > > > > >	$\alpha$ ; $\beta$ ; $\gamma$ $\alpha$ $\beta$ $\gamma$ $\beta + \gamma$
радиографический метод	Измерение активности эманаций радиоэлементов геологических проб	Эманации естественных радиоэлементов	$\alpha$ ; $\beta$ ; $\gamma$
Радиоизотопные селективные методы	Изучение распределения естественных радиоэлементов на поверхности исследуемых шлифов Изучение процессов рассеяния и поглощения ионизирующих излучений искусственных изотопных источников в пробах пород	Естественные радиоэлементы Искусственные радиоактивные источники	$\alpha$ ; $\beta$ ; $\gamma$ $\beta$ ; $\gamma$
бета-бета-метод (ББМ)	То же	бета-источник (0,1—50 мКи) (например, $Tl^{204}$ ) бета-источник ( $Sr^{90}$ )	$\beta$ $\beta$
бета-метод поглощения (БМ)	Регистрация возникающего тормозного излучения	Например, $Tl^{204}$ (0,1 Ки)	$\gamma$
бета-гамма-метод (БГМ)	Изучение проб пород с помощью явления фотоэффекта	$Hg^{203}$ , $Se^{75}$ , $Ba^{133}$ и др. (1—2 мг-экв. радия)	$\beta$
гамма-бета-метод (ГБМ)	Изучение геологических проб с помощью резонансной флуоресценции $\gamma$ -лучей	Искусственные источники гамма-излучения (Мессбауэровские источники)	$\gamma$
гамма-метод и гамма-гамма-метод резонансного поглощения (ГМ <sub>ра</sub> ) и (ГГМ <sub>ра</sub> ) Рентгено - радиометрические методы (РРМ)	Измерение резонансного поглощения Исследование геологических проб по измерению характеристического излучения	Искусственные источники излучений малых энергий $Tl^{170}$ , рентгеновские трубки и др. Искусственные источники гамма-излучения $Se^{75}$ , $Tl^{170}$ (до 1,2 Ки) $Ba^{133}$ 3-5 мг-экв. радия, рентгеноустановка $Cs^{137}$ (0,1 мг- экв. радия) $Co^{60}$ $Cs^{137}$ , $Tl^{170}$	Характеристическое излучение $\gamma$ $\gamma$
Селективный $\gamma$ -гамма метод (ГГМ)	Определение тяжелых элементов во вмещающих породах по фотопоглощению комптоновского рассеяния гамма-лучей	Искусственные источники нейтронные источники $n$ -источники (с выходом $10^6$ н/с)	$n$ разные энергий $n$ тепловые
Плотностные гамма-методы (плотностной — ГГМ <sub>пл</sub> ) и (просвечивания) — (ГМ <sub>п</sub> ) Нейтрон-нейтронные методы	Определение плотности геологических проб по комптоновскому рассеянию	$n$ -источники (с выходом до $2 \cdot 10^6$ н/с) $n$ -источники (с выходом до $10^7$ н/с)	$n$ быстрые $n$ резонансные
тепловой (ННМ <sub>т</sub> )	Измерение плотностей потоков нейтронов нейтронного поля в исследуемых образцах	Искусственные источники нейтронов (до $3 \cdot 10^5$ н/с) $n$ -источники (до $10^5$ н/с)	$p$ $\alpha$
быстрый (ННМ <sub>б</sub> )	Определение потока тепловых нейтронов в элементах с высокими поглощающими свойствами	Ядерный реактор	Осколки деления $\gamma$
резонансный (ННМ <sub>р</sub> )	Определение влажности по потокам быстрых нейтронов в пробе	Искусственные изотопные $n$ -источники $Pu + Be$ ( $1 \cdot 10^6$ н/с), генератор нейтронов ( $1 \cdot 10^{10}$ н/с) $Po + Be$ ; $Po + B$ ( $10^6$ н/с)	$\gamma$ $\gamma$
Нейтрон-протонные методы (ННМ)	Определение элементов в пробах по измерению потоков резонансных нейтронов		
альфа-метод (НАМ)	Регистрация протонов отдачи с целью определения содержания воды в пробах		
осколочный метод (НОМ)	Определение в пробах $Be$ и $Li$ по регистрации потоков альфа-частиц		
Нейтронные $\gamma$ -методы (НГМ)	Определение $U$ и $Th$ по осколкам деления Элементный анализ		
неупругого рассеяния быстрых нейтронов радиационного захвата медленных нейтронов	По гамма-излучению неупругого рассеяния нейтронов По мгновенному гамма-излучению		

Продолжение табл. 2

Метод	Основа метода	Источник излучения	Регистрируемое излучение
Гамма-нейтронный метод (ГНМ) Нейтронно-активационный анализ (НА)	Элементный анализ по выходу нейтронов Элементный анализ по наведенной активности	Ускорители (бетатрон, микротрон) Изотопные $n$ -источники ( $10^7$ n/c); нейтронов генераторы ( $10^9$ n/c); нейтронные размножители, ядерный реактор	$n$ $\gamma$
на запаздывающих нейтронах (НА <sub>н</sub> ) Гамма-активационные анализы (ГА)	Регистрация нейтронов, испускаемых при распаде активированных ядер Регистрация гамма-квантов резонансного неупругого рассеяния, регистрация частиц, возникающих в результате реакций ( $\gamma, n$ ); ( $\gamma, p$ ); ( $\gamma, \alpha, n$ ) и т. п. Изучение рассеяния ионов от поверхностных образцов, регистрация вторичных частиц и гамма-квантов	Гамма-источники Со <sup>60</sup> , ускорители заряженных частиц	$n$ $\gamma, n; \alpha, p$
Ускорительные и радионуклонные методы на тяжелых частицах альфа-альфа-метод (ААМ)	Изучение рассеяния ионов от поверхности образцов, регистрация вторичных частиц и гамма-квантов Облучение альфа-частицами и регистрация отраженных альфа-частиц Элементный анализ	Ускорители заряженных частиц, изотопные источники Ст <sup>242</sup> , Р <sup>226</sup> Ст <sup>244</sup> ; ускорители Р <sup>226</sup> , ускорители	$\alpha$ $n$
альфа-нейтронный метод (АНМ) альфа-гамма-метод (АГМ) Импульсные нейтронные методы (ИНМ)	То же Изучение пространственно временно распределения потоков нейтронов в образце	Ускорители Р <sup>226</sup> Генераторы нейтронов	$\gamma$
нейтронный (ИННМ) гамма-метод (ИНГМ)	Элементный анализ	То же	$n$ тепловые $\gamma$

Таблица 3

Искусственные изотопные источники  $\gamma$ -излучения, наиболее часто используемые при ядерно-геофизических исследованиях разрезов буровых скважин

Радиоактивный изотоп источника	Период полураспада	Энергия гамма-излучения, МэВ	Гамма-активность 1 мКи, мГ-экв. рад/ч	Материал ампулы	Область применения
$\text{Co}^{60}$	5,25 года	1,33 1,17	1,57	Нержавеющая сталь X18H10T	ГГМ
$\text{Cs}^{137}$	30 лет	0,662	0,42	То же	ГГМ в селективной модификации
$\text{Hg}^{203}$	46,9 дня	0,279	0,17	Алюминий	То же
$\text{Sb}^{124}$	53,7 дня	0,60	1,18	То же	Фотонейтронный анализ на бериллий
$\text{Fe}^{59}$	45 дней	1,29 1,10	0,74	Применяется в открытом виде	Метод меченых атомов
$\text{Zn}^{65}$	245 дней	1,12	0,34	То же	То же

восстановления естественного гамма-фона в скважине. В табл. 3 и на рис. 1 и 2 приведены наиболее часто используемые в практике ядерно-физических исследований скважин источники гамма-излучения.

Реже применяются такие источники гамма-излучения, как  $\text{Sn}^{113}$ ,  $\text{Se}^{75}$ ,  $\text{Te}^{123}$  и др.

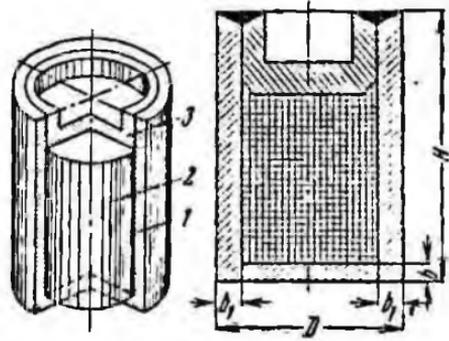
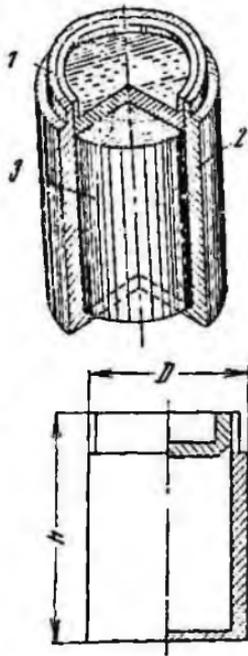


Рис. 1. Конструкция источников гамма-излучения с изотопом  $\text{Co}^{60}$

1 — сварной шов, 2 — корпус ампулы, 3 — изотоп  $\text{Co}^{60}$ . Размеры (мм):  $H=6\pm 0,2$ ;  $D=6,5\pm 0,6$  или  $11,5\pm 0,5$

Рис. 2. Конструкции источников  $\gamma$ -излучения с изотопом  $\text{Cs}^{137}$

1 — ампула из нержавеющей стали марки X18H10T, 2 — изотоп  $\text{Cs}^{137}$ , 3 — крышка. Размеры (мм):  $H=10\pm 1,0$ ;  $D=6\pm 0,2$ ;  $b_1=1,6\pm 0,3$ ;  $b_2=0,5\pm 0,2$

Основные характеристики некоторых искусственных изотопных нейтронных источников

Источник	Энергия нейтронов, МэВ	Выход нейтронов, н/с	Период полураспада $\alpha$ -излучателя	Материал вилулы
Pv + V	До 11	До $5 \cdot 10^7$	24360 лет	Нержавеющая сталь X18H10T
Po + Be	До 11	До $4 \cdot 10^8$	138,3 дня	То же
Po + V	До 5	До $10^7$	138,3 »	Латунь хромированная

Изотопные источники гамма-излучения способны испускать гамма-кванты, энергия которых не превышает 3МэВ. Поэтому такие источники могут использоваться только для решения сравнительно небольшого ряда задач исследования разрезов скважин.

Для получения гамма-излучения более высоких энергий (особенно при лабораторных исследованиях) могут быть применены источники, изготовленные на основе ускорителей заряженных частиц: электронов или протонов.

Ускорители электронов дают возможность получать тормозное гамма-излучение со сплошным спектром, максимальная энергия которого близка к энергии электронов. На ускорителях протонов возможно получение монохроматических гамма-излучений. Например, по реакции  $Li^7(p, \gamma)Be^8$  гамма-излучение с энергией 17,6 (67%) и 14,8 МэВ (33%).

В лабораторных исследованиях горных пород в нашей стране применяется тормозное излучение бетатронов, которые являются наиболее простыми по устройству и наименее громоздкими из ускорительных установок. На базе бетатронов возможно создание скважинных источников гамма-излучения высоких энергий.

Для проведения нейтронного каротажа (НМ<sub>т</sub>, НМ<sub>пт</sub>, НГМ, ИНГМ, ИНММ и др.) применяются закрытые изотопные нейтронные источники и генераторы нейтронов. Нейтроны в обоих случаях получают за счет бомбардировки ядер легких элементов потоком элементарных частиц по таким, например, реакциям ( $\alpha, n$ ); ( $\gamma, n$ ); ( $d, n$ ) и т. д.

Нейтронные источники различаются энергиями эмитируемых нейтронов, скоростью распада, интенсивностью сопровождающего излучения, выходом нейтронов и т. д. В закрытых изотопных нейтронных источниках применяются реакции типа ( $\alpha, n$ ) и ( $\gamma, n$ ), которые называются фотонейтронными.

В практических ядерно-физических исследованиях скважин наиболее часто используются источники нейтронов, работающие по реакции ( $\alpha, n$ ).

Скорость распада изотопных источников нейтронов определяется периодом полураспада альфа-излучателей. В практике применения изотопных нейтронных источников отдается предпочтение тем, у которых сопутствующее гамма-излучение имеет наименьшую энергию и интенсивность. По этой причине наибольшее применение получили полониево-бериллиевые источники, у которых выход сопровождающего гамма-излучения на четыре порядка ниже, чем у радиево-бериллиевых. В табл. 4 даны основные характеристики некоторых изотопных источников нейтронов, нашедших применение в практике. Схемы устройства изотопных источников нейтронов, применяемых для скважинных исследований, показаны на рисунках 3 и 4. На рис. 5 приведен разрез камеры скважинного прибора СП-62 с нейтронным источником.

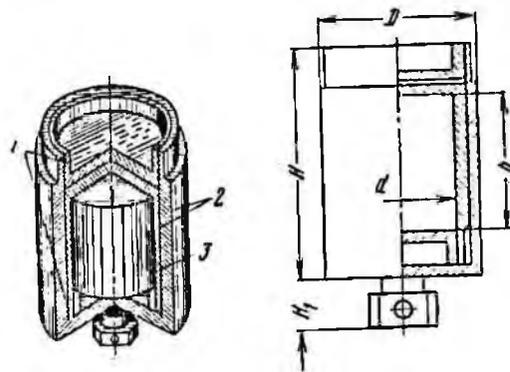


Рис. 3. Конструкция источников быстрых нейтронов типа ИБН-1—ИБН-12

1 — сварные швы, 2 — двойная ампула, 3 — сплав Pv+Be. Размеры (мм): D — от  $10 \pm 2$  до  $54 \pm 0,2$ ; H — 5 мм; H+H<sub>1</sub> — от 19—05, до 64—1,0; d — от 3 до 46; h — от 3 до 46

Реже применяются такие нейтронные источники, как Ra+Be; Ra+V и др. \*

Несмотря на простоту использования закрытых изотопных источников гамма-квантов и нейтронов, они имеют ряд существенных недостатков, главные из которых следующие:

1) ограничение мощности используемых источников, связанное с требованиями радиационной безопасности, так как более мощный источник увеличивает потенциальную опасность переоблучения обслуживающего персонала. Ограничение мощности источника приводит к снижению скорости измерений;

\* Более подробные характеристики нейтронных и гамма-источников см. в прилож. 2.

2) не монохроматический спектр (в основном для источников нейтронного излучения), затрудняющий интерпретацию результатов радиометрических исследований;

3) довольно низкая энергия излучения, делающая невозможными исследования пород в глубину перпендикулярно оси скважины и обуславливающая большое влияние скважинных условий измерений;

4) наличие сопутствующих излучений, снижающих общий коэффициент дифференциальных кривых, получаемых в результате исследований;

5) изменение выходных гамма-квантов или нейтронов во времени, связанное с распадом активного материала источника, являющегося альфа- или гамма-излучателем, что ведет к необходимости регулярного обновления источников и специального учета их распада;

6) трудность создания в скважинах стационарных гамма- и нейтронных полей.

Эти недостатки в значительной мере устраняются при использовании малогабаритных установок — скважинных генераторов нейтронов или гамма-квантов\*. По сравнению с каротажными приборами, использующи-

для обслуживающего персонала. В основе работы генераторов нейтронов лежит бомбардировка мишени из легких элементов (дейтерий, тритий, бериллий, литий и др.) потоком ускоренных заряженных частиц. Для этих целей чаще всего используются реакции  $D^2(d, n) He^3$  и  $T^3(d, n) He^4$  бомбардировки потоком ионов дейтерия (дейтонов) или трития. В первом случае на выходе получают моноэнергетические нейтроны с энергией, в среднем равной 2,5 МэВ, во втором случае 14 МэВ.

Основной частью генераторов нейтронов является нейтронная трубка, в которой осуществляется ионизация дейтерия, ускорение образовавшихся нейтронов и бомбардировка мишени. Принципиальная схема такой трубки изображена на рис. 6.

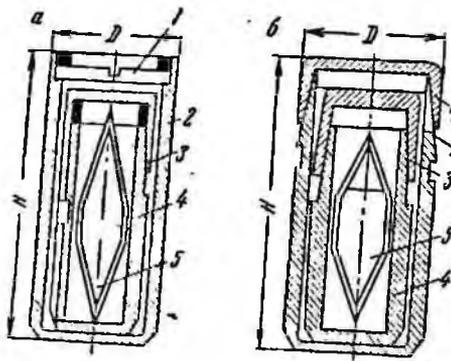


Рис. 4. Конструкции Po+Be-(а) и Po+V-(б) источников нейтронов

1 — наружная крышка, 2 — внутренняя крышка, 3 — наружная ампула, 4 — внутренняя ампула, 5 — керамическая таблетка карбида бериллия для бора с осажженным  $Po^{210}$ . Размеры (мм): а —  $D$  — от 8 до 20;  $H$  — от 40 до 100; б —  $D=20$ ,  $H=40$

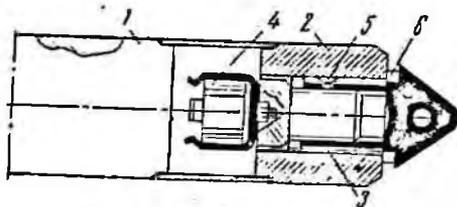


Рис. 5. Схематический разрез камеры скважинного прибора СП-62 с нейтронным источником

1 — стальной экран, 2 — хвостовик, 3 — вставка, 4 — источник, 5 — стопорный винт, 6 — прокладка

ми ампульные источники со стационарными потоками нейтронов, аппаратура с нейтронным генератором имеет больший выход нейтронов, более высокую разрешающую способность, увеличенный радиус исследования. Эти преимущества обуславливают высокую эффективность прибора при разведке и эксплуатации месторождений нефти и газа. В выключенном состоянии генераторы нейтронов обеспечивают полную радиационную безопасность

\* В настоящее время находятся в стадии лабораторных разработок.

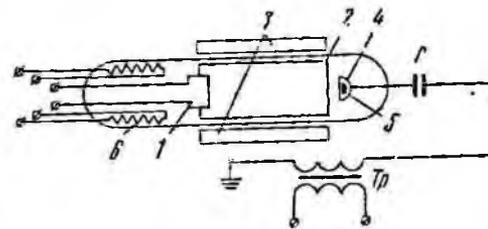


Рис. 6. Схема импульсной нейтронной трубки

1 — вольфрамовый катод, 2 — цилиндрический анод, 3 — катушка, 4 — высоковольтный электрод, 5 — мишень, 6 — натекагель

Импульсный режим работы трубки осуществляется подачей положительного потенциала на цилиндрический анод в виде прямоугольных импульсов требуемой длительности от специального генератора, синхронизованного с высоковольтным трансформатором. При длительности импульса 50—100 мкс, частоте 400 гц выход нейтронов в рассматриваемой трубке достигает  $2 \cdot 10^7$  н/с, составляя в среднем (2—3)  $10^6$  н/с.

В скважинном генераторе нейтронов, разработанном во ВНИИ Геофизики, также используется двухэлектродная малогабаритная ускорительная трубка, выход нейтронов которой обусловлен реакцией  $T^3(d, n) He^4$ . Ионы дейтерия здесь образуются в отдельном от трубки ионном источнике с холодным катодом, питающимся постоянным напряжением около 1300 В. Положительно заряженные ионы дейтерия вытягиваются из ионного источника в ускорительный промежуток под действием высокого напряжения, приложенного к мишени. Равенство давлений газа в ионном источнике и в ускорительном промежутке поддерживается электроподогревом натекагеля из титана, насыщенного дейтерием. Для предотвращения избыточного скопления газа в трубке применяется титановый геттер. При нагревании последнего до белого каления на стеклянной поверхности геттерного

патрубка образуется зеркало возгоняющегося титана, поглощающее избыток газа. Данный генератор работает только в стационарном режиме и дает на выходе около  $6 \cdot 10^6$  н/с.

В настоящее время отечественная промышленность выпускает скважинные генераторы нейтронов нескольких типов. Это, например, импульсные генераторы нейтронов типа ИГН-1 ИГН-4 [3, 6], аппаратура НГС-1 [7] и др.

Импульсный генератор нейтронов ИГН-4 представляет собой дальнейшее усовершенствование серийно выпускаемого прибора ИГН-1, отличающийся от него уменьшенным диаметром, улучшенными технико-эксплуатационными характеристиками, повышенной температуростойкостью и надежностью. За счет повышения эффективности регистрации тепловых нейтронов в приборе ИГН-4 достигается большая скорость каротажа, большая глубина исследования и обеспечивается выделение нефтегазовых пластов при слабой минерализации пластовых вод. Аппаратура может эксплуатироваться с любой стандартной каротажной станцией на трехжильном кабеле.

От импульсного генератора нейтронов ИГН-4 скважинный генератор аппаратурного комплекса НГС-1 отличается более широкими методическими возможностями, обусловленными следующими особенностями:

- наличием двух идентичных каналов регистрации излучения;
- применением сменных сцинтилляционных детекторов быстрых нейтронов, тепловых нейтронов и гамма-излучения;
- наличием градуированного по энергии переключателя уровня дискриминации и др.

Скважинный прибор аппаратуры НГС-1 имеет оригинальную конструкцию, позволяющую включать генераторное и регистрирующее устройства независимо друг от друга, что в принципе допускает применение сменных генераторных устройств с различными ускорительными трубками и изотопного источника.

При раздельном электрическом питании генераторного и регистрирующего устройств возможна регулировка интенсивности и выключение потока нейтронов только изменением напряжения питания ускорительной трубки, а также значительно упрощается подготовка прибора к работе.

О зарубежных скважинных генераторах нейтронов можно судить по описанию трубок непрерывного и импульсного действия фирмы «Филлипс», дающих на выходе  $3 \cdot 10^8$  н/с в стационарном и  $3 \cdot 10^{10}$  н/с в импульсном режиме; трубок фирмы «Шлюмбергер» с выходом более  $10^8$  н/с, работающих при температурах около  $+145^\circ\text{C}$ ; трубок фирмы «Коман» с одним и несколькими одновременно работающими источниками, а также плазменных трубок этой фирмы, не требующих магнитного поля [6]. Во всех этих трубках для получения нейтронов также используется реакция  $T^3(d, n)He^4$ . В трубках фирмы «Филлипс»

применяется титано-триневая мишень, которая самообразуется, поэтому не ограничивает время жизни трубки.

Повышение выхода нейтронов, увеличение срока службы трубок и уменьшение их габаритов являются основными направлениями дальнейшего совершенствования скважинных генераторов нейтронов.

Все методы ядерно-физических исследований скважин связаны с использованием радиометрической аппаратуры, которая независимо от конструктивных особенностей и назначения имеет однотипную блок-схему. Радиометрическая аппаратура конструктивно представляет собой два основных блока и один вспомогательный (скважинный прибор, наземная пультовая и вспомогательное оборудование), связанных каротажным кабелем. Часто, особенно для исследования скважин на нефтяных и газовых месторождениях, наземное оборудование размещается в промыслово-геофизических станциях типов АКС, АЭКС, ОКС и др.

В скважинном приборе монтируются индикаторы излучений, блоки их питания, усилительное устройство (для ГМ). При исследованиях с помощью любых источников ионизирующих излучений в скважинный снаряд помещаются также источник излучения и фильтры для разделения источника излучения и индикаторов излучений. Наземная пультовая состоит из пульта управления с электронными устройствами.

Вспомогательное оборудование обеспечивает общее энергопитание установки, перемещение скважинного прибора в скважине в заданном режиме, контроль за его работой и т. д.

Изотопные источники излучения для лабораторных ядерных методов исследований, во многом аналогичны тем, которые применяются при скважинных исследованиях. В лабораторных условиях используется целый ряд других изотопных источников гамма- и нейтронного излучений. Однако их конструктивное оформление принципиально не отличается от конструкций источников, приведенных на рис. 1—4. Тот или иной гамма-излучатель, как правило, находится в герметизированной ампуле из нержавеющей стали (одинарной или двойной), реже в алюминиевой. Так, в алюминиевые ампулы помещают низкоэнергетические гамма-излучатели с малым периодом полураспада, например  $Zn^{65}$ ,  $Se^{75}$  и др.

В лабораториях находят применение установки для активационного анализа с изотопными источниками. Например, в нейтронно-активационной установке «Нейтрон-2» [8] источником излучения служит  $Po+Be$ -источник с выходом нейтронов до  $10^7$  н/с. Для активационного анализа используются также источники, приведенные в табл. 4. По специальным заказам Всесоюзное объединение «Изотоп» поставляет источники нейтронов на основе  $Pu^{238}$ ,  $Cm^{244}$ ,  $Cf^{252}$  с выходом нейтронов от  $n \cdot 10^6$  до  $n \cdot 10^9$  н/с ( $n=1 \div 5$ ) [5].

В лабораторных условиях, особенно для исследовательских целей, применяются довольно мощные радиационные установки, такие, как бетатроны, нейтронные размножители и реакторы. Рассмотрим некоторые из них.

Бетатронная установка Б5М-25 с энергией 25 МэВ [9] предназначена для получения электронного и тормозного излучения высокой энергии. Она является ускорителем электронов. Электроны, ускоренные до определенной энергии, направляются на мишень из тяжелого металла, в результате чего возникает жесткое тормозное  $\gamma$ -излучение. Ускоренные электроны можно направить из ускорительной камеры непосредственно в окружающее пространство, минуя мишень. Большая часть жесткого тормозного излучения или электронов высокой энергии, генерируемых бетатроном, излучается в очень малом телесном угле, что весьма ценно для бетатрона как источника излучения. Основное назначение бетатрона для геологических целей — это активационный анализ образцов пород и руд.

Установка «Размножитель-1» [10] предназначена для активационного анализа различных технологических проб и геологических образцов в условиях стационарной лаборатории. В установке «Размножитель-1» в качестве источника нейтронов используется подкритическая сборка ПС-1, оснащенная системами транспортировки образцов, управления и измерения.

Реактор ИВВ-3 [11] применяется для получения радиоактивных изотопов, а также для проведения нейтронноактивационного анализа. Он представляет собой водо-водяной реактор гетерогенного типа на тепловых нейтронах.

Для получения изотопов или проведения нейтронноактивационного анализа образец помещается в один из каналов на уровне активной зоны реактора. Загрузка образцов может производиться ручной штангой или с помощью пневмотранспортной системы. В один канал можно загрузить (в зависимости от размеров) одновременно до десяти образцов. После облучения в активной зоне образцы извлекаются из реактора. Образцы, расположенные в каналах, снабженных пневмотранспортной системой, подаются непосредственно на позицию измерения. При ручной выгрузке образцы из реактора транспортирующим устройством передаются в цепочку боксов для технологической обработки и измерения. Вся транспортировка осуществляется ниже уровня пола, т. е. без извлечения образца в реакторный зал.

Бетатроны, размножители и реакторы используются в специализированных крупных исследовательских учреждениях и строящихся сейчас комплексных ядерно-физических лабораториях. Вопросы обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации этого вида аппаратов и другой мощной облучательской радиационной техники имеют свою специфику и подробно

## II. ФИЗИЧЕСКИЕ И БИОЛОГИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЗАЩИТЫ ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

### § 1. Строение атомов и ядер

Согласно современным представлениям, атом состоит из ядра, вокруг которого на определенных расстояниях, подобно планетам вокруг Солнца, вращаются электроны. Положительно заряженное ядро находится в центре атома, а отрицательно заряженные электроны располагаются вокруг ядра на оболочках, причем на каждой оболочке находится вполне определенное число электронов. Например, на ближайшей к ядру оболочке (K-оболочке) может размещаться не более двух электронов, следующей (L-оболочке) — восемь электронов, на третьей (M-оболочке) — 18 электронов и т. д. В целом атом в обычном состоянии электрически нейтрален, так как величина положительного электрического заряда атомного ядра точно соответствует величине отрицательного заряда вращающихся вокруг ядра электронов.

Электроны, расположенные в атоме ближе к ядру, прочнее связаны с ним, чем электроны более удаленных от ядра оболочек. Наиболее прочно связаны с атомным ядром электроны K-оболочки.

В атоме электроны всегда стремятся занять место в ближайшей к ядру оболочке, но поскольку в каждой оболочке может содержаться не более определенного числа электронов, то с увеличением заряда атомного ядра электронами заполняется сначала K-оболочка, потом L-оболочка, и т. д.

Электронные оболочки атомов являются довольно устойчивыми системами. Электрон не может самопроизвольно покинуть атом или перейти из основной оболочки, где он находится, в другую, более удаленную от атомного ядра. Такой переход возможен лишь в тех случаях, когда электрон получит извне достаточную дополнительную энергию.

Атом, получивший дополнительную энергию, оказывается в возбужденном состоянии. За время порядка  $10^{-8}$  с, т. е. практически мгновенно, возбужденный атом возвращается в исходное (основное) состояние. При этом один из электронов, находящихся в более удаленной от ядра оболочке, переходит на освободившееся место. При таком переходе энергия, затраченная на возбуждение атома (переход электрона с ближней к ядру на

льнюю оболочку), освобождается в виде порции (квантов, фотонов) электромагнитного излучения, которое называется характеристическим излучением. При различных других переходах атомов (и молекул) из возбужденного состояния в невозбужденное происходит испускание видимого света, инфракрасных, ультрафиолетовых лучей и т. д.

Если полученная электроном извне дополнительная энергия кажется достаточно большой, то электрон может преодолеть силы связи с ядром и покинуть атом. Атом, потерявший электрон, перестает быть электрически нейтральным, так как положительный заряд ядра по величине оказывается большим, чем отрицательный заряд ядра электронов оболочек. В результате этого атом становится положительным ионом.

Электрон, покинувший атомную оболочку, остается свободной отрицательно заряженной частицей или в некоторых случаях (например, в газах), сталкиваясь с встречными нейтральными атомами, присоединяется к ним. Отрицательный заряд атома, присоединившего дополнительный электрон, увеличивается, в результате чего образуется отрицательный ион.

Процесс выбивания электронов из электронных оболочек атомов, приводящий к образованию положительных и отрицательных ионов, называется ионизацией.

В газах свободные и выбитые из атомов электроны, а также положительно и отрицательно заряженные ионы, находясь вместе с атомами среды в постоянном тепловом движении, сталкиваются и взаимодействуют между собой. В результате соединения положительно заряженного иона с электроном или отрицательно заряженным ионом образуются нейтральные атомы. Этот процесс называется рекомбинацией ионов.

Диаметр атомов химических элементов составляет величину порядка  $10^{-8}$  см. Диаметр атомного ядра в десятки тысяч раз меньше диаметра атома (порядка  $10^{-12}$ — $10^{-13}$  см). Несмотря на столь малые размеры, ядро атома также имеет сложное строение и состоит из элементарных частиц двух типов: положительно заряженных протонов (ядер атомов водорода) и частиц, не имеющих электрического заряда — нейтронов. Протоны и нейтроны, которые часто называют нуклонами, в атомном ядре тесно связаны между собой внутренними силами сцепления. Протон обладает единицей положительного заряда\*, а атомный вес его примерно равен единице\*\*. Электрический заряд нейтрона равен нулю, а его масса примерно равна массе протона.

Величина положительного заряда атомного ядра (Z) слага-

\* За единицу заряда в атомной физике принята абсолютная величина заряда электрона, равная  $4,8 \cdot 10^{-10}$  электростатических единиц заряда.

\*\* Атомный вес — число, показывающее, во сколько раз масса данной ядерной частицы или атома больше массы  $1/16$  части массы атома кислорода (или атомной единицы массы). Атомная единица массы (а. е. м.) равна  $1,66 \cdot 10^{-24}$  г. Атомный вес протона равен 1,00813, а нейтрона 1,00898.

ется из суммы положительных зарядов протонов, входящих в состав. Следовательно, число единиц положительного заряда ядра равно числу имеющихся в ядре протонов и совпадает с порядковым номером данного элемента в Периодической системе химических элементов Д. И. Менделеева.

Другой важной величиной, характеризующей атом, является его массовое число ( $A$ ). Оно складывается из суммы масс протонов и нейтронов, находящихся в ядре, и массы электронов оболочки. Так как масса электрона примерно в 1840 раз меньше массы протона, практически вся масса атома сосредоточена в его ядре. Массовым числом называется целое число, ближайшее к атомному весу данного химического элемента и равное общему числу (сумме) протонов и нейтронов, входящих в состав ядра.

Если известно массовое число ( $A$ ) и порядковый номер химического элемента, то число нейтронов ( $N$ ), имеющихся в атомном ядре, определяется из соотношения:  $N = A - Z$ .

Число протонов, содержащихся в ядре атома данного химического элемента, строго постоянно, а число нейтронов может быть различным. Атомы одного и того же химического элемента, ядра которых имеют одинаковый заряд, но разные массовые числа, называются изотопами.

Почти все встречающиеся в природе химические элементы состоят из смеси двух или более изотопов. Так, кислород воздуха состоит из смеси трех изотопов: кислорода с атомным весом 16 — 99,76%, с атомным весом 17 — 0,04% и атомным весом 18 — 0,20%. Атомные ядра всех этих изотопов содержат по восемь протонов ( $Z=8$ ) и соответственно по 8, 9 и 10 нейтронов.

Для удобства вместо полного названия элемента пишут его химический символ. Атомный номер ( $Z$ ) принято писать с левой стороны химического символа внизу, а его массовое число ( $A$ ) — с правой стороны сверху. Например, изотопы кислорода пишутся так:  ${}^8_{16}\text{O}$ ,  ${}^8_{17}\text{O}$ ,  ${}^8_{18}\text{O}$ . При обозначении изотопов часто ограничиваются указанием химического элемента или его символа и справа от него пишут массовое число, например, кислород-16 или  $\text{O}^{16}$ .

## § 2. Радиоактивные превращения и виды ионизирующих излучений

Между частицами, входящими в состав ядра, действуют ядерные силы притяжения. Особенность этих сил состоит в том, что они чрезвычайно велики на расстояниях порядка размера ядра ( $10^{-13}$  см) и резко уменьшаются с увеличением расстояния между частицами. Помимо ядерных сил притяжения, между одноименно заряженными частицами ядра — протонами действуют кулоновские силы отталкивания. Поэтому устойчивость атомных ядер зависит от количества протонов и нейтронов (ну-

клонов), входящих в состав ядра, и от соотношения между ними.

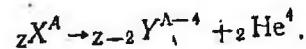
Атомные ядра легких элементов (до  $Z=21$ ) содержат примерно равное количество нейтронов и протонов. С увеличением массового числа это равновесие нарушается, и ядра тяжелых элементов содержат нейтронов значительно больше, чем протонов.

Для каждого элемента до висмута включительно ( $Z=83$ ) существует определенное соотношение между числом протонов и нейтронов, при котором атомное ядро имеет устойчивую структуру, поэтому почти все эти элементы в природе встречаются в виде стабильных (устойчивых) изотопов. При нарушении этого соотношения за счет избытка или недостатка нейтронов атомное ядро делается неустойчивым и распадается. У элементов с  $Z \geq 84$  нет стабильных изотопов, а есть лишь радиоактивные. Радиоактивными называются изотопы, которые с течением времени самопроизвольно, т. е. без внешних воздействий, превращаются в изотопы других элементов, при этом распад их ядер происходит или с испусканием альфа ( $\alpha$ )-, бета ( $\beta$ )-частиц и гамма ( $\gamma$ )-лучей, или путем деления.

К радиоактивным изотомам, встречающимся в природе, относятся семейства урана, тория, актиния и отдельные изотопы калия, рубидия и др. Основная же масса радиоактивных изотопов получена искусственно в ядерных реакторах и ускорительных установках в результате протекания ядерных реакций при бомбардировке атомных ядер стабильных и естественно радиоактивных изотопов нейтронами, быстрыми заряженными частицами и т. д.

При радиоактивном распаде различают следующие типы превращений: альфа-распад, бета-распад, электронный захват ( $K$ -захват) и спонтанное деление.

А л ь ф а р а с п а д. При альфа-распаде радиоактивное ядро испускает альфа-частицу — быстродвижущееся ядро атома гелия  ${}^2_2\text{He}^4$  — и превращается в ядро, электрический заряд которого меньше первоначального на две единицы, а массовое число меньше первоначального на четыре единицы. Обозначив исходное и конечное ядра символами  $X$  и  $Y$ , можем записать

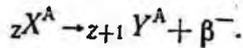


Альфа-распад характерен для ядер элементов, расположенных в конце Периодической системы Менделеева.

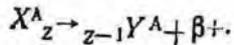
Б е т а - р а с п а д ядра может быть электронный или позитронный. Электронный распад характерен для элементов с избыточным содержанием нейтронов в ядре. При этом нейтрон превращается в протон и две легкие частицы — электрон и нейтрино. Нейтрино не имеет массы покоя и электрического заряда, крайне слабо взаимодействует с веществом и поэтому непосред-

ственно при распаде не обнаруживается (на его присутствие указывают косвенные данные).

Образующийся из нейтрона протон остается в ядре, а электрон и нейтрино вылетают из него. Электрон, вылетающий из исходного ядра, носит название  $\beta^-$ -частицы. В результате такого процесса массовое число ядра остается без изменений, а заряд увеличивается на единицу

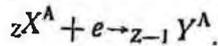


Позитронный распад характерен для элементов с избыточным содержанием протонов в ядре. Один из протонов ядра превращается в нейтрон, позитрон и нейтрино. Нейтрон остается внутри ядра, а позитрон и нейтрино вылетают из него. Позитрон — это элементарная частица, по свойствам подобная электрону, но отличающаяся от него знаком электрического заряда: позитрон заряжен положительно. В результате такого превращения массовое число ядра остается без изменения, а заряд уменьшается на единицу



Образующиеся при альфа- и бета-распаде атомные ядра часто имеют некоторый избыток энергии и поэтому находятся в возбужденном состоянии. Эти ядра из возбужденного состояния переходят в основное (невозбужденное), излучив избыток энергии в виде одной или нескольких порций (квантов, фотонов) жесткого электромагнитного излучения, называемого гамма-излучением (см. ниже).

**Электронный захват.** При электронном захвате атомное ядро захватывает электрон с одной из электронных оболочек атома. Такой захват чаще всего происходит из ближайшей к ядру К-оболочки, поэтому процесс называют также К-захватом. В результате захвата электрона один из протонов ядра превращается в нейтрон, поэтому массовое число ядра остается без изменения, а заряд уменьшается на единицу.



На место электрона, захваченного ядром, немедленно переходит электрон из другой, более удаленной от ядра оболочки. Такой переход сопровождается испусканием характеристического излучения (см. § 1 настоящего раздела).

**Деление ядер.** При делении ядро самопроизвольно распадается на два осколка средней массы, которые в свою очередь могут распадаться с испусканием бета-частиц и гамма-лучей. Деление свойственно тяжелым ядрам (урана, плутония и др.) и сопровождается образованием осколков деления — атомных ядер с массовыми числами от 70 до 170 и порядковыми номерами в пределах от 30 до 62, а также высвобождением нескольких нейтронов [15].

Продуктами радиоактивных превращений могут быть либо стабильные изотопы, либо радиоактивные. В последнем случае процесс превращения продолжается до тех пор, пока продуктом распада не окажется стабильный изотоп.

Следует также отметить, что у большинства радиоактивных изотопов все ядра претерпевают один и тот же тип распада. Однако у некоторых изотопов одна часть ядер претерпевает один тип распада, а другая часть ядер — какой-либо другой тип (например, бета-распад и электронный захват, альфа-распад и электронный захват, альфа- и бета-распад, альфа-распад и деление ядер и др.).

При радиоактивных превращениях и протекании ядерных реакций образуются ионизирующие излучения, основными видами которых являются следующие четыре: альфа-излучение, бета-излучение, гамма-излучение и нейтронное излучение.

**Альфа-излучение.** В результате альфа-распада радиоактивного изотопа образуется поток альфа-частиц, т. е. ядер атомов гелия с положительным зарядом  $Z=2$  и массовым числом  $A=4$ . Альфа-частицы, испускаемые ядрами данного радиоактивного изотопа, как правило, обладают одной и той же энергией. В некоторых случаях при альфа-распаде возможен вылет альфа-частиц с энергией меньшей или большей, чем энергия основной части альфа-частиц, испускаемых ядрами данного радиоактивного изотопа. Однако доля таких частиц невелика.

В качестве единицы энергии в атомной физике употребляют электронвольт (эВ). 1 эВ равен кинетической энергии, приобретаемой электроном (или частицей с зарядом, равным одному элементарному заряду), при прохождении ускоряющей ее разности потенциалов в 1 В. Соотношение между этой единицей и эргом следующее:  $1 \text{ эВ} = 1,6 \cdot 10^{-12} \text{ эрг}$ .

При описании ядерных явлений пользуются единицами килоэлектронвольт (кэВ) и мегаэлектронвольт (МэВ):

$$1 \text{ кэВ} = 10^3 \text{ эВ}; 1 \text{ МэВ} = 10^6 \text{ эВ}.$$

Альфа-частицы вылетают из ядер радиоактивных элементов с кинетической энергией, равной 4—9 МэВ, что соответствует значениям скорости  $10^9 \text{ см/с}$  (скорость света в пустоте равна  $3 \cdot 10^{10} \text{ см/с}$ ). Движущиеся альфа-частицы можно отклонить сильными электрическим и магнитным полями.

**Бета-излучение** представляет собой бета-частицы (отрицательно заряженные электроны или положительно заряженные позитроны), движущиеся с большой скоростью, приближающейся к скорости света. При распаде ядер одного и того же изотопа испускаются бета-частицы с разным значением энергии, поскольку выделявшаяся при радиоактивном распаде энергия неравномерно распределяется между бета-частицей и нейтрино. Иначе говоря, одно ядро данного радиоактивного изотопа испускает бета-частицу с одной энергией, другое ядро — с другой энергией и т. д. Таким образом, энергетический спектр бета-частиц является непрерывным. В то же время для данного бета-

активного изотопа характерна определенная максимальная энергия бета-частиц. Для большинства бета-активных изотопов максимальная энергия бета-частиц заключена между несколькими килоэлектронвольтами и 2 МэВ. Кроме максимальной энергии, определяют еще и среднюю энергию бета-частиц, которая в простом спектре равна примерно  $\frac{1}{3}$  его максимальной энергии (рис. 7).

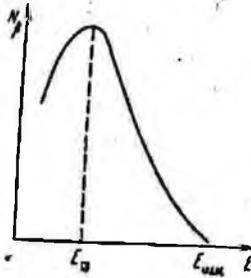


Рис. 7. Распределение бета-частиц по энергиям в простом спектре

Движущиеся бета-частицы отклоняются электрическим и магнитным полями.

**Гамма-излучение.** После радиоактивного распада атомное ядро конечного изотопа часто оказывается в возбужденном состоянии. Переход ядра из этого состояния в невозбужденное (нормальное) состояние обычно длится  $10^{-10}$ — $10^{-14}$  с и сопровождается испусканием  $\gamma$ -излучения. Таким образом, гамма-излучение имеет внутриядерное происхождение. Гамма-излучение представляет собой довольно жесткое (большой энергии) электромагнитное излучение, распространяющееся со скоростью света.

Согласно современным представлениям, излучение есть одна из форм существования материи. В процессе взаимодействия веществом излучение проявляет как волновые, так и корпускулярные свойства. Таким образом, излучение можно характеризовать определенной длиной волны или рассматривать как поток незаряженных частиц — фотонов, или квантов, которые обладают определенной массой и энергией. Энергия фотона (кванта)

$$E = h \cdot \nu,$$

где  $h = 6,623 \cdot 10^{-27}$  эрг·с — квант действия, или постоянная Планка,  $\nu$  — частота излучения. Известно также, что

$$\nu = c/\lambda,$$

где  $\lambda$  — длина волны излучения, а  $c = 3 \cdot 10^{10}$  см/с — скорость распространения излучения в вакууме.

Атомное ядро имеет определенные энергетические уровни, поэтому гамма-лучи могут состоять из фотонов одной энергии (в этом случае гамма-излучение называют моноэнергетическим) или давать группу фотонов с разными значениями энергии (в этом случае гамма-излучение называют немоноэнергетическим с дискретным спектром). Обычно энергия гамма-лучей лежит в диапазоне от нескольких килоэлектронвольт до 3—4 МэВ.

Фотоны гамма-излучения не обладают зарядом и потому не отклоняются электрическим и магнитным полями.

Радиоактивный распад, как отмечалось выше, может сопровождаться характеристическим излучением с дискретным спектром, что связано с возбуждением и переходом электронов с одной оболочки на другую. При бомбардировке электронами атомы, особенно из тяжелых элементов, в результате торможения быстрых электронов возникает тормозное излучение. Спектр фотонов тормозного излучения является непрерывным и охватывается от 0 до максимальной энергии, соответствующей энергии падающего электрона (подробнее о взаимодействии электронов с веществом см. § 4 настоящего раздела). Смесь (совокупность) тормозного и характеристического излучений называется рентгеновским излучением.

Таким образом, рентгеновское излучение, являющееся потоком электромагнитных колебаний, т. е. обладающая одной и той же природой с гамма-излучением, отличается от последнего условиями образования (не имеет внутриядерного происхождения), также своими свойствами (длиной волны или энергией).

**Нейтронное излучение.** При делении тяжелых ядер или при некоторых типах взаимодействия различных видов излучения с веществом возникают нейтроны — электрически нейтральные частицы. Источниками нейтронов могут быть:

- ядерные реакторы, в которых нейтроны возникают в результате цепной реакции деления тяжелых ядер;
- различные ускорители элементарных частиц, в которых нейтроны возникают в результате протекания ядерных реакций при бомбардировке мишеней заряженными частицами;
- препараты, содержащие естественные или искусственные радиоактивные вещества, смешанные с веществом, которое испускает нейтроны в результате протекания ядерной реакции под влиянием бомбардировки его альфа-частицами или гамма-лучами;
- искусственные радиоактивные изотопы тяжелых элементов (калifornий, кюрий), испускающие нейтроны при самопроизвольном делении ядер.

Почти все источники нейтронов имеют непрерывный спектр, испуская в основном нейтроны с энергией от 10 кэВ до 20 МэВ (исключение составляют моноэнергетические нейтроны, получаемые на ускорителях).

### § 3. Закон радиоактивного распада и единицы измерения радиоактивности

Радиоактивный распад приводит к непрерывному уменьшению числа атомов исходного радиоактивного изотопа и к накоплению продуктов распада. Особенность явления радиоактивности состоит в том, что не все ядра данного радиоактивного изотопа распадаются одновременно, а в каждую единицу времени распадается определенная доля ядер. Поскольку в течение какого-либо промежутка времени каждое ядро может либо

распадается, либо не распадается независимо от поведения в  
 время других ядер, то можно считать, что существует некото-  
 вероятность распада в единицу времени. Обозначим эту веро-  
 ятность, называемую постоянной радиоактивного распада, че-  
 λ, а через N<sub>0</sub> и N — соответственно числа атомов в началь-  
 момент и в момент времени, равный t. Очевидно, что доля  
 атомов, распадающихся в единицу времени, равна постоянной  
 радиоактивного распада, а dN — число атомов, распавшихся  
 время dt, равно λN dt. Из уравнения

$$-dN = N \cdot \lambda \cdot dt$$

следует

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

Таким образом, зависимость количества оставшихся радиоактивных ядер от времени носит экспоненциальный характер. Постоянная распада не зависит от времени распада t, имеет размерность обратного времени и часто выражается в с<sup>-1</sup>. Следует отметить, что попытки повлиять на постоянную распада путем изменения обычных экспериментальных условий, таких, как температура, химическое состояние, давление, гравитационные, магнитные и электрические поля, не привели к измеримым результатам. Радиоактивный распад удобно характеризовать еще одной константой — периодом полураспада T. Период полураспада представляет собой время, требующееся для того, чтобы начальное число атомов уменьшилось вдвое. Между величинами T и λ существует очевидная связь

$$T = \ln 2 / \lambda = 0,693 / \lambda$$

Подставляя в выражение (1) величину λ из соотношения (2) получим

$$N = N_0 2^{-t/T}$$

Последнее равенство имеет простой смысл. Показатель степени представляет собой время распада, выраженное в периодах полураспада. Если по прошествии одного периода полураспада остается половина радиоактивного вещества (2<sup>-1</sup>), то по прошествии двух периодов остается четверть (2<sup>-2</sup>), после трех периодов — восьмая (2<sup>-3</sup>) и т. д. Как видно, с течением времени число оставшихся радиоактивных ядер, непрерывно убывает, стремится к нулю, однако последние ядра распадутся спустя лишь очень долгое время после начала опыта. Период полураспада, так же как и постоянная распада, есть величина постоянная для данного радиоактивного изотопа. Численные значения периодов полураспада различных изотопов варьируют в очень широких пределах: от малых долей секунды до миллиардов лет. Отметим, что один и тот же химический

элемент может иметь как короткоживущие, так и долгоживущие изотопы.

При работах с радиоактивными изотопами существенным параметром является не их весовое количество, а число испускаемых ими частиц или пропорциональная величина — число распадающихся ядер. Поэтому для количественной характеристики радиоактивных веществ введено понятие радиоактивности, или, как обычно говорят, активности. Активность радиоактивного изотопа определяется числом атомов, распадающихся в единицу времени, и обозначается A. Чем больше ядер в среднем распадается в единицу времени, тем активнее источник. По определению активности очевидно, что

$$A = \lambda N = \frac{0,693}{T} N \quad (3)$$

Таким образом, активность источника прямо пропорциональна числу имеющихся в нем радиоактивных ядер и обратно пропорциональна периоду полураспада изотопа. Очевидно также, что активность убывает с течением времени по тому же закону, что и число радиоактивных ядер, т. е. по экспоненциальному закону радиоактивного распада.

За единицу активности принята кюри. Активность радиоактивного изотопа равна 1 Ки, если в нем в 1 с происходит 3,7 · 10<sup>10</sup> распадов ядер. Выбор такой единицы связан с тем, что в 1 г радия за 1 с распадаются примерно 3,7 · 10<sup>10</sup> ядер. Производными единицами являются милликюри (мКи) и микрокюри (мкКи):

$$\begin{aligned} 1 \text{ мКи} &= 10^{-3} \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^7 \text{ расп./с.} \\ 1 \text{ мкКи} &= 10^{-6} \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^4 \text{ расп./с.} \end{aligned}$$

В геологической практике чаще всего применяют источники, активность которых лежит в диапазоне от нескольких микрокюри до сотен милликюри.

В ряде случаев используется также понятие удельной активности, т. е. активности, приходящейся на весовую единицу вещества. Удельная активность выражается в кюри на грамм или соответствующих производных единицах. Наряду с понятием удельной активности различают еще объемную активность, которая выражается в кюри на литр или производных единицах.

#### § 4. Взаимодействие излучений с веществом

Возникающие в процессе радиоактивного распада или при осуществлении ядерных реакций излучения, проходя через вещество, взаимодействуют с электронами и ядрами атомов, передавая им свою энергию. В зависимости от вида излучения процессы взаимодействия с веществом протекают по-разному, и поэтому целесообразно отдельно рассмотреть взаимодействие с ве-

ществом заряженных частиц (альфа- и бета-частиц), квантов и нейтронов.

Взаимодействие альфа- и бета-частиц с веществом. Заряженные частицы своим электрическим взаимодействием в первую очередь с электронами атомов редких случаях, когда заряженная частица очень мала (в среднем, происходит ядерное рассеяние или ядерная реакция). В процессе взаимодействия заряженная частица передает часть своей энергии электрону, что приводит к возбуждению и ионизации атомов среды. При каждом акте ионизации образуется пара ионов — положительный и отрицательный. На образование этой пары ионов частица тратит небольшую часть своей энергии, средняя величина которой зависит только от природы вещества и практически одинакова для любых видов заряженных частиц. Так, в воздухе на образование одной пары ионов затрачивается в среднем энергия, равная 34 эВ. Таким образом, любые заряженные частицы с одной и той же начальной энергией создают в воздухе одинаковое число пар ионов.

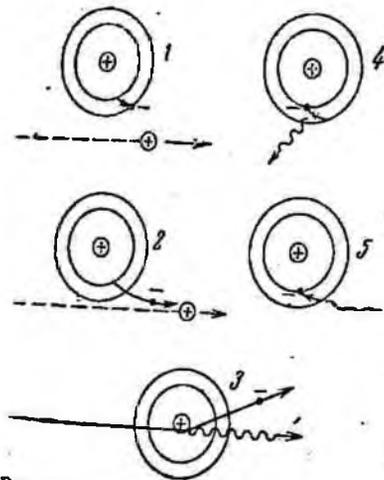


Рис. 8. Схема основных процессов, сопровождающих прохождение заряженных частиц через вещество  
1 — возбуждение, 2 — ионизация, 3 — генерация тормозного излучения, 4 — возвращение атома в обычное состояние, 5 — рекомбинация

женных частиц через вещество, рис. 8.

По мере движения в веществе альфа- и бета-частицы постепенно теряют свою энергию и замедляются. Движение частицы продолжается до тех пор, пока она еще способна производить ионизацию. После этого альфа-частица присоединяет к себе

электрона и превращается в атом гелия, а бета-частица становится свободным электроном или захватывается одним из атомов среды.

Рассмотрим альфа- и бета-частицы одинаковой энергии. Альфа-частица как более тяжелая имеет меньшую скорость и поэтому эффективнее взаимодействует с электронами атомов, быстрее теряет свою энергию, путь ее в веществе прямолинейен и в сотни раз короче пути бета-частицы, а плотность ионизации, т.е. число пар ионов, образованных на единицу пути, в сотни раз больше. Легкая бета-частица при взаимодействии с атомами легко отклоняется от своего первоначального направления, а путь ее представляет сложную ломаную линию.

Проникающую способность альфа- и бета-частиц различных радиоактивных изотопов характеризуют минимальной толщиной слоя вещества, полностью поглощающей все частицы и называемой пробегом. Длина пробега тем больше, чем выше энергия частиц радиоактивных изотопов в воздухе составляют несколько сантиметров, а пробеги бета-частиц — несколько метров. В мягкой же биологической ткани длины пробегов альфа- и бета-частиц меньше в 770 раз, поскольку плотность этих тканей ( $1 \text{ г/см}^3$ ) примерно в 770 раз больше плотности воздуха ( $0,00129 \text{ г/см}^3$ ).

Очень быстрые заряженные частицы наряду с возбуждением и ионизацией могут пытаться третий вид потерь энергии, связанный с возникновением тормозного излучения. Пролетая мимо ядра, взаимодействуя с его электрическим полем, заряженная частица тормозится, и ее энергия уменьшается на некоторую величину, которая выделяется в виде электромагнитного излучения. Потери энергии на тормозное излучение увеличиваются с ростом заряда ядер вещества (фотоэффекта), комптоновского рассеяния (эффекта Комптона) и образования пар. При большой энергии гамма-излучения возникают, кроме того, ядерные реакции, однако вероятность их намного меньше вероятности других процессов и ими можно пренебречь.

Взаимодействие гамма-излучения с веществом. В процессе прохождения через вещество гамма-кванты взаимодействуют с электронами атомов и электрическим полем атома, в результате чего происходит их рассеяние и поглощение. Взаимодействие гамма-лучей с веществом происходит в основном за счет трех основных процессов: фотоэлектрического поглощения (фотоэффекта), комптоновского рассеяния (эффекта Комптона) и образования пар. При большой энергии гамма-излучения возникают, кроме того, ядерные реакции, однако вероятность их намного меньше вероятности других процессов и ими можно пренебречь.

Относительный вклад того или иного процесса взаимодействия излучения с веществом зависит как от свойств среды, так и от энергии излучения. Фотоэффект. Гамма-кванты малых энергий взаимодействуют с электронами атомов, полностью передавая им свою энергию. В результате этого гамма-квант исчезает, а его энергия расходуется на отрыв электрона от атома и сообщение ему кинетической энергии. Энергия фотона в этом случае передается,

как правило, электронам, находящимся наиболее близко к ядру, т. е. на К-оболочке. При наличии достаточной энергии выбитым из атомной оболочки электрон на своем пути сам способен излучать фотоны, в отличие от непосредственно ионизирующего излучения, к которому относятся альфа- и бета-частицы. Сто выбитого электрона немедленно переходит электрон из ближайшего от ядра слоя, что сопровождается характерным излучением. Такой механизм взаимодействия назван фотоэффектом.

Фотоэффект характерен для гамма-лучей с энергией до 0,5 МэВ и имеет существенное значение при поглощении тяжелых элементов.

**Эффект Комптона.** Гамма-кванты с энергией в несколько сот килоэлектронвольт и больше взаимодействуют со свободными электронами, а также с электронами внешних оболочек, слабо связанными с ядром. Этот процесс взаимодействия подобен столкновению двух бильярдных шаров, так гамма-кванты, сталкиваясь с электронами, передают им часть своей энергии и меняют направление своего движения. Электрон, получивший дополнительную энергию, расходует ее на ионизацию атомов среды. Такое взаимодействие называется комптоновским рассеянием.

В результате многократного комптоновского взаимодействия фотона с электронами его энергия уменьшается и достигая определенных значений, при которых происходит преимущественно фотоэффект.

Комптоновское рассеяние характерно для гамма-квантов средних энергий (0,5—1 МэВ). Эффект рассеяния не зависит от атомного номера среды.

**Образование пар.** Гамма-кванты высоких энергий могут взаимодействовать с электрическим полем ядра. В результате такого взаимодействия фотон исчезает, а вместо него образуются две частицы: электрон и позитрон. Процесс образования пар имеет место только в том случае, если энергия фотона превышает 1,02 МэВ.

Далее электрон расходует свою энергию на ионизацию атомов, а позитрон претерпевает процесс аннигиляции (взаимодействия с электроном). Образовавшиеся в процессе аннигиляции два кванта гамма-лучей расходуют свою энергию также на ионизацию среды. С увеличением энергии гамма-квантов и атомного номера среды вероятность процесса образования пар возрастает. Схема упомянутых процессов взаимодействия приведена на рис. 9.

Таким образом, при всех процессах взаимодействия гамма-лучей с веществом часть энергии излучения преобразуется в кинетическую энергию электронов, которые, проходя через вещество, производят ионизацию. По этой причине плотность ионизации, создаваемой  $\gamma$ -квантами, в сотни раз меньше, чем бета-частиц, и гамма-излучение является косвенно ионизирующим.

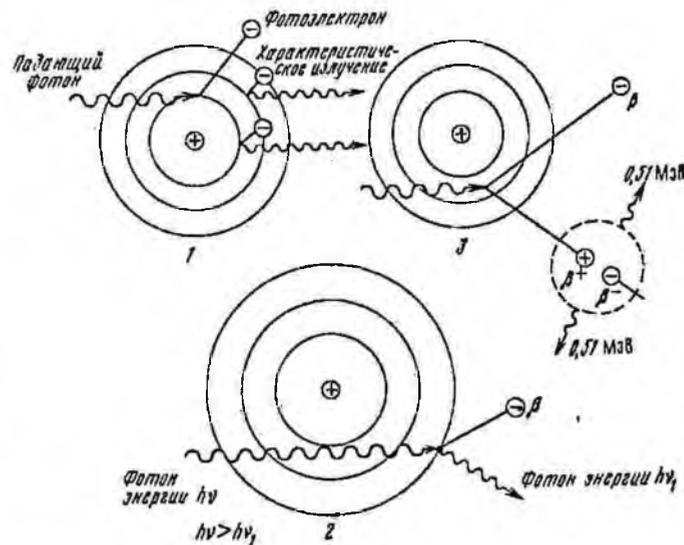


Рис. 9. Схема основных процессов, сопровождающих прохождение гамма-излучения через вещество  
1 — фотоэффект, 2 — эффект Комптона, 3 — образование пар

решения практических вопросов защиты наиболее существенными процессами взаимодействия являются фотоэффект и эффект Комптона. Ослабление гамма-излучения в веществе происходит тем сильнее, чем меньше энергия квантов и чем больше плотность и порядковый номер вещества.

Одной из важных характеристик гамма-излучения является его интенсивность. Интенсивность излучения — это энергия, которую пронесут фотоны в 1 с через 1 см<sup>2</sup> поверхности, перпендикулярной к направлению их движения. Интенсивность моноэнергетического излучения  $I$  определяется как произведение энергии фотона  $E_\gamma$  на количество фотонов  $m$ , проходящих через 1 см<sup>2</sup> поверхности в 1 с:

$$I = m \cdot E_\gamma$$

Интенсивность моноэнергетического излучения определяется как сумма интенсивностей отдельных линий.

По мере прохождения через вещество фотоны взаимодействуют с атомами и электронами среды, и интенсивность излучения

ния постепенно падает. Проникающая способность гамма-лучей количественно описывается законом их ослабления в веществе, который выражает зависимость интенсивности излучения от толщины поглотителя  $d$  и для узкого пучка гамма-лучей имеет

$$I_d = I_0 e^{-\mu d},$$

где  $I_0$  — интенсивность излучения при входе в поглощающую среду;  
 $I_d$  — интенсивность излучения после прохождения фотослоя поглотителя толщиной  $d$ ;  
 $\mu$  — линейный коэффициент ослабления гамма-излучения, характеризующий относительное ослабление излучения в слое вещества толщиной  $d$  (имеет размерность  $\text{см}^{-1}$ ).

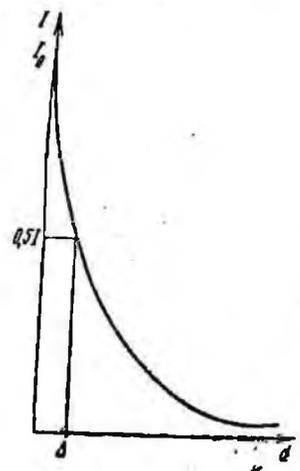


Рис. 10. Зависимость ослабления интенсивности  $\gamma$ -излучения от толщины поглотителя

Слой поглотителя, при прохождении которого интенсивность излучения уменьшается в два раза, называется слоем половинного ослабления  $\Delta$ . Линейный коэффициент ослабления  $\mu$  и слой половинного ослабления  $\Delta$  связаны между собой соотношением

$$\Delta = \frac{0,693}{\mu}$$

Как было рассмотрено выше, ослабление интенсивности гамма-излучения связано в основном с тремя видами взаимодействия: фотоэффектом, эффектом Комптона и процессом образования пар. Соответственно линейный коэффициент ослабления  $\mu$  складывается из суммы коэффициентов ослабления за счет фотоэффекта  $\tau$ , эффекта Комптона  $\sigma$  и процесса образования пар  $\chi$ :

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

Линейный коэффициент ослабления показывает, на какую величину ослабляется поток гамма-лучей слоем вещества в 1 см. Он зависит как от энергии излучения, так и от свойств поглотителя (от его плотности и среднего атомного номера). С увеличением плотности вещества поглотителя линейный коэффициент ослабления возрастает.

На рис. 11 приведены кривые, характеризующие изменение величин  $\mu$ ,  $\tau$ ,  $\sigma$  и  $\chi$  для свинца в зависимости от энергии излучения. С увеличением энергии излучения коэффициент ослабления  $\mu$  вначале уменьшается, а затем проходит через локальный минимум при энергии около 4 МэВ, а затем постепенно возрастает. Для воды и алюминия некоторое возрастание  $\mu$  начинается лишь при энергиях порядка 30—40 МэВ.

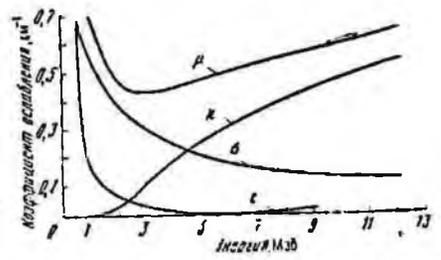


Рис. 11. Зависимость  $\mu$ ,  $\sigma$ ,  $\tau$ ,  $\chi$  для свинца от энергии  $\gamma$ -излучения

Гамма-лучи в воздухе распространяются прямолинейно и интенсивность их от источника небольших линейных размеров (точечного источника) убывает обратно пропорционально квадрату расстояния. Таким образом, интенсивность излучения от точечного источника уменьшается не только за счет ослабления веществом среды, но и за счет увеличения расстояния (по закону обратных квадратов).

Взаимодействие нейтронов с веществом. Нейтроны, представляющие собой поток незаряженных частиц, при прохождении через вещество взаимодействуют только с ядрами атомов. Они не взаимодействуют с электронными оболочками атомов, не производят ионизации, и потому обладают большой проникающей способностью. Явления, происходящие при взаимодействии нейтронов с ядрами вещества, существенно зависят от энергии нейтронов. В этой связи оказалось целесообразным разделять нейтроны по энергиям. Границы энергетических групп нейтронов весьма условны, но в настоящее время часто используется такая классификация [17]: медленные нейтроны с энергией от 0 до 1 кэВ; промежуточные нейтроны — от 1 до 500 кэВ; быстрые нейтроны — от 0,5 до 10 МэВ; очень быстрые нейтроны — от 10 до 50 МэВ; сверхбыстрые нейтроны с энергией более 50 МэВ.

Из группы медленных нейтронов принято выделять тепловые нейтроны с энергией 0,025 эВ.

Взаимодействие нейтронов с веществом в зависимости от энергии нейтронов складывается в основном из четырех процессов: упругое рассеяние, неупругое рассеяние, радиационный захват и ядерные реакции.

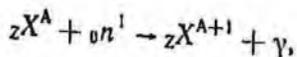
**Упругое рассеяние.** Механизм упругого рассеяния можно наглядно представить как столкновение двух бильярдных шаров. Если шар, движущийся с большой скоростью, сталкивается с неподвижным шаром, то первый передает часть своей энергии и изменяет направление своего движения. Если массы взаимодействующих шаров равны, то при таком столкновении налетающий шар теряет примерно половину своей энергии. Аналогичным способом взаимодействуют быстрые нейтроны с ядрами атомов вещества. Наибольшую энергию (до 50%) нейтрон теряет при упругом столкновении с атомными ядрами водорода — протонами. При взаимодействии с более тяжелыми ядрами доля энергии, теряемой нейтроном при каждом столкновении, пропорционально уменьшается. Поэтому для защиты от быстрых нейтронов лучше всего использовать вещества с малым атомным весом, содержащие много водорода (вода, парафин), и другие легкие элементы (углерод).

После нескольких столкновений быстрый нейтрон теряет свою энергию и превращается в тепловой. Превращение нейтрона с энергией 1 МэВ в тепловой происходит после 25 столкновений с ядрами водорода, 2100 столкновений с ядрами урана и т. д. Этот процесс завершается очень быстро — примерно за  $10^{-6}$  с.

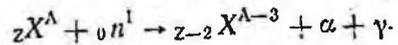
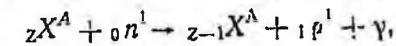
Ядро атома, получившее большую энергию при упругом столкновении (ядро отдачи), может «выскочить» из своей электронной оболочки и взаимодействовать далее с веществом как заряженная частица, производя ионизацию атомов среды.

**Неупругое рассеяние.** При столкновении быстрого движущегося нейтрона с ядром он может проникнуть в ядро и выбить из него ядерный нейтрон. При этом налетевший нейтрон передает часть своей энергии атомному ядру. Возбужденное ядро высвечивает избыточную энергию в виде гамма-квантов и переходит в нормальное состояние. Такой процесс получил название неупругого рассеяния. Этот процесс имеет сравнительно большую вероятность для многих тяжелых атомных ядер.

**Радиационный захват.** Этот процесс характерен для тепловых нейтронов и состоит в захвате нейтрона атомным ядром с образованием нового, более тяжелого изотопа данного элемента. Ядро, захватившее нейтрон, получив дополнительную энергию, переходит в возбужденное состояние, а затем испускает один или несколько гамма-квантов. Вновь образовавшийся изотоп может быть стабильным или радиоактивным (наведенная активность) в зависимости от состава исходного ядра. Радиационный захват является по существу ядерной реакцией,



которая широко используется в ядерных реакторах для получения искусственно радиоактивных изотопов (в частности,  $Co^{60}$ ). Ядерные реакции. Ядрами атомов могут быть захвачены не только тепловые, но и быстрые нейтроны. При этом происходят ядерные реакции, которые сопровождаются испусканием протонов ( $p$ ), альфа-частиц ( $\alpha$ ) и т. д. Избыток энергии ядра излучается в виде гамма-кванта:



Схематическое изображение упомянутых процессов взаимодействия представлено на рис. 12.

Для быстрых нейтронов доминирующим процессом взаимодействия является упругое рассеяние, для промежуточных нейтронов — неупругое рассеяние и радиационный захват, для тепловых нейтронов — радиационный захват. Во всех процессах взаимодействия нейтронов с веществом образуются либо заряженные частицы — ядра отдачи, протоны, альфа-частицы, непосредственно производящие ионизацию, либо гамма-кванты, которые производят ионизацию за счет вторичных частиц. По этой причине нейтроны, как и гамма-кванты, относятся к косвенно ионизирующему излучению.

Вероятность того или иного механизма взаимодействия нейтронов принято характеризовать эффективным сечением взаимодействия, имеющим размерность площади ( $см^2$ ) и измеряемым в барнах ( $б$ ) ( $1 б = 10^{-24} см^2$ ). Например, эффективное сечение упругого рассеяния для большинства атомов равно  $1-3 б$  ( $10^{-24}-3 \cdot 10^{-24} см^2$ ). Это означает, что если на площадке в  $1 см^2$  расположить  $10^{24}$  ядер, то при эффективном сечении упругого рассеяния в  $1 б$  у каждого нейтрона при прохождении через эту площадку будет в среднем одно упругое столкновение. Если на той же площадке разместить одно ядро, то акт упругого соударения состоится в случае, если через эту поверхность пройдет  $10^{24}$  нейтронов. Эффективное сечение захвата тепловых нейтронов варьирует для разных элементов в пределах  $1-1000 б$ .

Атомные ядра некоторых изотопов (бора, кадмия и др.) обладают весьма большой способностью захватывать нейтроны строго определенных энергий, т. е. имеют высокое эффектив-

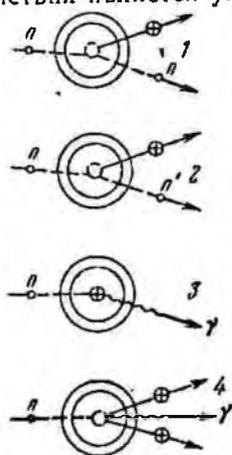


Рис. 12. Схема основных процессов, сопровождающих прохождение нейтронов через вещество  
1 — упругое рассеяние, 2 — неупругое рассеяние, 3 — радиационный захват, 4 — ядерная реакция

ное сечение захвата. Это явление получило название резонансного захвата. Например, пластинка из кадмия толщиной 1 мм поглощает все тепловые нейтроны, проходящие через ее поверхность.

Важной характеристикой нейтронного излучения является плотность потока нейтронов, представляющая собой количество нейтронов, проходящих в 1 с через 1 см<sup>2</sup> поверхности, перпендикулярной к направлению их движения, и измеряемая в единицах н/см<sup>2</sup>·с.

Рассмотрим поток нейтронов, падающий перпендикулярно на слой вещества. Пусть плотность потока нейтронов до попадания на слой вещества будет  $N_0$ . После прохождения какого-то слоя вещества плотность потока нейтронов уменьшится за счет различных процессов взаимодействия. Для тонкого слоя вещества толщиной  $d$  закон ослабления нейтронов в принципе аналогичен закону ослабления узкого пучка гамма-квантов и может быть записан следующим образом:

$$N_d = N_0 e^{-n\sigma d},$$

где  $N_d$  — плотность потока нейтронов после прохождения слоя вещества толщиной  $d$ ;

$n$  — число ядер, содержащихся в 1 см<sup>3</sup> вещества;

$\sigma$  — эффективное сечение взаимодействия нейтронов с ядрами.

Эффективное сечение взаимодействия есть сумма сечений всех возможных видов взаимодействий — упругого и неупругого рассеяния, радиационного захвата и ядерных реакций.

### § 5. Дозы ионизирующих излучений и единицы их измерения

Изменения, происходящие в различных облучаемых средах (химических веществах, биологических объектах и т. д.) под воздействием любого вида ионизирующих излучений, связаны с поглощенной веществом энергией излучения и часто пропорциональны ей. Поэтому наиболее удобной мерой воздействия ионизирующего излучения на вещество принято считать поглощенную дозу излучения, под которой понимается количество энергии излучения, поглощенной в единице массы вещества. Единицей поглощенной дозы является рад.

Рад — единица поглощенной дозы, при которой количество поглощенной энергии в одном грамме любого вещества равно 100 эрг независимо от вида и энергии ионизирующего излучения. Производными единицами являются миллирад (мрад) и микрорад (мкрад):

$$\begin{aligned} 1 \text{ мрад} &= 10^{-3} \text{ рад} = 0,1 \text{ эрг/г}, \\ 1 \text{ мкрад} &= 10^{-6} \text{ рад} = 10^{-4} \text{ эрг/г}. \end{aligned}$$

Поглощенная доза, создаваемая в единицу времени, называется мощностью поглощенной дозы и измеряется в единицах ад/ч, рад/с или ее производных.

Поскольку поглощенная в веществе энергия ионизирующего излучения в конечном итоге переходит в тепловую энергию, поглощенная доза может быть измерена непосредственно калориметрическим способом в единицах рад. Однако калориметрические измерения обладают малой чувствительностью и поэтому не могут быть использованы при решении большинства практических задач. Для заряженных частиц удобнее измерять поглощенную дозу, например, по ионизации. Это обусловлено тем, что поглощение энергии излучения происходит там же, где производится ионизация. Более того, если известны плотность потока частиц, падающих на облучаемый объем, и их энергия, а также то, что пробег частиц меньше облучаемого объема, то средняя поглощенная доза  $D$  может быть вычислена по соотношению:

$$D = \frac{N \cdot E \cdot t \cdot 1,6 \cdot 10^{-6}}{100 \cdot d \cdot \rho}, \quad (6)$$

$N$  — плотность потока частиц, част./см<sup>2</sup>·с;

$E$  — энергия частицы, МэВ/част.;

$t$  — время облучения, с;

$1,6 \cdot 10^{-6}$  — коэффициент перехода от МэВ к эрг;

100 — коэффициент перехода от эрг/г к рад;

$d$  — пробег частицы в облучаемом веществе, см;

$\rho$  — плотность вещества, г/см<sup>3</sup>.

Аналогичным способом можно определить поглощенную дозу от быстрых нейтронов, так как пробег ядер отдачи очень малы и процессы передачи энергии и ее поглощения происходят практически в одном и том же месте.

Сложнее измерить по ионизационному эффекту поглощенную дозу гамма-излучения. Гамма-квант, который поглощается в некотором объеме, передает свою энергию электрону, пробег которого может быть больше размеров этого объема. Следовательно, ионизация созданная электроном в заданном объеме, не будет однозначно связана с поглощенной энергией гамма-кванта. С другой стороны, в этом же объеме могут произвести ионизацию электроны, образованные при поглощении гамма-кванта вне его пределов. Лишь в том случае, когда количество вторичных электронов, покидающих данный объем, в любой момент равно количеству электронов, поступающих в него, т. е. в условиях так называемого электронного равновесия, поглощенная доза гамма-излучения может быть измерена по ионизации, производимой гамма-излучением в данном объеме.

Мера излучения, основанная на ионизирующей способности гамма-излучения в воздухе, называется экспозиционной дозой излучения. За единицу экспозиционной дозы принят рентген.

Рентген (Р) — единица экспозиционной дозы в воздухе при которой в результате завершения всех ионизирующих процессов в 0,001293 г воздуха создаются положительные заряд в одну электростатическую единицу количества электричества каждого знака. Число 0,001293 представляет собой значение массы в граммах 1 см<sup>3</sup> атмосферного воздуха при температуре 0°С и давлении 760 мм рт. ст.

Поскольку заряд электрона равен  $4,8 \cdot 10^{-10}$  электростатических единиц, то при дозе в 1 Р в 1 см<sup>3</sup> воздуха образуется  $2,08 \cdot 10^9$  пар ионов.

Производными от рентгена являются миллирентген (мР) и микрорентген (мкР):  $1 \text{ Р} = 10^3 \text{ мР} = 10^6 \text{ мкР}$ .

Мощностью экспозиционной дозы называется доза, отнесенная к единице времени, она измеряется в Р/ч, мкР/с и т.д.

Принимая среднюю энергию образования одной пары ионов в воздухе равной 34 эВ, получим энергетические эквиваленты рентгена:

$$2,08 \cdot 10^9 \cdot 34 \text{ эВ/см}^3 = 0,114 \text{ эрг/см}^3 = 87,7 \text{ эрг/г.}$$

Можно считать, что энергетические эквиваленты рентгена не зависят от энергии, так как принимается, что величина поглощенной энергии постоянна для энергий до 3 МэВ. Поэтому единица рентгена менима для излучения с энергией до 3 МэВ.

Итак, для воздуха  $1 \text{ Р} = 0,877 \text{ рад}$  (в условиях электронного равновесия). Аналогично было показано, что для мышечной ткани  $1 \text{ Р}$  соответствует 93 и 88 эрг/г для энергий менее 200 кэВ. Таким образом, измерив ионизацию в воздухе в условиях электронного равновесия, можно судить о поглощенной энергии в биологической ткани.

При одной и той же поглощенной дозе в радах от различных видов излучения биологический эффект будет разным. Учета биологической эффективности было введено понятие эквивалент рада (бэр) [18].

Бэр — единица поглощенной дозы любого вида излучения в биологической ткани, которая создает такой же биологический эффект, что и поглощенная доза в 1 рад гамма-излучения. Доза, создаваемая различными видами радиации, выраженной в бэрах, при одинаковых условиях излучения эквивалентна по биологическому действию. Между поглощенной дозой ( $D$ ), выраженной в радах, и эквивалентной дозой ( $D_{\text{экв}}$ ), выраженной в бэрах, для случая хронического излучения существует соотношение:

$$D_{\text{экв}} = D \cdot KK,$$

где  $KK$  — коэффициент качества излучения, зависящий от линейной плотности ионизации или, точнее, от линейной передаточной энергии (ЛПЭ).

Для бета-частиц и гамма-квантов ( $KK=1$ ) 1 бэр по биологическому эффекту эквивалентен 1 рад; для альфа-частиц и ней-

тронов с энергией 0,5 МэВ ( $KK=10$ ) 1 бэр эквивалентен по биологическому действию 10 рад гамма-излучения и т. д. Эквивалентная доза, отнесенная к единице времени, называется мощностью эквивалентной дозы и измеряется обычно в единицах бэр/ч, мкбэр/с, бэр/неделя и т. д.

Мощность экспозиционной дозы излучения, создаваемая радиоактивными препаратами, зависит от активности препарата, также от энергии и числа гамма-квантов, испускаемых при каждом акте распада. Она зависит, кроме того, от формы и геометрических размеров источника, от расстояния между источником и облучаемым объектом. Проведение достаточно точных расчетов мощности экспозиционной дозы, создаваемой источником гамма-излучения известной активности на различных расстояниях, удается в случае, когда источник является точечным, т. е. когда его линейные размеры в 5—10 раз меньше расстояния, на котором производятся измерения мощности дозы. Точечный источник с активностью  $A$  (мКи) на расстоянии  $R$  (см) создает мощность экспозиционной дозы  $P$  (Р/ч), равную

$$P = \frac{K_{\gamma} \cdot A}{R^2}, \quad (7)$$

где  $K_{\gamma}$  — гамма-постоянная изотопа.

Гамма-постоянная — это мощность дозы излучения в рентгенах в час (Р/ч), создаваемая нефльтрованным гамма-излучением данного радиоактивного изотопа активностью 1 мКи на расстоянии 1 см. Каждый источник гамма-излучения имеет свою, характерную для него гамма-постоянную.

Экспериментально установлено, что для препарата радия, находящегося в радиоактивном равновесии с продуктами распада и заключенного в платиновый фильтр толщиной 0,5 мм, гамма-постоянная  $K_{\gamma} = 8,4 \text{ Р} \cdot \text{см}^2/\text{ч} \cdot \text{мКи}$ . Гамма-постоянные изотопов  $\text{Co}^{60}$ ,  $\text{Ra}^{226}$  и  $\text{Cs}^{137}$  соответственно равны 12,93; 9,36 и 3,10  $\text{Р} \cdot \text{см}^2/\text{ч} \cdot \text{мКи}$  [18].

Другой важной величиной, характеризующей гамма-излучение изотопов, является гамма-эквивалент, измеряемый в миллиграмм-эквивалентах радия (мг-экв.). Гамма-эквивалент препарата равен 1 мг-экв., если гамма-излучение препарата в тех же условиях измерения создает такую же мощность дозы, как и гамма-излучение 1 мг (1 мКи) радия государственного эталона СССР при платиновом фильтре толщиной 0,5 мм.

Между гамма-константой  $K$  и гамма-эквивалентом  $M$  существует соотношение:

$$M = \frac{K_{\gamma} \cdot A}{8,4}, \quad (8)$$

Если задан гамма-эквивалент препарата в миллиграммах в вивалентах радия, то формула (7) приобретает вид:

$$P = \frac{8,4 M}{R^2}$$

Если мощность дозы  $P$  выразить в единицах мкР/с, то эквивалент — в мг-экв. радия, а расстояние  $R$  — в метрах, получим выражение:

$$P = 0,23 \frac{M}{R^2}$$

Отсюда следует, и это полезно запомнить, что мощность дозы в микрорентгенах в секундах, измеренная на расстоянии 0,5 м от источника излучения, численно равна активности источника, выраженной в миллиграмм-эквивалентах радия.

## § 6. Биологическое действие ионизирующих излучений

Механизм биологического действия излучений может быть упрощенно представлен следующим образом [19]. Как было показано ранее, ионизирующие излучения, воздействуя на вещество, производят ионизацию и возбуждение атомов и молекул. Возбуждение и ионизация сложных органических соединений (белков, нуклеиновых кислот и т. д.), входящих в состав тканей, органов и тканей живого организма, приводит к нарушению их структуры и образованию новых, не свойственных организму веществ и соединений. Этот процесс — результат прямого действия излучений.

Кроме того, ионизирующее излучение оказывает на биологические структуры клетки не прямое, а вторичное действие. Известно, что основную массу живого организма (от 50 до 80%) составляет вода. В результате воздействия ионизирующих излучений на молекулы воды образуются химически активные соединения — свободные радикалы, которые взаимодействуют далее с молекулами белков, нуклеиновых кислот и т. п., приводя к их разрушению и инактивации.

Таким образом, прямое и косвенное действие радиации на сложные органические компоненты биологических объектов существенно изменяет их структуру и химические свойства, что приводит в дальнейшем к различного рода нарушениям жизнедеятельности клеток, тканей, органов и живого организма в целом.

Особенность отношения человеческого организма к энергии атомного ядра состоит в том, что наши органы чувств, столь восприимчивые к изменению степени механического, светового и теплового воздействия, не приспособлены к восприятию ионизирующих излучений. Поэтому человек не может с помощью

органов чувств обнаружить наличие радиоактивных веществ и их излучений, сколь ни были бы они опасны для его здоровья даже жизни.

Различают два вида повреждений, вызываемых действием ионизирующих излучений: соматические и генетические. В первом случае речь идет о воздействии излучений на данное лицо или поколение, во втором случае имеется в виду передача наследственных изменений, возникших под влиянием излучений, потомству — детям, внукам, правнукам и т. д.

Характер соматических повреждений определяется в первую очередь величиной эквивалентной дозы: чем она выше, тем сильнее лучевое поражение. Кроме того, влияние излучения зависит от того, получены ли дозы облучения всеми или отдельными органами и насколько существенно значение этих органов для общей жизнедеятельности организма. Естественно, что нарушение деятельности кроветворных органов для организма опаснее, чем нарушение деятельности, например, пальца на ноге. Наиболее опасно общее облучение организма, кроветворных органов (костного мозга), половых желез (гонад). Менее опасно облучение кожи и костей. И, наконец, степень лучевого повреждения зависит от времени воздействия излучений: при однократном (однократном) и дробном (многократном) облучениях дробной и той же эквивалентной дозой повреждения будут различными. Это связано с тем, что организм обладает способностью через известное время оправляться от последствий облучения за счет работы восстановительных механизмов. Поэтому если облучение человека производится дробными дозами, растянутыми во времени, то он в состоянии перенести воздействие более высоких доз, чем при однократном воздействии.

К настоящему времени накопился большой экспериментальный материал, полученный при опытах над животными, а также путем обобщения данных о состоянии здоровья лиц, подвергавшихся воздействию излучений в процессе своей профессиональной деятельности (рентгенологи, радиологи и др.), который позволяет оценить степень опасности с возрастом дозы облучения. При однократном облучении всего организма в дозах до 25 бэр не удается обнаружить заметных отклонений в деятельности организма при обычном клиническом исследовании. Облучение в дозах 25—50 бэр приводит к незначительным скоропроходящим изменениям в крови. При дозах облучения 80—120 бэр появляются начальные признаки лучевой болезни (головная боль, слабость, головокружение, тошнота, потеря аппетита, снижение работоспособности и мышечной силы и т. д.). Смертельный исход отсутствует.

Острая лучевая болезнь развивается при однократном облучении в дозах 250—300 бэр. Смертельный исход возможен в 20% случаев. Смертельный исход в 50% случаев наступает при дозах 400—500 бэр; при дозах 550—700 бэр смертность

приближается к 100% [20]. Причиной смерти обычно является необратимое поражение костного мозга. Эти данные относятся к случаю, когда лечение не проводится. Своевременное лечение с помощью современных средств позволяет существенно ослабить радиационное поражение.

При местных облучениях, т. е. облучении отдельных частей тела (чаще всего рук) в больших дозах, наблюдаются лучевые ожоги, сопровождающиеся шелушением и пигментацией кожи, появлением язв, выпадением ногтей и т. д.

Следствием неполного выздоровления после перенесенного острого радиационного поражения может быть хроническая лучевая болезнь. Однако эта болезнь может развиваться и в связи с острой формой, под влиянием длительного (хронического) воздействия на организм небольших доз облучения. Развитие хронического поражения протекает медленнее по сравнению с острым поражением с характерными для последнего симптомами и клиническими проявлениями.

В большинстве случаев в организме, который перенес острое или хроническую лучевую болезнь, через много лет могут развиваться самые разнообразные болезненные процессы. Значительные отдаленные последствия облучения выражаются в возникновении злокачественных опухолей (рак, лейкемия и т. д.), снижении способности к деторождению, в поражении плода, преждевременной старости, сокращении продолжительности жизни и т. п.

Генетические, наследственные повреждения, возникающие у потомков подвергшихся облучению людей, являются одними из наиболее опасных последствий воздействия ионизирующего излучения на организм. Последующие поколения поражаются в результате повреждения половых клеток родителей еще до оплодотворения. Дозы облучения, которые приводят к генетическим повреждениям у потомства, оказываются гораздо меньшими, чем те, которые вызывают появление соматических повреждений у родителей.

Генетические поражения могут проявляться в снижении деторождаемости у потомков, уменьшении средней продолжительности их жизни, а также в ухудшении физического и умственного состояния и т. п. Эти поражения для будущих поколений в целом зависят от многих факторов: доз облучения отдельных людей и групп населения поколения родителей; прерывности или непрерывности облучения; возраста, в котором произошло облучение; физического состояния людей и образа их жизни и т. д. Существенно, что облучение небольшими дозами большого числа людей может оказаться генетически более значимым, т. е. более опасным, чем облучение отдельных людей большими дозами. Отметим также, что генетические изменения не имеют порога и увеличиваются прямо пропорционально дозе облучения.

Однако факт возникновения при облучении соматических и генетических повреждений не является аргументом для отказа от использования ионизирующих излучений из-за их возможного вредного влияния на организм человека. При этом следует учитывать два обстоятельства.

Во-первых, нужно помнить, что «радиоактивный человек живет в радиоактивном мире», и потому, хочет он этого или нет, независимо от рода его занятий, подвергается непрерывному действию ионизирующих излучений, исходящих от окружающей его природы. Эта доза облучения, получаемая человеком от природных источников, носит название природного, или естественного радиационного фона облучения. Естественные радиоактивные вещества — уран, радий и продукты их распада, радиоактивный изотоп  $K^{40}$  и др. — довольно широко распространены в природе. Помимо этого, земная поверхность непрерывно подвергается воздействию космического излучения, в состав которого входят гамма-кванты, нейтроны, протоны и т. д. Под воздействием нейтронов в воздухе образуются радиоактивные изотопы водорода, углерода, аргона и т. д.

В результате почва, растительность, продукты питания, вода, воздух, строительные материалы, т. е. все, что окружает человека, содержат незначительные количества радиоактивных веществ. Вместе с пищей, водой и воздухом в организм человека непрерывно поступает определенное количество радиоактивных элементов. Эти вещества, взаимодействуя с веществами, входящими в состав клеток и тканей организма, участвуют в обменных процессах; при этом часть из них выводится из организма вместе с выдыхаемым воздухом, потом, мочей, калом и т. д., а некоторая часть остается в организме. Сам человек из-за содержания в его организме гамма-излучающих изотопов является источником ионизирующего излучения. Специальные исследования показали, что если человек находится в толпе, где люди стоят тесно друг возле друга, то он получает от своих соседей дополнительную дозу облучения, равную приблизительно 0,01 мрад/ч [19].

В результате воздействия на человека всех естественных источников радиации суммарная доза облучения всего тела для большинства населения земного шара составляет в среднем 0,1 рад/год. Для некоторых районов с увеличенным содержанием радиоактивных веществ в горных породах доза возрастает до 0,8—2,8 рад/год (штаты Керала и Мадрас в Индии). Таким образом, за время жизни (примерно за 70 лет) человек облучается в дозе порядка 7 рад. Установлено, что интенсивность природного фона облучения существенно не изменялась по крайней мере в течение нескольких последних десятков тысяч лет. Естественно допустить, что доза фоновой облучения безвредна, поскольку за такой длительный срок организм человека должен был приспособиться к ее воздействию. Справедливость

этого положения подтверждается хотя бы тем, что население планеты непрерывно увеличивается, причем это увеличение сопровождается качественно полезными изменениями — улучшением умственного и физического развития людей. Более того, многолетние наблюдения показали, что у народов, живущих в местах с повышенным вдвое или больше уровнем естественного радиационного фона, наследственных аномалий обнаруживается не больше, чем у других народов мира. Это дает основание для вывода, что мощность дозы, соответствующая по крайней мере удвоенному значению природного фона, безопасна для человеческого организма и не наносит серьезного ущерба наследственным факторам.

Если же говорить только о соматических последствиях облучения, то при существующем уровне знаний невозможно обнаружить вредных последствий для здоровья людей (врачами-радиологами, рентгенологами), в течение длительного срока облучающихся в дозах в 10—100 раз выше естественного фона (т. е. 1—10 рад/год) [21].

Во-вторых, к оценке опасности ионизирующих излучений нельзя подходить односторонне, т. е. учитывать только возможные вредные последствия, которые могут возникнуть при использовании излучений, не учитывая пользу, приносимую ими. Применение радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений уже принесло и продолжает приносить большую пользу. Об этом говорит хотя бы факт все более широкого использования их во всех областях науки, техники и других отраслях народного хозяйства. При полезном использовании энергии атомного ядра, как и при использовании практически любого вида энергии и любого технического средства, всегда имеется потенциальная опасность для человека, а риск нанесения человеку того или иного ущерба никогда не может быть сведен к нулю. Единственный разумный подход к проблеме использования полезных, но потенциально опасных видов энергии и технических средств состоит в том, чтобы правильно соразмерить полезный эффект с риском нанесения ущерба, принимая в расчет, что любая потенциальная опасность становится реальной лишь тогда, когда возникают условия, при которых риск нанесения ущерба превышает некоторые допустимые пределы. Кстати, в обыденной жизни большинство людей действует, руководствуясь подобными соображениями; например, пользуется автомобилями, хотя езда на них отнюдь не безопасна, а выхлопные газы отравляют воздух.

Таким образом, практическая задача состоит не в отказе от применения радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений, а в установлении и неперевышении при работе допустимого уровня вредного воздействия их на организм человека, при котором опасность не была бы неприемлемой для отдельного человека, поколения в целом и потомства.

## § 7. Гигиеническое нормирование ионизирующих излучений

Работа по установлению допустимых уровней вредного воздействия ионизирующих излучений была проделана Международной комиссией по радиационной защите (МКРЗ), которая на основе анализа и обобщения всех имеющихся экспериментальных данных о воздействии различных уровней ионизирующих излучений на животных и человека разработала рекомендации по нормированию облучения [21]. Эти рекомендации приняты, с некоторыми поправками, во многих странах. В СССР на основе рекомендаций МКРЗ созданы НРБ-69 и ОСП-72, которые утверждены в законодательном порядке. Отметим, что по мере накопления и систематизации новых экспериментальных данных рекомендации подвергаются пересмотру и уточнению. Рассмотрим некоторые основные положения этих документов.

При оценке опасности радиационных поражений следует различать внешнее и внутреннее облучение. Внешним облучением называется воздействие на организм ионизирующих излучений от источников, находящихся вне организма, когда исключена возможность попадания радиоактивных веществ внутрь организма. Такого рода облучение имеет место, например, при использовании радиоактивных веществ, находящихся в герметичных ампулах (источники гамма- и нейтронного излучения) и называемых закрытыми источниками.

Под внутренним облучением понимают воздействие на организм радиоактивных веществ, находящихся внутри организма. Подобное положение возникает тогда, когда проводятся различные манипуляции с открытыми источниками, т. е. при работе с радиоактивными веществами (пробами) в виде растворов, порошков и т. д. При этом не исключена вероятность попадания радиоактивных веществ в окружающую среду. В этих случаях возможно загрязнение радиоактивными веществами воздуха и поверхностей рабочих помещений, рук и спецодежды обслуживающего персонала и, как следствие, попадание радиоактивных веществ внутрь организма через органы дыхания, кожный покров, при заглатывании и т. д.

При внешнем облучении человек подвергается вредному воздействию только в течение того времени, когда он находится вблизи источников излучения. Если же радиоактивные вещества попали внутрь организма, то человек подвергается непрерывному облучению до тех пор, пока они не выведутся из организма в результате радиоактивного распада или физиологического обмена.

Большая проникающая способность гамма- и нейтронного излучений в сравнении с потоками альфа- и бета-частиц является причиной того, что первые наиболее опасны при внешнем облучении, а последние — при внутреннем.

В основе гигиенического нормирования ионизирующих излучений лежит понятие предельно допустимой дозы облучения (ПДД). В результате выполнения большого объема радиобиологических и медицинских исследований было установлено, что существует некоторая величина дозы облучения, при действии которой в организме не возникает необратимых соматических и генетических изменений. Действующие НРБ-69 определяют предельно допустимую дозу как годовой уровень облучения персонала (т. е. профессиональных работников), не вызывающий при равномерном накоплении дозы в течение 50 лет обнаруживаемых современными методами неблагоприятных изменений в состоянии здоровья самого облучаемого и его потомства. Практически предельно допустимой можно назвать такую дозу облучения, при которой не требуется проведения каких-либо защитных мер. Подчеркнем, что понятие ПДД относится к облучению персонала, т. е. лиц, которые непосредственно работают с источниками ионизирующих излучений или по роду своей работы могут подвергнуться облучению. В соответствии НРБ-69 персонал относится к категории А.

Вблизи объектов, где ведутся работы с радиоактивными веществами и источниками излучений, в пределах так называемой наблюдаемой зоны, уровень облучения проживающего населения может превышать уровень естественного (природного) радиационного фона по тем или иным причинам; например, за счет радиоактивных выбросов. Поэтому для отдельных лиц (контингента населения), проживающих на территории наблюдаемой зоны и относящихся к категории Б, устанавливается предел дозы (ПД) — допустимый среднегодовой уровень облучения, который контролируется по усредненным дозам внешнего облучения, радиоактивным выбросам и радиоактивной загрязненности объектов внешней среды. Предел дозы, таким образом, регламентирует в среднем облучение группы населения, в отличие от ПДД, регламентирующей уровень облучения каждого профессионального работника.

Величина ПДД и ПД внешнего и внутреннего облучения определяется тем, к какой группе критических органов относится облучаемый орган или ткань. Критический орган — это такой орган тела, облучение которого в данных условиях приводит к наиболее сильному поражению организма. В соответствии с НРБ-69, установлены ПДД и ПД для четырех групп критических органов (табл. 5).

Как следует из табл. 5, ПДД, установленные для профессиональных работников, в 10 раз больше ПД для отдельных лиц из населения. Это естественно, поскольку к категории А относится сравнительно узкий контингент лиц, которые постоянно находятся под специальным медицинским наблюдением, пользуются сокращенным рабочим днем и дополнительным отпуском. Кроме того, к работе с источниками ионизирующего

Таблица 5

Предельно допустимые дозы внешнего и внутреннего облучения персонала и предел дозы для отдельных лиц из населения, установленные НРБ-69, бэр

Группа критических органов или тканей	Критические органы или ткани	Предельно допустимая доза облучения персонала (ПДД)		Предел дозы облучения за год для отдельных лиц из населения (ПД)
		за квартал	за год	
I	Все тело, гонады, красный костный мозг	3*	5**	0,5
II	Любой отдельный орган, кроме гонад, красного костного мозга, костной ткани, щитовидной железы, кожи, а также кистей, предплечий, лодыжек и стоп	8	15	1,5
III	Костная ткань, щитовидная железа, кожный покров всего тела (кроме кожи кистей, предплечий, лодыжек и стоп)	15	30	3***
IV	Кисти, предплечья, лодыжки и стопы	40	75	7,5

\* За исключением женщин в возрасте до 30 лет, для которых доза облучения не должна превышать 1,3 бэра.

\*\* Доза внешнего облучения рентгеновским излучением с эффективной энергией 15—25 кэВ не должна превышать: для всего тела и красного костного мозга 15 Р/год, для мужских гонад — 5 Р/год.

\*\*\* Предел дозы для щитовидной железы детей и подростков до 16 лет установлен в 1,5 бэр.

излучения допускаются лица не моложе 18 лет и не имеющие каких-либо противопоказаний со стороны здоровья.

Следует отметить, что приведенные значения ПДД и ПД не включают естественный радиационный фон и дозы, получаемые во время медицинских процедур.

Для регламентации облучения всего населения в целом (категория В) вводится понятие генетической дозы. Это такая доза, которая, если бы она была получена каждым индивидуумом с момента его зачатия до среднего репродуктивного (воспроизводящего) возраста, привела бы к тем же генетическим изменениям населения в целом, к каким приводят действительные дозы облучения, получаемые отдельными индивидуумами. Генетически значимая доза внешнего и внутреннего облучения, получаемая населением в целом от всех источников излучения, не должна превышать 5 бэр за 30 лет (в эту дозу не входят дозы облучения за счет естественного фона и медицинских процедур). Это значит, что если доза на гонады с момента зачатия до 30 лет (средний репродуктивный возраст человека) на душу населения будет меньше 5 бэр, то дополнительный ущерб об-

шеству за счет генетических последствий можно считать допустимым и оправданным, принимая во внимание выгоды, которые можно ожидать от расширения практического использования атомной энергии.

В соответствии с НРБ-69 среди персонала (категория А) выделены две группы:

а) лица, условия труда которых таковы, что дозы облучения могут превышать 0,3 годовой ПДД (работа в контролируемой зоне);

б) лица, условия труда которых таковы, что дозы облучения не могут превышать 0,3 годовой ПДД (работа вне контролируемой зоны). К этой группе относятся взрослые лица, работающие на данном предприятии по соседству с помещениями, где ведутся работы с источниками ионизирующих излучений: лица, работающие в административно-хозяйственных и служебных помещениях, а также во всех зданиях и на открытом воздухе в пределах санитарно-защитной зоны\*; лица, эпизодически посещающие контролируемую зону.

Для лиц, работающих в контролируемой зоне, обязательно индивидуальное дозиметрическое наблюдение и специальное медицинское наблюдение. Для лиц, работающих вне контролируемой зоны, индивидуальное дозиметрическое наблюдение и специальное медицинское наблюдение не проводятся. В этом случае лишь контролируются мощность дозы внешних потоков излучения и концентрация радиоактивных веществ в воздухе рабочих помещений, а медицинское наблюдение ограничивается общей диспансеризацией.

В настоящее время для профессионального облучения регламентируется не недельная, а годовая ПДД, равная для облучения всего организма, гонад или красного костного мозга 5 бэр. Отдельные лица из персонала, за исключением женщин в возрасте до 30 лет, могут получить в течение одного квартала периодически или даже однократно дозу не выше 3 бэр (т.е. приблизительно 0,5 годовой ПДД), причем годовая доза не должна превышать 5 бэр. Такая регламентация позволяет более правильно организовать работу в радиационно опасных условиях, особенно при ремонтных работах, при ликвидации последствий, связанных с нарушением технологического процесса, и т. д.

В исключительных случаях, связанных с работами по ликвидации крупных аварий, предотвращением переоблучения большого числа работников и спасением жизни людей допу-

\* Санитарно-защитная зона — территория вокруг предприятия, организации, лаборатории, хранилища, на которой запрещается размещение жилых зданий, детских учреждений, а также промышленных и подсобных сооружений, не относящихся к предприятию, для которого установлена санитарно-защитная зона. В санитарно-защитной зоне должен проводиться контроль радиационной обстановки.

скается облучение в дозах до 10 и 25 бэр. В каждом подобном случае планируемого повышенного облучения персонал должен быть предупрежден о возможном риске дополнительного облучения. Работнику, подвергнутому повышенному облучению, может быть разрешено продолжать обычную работу только при отсутствии медицинских противопоказаний.

Каждое внешнее облучение дозами до 10 и 25 бэр должно быть так компенсировано, чтобы в последующем периоде не свыше 5 лет в первом и 10 лет во втором случаях суммарная доза не превысила величины накопленной дозы, определяемой по формуле

$$D = 5(N - 18) \text{ бэр}, \quad (10)$$

где  $N$  — возраст человека; 18 лет — возраст начала профессионального облучения. Во всех случаях накопленная к 30 годам доза не должна превышать 60 бэр.

Непланируемое однократное облучение дозой свыше 25 бэр рассматривается как потенциально опасное, и в этом случае следует проводить специальное медицинское обследование для решения вопроса о возможности дальнейшей работы, связанной с профессиональным облучением.

В табл. 6 приведены основные регламентированные значения предельно допустимых уровней внешних потоков ионизирующих излучений для персонала (категория А), соответствующие равномерному накоплению годовой ПДД, равной 5 бэр [17].

Таблица 6

Предельно допустимые плотности потока  $N$  (частиц/см<sup>2</sup>), соответствующие мощности эквивалентной дозы  $P=2,8$  мбэр/ч (100 мбэр за 36 ч работы)

Вид излучения	Энергия излучения	Единица измерения	N	
			при работе $t = 36$ ч в неделю	при работе $t$ часов в неделю
Гамма- и рентгеновское излучение (Р)	до 3 МэВ	мбэр/ч	2,8	100/t
		частиц	20	720/t
Электроны и бета-частицы	до 10 МэВ	см <sup>2</sup> ·с	750	27 000/t
		н/см <sup>2</sup> ·с	550	20 000/t
Тепловые нейтроны	0,25 эВ	»	630	23 000/t
	0,1 эВ	»	310	11 000/t
Медленные нейтроны	5 кэВ	»	90	3200/t
	20 кэВ	»	33	1200/t
Промежуточные нейтроны	0,1 МэВ	»	20	720/t
	0,5 МэВ	»	19	680/t
Быстрые нейтроны	1—5 МэВ	»	11	400/t
	10 МэВ	»	8	280/t
Очень быстрые нейтроны	15—20 МэВ	»		
	50 МэВ	»		

При попадании радиоактивных веществ внутрь организма, т. е. при внутреннем облучении, регламентируются предельно допустимое поступление (ПДП) и предел годового поступления (ПГП) — такие количества радиоактивных изотопов, при попадании которых в организм годовая доза облучения организма человека не превысит годового значения ПДД или ПД соответственно. Исходными данными для расчета ПДП и ПГП являются знание критического органа, его веса и размера, вид энергии испускаемого изотопом излучения, времени нахождения изотопа в организме и т. д. Для оперативного контроля за состоянием внешней среды рассчитаны среднегодовые допустимые концентрации (СДК) радиоактивных изотопов для персонала в воздухе рабочих помещений, а также в воздухе и воде отдельных лиц из населения. Величины ПДП, ПГП и СДК различных радиоактивных изотопов приведены в приложении к НРБ-69.

Для сопоставления возможного внутреннего облучения работ с радиоактивными веществами в открытом виде подразделяются по своей радиотоксичности на 5 групп. Принадлежность к группе радиотоксичности определяется в зависимости от предельно допустимой на рабочем месте активности радионуклидных источников, не требующей регистрации и получения разрешения санитарно-эпидемиологической службы согласно последнему столбцу табл. 1 Приложения к НРБ-69.

Группа А — элементы с особо высокой радиотоксичностью для которых упомянутая выше активность равна 0,1 мкКи.

Группа Б — элементы с высокой радиотоксичностью (активность 1 мкКи).

Группа В — элементы со средней радиотоксичностью (активность 10 мкКи).

Группа Г — элементы с малой радиотоксичностью (активность 100 мкКи).

Группа Д — изотопы, для которых активность равна 1000 мкКи.

Все работы с открытыми радиоактивными изотопами разделяются на три класса. Класс работ определяет требования размещению и оборудованию помещений и устанавливается в зависимости от группы радиотоксичности изотопа и фактического его количества (активности) на рабочем месте, указанные в табл. 7 (ОСП-72).

В практике геологических организаций работы с радиоактивными веществами в открытом виде относятся, как правило, к третьему классу. Основные требования, предъявляемые к проведению работ по третьему классу и направленные на обеспечение радиационной безопасности в этих условиях, изложены в главе IV.

При работе с открытыми радиоактивными веществами возможно загрязнение ими рабочих поверхностей, а в ряде случаев — рук и тела людей.

Таблица 7  
Класс работ в зависимости от группы радиотоксичности и активности изотопа на рабочем месте

Группа радиотоксичности	Предельно допустимая на рабочем месте активность, не требующая получения разрешения санитарно-эпидемиологической службы, мкКи	Активность на рабочем месте, мкКи		
		Класс работ		
		I	II	III
А	0,1	Более 10 <sup>4</sup>	От 10 до 10 <sup>4</sup>	От 0,1 до 10
Б	1,0	» 10 <sup>5</sup>	От 100 до 10 <sup>5</sup>	От 1 до 100
В	10,0	» 10 <sup>6</sup>	От 10 <sup>3</sup> до 10 <sup>6</sup>	От 10 до 10 <sup>3</sup>
Г	100,0	» 10 <sup>7</sup>	От 10 <sup>4</sup> до 10 <sup>7</sup>	От 10 <sup>2</sup> до 10 <sup>4</sup>
Д	1000,0	» 10 <sup>8</sup>	От 10 <sup>5</sup> до 10 <sup>8</sup>	От 10 <sup>3</sup> до 10 <sup>5</sup>

Примечания.  
1. В случае использования радиоактивных изотопов, предельно допустимая активность которых на рабочем месте, освобождающая от получения разрешения со стороны органов санитарно-эпидемиологической службы, не указана в НРБ-69, следует принимать значения этой активности равным 0,1 мкКи.  
2. Допускается увеличение активности на рабочем месте при простых операциях с жидкостями (без упаривания, перегонки, барботаж и т. п.) в 10 раз и при хранении в 100 раз.

растворов — рук и тела людей. При загрязнении рук и тела радиоактивными веществами представляют опасность как источники внешнего облучения. Помимо этого, загрязненные поверхности и тело являются потенциальными источниками внутреннего облучения. При загрязнении тела радиоактивные вещества могут проникать внутрь организма путем всасывания через кожу, а с загрязненных рук могут попадать в рот и желудочно-кишечный тракт. При выполнении работ и перемещении людей в помещениях, где пол, стены и оборудование загрязнены радиоактивными веществами, последние в виде пыли могут подниматься в воздух, образуя радиоактивные аэрозоли. Все это вызывает необходимость нормирования загрязнения кожного покрова, поверхностей рабочих помещений и транспортных средств в случае проведения работ с радиоактивными веществами в открытом виде. Соответствующие допустимые уровни радиоактивного загрязнения, заимствованные из НРБ-69, приведены в табл. 8.

Все величины предельно допустимых внешних потоков ионизирующих излучений, а также ПДП и СДК отдельных изотопов рассчитаны в предположении, что на человека действует только один радиационный фактор. В том случае, когда возможно одновременное воздействие нескольких радиационных факторов,

Допустимые уровни загрязнения кожного покрова персонала (категория А), поверхностей рабочих помещений контролируемой зоны транспортных средств, частиц/см<sup>2</sup>·мин

Вид поверхности	Допустимые уровни загрязнения частиц/см <sup>2</sup> ·мин		Бета-излучающие изотопы
	Альфа-излучающие изотопы		
	высокой токсичности**	прочие	
Кожные покровы персонала (категория А)	5	5	
Поверхности рабочих помещений контролируемой зоны:			
	постоянного пребывания персонала	10	40
полубслуживаемых (помещения второй зоны при трехзональной планировке)	100	400	
Транспортные средства*** без упаковки (контейнеров) для перевозки радиоактивных веществ внутри контролируемой зоны	10	10	

\* Для поверхностей рабочих помещений контролируемой зоны и транспортных средств нормируется «снимаемая» загрязненность, а для кожных покровов персонала — общая загрязненность.

\*\* Высокотоксичными альфа-излучающими изотопами считаются изотопы, СДК которых в воздухе рабочих помещений меньше  $2 \cdot 10^{-15}$  Ки/л.

\*\*\* Для гамма-излучателей мощность дозы в любой точке, находящейся на расстоянии 0,1 м от поверхности транспортных средств, не должна превышать 0,1 МР/ч.

суммарная доза от всех видов воздействий не должна превышать одной предельно допустимой. Таким образом, требования радиационной безопасности для случая, например, внешнего облучения всего тела потоками ионизирующих излучений различных видов сводится к следующему условию:

$$\frac{D_{\beta} + D_{\gamma} + D_{\text{тп}} + D_{\text{пн}} + D_{\text{бп}}}{D_{\text{пдд}}} \leq 1,$$

где  $D_{\beta}$ ,  $D_{\gamma}$ ,  $D_{\text{тп}}$ ,  $D_{\text{пн}}$ ,  $D_{\text{бп}}$  — существующая (реальная) доза соответственно бета-, гамма-излучения, тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов соответственно;  $D_{\text{пдд}}$  — предельно допустимая доза.

В заключение следует отметить, что при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений следует создавать условия труда, максимально снижающие дозы внешнего и внутреннего облучения, даже если они не превышают установленных допустимых уровней.

## 8. Принципы защиты от ионизирующих излучений

Целью защитных мероприятий при проведении работ с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений является уменьшение дозы внешнего облучения людей до предельно допустимого уровня облучения и предохранение работников от возможного попадания радиоактивных изотопов внутрь организма и на кожные покровы тела.

### Защита от внешнего облучения

Защита от альфа- и бета-излучений. Выше отмечалось, что альфа-частицы даже самой высокой энергии, испускаемые естественными радиоактивными элементами, имеют малые пробеги и, если находиться на расстоянии 9—10 см от радиоактивного препарата, ни одна альфа-частица не попадет на тело работающего. Одежда полностью защищает от внешнего облучения альфа-частицами. Более того, альфа-частицы полностью поглощаются роговым слоем кожи, который фактически более чувствителен к их поражающему действию.

Для предохранения тела работающих от внешнего облучения бета-частицами операции с радиоактивными веществами следует вести за защитными экранами или в специальных защитных шкафах. Толщина защитных экранов должна быть больше максимального пробега бета-частиц. В качестве защитных материалов используются, как правило, стекло, плексиглас или алюминий. При практических расчетах необходимой толщины защиты от бета-излучения используют эмпирическую формулу

$$d = \frac{1}{\rho} (0,54 E_{\beta} - 0,15), \quad (12)$$

где  $d$  — толщина слоя защиты, см;

$E_{\beta}$  — максимальная энергия бета-частиц, МэВ;

$\rho$  — плотность вещества, г/см<sup>3</sup>.

Защита от бета-частиц стеклом и алюминием обеспечивается, если толщина этих материалов, выраженная в миллиметрах, больше удвоенного численного значения максимальной энергии бета-излучения в мегаэлектронвольтах [16].

При использовании легких материалов интенсивность тормозного гамма-излучения бета-частиц, пропорциональная атомному номеру поглотителя, мала и может не приниматься во внимание.

Защита от гамма-излучения. По сравнению с альфа- и бета-излучением гамма-излучение имеет значительно большую проникающую способность, вследствие чего обеспечить защиту от него гораздо сложнее. В § 5 настоящей главы приведены формулы (7) и (9), связывающие мощность экспозиционной дозы  $P$  с активностью гамма-излучающего изотопа  $A$  при

отсутствии защиты. Соотношение между экспозиционной дозой  $D$ , толщиной защиты  $d$ , временем облучения  $t$  и характеристиками точечного источника определяется для широкого спектра следующей формулой:

$$D = \frac{K_{\gamma} \cdot A \cdot t}{R^2} e^{-\mu d} \cdot B \text{ или } D = D_0 e^{-\mu d} \cdot B,$$

где  $K_{\gamma}$  — гамма-постоянная изотопа;  
 $R$  — расстояние от источника до детектора;  
 $\mu$  — линейный коэффициент ослабления гамма-излучения в материале защиты;  
 $B$  — дозовый фактор накопления, учитывающий рассеянное излучение в значении дозы после прохождения гамма-излучения через защиту;  
 $D_0$  — экспозиционная доза в точке детектирования без защиты.

Величина дозового фактора накопления  $B$  зависит от энергии гамма-излучения, атомного номера и плотности материала защиты, а также толщины защиты (точнее, величины  $\mu d$ ). В качестве иллюстрации в табл. 9 [18] представлены величины  $\mu$  и  $B$  для некоторых защитных материалов при различных энергиях гамма-излучения  $E$ .

Из формулы (13) и табл. 9 следует, что уменьшение экспозиционной дозы может быть достигнуто следующими способами:

- снижением активности источника («защита количеством»);
- увеличением расстояния от источника («защита расстоянием»);
- ограничением времени облучения («защита временем»);
- использованием в качестве источника излучения изотопов с меньшей энергией (увеличение  $\mu$ );
- применением защитных экранов или оболочек.

Уменьшение активности источника излучения и использование источников с малой энергией гамма-излучения не всегда возможны, поскольку обе эти характеристики определяются назначением аппарата, сущностью метода исследования и т. д. В реальных условиях работы с точечными источниками излучения зачастую сложно использовать защитные оболочки экранов (извлечение радиоактивного препарата из контейнера, перезарядка и градуировка приборов и т. д.). В этих случаях надо пользоваться «защитой расстоянием» и «защитой временем», т. е. все манипуляции с источниками проводить с помощью захватов и держателей и выполнять их по возможности быстро.

Выбор материалов для защиты от гамма-излучения определяется конструкцией защиты, требованиями к габаритам и весу, а также экономическими соображениями. Для изготовления

Таблица 9

Зависимость линейной плотности ослабления  $\mu$  и дозового фактора накопления  $B$  от энергии  $E$  точечного источника при прохождении гамма-излучения в бесконечной среде для воды, алюминия, железа и свинца

Вещество	$\rho$ , г/см <sup>3</sup>	$E$ , МэВ	$\mu$ , см <sup>-1</sup>	$B$ при $\mu d$				
				1	2	4	10	20
Вода	1,0	0,5	0,097	2,25	5,14	14,3	77,6	334
		1,0	0,071	2,13	3,71	7,68	27,1	82,2
		2,0	0,049	1,83	2,77	4,88	12,4	27,7
		3,0	0,040	1,69	2,42	3,91	8,63	17,0
Алюминий	2,7	0,5	0,228	2,37	4,24	9,47	38,9	141
		1,0	0,166	2,02	3,31	6,57	21,2	58,5
		2,0	0,116	1,75	2,61	4,62	11,9	26,3
		3,0	0,095	1,64	2,32	3,78	8,65	17,7
Железо	7,9	0,5	0,655	1,98	3,09	5,98	19,2	55,6
		1,0	0,467	1,87	2,89	5,39	16,2	42,7
		2,0	0,329	1,76	2,43	4,13	10,9	25,1
		3,0	0,280	1,55	2,15	3,51	8,51	19,1
Свинец	11,3	0,5	1,72	1,24	1,42	1,69	2,27	2,73
		1,0	0,795	1,37	1,69	2,26	3,74	5,86
		2,0	0,515	1,39	1,76	2,51	4,84	9,0
		3,0	0,467	1,34	1,68	2,43	5,30	12,3

транспортных и переносных контейнеров, защитных кожухов гамма-аппаратов и т. д., когда существенную роль играют вес и габариты, наиболее выгодно использовать такие вещества, которые эффективно ослабляют гамма-излучение. Из табл. 9 следует, что чем выше плотность и порядковый номер вещества, тем больше степень ослабления гамма-излучения. Поэтому для указанных целей чаще всего применяется свинец, а иногда и уран. В этом случае толщина защиты меньше и, следовательно, меньше вес и габариты защиты.

При сооружении защиты помещений, где ведутся работы с источниками гамма-излучения, главным образом стен, наиболее экономичен и удобен бетон. Если для работы используются источники с мягким излучением, где существенную роль играет фотозффект, в бетон добавляют вещества с большим порядковым номером, например барит, что позволяет уменьшить толщину защиты.

Расчет защиты чаще всего состоит в определении толщины экрана  $d$ , при которой обеспечивается заданный уровень облучения. Однако уравнение (13) нельзя решить аналитически относительно  $d$  при заданной величине  $D$ , поскольку фактор накопления  $B$  также зависит от  $d$ . Поэтому на практике пользуются всевозможными таблицами и номограммами, которые позволяют быстро и с достаточной точностью решать вопросы защиты.

Чаще всего используют так называемые универсальные таблицы, входным параметром которых является кратность ослабления  $K$ . Кратность ослабления показывает, во сколько раз необходимо уменьшить рассчитанные или экспериментально определенные мощности экспозиционной дозы (экспозиционные дозы), чтобы получить заданные значения этих параметров. Универсальные таблицы дают возможность определить, например, по известной кратности ослабления необходимую толщину защиты для различных материалов и энергий гамма-излучения или по заданной толщине или набору нескольких слоев из различных материалов — кратность ослабления. В приложении представлены данные из универсальных таблиц для бетона, железа и свинца [18].

Для отдельных изотопов, имеющих иногда сложный спектр гамма-излучения, разработаны графики и номограммы, с помощью которых находят толщину защиты либо по заданной кратности ослабления, либо по заданной активности источника на расстоянии и времени работы. Имеются также номограммы позволяющие определить защиту «временем, количеством и состоянием» [17].

Приближенный расчет защиты может быть проведен в случае слоя половинного ослабления излучения данной энергии в защитном материале. Так, один слой половинного ослабления обеспечивает кратность ослабления  $K$ , равную 2, два слоя — 10 слоев — 1000 и т. д. Например, для  $Co^{60}$  толщина слоя половинного ослабления в бетоне, железе и свинце соответственно равна 7,3; 2,4 и 1,1 см [18].

Защита от нейтронов. Процессы взаимодействия нейтронного потока с веществом, как было рассмотрено ранее, отличаются большой сложностью. Поэтому расчет защиты от нейтронов обычно представляет собой сложную задачу, а основные параметры, необходимые для такого расчета, чаще всего определяются экспериментально.

При использовании точечных изотопных нейтронных источников и скважинных генераторов нейтронов основную опасность представляют быстрые нейтроны, так как имеют наиболее высокую величину предельно допустимой плотности потока (см. табл. 6).

Защита от нейтронного излучения основывается на замедлении быстрых нейтронов до медленных и тепловых и на дальнейшем поглощении последних. Поскольку при неупругом рассеянии и радиационном захвате нейтронов испускаются гамма-кванты, а почти все изотопные нейтронные источники имеют собственный гамма-фон, защита от нейтронов должна обеспечивать замедление быстрых нейтронов, поглощение тепловых нейтронов и защиту от гамма-излучения. Наиболее эффективной оказывается многослойная защита, состоящая из материалов, замедляющих быстрые нейтроны (вода, парафин), поглощающих те-

ловые (бор, кадмий) и ослабляющих гамма-излучение (сталь, свинец). Защита может строиться так: слой парафина, слой борной кислоты (кадмия, карбида бора), слой свинца. Используются также блоки из парафино-борной смеси.

Защита от быстрых нейтронов точечных источников может быть рассчитана для широкого пучка по следующей формуле:

$$N_d = \frac{N_0}{4\pi R^2} \cdot e^{-\Sigma d} \cdot B, \quad (14)$$

где  $N_d$  — плотность потока нейтронов на расстоянии  $R$  после ослабления защиты толщиной  $d$ , н/см<sup>2</sup>·с;

$N_0$  — интенсивность источника, н/с;

$\Sigma$  — сечение выведения нейтронов, см<sup>-1</sup>;

$B$  — фактор накопления, возрастающий с увеличением толщины защиты и средней энергии нейтронного спектра.

В случае Po-Be-источника  $B$  равно 5 при толщине защиты 20 см, а сечения выведения нейтронов для воды и парафина соответственно равны 0,139 и 0,161 см<sup>-1</sup> соответственно [16, 22]. Таким образом, слой парафина толщиной 10 см замедляет до тепловых нейтроны изотопных источников.

В других работах [17, 18] формула (14) используется в измененном виде:

$$N_d = \frac{N_0}{4\pi R^2} C \cdot e^{-d/\lambda}, \quad (15)$$

где  $\lambda$  — длина релаксации нейтронов, т. е. толщина слоя вещества, после прохождения которого поток нейтронов ослабляется в результате поглощения в  $e$  раз ( $e=2,718$ ), см;

$C$  — некоторая постоянная.

Подобно номограммам для расчета защиты от гамма-излучения точечных источников, построены номограммы для определения водной защиты от изотопных нейтронных источников. Эти номограммы связывают между собой величины  $N_0$ ,  $R$  и  $d$ ;  $N_0$ ,  $R$  и время облучения  $t$  (часов в день) для работы при отсутствии защиты, а также дают зависимость кратности ослабления от  $d$  [17]. Номограммы пригодны для расчетов защиты от нейтронного излучения Po-Be-, Po-B-, Ra-Be- и Pu-Be-источников не только для воды, но после несложного пересчета и для парафина. Имеются также экспериментальные кривые ослабления эквивалентных мощностей доз Po-Be-источника для парафиновой и парафино-борной защит [22].

При наличии интенсивного гамма-излучения у нейтронного источника (например, Ra-Be) рекомендуется окружать его сначала слоем свинца, а затем располагать нейтронную защиту, благодаря чему уменьшается общий вес защиты. Толщина свинцового фильтра рассчитывается по известным формулам и универсальным таблицам.

Расчет защиты от быстрых нейтронов скважинных генераторов нейтронов проводится по формуле (15) с использованием соответствующих величин  $C$  и  $\lambda$ . Вопросы расчета защиты обеспечения безопасной работы со скважинными генераторами нейтронов рассмотрены в главе IV.

*Защита от внутреннего облучения и радиоактивного загрязнения кожных покровов*

Во многих случаях радиоактивные вещества используются в открытом виде, например в методе меченых атомов, при фасовке радиоактивных препаратов, приготовлении растворов и т. д. В этом случае, кроме внешнего облучения, возможно загрязнение воздуха рабочих помещений, оборудования и работающих с радиоактивными веществами. Поэтому при использовании радиоактивных веществ в открытом виде, помимо обеспечения защиты от внешнего облучения, предъявляются требования к планировке, отделке и оборудованию помещений к системе вентиляции и т. д. Характер этих требований определяется радиотоксичностью изотопов и величиной их активности на рабочем месте, т. е. классом работ, а также существом проводимых операций. Организация безопасной работы в этих условиях отражена в ОСП-72, а основные мероприятия по защите от внутреннего облучения и радиоактивного загрязнения кожных покровов при ведении работ с открытыми радиоактивными изотопами в специфических условиях геологических организаций рассмотрены в главе IV.

### III. РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ ЗА РАБОТОЙ С ИСТОЧНИКАМИ ИЗЛУЧЕНИЙ

#### § 1. Факторы радиационной опасности при применении ядерных методов

Использование ядерных методов как в полевых, так и в лабораторных условиях может привести к существенному переоблучению персонала и нанесению ущерба здоровью работающих, если не предусмотрен и не осуществляется комплекс мер, обеспечивающих радиационную безопасность. В отдельных случаях, особенно при утере источников излучений, их разгерметизации и т. п., вредному воздействию ионизирующих излучений кроме персонала могут подвергнуться другие лица, профессионально не связанные с применением источников таких излучений.

В общем случае при работах с радиоактивными веществами и источниками излучений существуют три возможности (фактора) лучевого воздействия на организм:

- 1) внешнее облучение — воздействие на организм ионизирующих излучений от внешних по отношению к нему источников излучения;
- 2) внутреннее облучение — воздействие на организм ионизирующих излучений радиоактивных веществ, находящихся внутри организма;
- 3) комбинированное облучение — совместное внешнее и внутреннее облучение организма.

Основным фактором радиационной опасности при использовании исправных закрытых источников излучений или генераторов нейтронов является внешнее облучение персонала, так как при этом исключено попадание радиоактивного материала в окружающую среду и внутрь организма. Второй и третий факторы радиационной опасности могут присоединиться к первому в случае разгерметизации оболочки источника излучения или нейтронной трубки генератора, имеющего мишень с радиоактивным изотопом, вследствие чего произойдет попадание радиоактивного материала в окружающую среду. Такое же загрязнение окружающей среды может произойти и при использовании без надлежащих мер предосторожности и защиты открытых радиоактивных веществ. Это, например, возможно при исследованиях с помощью метода меченых атомов, при обработке естественно радиоактивных проб пород и руд, а также при манипуляциях с облученными (искусственно радиоактивными) пробами.

Обеспечение эффективной радиационной безопасности в каждом конкретном случае зависит от множества причин и обстоятельств. Ниже будут рассмотрены основные аспекты безопасного применения ядерных методов в полевой и лабораторной практике.

## § 2. Объем радиационного контроля

Специфической особенностью организма при внешнем внутреннем его облучении в отдельности (а также при комбинированном воздействии излучений) является то, что человек никак не может почувствовать и среагировать на облучение любой дозе. У человеческого организма нет органов (рецепторов), способных обнаруживать ионизирующее излучение. Поэтому разработка мер безопасного практического применения радиоактивных веществ и источников излучений.

Для того чтобы обнаружить ионизирующее излучение, оценить дозу облучения персонала и уровень загрязнения радиоактивными веществами окружающей среды, необходим так называемый радиационный контроль. Радиационный контроль является одной из важнейших составных частей комплекса мероприятий по обеспечению радиационной безопасности при любых работах с источниками излучения и радиоактивными веществами.

В соответствии с действующими в СССР санитарными нормами и правилами [1, 2] система радиационного контроля должна разрабатываться до начала проведения потенциально радиационно опасных работ на стадии их проектирования. От правильного определения объема такого контроля, его организации, своевременного проведения и наличия необходимой аппаратуры в значительной мере зависит получение объективной информации о степени радиационной опасности. Радиационный контроль проводится с целью неукоснительного соблюдения норм радиационной безопасности, регламентированных НРБ-69, и требований ОСП-72. Объем радиационного контроля, его характер и периодичность, получение и регистрация результатов разделяются администрацией учреждения с учетом специфики проведения работ и источниками излучения и радиоактивных веществ. Система радиационного контроля включает организацию и проведение контроля за радиационной обстановкой и дозами облучения персонала на рабочих местах, в подземных выработках, помещениях, и т. п., т. е. везде, где проводятся работы с использованием источников излучений, а также в местах излучений от естественных или искусственных источников. Радиационный контроль проводится также в пределах санитарно-защитных или наблюдаемых зон, а иногда и за их пределами\*.

\* При поисках и разведке полезных ископаемых с использованием радиоактивных методов специальных зон, как правило, не устанавливается.

В общем случае радиационный контроль независимо от характера и специфики работ с источниками излучения и радиоактивными веществами включает проведение дозиметрических и радиометрических измерений, а также контроль за сбором, удалением и обезвреживанием радиоактивных отходов всех видов.

Дозиметрические и радиометрические измерения составляют основу радиационного контроля. Они проводятся при непосредственном применении источников излучений и выполнении любых работ, где возможен контакт персонала с ионизирующими излучениями (в том числе и при осуществлении сбора, удаления и обезвреживания радиоактивных отходов).

В конечном итоге дозиметрический и радиометрический контроль необходим для того, чтобы точно определить дозу облучения персонала. Знание реальной лучевой нагрузки (доз облучения) поможет организовать защиту и регламентировать проведение работ, чтобы исключить возможность переоблучения работающих и населения.

## § 3. Служба радиационной безопасности

Для проведения радиационного контроля в экспедициях, базовых лабораториях и т. п., т. е. в учреждениях, предприятиях и подразделениях, где широко применяются ядерные методы и имеется значительное количество источников излучений разной номенклатуры и активности (особенно при наличии и использовании открытых радиоактивных веществ), организуется служба радиационной безопасности.

В соответствии с ОСП-72 численность такой службы должна устанавливаться из расчета обеспечения радиационным контролем всех радиационно опасных работ и проведения планового радиационного контроля в каждой смене.

При незначительных объемах работ с источниками излучений или радиоактивными веществами (в отдельных партиях, отрядах, передвижных лабораториях и т. п.) радиационный контроль осуществляется специально выделенным лицом.

Положение о службе радиационной безопасности разрабатывает и утверждает администрация учреждения, ведущего радиационно опасные работы, по согласованию с местными органами санитарно-эпидемиологической службы. В этом положении с учетом характера проводимых работ и требований ОСП-72, приведенных выше, определяются численность, права и обязанности службы радиационной безопасности (лица, ответственного за радиационный контроль).

Работники службы радиационной безопасности должны иметь соответствующую квалификацию и могут приступать к своим обязанностям только после специальной подготовки и сдачи зачетов по дисциплинам, составляющим ее основу. Спе-

циальная подготовка заключается в изучении персоналом служб (выделенным лицом) общесоюзных санитарно-законодательных документов, регламентирующих радиационную безопасность [1, 2], ведомственных правил и инструкций [например, 23, 24], а также местной инструкции по мерам радиационной безопасности, разрабатываемой администрацией учреждения, проводящего радиационно опасные работы. В результате подготовки персонал службы радиационной безопасности (выделенное лицо) должен быть обучен: правилам безопасного ведения работ с источниками излучений, используемыми в данном учреждении, месте и т. д.; правилам личной гигиены; приемам измерений с помощью дозиметрической и радиометрической аппаратуры; умению обрабатывать результаты таких измерений. Работники службы радиационной безопасности должны также знать приемы радиационной профилактики и способы ликвидации последствий радиационных аварий; методы и средства дезактивации загрязненных радиоактивными веществами поверхностей и т. п.; правила и приемы оказания первой помощи при попадании радиоактивных веществ внутрь организма и уметь принимать экстренные меры при значительных (25 бэр и более) однократных переоблучениях.

Служба радиационной безопасности должна располагать необходимым набором аппаратуры для проведения радиационного контроля, а также средствами индивидуальной защиты, оборуодованием и растворами для дезактивации и ликвидации последствий возможных радиационных аварий.

В основные обязанности службы радиационной безопасности (лица, ответственного за радиационный контроль) входит: проведение всех видов радиационного контроля; учет и регистрация его результатов; принятие экстренных мер при обнаружении радиационной ситуации или аварии; участие в разработке под руководством администрации учреждения последствий аварии; участие в ликвидации последствий аварии.

Основным правом персонала службы радиационной безопасности является возможность приостановления любых радиационно опасных работ в случае несоблюдения мер безопасности, а также при радиационных ситуациях и авариях.

#### § 4. Дозиметрический и радиометрический контроль

В зависимости от характера работ, проводимых с источниками излучений и радиоактивными веществами, с помощью дозиметрических измерений (дозиметрического контроля) обеспечивается контроль за мощностью дозы и дозой ионизирующих излучений на рабочих местах (шахтах, горных выработках, устьев буровых скважин, лабораториях и т. п.), на смежных территориях санитарно-защитной и наблюдаемой зон. К дози-

метрическому относится также контроль за индивидуальными дозами облучения персонала.

Дозиметрический контроль осуществляется с помощью специальной аппаратуры, выпускаемой промышленностью. Аппаратура выбирается с учетом вида и энергии излучения, его интенсивности и др. Рекомендации по применению аппаратуры для радиационного контроля приведены в следующем параграфе.

Радиометрический контроль — важная часть радиационного контроля. В общем случае с помощью радиометрических измерений определяются концентрации радиоактивных газов и аэрозолей в атмосфере, а также в воздухе подземных выработок, рабочих помещений и т. п., в вентиляционном выбросе из перечисленных мест; уровни загрязнения радиоактивными веществами рабочих поверхностей, инструментов и оборудования, кожных покровов и одежды работающих.

Радиометрические измерения позволяют установить концентрации радиоактивных веществ в жидких отходах, измерять уровни радиоактивного загрязнения объектов внешней среды за пределами мест проведения радиационно опасных работ и уровни загрязнения транспортных средств. С помощью таких измерений проводится определение количества радиоактивных веществ, находящихся в теле человека.

Поскольку в данной книге рассматриваются вопросы радиационной безопасности в основном при использовании закрытых изотопных источников и генераторов нейтронов, для которых характерным является внешнее излучение, то и основное внимание при изложении методов аппаратурного контроля уделено дозиметрическим измерениям и методам их проведения. Радиометрические измерения и применяемая для этого аппаратура рассмотрены в объеме, необходимом при эксплуатации исправных источников излучений и для выявления некоторых аварий, при которых возможно попадание радиоактивного материала в окружающую среду; например при разгерметизации оболочки ампулы изотопного источника излучения. Особенности радиометрического контроля в лабораторных условиях изложены в § 4 главы IV.

## § 5. Аппаратура и методики контроля

В настоящее время наиболее распространенной является дозиметрическая и радиометрическая аппаратура, сконструированная на основе использования процесса ионизации в веществе или вторичных эффектов, обусловленных взаимодействием излучения с веществом. Этот метод наиболее распространен и применяется при регистрации излучений. В этом случае измеряется непосредственный ионизационный эффект, вызванный излучением при его прохождении через вещество.

Из других методов, имеющих прикладное значение, следует

отметить фотометод, люминесцентный, химический и некоторые другие [25]. Все эти методы основаны на измерении вторичных эффектов, вызванных в веществе ионизацией при взаимодействии с излучением.

В основе фотометода положено определение следов альфа-, бета-частиц, нейтронов и некоторых других элементарных частиц на проявленной фотопленке, подвергшейся воздействию определенного вида излучению. Эти следы оставлены на пленке в результате взаимодействия частиц корпускулярных излучений с фотозмульсией. По числу следов можно определить интенсивность излучения. Измерение дозы гамма- и рентгеновского излучений основано на определении плотности почернения фотопленки после ее проявления. Фотометод наиболее часто применяется в аппаратуре для измерения индивидуальных доз облучения.

Люминесцентный метод основан на измерении световых вспышек (сцинтилляций), вызванных взаимодействием излучений с некоторыми веществами, способными светиться при воздействии на них излучений. Такими веществами (сцинтилляторами) являются, например, сернистый цинк, антрацен, стильбен и др. Сцинтилляции усиливаются специальным устройством — фотоумножителем, а затем через радиосхемы регистрируются счетным устройством. Приборы с использованием сцинтилляторов называют сцинтилляционными.

В основе химического метода регистрации излучений лежит способность некоторых химических веществ довольно заметно менять свои свойства при взаимодействии с излучением. Этот метод, однако, мало используется в дозиметрии из-за недостаточной в ряде случаев чувствительности.

Прежде чем перейти к описанию аппаратуры, применяемой для дозиметрического и радиометрического контроля, рассмотрим несколько подробнее устройство некоторых наиболее часто используемых в практике детекторов (счетчиков) излучений.

На рис. 13 приведена схема конденсатора с газовым или воздушным наполнением камеры, в которую помещены пластины (обкладка) конденсатора. На пластины конденсатора подается напряжение от источника постоянного тока. Так как воздух или газ в обычных условиях не электропроводны, то электрическая схема разомкнута, и ток через конденсатор не проходит. При воздействии ионизирующего излучения в воздухе или газе между пластинами образуются ионы, которые под воздействием электрического поля будут перемещаться к пластинам конденсатора, регистрирующий прибор при этом отметит наличие тока в цепи.

Зависимость силы тока в цепи конденсатора от величины напряжения, подаваемого на пластины, приведена на рис. 14, где абсцисса отражает силу тока, а ордината — напряжение на пластинах. При ионизации газа или воздуха в пространстве

между пластинками конденсатора в единицу времени образуется определенное количество пар ионов. При увеличении напряжения на пластинах от 0 до  $V_1$  сила ионизационного тока возрастает до величины  $i_n$ . При малом напряжении часть ионов ре-

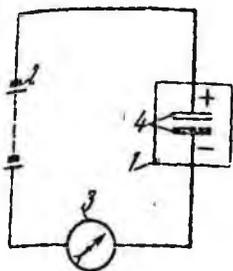


Рис. 13. Схема конденсатора с воздушным или газовым наполнением камеры  
1 — камера, наполненная воздухом или другим газом, 2 — источник постоянного тока, 3 — измерительный прибор, 4 — пластины конденсатора

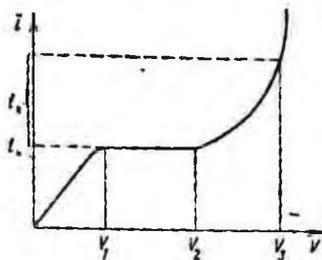


Рис. 14. Вольтамперная характеристика газовой конденсатора

комбинирует и не доходит до пластин конденсатора. Увеличение напряжения приводит к уменьшению рекомбинаций, и при напряжении, равном  $V_1$ , все ионы, образовавшиеся под воздействием излучения, будут достигать пластин конденсатора. Дальнейшее увеличение напряжения до величины  $V_2$  не влечет за собой возрастания ионизационного тока. Область напряжений от  $V_1$  до  $V_2$  называется областью насыщения, а сила тока — током насыщения. Величину (силу) ионизационного тока можно вычислить из следующего выражения:

$$i_n = n_1 \cdot e, \quad (16)$$

где  $i_n$  — сила ионизационного тока насыщения, А;  
 $e$  — электрический заряд иона, равный заряду электрона;  
 $n_1$  — количество пар ионов, образующихся в единицу времени.

Измерив силу ионизационного тока и зная величину заряда иона из формулы (16), можно определить количество пар ионов, образовавшихся при облучении пространства между пластинами конденсатора. Эта величина и будет экспозиционной дозой, измеренной в месте нахождения конденсатора. Такие конденсаторы, работающие в области насыщения и применяемые для измерения экспозиционной дозы, называют ионизационными камерами. Напряжение насыщения в таких камерах обычно находится в пределах 100—300 В.

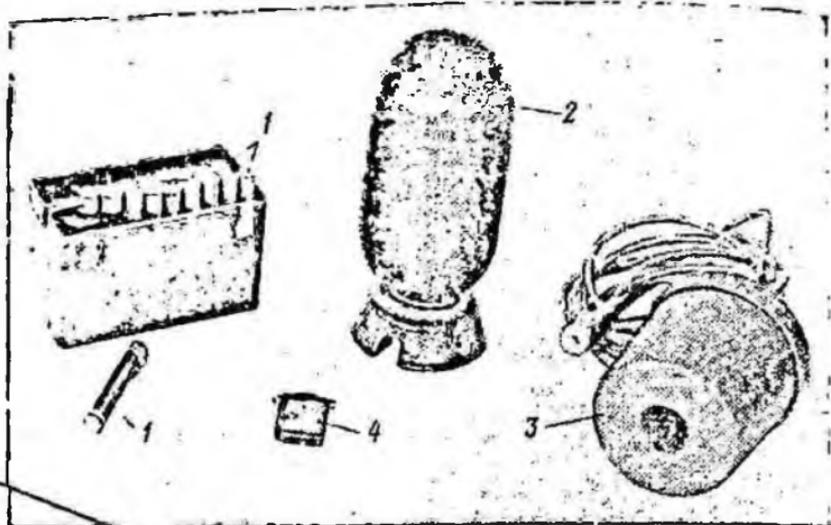


Рис. 15. Общий вид ионизационных камер некоторых дозиметрических приборов

1 — индивидуально носимые камеры прибора КИД-1, 2—3 — камеры прибора РМ-1-М; 4 — фотокассета ИФК-2,3, приведена для сравнения размеров с камерой приборов типа КИД

Величины ионизационных токов очень незначительны (от  $10^{-12}$ — $10^{-9}$  А). Поэтому ионизационные камеры подсоединяют к усилительным радиоустройствам со стрелочными или другими указательными приборами. Обычно такие приборы градуируются в импульсах в минуту, рентгенах в час, микрорентгенах в секунду. Конструктивно ионизационные камеры выполняются в виде сферы, полусферы или цилиндра. Общий вид ионизационных камер разных конструкций приведен на рис. 15.

Ионизационные камеры обычно применяются для измерения экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучений, однако с их помощью можно проводить измерения альфа- и бета-излучений.

К детекторам, основанным на ионизационном методе регистрации излучений, относятся также пропорциональные счетчики и счетчики Гейгера — Мюллера.

Работа пропорциональных счетчиков может быть объяснена с помощью рис. 14 [25, 26]. Рассмотрим участок кривой этой характеристики, лежащий в пределах напряжений от  $V_2$  до  $V_3$ . Этот участок кривой начинается непосредственно за областью насыщения. Здесь с увеличением напряжения растет сила тока и наблюдается определенная закономерность между количеством пар ионов, образовавшихся в единицу времени под действием первичного излучения  $n_1$ , и общим количеством пар ионов  $n$ , образовавшихся в газовом объеме камеры за то же время. Увеличение числа пар ионов при росте напряжения

( $>V_2$ ) объясняется тем, что ионы, возникшие под действием излучения (первичной ионизации), при движении к положительно заряженной пластине конденсатора приобретают энергию, достаточную для образования новых ионов. Такое явление носит название ударной ионизации. Общее количество ионов для этого случая можно определить из следующей формулы:

$$n = k \cdot n_1, \quad (17)$$

где  $k$  — коэффициент газового усиления.

Физический смысл этого коэффициента заключается в том, что при определении напряжения  $>V_2$  коэффициент  $k$  показывает, во сколько раз общее число пар ионов, возникших в камере, в том числе за счет ударной ионизации, больше числа ионов, образование которых обусловлено излучением. Его величина зависит от того газа, которым заполнена камера и из молекул которого образуются ионы.

В области пропорциональности сила тока ( $i_u$ ) может быть вычислена из следующего выражения:

$$i_u = k \cdot n_1 \cdot e \quad (18)$$

где  $k$ ,  $n_1$  и  $e$  — то же, что и в формулах 16 и 17.

Следовательно, измерив силу тока и зная величину коэффициента газового усиления, которая для газов обычно находится в пределах 1—10 000, можно определить число пар ионов, возникших за счет ионизации, т. е. величину экспозиционной дозы измеряемого излучения.

Итак, пропорциональные счетчики — это ионизационные камеры, работающие в режиме пропорциональности между образованием первичных ионов и общим числом ионов, образованных в камере. Зная величину коэффициента газового усиления, можно точно определить, во сколько раз сила тока в пропорциональном счетчике больше, чем в ионизационной камере, работающей в режиме насыщения. С помощью пропорциональных счетчиков можно проводить измерения малых величин экспозиционных доз излучения.

Рассматривая схему (см. рис. 14) можно заметить резкое нарастание силы тока в области напряжений свыше  $V_3$ . Здесь даже одна пара ионов приведет к возникновению тока в цепи конденсатора. Эта область кривой носит название области Гейгера. Детекторы, работающие в этой области, в честь авторов этого счетчика называются счетчиками Гейгера — Мюллера. Измерения с помощью таких счетчиков проводятся в определенном интервале напряжений, в котором число импульсов в счетчике мало зависит от напряжения. Этот интервал носит название плато счетчика (рис. 16). Плато обычно находится в пределах 200—300 В.

Счетчики Гейгера — Мюллера применяются для регистрации гамма- и бета-излучений. Для регистрации бета-излучений ма-

лых энергий (менее 50 кэВ) применяют торцовые счетчики разных типов [25, 26]. На рис. 17 показаны счетчики разных типов применяемые в практике.

Аппаратура для нейтронной дозиметрии также конструируется на основе изложенных принципов с некоторыми модификациями, ибо сами нейтроны электрически нейтральны и в силу этого не могут непосредственно ионизировать ту или иную среду [27].

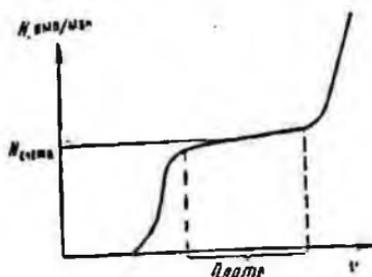


Рис. 16. Счетная характеристика счетчика Гейгера—Мюллера

Для измерения доз медленных нейтронов применяют ионизационные камеры и пропорциональные счетчики, которые имеют возможность регистрировать ионизационный ток от вторичных заряженных частиц, возникающих при захвате нейтрона.

При таком захвате в газе или в материале стенки ионизационной камеры (пропорционального счетчика) происходит расщеп-



Рис. 17. Счетчики, применяемые для практических измерений  
1 — СТС-6, 2 — СТС-5, 3 — торцовый счетчик МСТ17, 4 — торцовый счетчик Т-25БФ1

ление ядра, сопровождающееся образованием большого числа ионов, которые затем регистрируются специальным радиоусилительным устройством. Ионизационный ток в этом случае пропорционален потоку нейтронов, и такие приборы могут быть отградуированы непосредственно в единицах интенсивности нейтронного излучения ( $n/cm^2 \cdot c$ ).

Для регистрации нейтронов практически любого энергетического диапазона при поисках и разведке полезных ископаемых используются сцинтилляционные счетчики. Сцинтилляции в этом случае происходят в счетчике под воздействием вторичных ионизационных эффектов.

Дозиметрические и радиометрические приборы  
для радиационного контроля [29]

Наименование и назначение прибора	Тип прибора	Основные параметры
Комплект индивидуальных фотопленочных дозиметров для регистрации рентгеновского и гамма-излучений, а также тепловых и быстрых нейтронов	ИФК-2,3	Диапазон измерений рентгеновского и гамма-излучений от 0,01 до 50 Р. Диапазон энергий рентгеновского и гамма-излучений от 0,02 до 3 МэВ. Габариты дозиметра. 50×40×10 мм. Масса 0,03 кг
Комплект индивидуальных фотопленочных дозиметров для регистрации гамма- и нейтронного излучения (универсальный)	ИФКУ	Диапазон измерений от 0,05 до 2,0 бэр. Диапазон энергий гамма-излучения от 0,1 до 3 МэВ. Габариты дозиметра. 67×33×10 мм. Масса 0,03 кг
Комплект индивидуальных дозиметров для определения экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучений	КИД-2	Диапазон измерений от 0,005 до 1 Р. Диапазон энергий от 0,02 до 2 МэВ. Габариты дозиметра: диаметр 17 мм, длина 111 мм. Масса 0,06 кг
Комплект карманных прямопоказывающих дозиметров для измерения суммарной дозы рентгеновского и гамма-излучений	ДК-0,2	Диапазон измерений от 10 до 200 мР (при мощности дозы гамма-излучения до 100 мР/мин). Габариты дозиметра: диаметр 15 мм, длина 115 мм. Масса 0,023 кг
Переносный медицинский микрорентгенометр для измерения мощности экспозиционных доз рентгеновского и гамма-излучений	МРМ-2	Диапазон измерений от 0,01 до 30 мкР/с. Диапазон энергий от 0,025 до 3 МэВ. Габариты: 370×268×700 мм. Масса 5 кг
Носимый миллирентгенометр для измерения экспозиционной мощности дозы гамма-излучения	ПМР-2	Диапазон измерений от 0 до 10000 мР/ч. Диапазон энергий от 0,2 до 3 МэВ. Габариты: 227×129×188 мм. Масса 3,5 кг
Носимый сцинтилляционный поисковый радиометр для измерения интенсивности гамма-излучения при геологическом поиске радиоактивных руд	СРП-2	Диапазон измерений от 0 до 2500 мкР/ч. Диапазон энергий от 0,05 МэВ и выше. Порог чувствительности 22 мкР/ч при уровне гамма-фона 8 мкР/ч. Габариты пульта: 175×75×130 мм; датчика: диаметр 50 мм, длина 575 мм. Масса 3,2 кг
Носимый универсальный радиометр для измерения гамма- и нейтронного излучений, а также загрязненности поверхностей альфа- и бета-активными веществами	РУП-1	Диапазон измерений мощности дозы гамма-излучения от 2 до 10000 мкР/с; по быстрым и тепловым нейтронам от 20 до 10 <sup>6</sup> н/см <sup>2</sup> ·с при уровне гамма-фона до 500 мкР/с

Наименование и назначение прибора	Тип прибора	Основные параметры
Переносный радиометр быстрых и тепловых нейтронов для обнаружения тепловых и измерения потоков быстрых нейтронов	РПН-1	Диапазон измерений от 0 до 3500 н/см <sup>2</sup> .с. Диапазон энергий быстрых нейтронов от 0,2 до 14 МэВ. Габариты пульта: 210×150×276 мм; диаметр 85 мм, длина 465 мм
Переносный широкодиапазонный дозиметр нейтронов для определения мощности дозы нейтронного излучения	ДН-А-1	Диапазон измерений от 0 до 3000 мбэр/ч. Диапазон энергий: от тепловых до 20 МэВ. Габариты прибора: диаметр 130 мм, длина 380 мм. Масса 5 кг.
Переносный универсальный радиометр для измерений уровней загрязненности различных поверхностей альфа- и бета-активными веществами	ТИСС	Диапазон измерений от 30 до 100000 имп./мин. Габариты пульта: 355×308×203 мм
Переносный аэрозольно-газовый радиометр для измерения концентраций альфа-, бета-активных аэрозолей и бета-активных газов	РВ-4	Диапазон измерений концентрации аэрозолей: альфа- до 10 <sup>-13</sup> Кв/л, бета- до 10 <sup>-13</sup> Кв/л. Диапазон энергий: альфа- более 2 МэВ, бета- от 0,2 до 2,2 МэВ

В настоящее время имеется достаточно большое количество модификаций принципов измерения ионизирующих излучений. Более подробно и полно они описаны в специальной литературе [25, 27].

Теперь, после краткого ознакомления с принципами регистрации излучений, перейдем к конкретным рекомендациям по проведению аппаратурных измерений с целью проведения радиационного контроля.

Приборы радиационного контроля условно делятся на два класса: дозиметры, измеряющие дозы и мощности дозы излучений, и радиометры, регистрирующие плотности потоков излучений, концентрации радиоактивных веществ и уровни радиоактивных загрязнений поверхностей. Между дозиметрами и радиометрами не существует принципиальных различий. Большинство радиометров может быть использовано для дозиметрических измерений, а шкалы некоторых радиометров имеют градуировку в единицах мощности дозы. В табл. 10 приведены сведения о некоторых типах дозиметрических и радиометрических приборов, нашедших применение в практике проведения радиационного контроля [28].

Номенклатура и основные радиационно-физические характеристики гамма- и нейтронных источников, предназначенных для аттестации в качестве образцовых мер, приведены в при-

лож. 1. В прилож. 4 представлена аналогичная информация об образцовых альфа-, бета-источниках и образцовых спектрометрических альфа- и гамма-источниках, а также указана номенклатура альфа-, бета- и гамма-источников, при поставках которых Всесоюзным объединением «Изотоп» не требуется разрешения санитарных органов.

Описания и характеристики приборов, не вошедших в данную таблицу, но упоминаемых далее в тексте, приведены в [29, 30]. На рис. 18 и 19 показаны некоторые приборы для дозиметрических и радиометрических измерений.

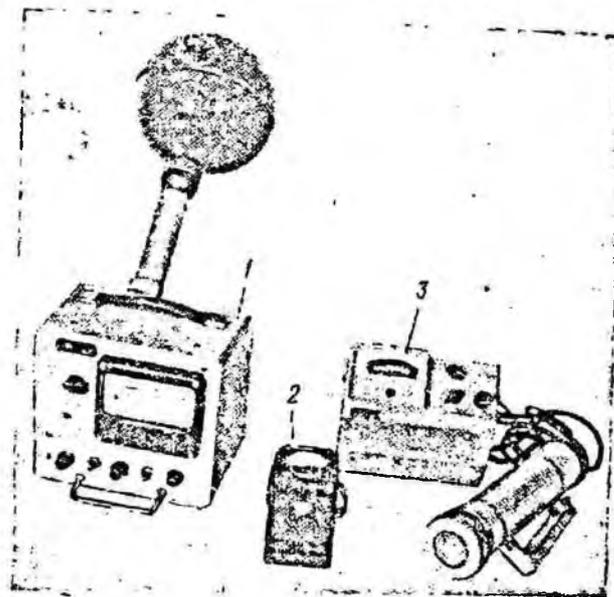


Рис. 18. Приборы для дозиметрии ионизирующих излучений

1 — МРМ, 2 — РК-0,1, 3 — ДРГЗ-1 с выносным блоком

В связи с тем что в ряде справочников и руководств [например, 25—32] дано подробное описание проведения измерений с помощью дозиметрической и радиометрической аппаратуры здесь они не рассматриваются. Ниже изложены рекомендации по применению тех или иных приборов для измерений в целях осуществления радиационного контроля и рекомендации по обработке результатов такого контроля.

Индивидуальные дозы внешнего облучения в зависимости от вида излучения и его энергии могут быть измерены методами индивидуального фотоконтроля (ИФК), индивидуального фото-

контроля универсального (ИФКУ), а также индивидуальными позиционными (КИД-2, ДК-0,2) и термолюминесцентными дозиметрами.

Мощность экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучений измеряют с помощью приборов МРМ-2, «Кактус».

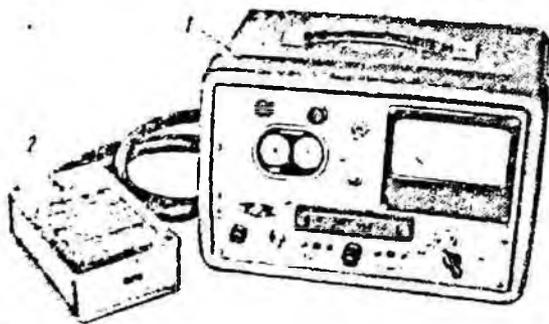


Рис. 19. Универсальный радиометр ТИСС  
1 — основной блок ТЭ; 2 — сменный выносной блок ТЧ.

РУП-1, «Спутник», «Аракс», СРП-2 и др. При энергии 30 кэВ и выше можно использовать приборы МРМ-2, СГД-1, «Кура» и др. При необходимости определения мощности экспозиционной дозы излучения с меньшей энергией перечисленные приборы следует отградуировать по этому излучению и ввести соответствующие поправки к их показаниям. Измерения в узких лучках мягкого рентгеновского излучения можно проводить с помощью радиометров «Луч» или ИМА-1 с датчиками для регистрации мягкого бета-излучения.

Для обнаружения утерянных источников излучения целесообразно использовать приборы СРП-2, «Спутник», РК-0,1 и т.п. Уровень загрязненности поверхностей можно проверить посредством измерением с помощью прибора ТИСС с соответствующими выносными блоками, а также «Актинией», РУП-1, РУС-5. При невозможности проведения непосредственных измерений (например, в труднодоступных местах) использовать метод взятия мазков [31, 32]. Для измерения потоков нейтронов можно использовать приборы ДИ-А-1, РУП-1, РПН-1 и др.

Определение доз облучения. В связи с тем что все нормы облучения в НРБ-69 и ОСП-72 приведены в бэрах, а дозиметрическая и радиометрическая аппаратура отградуирована в единицах экспозиционной дозы (рентгенах и его производных) или в единицах мощности экспозиционной дозы (Р/ч, имп/с), необходимо знать методы определения эквива-

лентной дозы по экспозиционной дозе, измеренной дозиметрической аппаратурой. Кроме того, полезно уметь рассчитать эквивалентную дозу облучения по известной активности источника, располагая данными дозиметрических измерений.

Определение поглощенной дозы гамма-излучения при известной экспозиционной дозе. При определении эквивалентной дозы облучения в бэрах можно воспользоваться данными, полученными А. Н. Либерманом о средних поглощенных телом человека дозах для случая облучения человека в направлении от живота к спине. Рассмотрим определение эквивалентной дозы на примере.

По показанию индивидуального дозиметра экспозиционная доза облучения работающего равна двум рентгенам (2 Р). Работа проводилась с источником  $Co^{60}$ , средняя энергия гамма-излучения которого равна 1,25 МэВ. По табл. 11 определяем поглощенную дозу в радах во всем теле, которая равна 0,55 рад. Эквивалентная доза в бэрах определяется по формуле:

$$D_{экв} = 0,55 \cdot 2 \cdot 1 = 1,1 \text{ бэр,}$$

где 1 — коэффициент качества гамма-излучения, 2 — измеренная экспозиционная доза в воздухе в рентгенах.

Таблица 11

Средние поглощенные дозы во всем теле и критических органах человека при экспозиционной дозе в воздухе 1 Р.

Энергия излучения, МэВ	Средние поглощенные дозы, рад					
	во всем теле	в костном мозгу	в мужских гонадах	в женских гонадах	хрусталике	в коже
0,01	0,01		0,10		0,31	0,82
0,02	0,09	0,06	0,54	0,05	0,90	1,00
0,03	0,24	0,19	0,88	0,28	1,00	1,20
0,05	0,47	0,40	1,20	0,57	1,30	1,30
0,07	0,56	0,50	1,40	0,67	1,40	1,30
0,10	0,61	0,58	1,30	0,78	1,30	1,30
0,20	0,54	0,63	1,10	0,82	1,20	1,20
0,30	0,52	0,64	1,00	0,75	1,10	1,00
0,66	0,52	0,71	0,96	0,74	1,00	1,00
1,25	0,55	0,80	0,97	0,74	1,00	1,00

Точно так же определяется эквивалентная доза для перечисленных в табл. 11 критических органов. Следует помнить, что для прикидочных расчетов в широком диапазоне энергий 0,08—3,00 МэВ для случая облучения всего тела можно принять, что поглощенная доза гамма-излучения в радах равна экспозиционной дозе в рентгенах (точнее, 0,96—0,98 от ее величины), а так как коэффициент качества гамма-излучения принят равным единице, то доза в 1 Р=1 бэр.

Расчетным путем экспозиционная доза гамма-излучения в данной точке от изотопного источника известной активности может быть определена из следующих формул:

$$D = \frac{8,4 M \cdot t}{R^2}, \quad P; \quad (19)$$

$$D = \frac{A \cdot K_{\gamma} \cdot t}{R^2}, \quad P, \quad (20)$$

где  $A$  — активность источника, МККи;

$K_{\gamma}$  — гамма-постоянная изотопа,  $\frac{P \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{МККи}}$ ;

$M$  — гамма-эквивалент источника\*, мг-экв. радия;

$R$  — расстояние от источника, см;

$t$  — время, ч.

В данном случае имеются в виду так называемые точечные источники, т. е. источники, линейные размеры которых в 8—10 раз меньше расстояний от источника до точки измерения дозы. Источники излучения, применяемые в геологической практике, имеют размеры в несколько сантиметров и, следовательно, для расчетов дозы на расстояниях свыше 0,5 м могут рассматриваться как точечные. В случае применения протяженных источников излучения различных форм и размеров для определения величины экспозиционной дозы следует пользоваться формулами, приведенными, например, у Р. Л. Кимеля [18].

Определение поглощенной дозы нейтронов. Поглощенную дозу нейтронов можно рассчитать по результатам измерений их потоков. На основе экспериментальных данных [18] была составлена табл. 12, которая дает возможность по измеренным приборами или расчетным данным получить дозу облучения персонала нейтронами в бэрах.

Для определения дозы  $D_n$  в бэрах следует величину измеренной прибором плотности потока нейтронов определенной энергии умножить на коэффициент  $Q$  и на время в секундах, в течение которого работающий находился в поле нейтронного излучения:

$$D_n = 10^{-6} \cdot N \cdot Q \cdot t, \quad (21)$$

где  $N$  — плотность потока нейтронов, н/см<sup>2</sup>·с;

$Q$  — коэффициент из таблицы,  $\frac{\text{мкбэр/с}}{\text{н/см}^2 \cdot \text{с}}$ ;

$t$  — время облучения, с;

$10^{-6}$  — коэффициент перевода микробэров в бэры.

Плотность потока нейтронов может быть определена (для изотропных источников) расчетным путем по формуле

$$N = \frac{N_0}{4 \pi R^2}, \quad (22)$$

\* Значения  $K_{\gamma}$  и  $M$  приведены, например, в справочнике [18].

$N'$  — плотность потока нейтронов на расстоянии  $R$ , н/см<sup>2</sup>·с;  
 $N_0$  — выход нейтронов из источника, н/с;  
 $R$  — расстояние, см.

Таблица 12

Коэффициенты перевода плотности потока нейтронов в мощность дозы

$E$ , кэВ	$Q$ , $\frac{\text{мкбар/с}}{\text{н/см}^2 \cdot \text{с}}$	$E$ , МэВ	$Q$ , $\frac{\text{мкбар/с}}{\text{н/см}^2 \cdot \text{с}}$
$0,025 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	1—10	$3,85 \cdot 10^{-2}$
$0,1 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	200	$7,7 \cdot 10^{-2}$
5,0	$1,2 \cdot 10^{-3}$	500	$1,25 \cdot 10^{-1}$
20	$2,5 \cdot 10^{-3}$	2000	$2,50 \cdot 10^{-1}$
100	$9,1 \cdot 10^{-3}$	5000	$7,7 \cdot 10^{-1}$
500	$2,3 \cdot 10^{-2}$	10 000	7,70

Оформление результатов радиационного контроля. Конечной целью дозиметрического и радиометрического контроля является точный учет доз, полученных персоналом при проведении работ с источниками излучений. Поэтому оформление результатов измерений имеет большое значение. Для этого можно рекомендовать разработанные формы акта радиационного контроля и карты учета индивидуальных доз, составленные согласно требований ОСП-72. В прилож. 5 дан образец заполнения акта радиационного контроля места проведения работ с источниками ионизирующих излучений. Данный акт следует заполнять на месте проведения измерений лицом, осуществляющим радиационный контроль.

В прилож. 6 приведена форма карты учета индивидуальных доз. Данная карта заполняется службой радиационной безопасности (лицом, ответственным за радиационный контроль) и должна храниться (в соответствии с требованиями ОСП-72) в течение 30 лет после ухода с работы сотрудника, на которого она заведена. Копия карты в случае перехода работника в другое учреждение, где проводятся работы с использованием ионизирующих излучений, передается туда. Оригинал хранится на прежнем месте работы.

## IV. ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНЫХ УСЛОВИЙ ТРУДА

### § 1. Организация работ при использовании ядерных методов в лабораторных и полевых условиях

Перед началом работ с применением ядерных методов в лабораторных или полевых условиях необходимо предусмотреть и осуществить комплекс мероприятий, обеспечивающих радиационную безопасность персонала, отдельных лиц из населения и всего населения в целом. Эти мероприятия разрабатываются на основе требований НРБ-69 и ОСП-72, а также специальных правил и ведомственных инструкций по радиационной безопасности, регламентирующих проведение скважинных и лабораторных работ с источниками излучения [23, 24].

Все работы, связанные с применением радиоактивных веществ и других источников излучений, а также их перевозка и хранение, переработка и обезвреживание радиоактивных отходов могут начаться и проводиться только с разрешения и под надзором санитарно-эпидемиологической службы. Учреждениям этой службы предоставлено право получать от любых организаций всех министерств и ведомств, проводящих работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, необходимую информацию, позволяющую оценивать радиационную обстановку в каждом конкретном случае и определять степень опасности для персонала и населения.

Контроль за организацией охраны и обеспечением необходимых условий сохранности радиоактивных материалов и источников излучений осуществляют органы внутренних дел.

Разработка защитных мероприятий при поисках и разведке полезных ископаемых с применением ядерных методов должна начинаться с определения путей «движения» радиоактивных веществ и источников излучений с момента их получения от организации поставщика до сдачи на пункт обезвреживания и захоронения радиоактивных отходов в случае невозможности дальнейшего их использования. Разумеется, перед разработкой защитных мероприятий и организацией безопасных условий работы в зависимости от технологических задач выбираются тот или иной метод и определяются номенклатура, активность и другие необходимые параметры намечаемых к использованию радиоактивных веществ и источников излучения.

После определения путей «движения» выбранных радиоактивных материалов, радиационной техники и т. п. определяются

Необходимые защитные средства и оборудование — переносные транспортные контейнеры, дистанционные инструменты и приспособления. Как правило, большинство из перечисленного выдается промышленностью, поэтому необходимо лишь правильно определить и затем заказать необходимое защитное оборудование.

В табл. 13 и 14 приведены перечни и основные технические данные контейнеров и дистанционных приспособлений для промышленно-геофизических и лабораторных работ, наиболее часто используемых в настоящее время.

Таблица 13

Перечень и основные технические данные контейнеров для промышленно-геофизических и лабораторных работ, наиболее часто используемых в настоящее время

Тип контейнера	Размеры контейнера, мм		Толщина защиты, мм	Масса, кг
	диаметр	высота		
Переносной контейнер для электронных источников * КН-П	400	290	150, парафин	36,5
Транспортные контейнеры для электронных источников:				
КН-Т	945	995	400 парафин	475
КН-2	964	1000	400, »	700
КН-3	924	900	350, »	600
КН-4	624	630	250, »	250
Переносные контейнеры для гамма-источников: *				
КЛ-2,8	105	250	28, свинец	18
КЛ-4,5	140	307	45, »	39
Транспортные контейнеры для гамма-источников:				
КЛ-10	250	400	100, свинец	165
КИЗ-3м	458	540	150, »	760
КИЗ-11	345	410	120, »	180

\* Контейнеры могут применяться и в практике лабораторных работ и на скважинах. Другие типы контейнеров, как правило, используются для перевозки источников.

Выбор контейнера для источника известной активности и габаритов можно провести по табл. 13 с учетом требований ОСП-72. Во всех случаях требуется установить мощность экспозиционной дозы излучения на поверхности контейнера и на опциональной дозе излучения на поверхности контейнера и на опциональной дозе излучения от него. Мощность дозы определяется методом работ с контейнером (перевозка вне предприятия, перевозка на территории предприятия, хранение источников и т. п.).

На рис. 20 показано устройство некоторых контейнеров типа КИЗ. Контейнер типа КЛ изображен на рис. 21. Принципиальное устройство некоторых ручных захватов, которые могут быть

Таблица 14

Перечень и основные технические данные приспособлений для дистанционной работы (ручные захваты)

Тип захвата	Длина захвата с наколенником, мм	Максимальный размер захватываемых предметов, мм	Грузоподъемность, кг	Масса, кг
ЗП	520	70	0,8	0,63
ЗС	920	35	0,5	0,8
	1450	35	0,5	1,0
ЗП	570	70	1,0	0,93
ЗПС	650	65	0,5	0,33
ИД	500—1000	100	1,5	0,23—2,3

использованы при работах с ампульными изотопными источниками и других дистанционных манипуляциях, показано на рис. 22, 23. На рис. 24 изображен магнитный манипулятор ВНИИТБ.

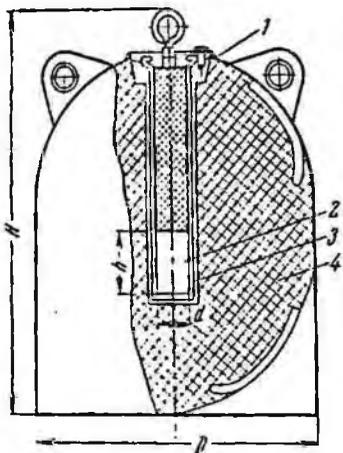


Рис. 20. Устройство контейнеров типа КИЗ  
1 — пробка, 2 — гнездо для источника, 3 — стакан, 4 — свинец

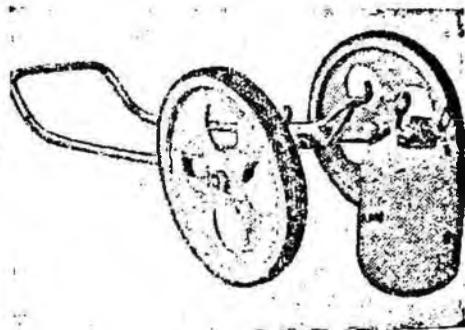


Рис. 21. Контейнер лабораторный КЛ и тележка 1 Т

Ручные дистанционные приспособления при лабораторных и скважинных работах должны обеспечивать захват и извлечение источника из защитных устройств, а при скважинных работах закрепление источника в зондовом устройстве, подсоединение зондового устройства к скважинному прибору, поддержание и направление скважинного снаряда в устье скважины.

Инструменты типа захватов или щипцов должны иметь ручки, позволяющие проводить работу в толстых рукавицах, губки

мечников этих инструментов необходимо покрывать теплоизолирующими материалами (резина, кожа и др.). Для переноски контейнеров с источниками следует использовать штангу длиной не менее 1 м, выдерживающую нагрузку

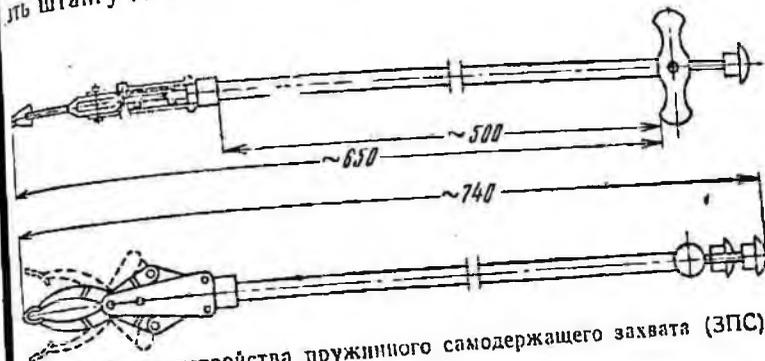


Рис. 22. Схема устройства пружинного самодержащего захвата (ЗПС)

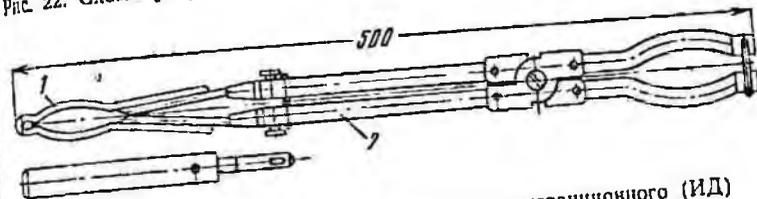


Рис. 23. Схема устройства инструментария дистанционного (ИД)  
1 — губки для цилиндров, 2 — рукоятка

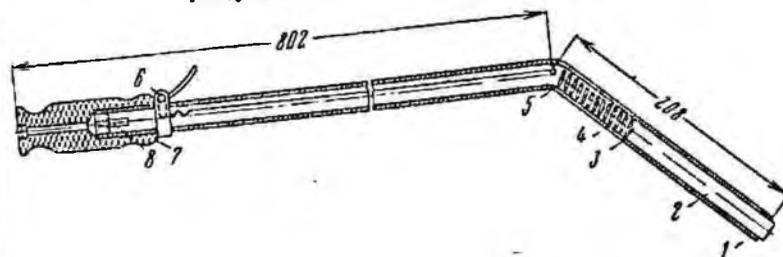


Рис. 24. Магнитный манипулятор для извлечения из контейнеров металлических ампул с нейтронным источником  
1 — корпус, 2 — шток, 3 — тяга, 4 — пружина, 5 — упорное кольцо, 6 — ось собачки, 7 — ручки, 8 — винт

не менее 50 кг. Контейнеры переносят, как правило, два человека. Штанга должна иметь приспособления, препятствующие соскальзыванию контейнера при его переноске.

После выбора места использования радиоактивных веществ или источников излучения и установления характера проведения

работ (в лабораториях или на скважинах) определяются необходимые мероприятия по размещению и ограждению мест проведения работ и проектируется защита от проникающих излучений. Это мероприятие чрезвычайно важно для обеспечения радиационной безопасности и должно выполняться с учетом назначения помещений (мест) в зависимости от категории облучаемых лиц (персонал, отдельные лица из населения) и времени облучения.

Расчет толщины и конфигурации защиты, выбор защитных материалов и т. п. производится с учетом величины экспозиционной дозы излучения на поверхности защиты (внешней по отношению к источнику). При проектировании защиты следует иметь в виду наличие других возможных источников излучения, перспективное увеличение активности источников и т. п.

Таблица 15

Мощность дозы  $P$ , используемая при проектировании защиты от внешних потоков ионизирующих излучений, мБэр/ч

Категория облучаемых лиц	Назначение помещений	Проектная мощность дозы $P$	
		при $t = 36$ ч в неделю	при $t = 41$ ч в неделю
А	Помещения постоянного пребывания персонала	1,4	1,2
	Помещения, в которых персонал пребывает не более 18 ч в неделю	2,8	2,4
	Необслуживаемые помещения *	28**	24
	Любые другие помещения учреждения	0,1	0,1
Б	Любые помещения и территория в пределах наблюдаемой зоны	0,03	0,03

\* Помещения, в которых находятся источники излучения и куда персонал заходит только при ремонте

\*\* Толщина стен между необслуживаемыми помещениями, если персонал посещает их только после удаления источников излучения, определяется, конструктивными особенностями и рассчитывается из условия длительности пребывания в них персонала при ремонте.

В табл. 15 [2] приведены мощности дозы  $P$ , учитываемые при проектировании защиты от внешних потоков ионизирующих излучений.

При проектировании защиты для случая ведения работ с источником или радиационным устройством (рентгеновской установкой, генератором нейтронов и т. п.) в течение отрезка времени, отличающегося от приведенных в табл. 5, проектная

Плотность экспозиционной дозы  $P$  для персонала категории А группы «а» по ОСП-72 определяется из формулы

$$P = \frac{D}{2t} \quad (23)$$

$D$  — недельная доза, вычисленная из соответствующей годовой для персонала (например, 1,4 или 1,2), мбэр-неделя;  $t$  — длительность работы персонала на данном аппарате (установке), ч/неделя.

С помощью формул (7) и (9) можно определить расстояние от источника, при которых будут обеспечены безопасные условия работы. Защита от ионизирующих излучений считается достаточной, если на рабочем месте или в данной точке плотность дозы  $P$  или доза  $D$  излучения не превышают аналогичных предельно допустимых величин  $P_{\text{пд}}$  и  $D_{\text{пд}}$  регламентированных НРБ-69 и ОСП-72 (см. табл. 15), т. е.  $P \leq P_{\text{пд}}$  и  $D \leq D_{\text{пд}}$ . Для персонала, работающего в контакте с ионизирующими излучениями, для которого НРБ-69 установлена предельно допустимая годовая доза 5 бэр, в случае если активность источника  $m$  выражена в мг-экв. радия,  $R$  в метрах, время в часах (за рабочий день), безопасные условия работы определяются следующим условием:

$$\frac{m \cdot t}{R^2} < 10. \quad (24)$$

Выбрав соответствующие значения  $m$ ,  $t$  и  $R$ , при которых будет удовлетворяться это условие, можно обеспечить безопасные условия работы. Приведем несколько примеров расчета безопасных условий и толщины защиты при работах с изотопными источниками излучения.

**Пример 1.** Технология работ требует применения источника излучения  $^{60}\text{Co}$ , имеющего активность (гамма-эквивалент) 20 мг-экв. радия. Требуется определить безопасное время работы, если известно, что длина дистанционных инструментов, позволяющих проводить необходимые манипуляции с источником, равна 50 см.

Используя формулу (24) и подставив в нее величины  $m=20$  мг-экв. радия,  $R=0,5$  м, проверим, можно ли работать в заданных условиях полный рабочий день ( $t=6$  ч):

$$\frac{m \cdot t}{R^2} = \frac{20 \cdot 6}{0,5^2} = 480 > 10,$$

что недопустимо. Следовательно, необходимо определить допустимое время работы. Для этого нужно ту же формулу решить относительно  $t$ :

$$t = \frac{10 \cdot R^2}{m} = \frac{10 \cdot 0,5^2}{20} = 0,125 \text{ ч.} = 7,5 \text{ мин.}$$

Допустимое время работы также можно определить и из формул (19) и (20).

**Пример 2.** По требованиям технологического процесса необходимо увеличить время работы с источником до 15 мин (условия см. пример 1). При этом невозможно применение каких-либо защитных экранов между источником и работающим.

В этом случае задача сводится к определению безопасного расстояния и выбора дистанционного инструмента, позволяющего проводить необходимые манипуляции с источником на вычисленном расстоянии.

Для определения расстояния можно воспользоваться формулами (19) и (20). Определим  $R$  по формуле (19):

$$R = \sqrt{\frac{m \cdot 8,4 \cdot t}{D}} = \sqrt{\frac{20 \cdot 8,4 \cdot 0,25}{8,4 \cdot 10^{-3}}} = 71 \text{ см.}$$

Если необходимо определить активность (гамма-эквивалент) при известных расстоянии, времени работы и заданных предельно допустимых величинах мощности дозы или дозы излучения можно воспользоваться одной из формул (7), (9) или (24).

Пример 3. Определить максимальную активность источника  $\text{Co}^{60}$ , с которым можно работать полный рабочий день (6 ч) на расстоянии 50 см без защитного экрана. Для определения активности воспользуемся формулами (7) и (9):

$$A = \frac{P \cdot R^2}{K_{\gamma}} = \frac{1,4 \cdot 50^2 \cdot 10^3}{12,99} = 0,27 \cdot 10^6 \text{ мКи} = 0,27 \text{ Ки,}$$

$$M = \frac{A \cdot K_{\gamma}}{8,4} = \frac{0,27 \cdot 12,99}{8,4} \approx 0,4 \text{ мг} = \text{экв радия.}$$

При этом расчете\* принята мощность дозы  $P=1,4$  мбэр/ч (см. табл. 15);  $K_{\gamma}=12,99 \text{ Р}\cdot\text{см}^2/\text{ч}$  [18].

Пример 4. Требуется рассчитать, какую толщину должна иметь бетонная стена, за которой хранится ампула с источником  $\text{Co}^{60}$  активность (гамма-эквивалентом) 100 мг-экв. радия. От наружной поверхности стены источник находится на расстоянии 100 см. За стеной работает персонал группы «а» категории А; мощность дозы  $P=1,4$  мбэр/ч.

В этом случае пользуются универсальными таблицами Н. Г. Гусева [18]. Для этого необходимо сначала вычислить мощность дозы, создаваемую источником на заданном расстоянии без защиты (например, по формуле 9)

$$P = \frac{M \cdot 8,4}{R^2} = \frac{100 \cdot 8,4 \cdot 10^3}{100^2} = 84,0 \text{ мбэр/ч,}$$

где  $10^3$  — коэффициент перевода гамма-постоянной из  $\text{Р}\cdot\text{см}^2/\text{ч}\cdot\text{мКи}$  в  $\text{мР}\cdot\text{см}^2/\text{ч}\cdot\text{мКи}$ .

Затем из отношения этой мощности дозы к предельно допустимой вычислим  $K$  — кратность ослабления:

$$K = \frac{P}{P_{\text{нд}}} = \frac{84,0}{1,4} = 60,0.$$

Пользуясь таблицами Н. Г. Гусева, для средней энергии  $\text{Co}^{60}$  (1,25 МэВ) и кратности ослабления 60,0 находим толщину бетонной стены, которая должна быть 50,1 см.

Приведенные примеры, разумеется, не исчерпывают всех возможных случаев проектирования защиты. При расчетах защиты целесообразно пользоваться справочником [18]. В работе [33] подробно излагается методика расчета защиты от источников рентгеновского излучения.

При использовании приборов, установок, аппаратов, работа

\* Во всех приведенных примерах принято, что величины мощности экспозиционной дозы и экспозиционной дозы, вычисленные по формулам (7 и 9), численно равны соответственно величинам эквивалентной мощности дозы и эквивалентной дозы (см. § 5 главы III).

рых связана с испусканием ионизирующих излучений, и проектировании защиты необходимо руководствоваться следующими правилами:

- используемые источники излучения должны иметь наименьшую активность (мощность), при которой возможно проведение данного технологического процесса;
- если излучение строго коллимировано (выводится узким направленным пучком), то его предпочтительно направлять в сторону земли в случае расположения источника на первом этаже здания (без подвала) или вне помещения;
- персонал и другие лица должны находиться на максимально возможных расстояниях от источников излучения;
- по возможности должно быть сокращено время пребывания персонала вблизи источников;
- в отдельных случаях следует устанавливать передвижные защитные ограждения и экраны;
- любые защитные барьеры должны сооружаться из материалов, наиболее интенсивно ослабляющих излучения данного вида, а их толщина должна определяться расчетом;
- необходимо вывешивать знаки радиационной опасности (см. прилож. 7) и плакаты, предупреждающие о радиационной опасности.

После проектирования защиты, размещения оборудования и определения последовательности всех операций технологического процесса с использованием источников излучения или радиоактивных веществ администрацией учреждения, готовящегося начать такие работы, разрабатывается система радиационного контроля, составляются и утверждаются детальные инструкции по мерам радиационной безопасности. В этих инструкциях определяются:

- порядок проведения работ;
- порядок получения, учета, хранения и выдачи источников излучения и радиоактивных веществ;
- порядок сбора, временного хранения и удаления возможных радиоактивных отходов;
- правила содержания помещений;
- меры личной гигиены персонала;
- организация, объем и порядок проведения радиационного контроля.

При установлении объема радиационного контроля необходимо иметь в виду все операции, при которых возможно облучение персонала. В табл. 16 приведен перечень таких операций при использовании изотопных гамма- и нейтронных источников при каротажных работах на скважине.

На период любых пуско-наладочных работ с источниками составляются отдельные инструкции по радиационной безопасности. Кроме того, в учреждениях, использующих радиоактивные вещества и другие источники ионизирующих излучений,

Таблица 16  
Перечень операций с гамма- и нейтронными источниками, при проведении которых возможно облучение персонала

Операция	Облучаемые участки тела
Подъем хранилищного контейнера из колодца-скважины и установка его на пол хранилища	Все тело, кисти рук
Открытие крышки хранилищного контейнера	
Перекладывание источника из хранилищного контейнера в переносной	
Закрывание крышки переносного контейнера	
Транспортировка переносного контейнера из хранилища к транспортному	
Открытие крышки переносного контейнера	
Перекладывание источника из переносного контейнера в транспортный	
Закрывание крышки транспортного контейнера	
Перевозка транспортного контейнера к скважине	
Открытие крышки транспортного контейнера	
Перекладывание источника из транспортного контейнера в переносной	
Закрывание крышки переносного контейнера	
Транспортировка переносного контейнера к скважинному прибору	
Открытие крышки переносного контейнера	
Перекладывание источника из переносного контейнера в зондовое устройство скважинного прибора	
Завинчивание хвостовой части скважинного прибора	
Подъем скважинного прибора с настила и вставление его в устье скважины	

Примечание. Операция от подъема снаряда из устья скважины до помещения источника в защитное устройство хранилища производится в тех же условиях, но в обратном порядке.

должна быть составлена и согласована с органами санитарно-эпидемиологической службы и Госпожнадзора специальная инструкция по ликвидации возможных аварий (пожаров), если они могут привести к облучению персонала и радиоактивному загрязнению внешней среды. В инструкции отражаются следующие положения:

- прогноз возможных аварий;
- порядок оповещения вышестоящей организации, органов санитарного надзора и внутренних дел;
- меры по изоляции и ликвидации участков аварийного радиоактивного загрязнения;
- порядок поведения персонала;
- система экстренных лечебно-профилактических мероприя-

в случае попадания радиоактивных веществ внутрь организма, загрязнения кожных покровов, внешнего или внутреннего облучения;

— порядок ликвидации аварий и меры защиты персонала, выполняющего аварийные работы.

Ответственность за проведение аварийных мероприятий несет администрация учреждения, в котором произошла авария.

При всяком изменении условий работ, особенно в случае изменения мощности источников и т. п., в инструкции вносятся изменения, учитывающие эти изменения.

Проект размещения зданий, помещений, мест проведения работ их организации и т. п. согласовывается с местными органами санитарно-эпидемиологической службы и внутренних дел. Этот проект должен удовлетворять требованиям действующих правил, предусматривать обеспечение условий сохранности радиоактивных веществ и источников излучений.

После реализации проекта все объекты, предназначенные для работ с радиоактивными веществами и источниками излучения, в том числе хранилища, до начала эксплуатации принимаются комиссией, в состав которой входят представители заинтересованной организации, органов санитарно-эпидемиологической службы и внутренних дел, а также технической инспекции профсоюза. Комиссия устанавливает возможность эксплуатации объекта на основе соответствия его проекту, о чем составляет акт приемки. На основании этого акта местные органы санитарно-эпидемиологической службы выдают заинтересованной организации санитарный паспорт установленного ОСП-72 образца (прилож. 8 и 9), который является официальным документом, разрешающим хранение и проведение работ с радиоактивными веществами или источниками излучений, перечисленными в нем. Санитарный паспорт может быть выдан на срок до трех лет. По истечении срока, на который выдан санитарный паспорт, требуется его переоформление. Переоформление производится по порядку первоначальной приемки объектов. Копия санитарного паспорта передается для регистрации в местные органы внутренних дел.

До получения необходимых для проведения работ источников излучения администрация определяет количество и перечень лиц, отнесенных к персоналу\* группы «а» категории А по НРБ-69, обеспечивает их инструктаж, т. е. знакомит с инструкциями по мерам радиационной безопасности, ликвидации аварий, правилами внутреннего распорядка и принимает зачет по этому комплексу материалов. Регистрация сдачи зачетов персоналом производится в специальном журнале, рекомендуемая

\* Все лица, отнесенные к персоналу, проходят обязательный медицинский осмотр до начала работ и периодические ежегодные медосмотры. К работам с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений допускаются лица, не имеющие медицинских противопоказаний (прилож. 10).

форма такого журнала приведена в прилож. 11. Приказом по учреждению назначаются лица, ответственные за учет и хранение радиоактивных веществ и источников излучения, за радиационный контроль и радиационную безопасность. После этого заинтересованное учреждение по заявкам, согласованным с органами санитарно-эпидемиологической службы и внутренних дел, может заказать и получить через Всесоюзное объединение «Изотоп» необходимые источники излучения и радиоактивные вещества (см. прилож. 12).

Образцовые и контрольные источники для градуировки и проверки радиометрической и дозиметрической аппаратуры, выпускаемые по номенклатуре, согласованной с Министерством здравоохранения СССР и Государственным комитетом по использованию атомной энергии СССР, поставляются без специальных разрешений.

Администрация учреждения, получившего источник, в том числе и источник для проверки дозиметрической аппаратуры, обязано в десятидневный срок известить об этом местные органы санитарно-эпидемиологической службы и обеспечить условия учета, поступления, хранения, расходования и списания источников, исключая возможность их утраты или бесконтрольного использования (формы документов для учета поступления, хранения, расходования и списания приведены соответственно в прилож. 13, 14, 15 и 16).

Поступившие в учреждение источники в точном соответствии с положениями местной инструкции по мерам радиационной безопасности принимаются ответственным лицом, ведущим учет наличия, хранения, перемещения источников, и фиксируются им в приходно-расходном журнале (см. прилож. 13), подлежащем постоянному хранению.

Один раз в год комиссия, назначаемая руководством учреждения, должна проводить инвентаризацию источников. При обнаружении факта утери или использования источника для целей, не определяемых технологией работы с ним, немедленно информируются вышестоящая организация, органы санитарно-эпидемиологической службы и внутренних дел, которым сообщаются также результаты расследования, проведенного администрацией учреждения.

При работах с источниками излучения и радиоактивными веществами запрещается их передача из одного учреждения в другое без разрешения органов санитарно-эпидемиологической службы и внутренних дел.

Вывоз источников излучения для временного использования вне объекта, на который выдан санитарный паспорт, возможен только после получения разрешения от органов, выдавших паспорт, и извещения учреждения санитарно-эпидемиологической службы по месту проведения работ. Оформление нового санитарного паспорта в таких случаях не требуется.

После прекращения работ с использованием негодных источников и радиоактивных веществ администрация учреждения сообщает об этом органам санитарного надзора, выдавшим паспорт, органам внутренних дел, где зарегистрирован этот источник, и технической инспекции профсоюза. Оставшиеся непригодными радиоактивные материалы и радиационная техника передаются для утилизации в другие организации, и в случае невозможности дальнейшего использования направляется захоронение в установленном ОСП-72 порядке.

Меры радиационной безопасности при базовом и полевом хранении источников нейтронизирующих излучений

Источники, когда они не используются, хранятся в отдельных, специально оборудованных помещениях (базовых хранилищах), расположенных на охраняемой территории\*. Примерное конструктивное устройство такого хранилища приведено на рис. 25. Доступ посторонних лиц в хранилище и совместное хранение источников с взрывоопасными, горючими и другими материалами запрещается. На период полевых или разовых работ (вне учреждения) организуются временные (полевые) хранилища.

Планировка помещений базового хранилища, площадь и защитные конструкции (стены и т. п.) помещений определяются количеством, активностью и характеристикой излучающих источников, подлежащих хранению.

Хранилище обычно имеет следующие помещения:

- помещения, где расположены устройства для хранения источников (колодцы, ниши, сейфы и т. п.);
  - помещения для дистанционного инструмента, сменных контейнеров, аппаратуры радиационного контроля, средств индивидуальной защиты и различной документации;
  - тамбур, в котором размещается пожарный инвентарь.
- Хранилище оборудуется отдельным входом для персонала, запираемым снаружи. Изнутри дверь этого входа должна открываться свободно.

В наружной стене помещения хранилища предусматривается проем для подачи и выдачи из хранилища контейнеров с источниками. Проем закрывается защитной дверцей, имеющей запор. Проем должен выходить на благоустроенный (асфальтированный, бетонированный, замощенный и т. п.) участок территории учреждения для удобства разгрузки и погрузки на транспортное средство контейнеров с источниками.

\* Специальных требований к базовому и полевому хранению скважинных генераторов нейтронов до начала их использования не предъявляется, за исключением требования обеспечения целостности (герметичности) нейтронной трубки.

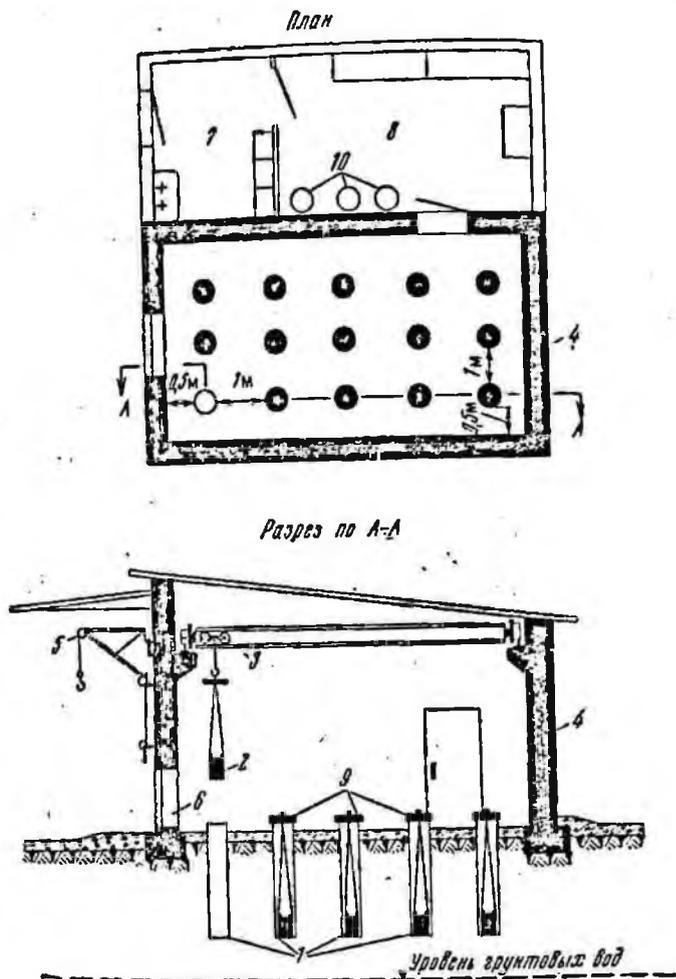


Рис. 25. Примерное устройство базового хранилища источников излучений

1 — колодцы для хранения источников, 2 — хранилищные контейнеры-пеналы, 3 — кран-балка (или тельфер), 4 — защитные стены, 5 — кран-укосина для погрузочно-разгрузочных работ, 6 — проем с защитной дверью для подачи контейнеров, 7 — тамбур, 8 — помещение для сменных контейнеров и т. п., 9 — защитные крышки, 10 — сменные контейнеры

Входная дверь и защитная дверца проема базового хранилища по окончании рабочего дня опечатываются.

Устройства для хранения источников оборудуются и располагаются таким образом, чтобы мощность дозы на их поверхности не превышала величины 1,4 мбэр/ч.

Число колодцев, ниш и сейфов выбирается из расчета количества находящихся в пользовании источников, включая два

ных колодца или ниши. Уровень излучения на наружной поверхности хранилища не должен превышать 0,1 мбэр/ч.

Расчет толщины стен проводится с учетом возможного излучения из защитного устройства одного нейтронного или гамма-источника максимальной активности. Полы помещений хранилища должны быть ровными и прочными, каких-либо специальных требований к отделке помещений не предъявляется. Вентиляция, водоснабжение, отопление и освещение помещений хранилища должны соответствовать требованиям СНиП СН-245-71.

Располагать защитные колодцы в базовом хранилище рекомендуется с соблюдением рядности. Расстояние между рядами, колодцами и стенками хранилища должно быть не менее 1,0; 0,5 м соответственно. Колодцы должны быть глубиной не менее 2 м и обсажены легко вынимающимися водонепроницаемыми трубами-стаканами с дном. Контакт труб-стаканов с грунтовыми водами не допускается. Верх их должен выступать над уровнем пола (не более 10 см). Трубы-стаканы закрываются защитной крышкой: для нейтронных источников из водородсодержащих материалов (парафин, полиэтилен и т. п.), для гамма-источников — из металлов (чугун, сталь, свинец).

Источники в базовом хранилище можно хранить в специальных пеналах, помещаемых в колодцы, ниши и сейфы, а также в переносных контейнерах, помещаемых в перечисленные защитные устройства, если их размеры соответствуют габаритам контейнеров. Устройства для хранения источников должны легко открываться и иметь отчетливую маркировку на наружной поверхности с указанием наименования источника и его активности.

Лицо, ответственное за учет и хранение источников, обязательно иметь карту-схему размещения источников в хранилище.

Закладка и изъятие пеналов и контейнеров с источниками из защитных устройств должны осуществляться дистанционно при помощи тельфера или другого механического приспособления. Доставка контейнера с источником до места погрузки на транспорт и обратно обычно производится двумя лицами при помощи штанги длиной не менее 1 м или на тележке для перевозки контейнеров. Проверка наличия источника в переносном контейнере осуществляется с помощью дозиметрического прибора.

Источники нейтронного и гамма-излучения, непригодные к дальнейшему использованию, считаются радиоактивными отходами, хранятся отдельно в защитных устройствах и подлежат обязательной сдаче на централизованные пункты захоронения радиоактивных отходов.

Выдача источников из базового хранилища на рабочие места производится ответственным лицом только по требованию, заверенному руководителем учреждения или лицом, им упол-

номоченным (см. прилож. 14). Прием и выдача источников регистрируется в приходно-расходном журнале.

При организации временного хранения источников в полевых условиях требуется предварительное согласование с местными органами санитарно-эпидемиологической службы и внутренних дел. Хранить источники в таких случаях рекомендуется в транспортных или переносных контейнерах в зависимости от места временного хранения. Место для временного хранения по окончании рабочего дня следует запираить и опечатывать. В случае невозможности этого должна быть организована круглосуточная охрана источников. Совместное хранение источников со взрывоопасными, горючими и другими материалами недопустимо.

Временное хранение источников может также производиться в специальных пеналах, помещаемых на прочном тросе (шнуре и т. п.) в обсаженные скважины. Дно скважин должно находиться выше уровня стояния грунтовых вод. Скважины следует закрывать крышками, исключающими возможность попадания в них посторонних предметов и влаги. Над устьями скважин рекомендуется устраивать навес. Скважины должны иметь ограждение и охраняться.

Уровень излучения на наружных поверхностях мест для временного хранения (автомашины, автоприцепа, и т. п.) или ограждений, исключающих доступ посторонних лиц к месту временного хранения источников (скважины, навес и т. п.), не должен превышать 0,1 мбэр/ч. На наружных поверхностях мест хранения (ограждение) необходимо иметь знаки радиационной опасности.

### § 3. Радиационная безопасность при транспортировке источников излучения

Транспортировка источников осуществляется в транспортных или переносных контейнерах на специально оборудованной для этих целей автомашине (автоприцепа) (см. прилож. 17), машине-подъемнике, в обычных грузовых автомашинах. Совместная перевозка источников излучения и людей в кузове автомашин запрещена.

Контейнеры с источниками можно перевозить совместно с другими грузами, исключение представляют непроявленные кино-, фото-, и рентгеновские пленки и пластинки, а также горючие и взрывоопасные материалы. Между контейнерами с источниками и кабиной водителя (при перевозке источников в кузове) целесообразно размещать обычные грузы в несгораемой таре. При этом мощность дозы в кабине не должна превышать 2,8 мбэр/ч.

Допускается одновременная перевозка людей в кузове грузовой или кабине легковой автомашины и контейнера с источ-

дом в автоприцепе, если мощность дозы излучения в местах нахождения людей не превышает 2,8 мбэр/ч.

Транспортировать источник на расстояние до 100 м можно в переносном контейнере двумя лицами на штанге длиной не менее 1 м или на специальной тележке (если позволяет дорога). Как правило, тележки применяются в помещениях лабораторий, франшищ и т. п. На рис. 26 показана такая тележка.

При погрузке, разгрузке, перевозке и временном хранении источника необходимо стремиться к тому, чтобы время облучения персонала и доза облучения были минимальными.

Перед выездом на линию административная учреждения проводит подробный инструктаж шофера о мерах безопасности и указывает обязательный, наиболее безопасный маршрут движения и пункты, в которые следует обращаться в случае аварии. Водитель обязан иметь маршрутный лист, подписанный руководителем работ, и точно ему следовать. Во время перевозки и временных стоянок в пути запрещается останавливать транспорт в местах постоянного пребывания людей, а также рядом с транспортом со взрыво- и огнеопасными материалами. Установка и крепление контейнеров на авто-транспорте должны исключать возможность опрокидывания и перемещения контейнеров в пути.

Во время движения шофер обязан периодически наблюдать за правильным положением и креплением контейнера, а в случае его смещения или ослабления крепления — немедленно принять меры к восстановлению нормального положения или крепления контейнера.

При транспортировке источников мощность дозы в любой точке на наружных поверхностях контейнера не должна превышать 200 мбэр/ч, на расстоянии 2 м от этих поверхностей 10 мбэр/ч, а в кабине шофера 2,8 мбэр/ч. При необходимости ослабления излучения до допустимых уровней следует установить защитные экраны.

Постоянное хранение источников на транспортных средствах запрещается. Временное хранение источников на транспортном средстве допускается в следующих случаях:

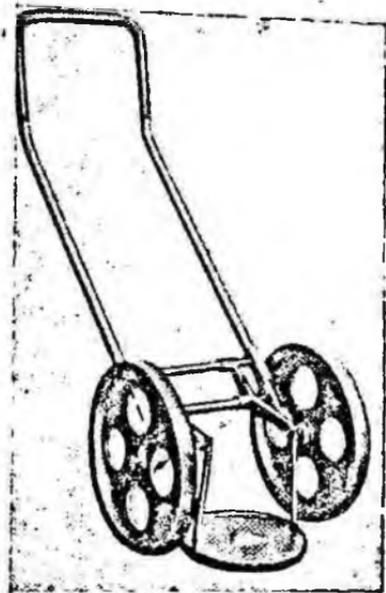


Рис. 26. Общий вид тележки 1Т для перевозки лабораторных и переносных контейнеров

— в полевых условиях при временных и сезонных работах;  
— при возвращении партии на базу в ночное время до начала рабочего дня (при этом транспорт в опечатанном виде сдается охране).

При транспортировке источника на место работ в переносном контейнере последний должен сниматься с автотранспорта непосредственно перед закладыванием источника в зондовое устройство. Разрешается временное хранение источника в переносном контейнере при проведении работ на скважине в течение рабочего дня. В этом случае контейнер следует закрыть крышкой, а место его нахождения обозначить знаком радиационной опасности, хорошо различимым на расстоянии не менее 3 м. По окончании рабочего дня источник должен быть доставлен в хранилище.

Скважинные генераторы нейтронов можно перевозить вместе с другими грузами (кроме продовольствия, горючих и взрывоопасных материалов). При перевозках генераторов их следует так закрепить на транспортном средстве, чтобы была обеспечена целостность нейтронной трубки.

#### § 4. Радиационная безопасность при лабораторных и каротажных работах

##### *Радиационная безопасность в лабораториях*

Ядерные методы, используемые в лабораториях для обработки проб, взятых при поисках и разведке полезных ископаемых, кратко изложены в параграфе 2 главы I. Здесь напомним лишь о том, что в лабораториях могут применяться закрытые изотопные источники, скважинные генераторы нейтронов, рентгеновские установки для различных рентгенанализов и другая достаточно мощная радиационная техника.

Обеспечение радиационной безопасности в лабораторной практике при работах с закрытыми изотопными источниками мало отличается от тех приемов, которые применяются при их хранении и транспортировке. Поэтому в данном параграфе изложены наиболее существенные правила и рекомендации, направленные на обеспечение радиационной безопасности при других работах, имеющих специфические особенности в создании безопасных условий труда.

Такие особенности возникают при обработке естественных и искусственных радиоактивных проб пород и руд, а также при наладке и подготовке к работе на скважинах генераторов нейтронов. Свою специфику имеет также работа с применением рентгеновских установок.

Основными профилактическими мероприятиями в этих случаях являются: рациональная планировка помещений, правильный выбор и расстановка оборудования, а также рациональная

организация рабочих мест, соблюдение мер личной гигиены персоналом, необходимая отделка помещений и их эффективная вентиляция.

Итак, для организации и подготовки работ с радиоактивными веществами в открытом виде (порошки, растворы, самородки пород и руд, естественно- или искусственно радиоактивных) прежде всего следует установить класс работ, к которому относятся планируемые в лаборатории исследования. Классы работ с открытыми радиоактивными веществами определены ОСП-72 (см. § 7, главы II). Класс работ регламентирует требования к обеспечению мер радиационной безопасности. В случае проведения лабораторных исследований по обработке проб с использованием ядерных методов эти исследования, как правило, относятся к III классу работ. Во всех случаях, в том числе и при работах III класса, комплекс защитных мер должен предотвращать радиоактивное загрязнение окружающей среды.

Работы III класса могут проводиться в обычных зданиях лабораторий, но в отдельных помещениях. Рекомендуется устройство душевой для персонала (при наличии централизованного водоснабжения). При необходимости производства многочисленных операций по расфасовке, перекладыванию активных материалов для этих целей желательно выделение отдельного помещения. Отделка помещений для работ III класса ничем не отличается от обычных химических лабораторий. Работы, связанные с возможностью попадания радиоактивных веществ в воздушную среду помещений (просеивание, отмучивание, упаривание растворов, манипуляции с летучими или эманулирующими веществами), проводятся в вытяжных шкафах. Столешницы рабочих столов и конструкции внутреннего рабочего объема вытяжных шкафов покрываются несорбирующими материалами (пластикат, плитка и т. п.). В лабораторных помещениях для работ III класса необходимо иметь водопровод и канализацию. Исключение делается для полевых лабораторий с незначительным объемом работ в случае их расположения вне населенных пунктов.

Общеобменная вентиляция помещений, где ведутся работы III класса, оборудуется по нормам обычных лабораторных помещений. Кроме того, должна быть организована эффективная вытяжка от вытяжных шкафов. Если работы с радиоактивными веществами осуществляются в общем здании с другими лабораторными помещениями, то эти помещения должны иметь самостоятельную систему вентиляции.

При работах с открытыми радиоактивными веществами неизбежно появление и накопление радиоактивных отходов. В соответствии с ОСП-72, жидкие отходы считаются радиоактивными, если концентрации в них радиоактивных веществ выше СДК, установленных для воды. Твердые отходы относятся к радиоактивным, если их удельная активность в 100 раз выше

СДК для воды по искусственным радиоактивным изотопам или удельный гамма-эквивалент выше  $10^{-7}$  г-экв. радия/кг, а мощность дозы гамма-излучения у поверхности превышает 0,3 мбэр/ч. Радиоактивными считаются также твердые отходы, если уровни загрязненности поверхностей превышают 500 альфа-частиц/мин или 5000 бета-частиц/мин, определенных на площади 100 см<sup>2</sup>.



Рис. 27. Сборник-контейнер для жидких радиоактивных отходов КЖО-10

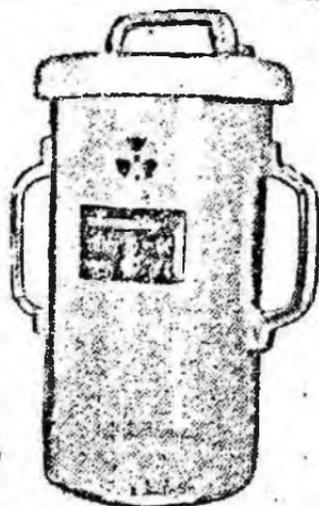


Рис. 28. Сборник-контейнер КТ-10-ОС для твердых альфа- и бета-активных отходов

Сброс жидких радиоактивных отходов в хозяйственно-бытовую канализацию допускается в случае, если они не более чем в 10 раз превышают СДК для воды при условии, что обеспечивается не менее чем десятикратное их разбавление в коллекторе данного учреждения. Удаление жидких отходов в ямы, поглощающие колодцы, скважины, поля орошения, поля фильтрации и т. п. запрещается. Подземное удаление жидких радиоактивных отходов может быть допущено в отдельных случаях при благоприятных природных и санитарных условиях по специальному разрешению Министерства здравоохранения СССР и Министерства геологии СССР.

Сбор и удаление твердых радиоактивных отходов проводится отдельно от обычного мусора. Твердые и жидкие радиоактивные отходы (если последние не могут быть удалены в канализацию из-за высокой активности) для их временного хранения помещаются в типовые сборники-контейнеры, где они хранятся до отправки на пункт захоронения. При сдаче радиоактивных отходов оформляется паспорт (см. прилож. 16). Общий вид

сборников-контейнеров для жидких и твердых отходов показаны на рис. 27 и 28.

В случае, если твердые или жидкие отходы содержат лишь короткоживущие изотопы с периодом полураспада не более 15 суток, они выдерживаются в сборниках до величин концентраций или загрязнения поверхности, указанных выше (СДК для воды, 500 альфа-частиц/мин и 5000 бета-частиц/мин со 100 см<sup>2</sup> поверхности), после чего твердые отходы удаляются с обычным мусором, а жидкие сливаются в коммунально-бытовую канализацию.

Работа с открытыми радиоактивными веществами может привести к радиоактивному загрязнению наружных поверхностей помещений, оборудования, инструмента, лабораторной посуды и т. п. В помещениях, специально предназначенных для работ с открытыми радиоактивными веществами, полностью избежать радиоактивного загрязнения различных поверхностей и предметов практически не удается. Поэтому НРБ-69 и ОСП-72 регламентируют эти возможные радиоактивные загрязнения. В табл. 17 приведены величины допустимых уровней загрязнения различных рабочих поверхностей.

Таблица 17

Допустимое загрязнение поверхностей рабочих помещений и наружных поверхностей оборудования, частиц/см<sup>2</sup>.с

Объект загрязнения	Альфа-излучающие изотопы		Бета-излучающие изотопы
	высокотоксичные*	прочие	
Поверхности рабочих помещений контролируемой зоны:			
постоянного пребывания персонала	10	40	2000
полуобслуживаемых (помещения второй зоны при трехзональной планировке)	100	400	8000
Транспортные средства ** без упаковок (контейнеров) для перевозки радиоактивных веществ внутри контролируемой зоны	10	10	100

\* Высокотоксичными альфа-излучающими считаются изотопы, СДК которых в воздухе рабочих помещений меньше  $2 \cdot 10^{-15}$  Ки/л.  
 \*\* Для гамма-излучателей мощность дозы в любой точке, находящейся на расстоянии 0,1 м от поверхности транспортных средств, не должна превышать 0,1 мР/ч.

Во избежание радиоактивного загрязнения во всех помещениях постоянного пребывания персонала, работающего с открытыми радиоактивными веществами, проводится ежедневная влажная уборка. Не реже одного раза в месяц осуществляется

полная уборка с мытьем полов, дверей и наружных поверхностей оборудования. Сухая уборка не допускается. Уборочный инвентарь для рабочего помещения закрепляется за ним и в другие помещения не выносится. Для его хранения должно быть отведено постоянное место.

В рабочих помещениях необходимо иметь постоянно пополняемый запас дезактивирующих средств и растворов. Номенклатура их выбирается с учетом тех радиоактивных соединений, с которыми проводятся работы. Существенное значение имеют и материалы поверхностей, подлежащих дезактивации. Каждое рабочее место по окончании работы должно быть тщательно убрано. По показаниям радиометрического контроля загрязненные радиоактивными веществами поверхности, оборудование и т. п. дезактивируется до допустимого уровня.

При работе с открытыми радиоактивными веществами необходимы средства ликвидации аварийных загрязнений — дополнительные дезактивирующие растворы, уборочный инвентарь, специальные средства индивидуальной защиты персонала и т. п. Эти средства хранятся на случай ликвидации аварийных загрязнений и для обычных уборочных операций не используются.

Основные аварийные ситуации при работах III класса следующие: разлив радиоактивных жидкостей или растворов и просыпание радиоактивных порошков.

Разлитый раствор следует немедленно собрать и удалить в сборник для временного хранения отходов. В зависимости от количества и свойств разлитого раствора способы его удаления разнообразны. Удалять раствор можно, например, с помощью резиновой груши, высушиванием фильтровальной бумагой, помещаемой затем в сборник для твердых отходов, и т. п.

При рассыпании радиоактивного порошка необходимо выключить вентиляцию с тем, чтобы не произошло его распыления, затем собрать и удалить его в сборник отходов.

Поверхности, освобожденные от разлитого раствора и рассыпанного порошка, дезактивируют до допустимого уровня. Уровень загрязнения проверяется радиометрическим измерением.

При работах с радиоактивными веществами, особенно при ликвидации последствий радиационных аварий, неизбежно радиоактивное загрязнение спецодежды, индивидуальных средств защиты (резиновых перчаток, пластиковых фартуков, бахил, наруканников и т. п.), а также кожных покровов персонала. Допустимые уровни этих загрязнений, регламентированные НРБ-69 и ОСП-72, приведены в табл. 18.

Загрязнение личной одежды и обуви не допускается. Если загрязнение все же произошло, то они дезактивируются под радиометрическим контролем. В этом случае дезактивация проводится до тех пор, пока уровни загрязнения одежды и обуви не достигнут фоновых величин. В случае невозможности дезак-

Таблица 18

Допустимое загрязнение радиоактивными веществами индивидуальных средств защиты и кожных покровов, частиц/см<sup>2</sup>. мин

Объект загрязнения	Альфа-излучающие изотопы		Бета-излучающие изотопы
	высокотоксичные	прочие	
Кожные покровы	5	5	100
Полотенца	5	5	100
Спецбелье	5	5	100
Внутренняя поверхность лицевых частей индивидуальных средств защиты	5	5	100
Основная спецодежда * средства защиты:	10	40	800
Дополнительные индивидуальные внутренняя поверхность	10	40	800
наружная поверхность	100	400	8000

\* Допустимое загрязнение наружной поверхности перчаток, спецбумаж и дополнительных индивидуальных средств защиты нормируется так же, как и допустимое загрязнение поверхностей рабочих помещений, в которых используют эти средства защиты.

тивации до этих пределов загрязненные одежда и обувь подлежат ликвидации как радиоактивные отходы.

В помещениях для работ с радиоактивными веществами в открытом виде могут находиться только персонал и лица, посещающие эти помещения с разрешения администрации учреждения, ведущего работы. Все находящиеся в рабочих помещениях должны иметь необходимый набор спецодежды и средств индивидуальной защиты. Так, для отдельных работ III класса необходимы: халат, шапочка, перчатки, а при работах с летучими или пылящими веществами — средства защиты органов дыхания.

В рабочих помещениях нельзя курить, принимать пищу, пользоваться косметикой. Запрещается также хранение пищевых продуктов, табачных изделий, домашней одежды, косметических средств и других предметов, не имеющих прямого отношения к работе.

При работах с радиоактивными веществами в открытом виде радиационный контроль приобретает особо важное значение, так как в этом случае в течение всего рабочего процесса (а не только при некоторых авариях при работах с закрытыми источниками излучений и радиационной техникой) возможно воздействие на организм человека всех трех факторов радиационной опасности. Если своевременно не будет обнаружено радиоактивное загрязнение окружающей среды, то персонал, а иногда и окружающее население могут подвергнуться внешнему,

внутреннему и комбинированному облучению. Выбор типов дозиметрических и радиометрических приборов, как и в случае использования закрытых источников в радиационной технике, определяется видами контролируемых излучений, характером работы и др. Для проведения инструментальных измерений при работах с открытыми радиоактивными веществами следует применять приборы, позволяющие измерить мощность дозы внешнего излучения, контролировать радиоактивное загрязнение поверхностей и окружающей среды. Для этих целей можно пользоваться практически всеми приборами, приведенными в табл. 10.

Особую специфику имеют некоторые виды работ со скважинными генераторами нейтронов при их лабораторной подготовке к использованию в скважинах. Рассмотрим это на примере скважинного генератора нейтронов, имеющего трубку с тритиевой мишенью и обеспечивающего выход нейтронов до  $2 \cdot 10^9$  н/с. При работах с таким генератором существуют следующие факторы, представляющие опасность:

- поток быстрых нейтронов. Излучение нейтронов начинается только после включения генератора и подачи высокого напряжения на трубку. Поэтому генератор с герметичной нейтронной трубкой до его включения не представляет радиационной опасности;

- вторичное гамма-излучение из конструкционных и защитных материалов;

- рентгеновское излучение (возникает при торможении заряженных частиц в ускорительной трубке);

- потоки тепловых нейтронов (образуются в результате замедления быстрых нейтронов в окружающей среде);

- наведенная активность (происходит в результате облучения нейтронами окружающей среды и конструкционных материалов, из которых сделан генератор);

- выделение трития в окружающую среду (происходит в основном при нарушении герметичности нейтронной трубки).

При работах по пуску и наладке генераторов нейтронов необходимо соблюдать следующие правила.

Пуско-наладочные работы должны проводиться только в лабораторных условиях. Регулировку высоковольтного блока генератора с целью уменьшения выхода нейтронов рекомендуется осуществлять, используя нейтронную трубку с дейтериевой мишенью. Окончательная доводка генератора допускается с нейтронной трубкой с тритиевой мишенью. При этом необходимо соблюдать все перечисленные здесь требования. При пуско-наладочных работах рекомендуется использовать дистанционное управление. При этом сам генератор должен находиться за специальной защитой, расчет которой проводится по следующему примеру.

Пример. Выход нейтронов при работе генератора равен  $2 \cdot 10^9$  н/с. Расстояние от генератора до соседнего помещения, где расположен пульт управления, 5 м. Толщина бетонной стены 50 см. Оценим мощность дозы за защитой и необходимость в дополнительной защите. Поток быстрых нейтронов за защитой определяется по формуле

$$N = \frac{N_0}{4\pi R^2} C \cdot e^{-d/\lambda}$$

где  $N$  — плотность потока быстрых нейтронов в точке, б. н./см<sup>2</sup>·с;  
 $N_0$  — выход нейтронов генератора, н/с;  
 $R$  — расстояние от мишени генератора до исследуемой точки, см;  
 $C$  — корректирующий коэффициент;  
 $\lambda$  — длина релаксации потока быстрых нейтронов в материале защиты;  
 $d$  — толщина защиты, см.

Данная формула применима для толщины защиты от 15 до 100 см. Рекомендуемые значения  $C$  и  $\lambda$  для нейтронов с энергией 14 МэВ приведены в табл. 19 [34].

Таблица 19  
 Величины  $C$  и  $\lambda$  для нейтронов с энергией 14 МэВ

Материал	$\lambda$ , см	$C$ , см
Бетон	19,7	1,2
Парафин	17,5	1,3
Вода	16,9	1,3

Поток быстрых нейтронов без защиты составляет

$$N = \frac{N_0}{4\pi R^2} = \frac{2 \cdot 10^9}{4\pi \cdot 25 \cdot 10^4} = 6,4 \cdot 10^2 \text{ б. н. см}^2 \cdot \text{с.}$$

Ослабление в защите:

$$C \cdot e^{-d/\lambda} = 1,2 e^{-50/19,7} = 0,096.$$

Следовательно, поток быстрых нейтронов составит 60 б н/см<sup>2</sup>·с. Необходима дополнительная защита, обеспечивающая 3-кратное ослабление. Толщина такой защиты из парафина рассчитывается по формуле

$$\frac{1}{3} = C \cdot e^{-x/\lambda} = 1,3 \cdot e^{-x/17,5}$$

$$x = 24 \text{ см.}$$

Таким образом, полная необходимая толщина защиты составит 50 см бетона + 24 см парафина.

Тепловые нейтроны образуются в результате замедления быстрых нейтронов в моделях пластов, в материале защиты и т. п. При этом будет происходить и значительное поглощение тепловых нейтронов. Как показывает практика, величина плотности потока тепловых нейтронов будет много ниже предельно допустимой величины (750 т.н/см<sup>2</sup>·с), а их вклад в суммарную мощность эквивалентной дозы будет пренебрежимо мал. Следовательно, защита от потоков тепловых нейтронов

будет полностью обеспечена защитой от потоков быстрых нейтронов.

Сопутствующее гамма-излучение при работе генератора обусловлено взаимодействием нейтронов с конструкционными материалами, материалами защиты и т. п. Поэтому спектр и величина мощности дозы гамма-излучения будут различными в каждом конкретном случае. Защита от быстрых нейтронов, рассчитанная, как указано выше, будет обеспечивать значительное ослабление потока гамма-излучения. В большинстве случаев такая защита обеспечит снижение мощности дозы намного ниже предельно допустимой величины.

С учетом сказанного расчет защиты должен производиться только по быстрым нейтронам.

При приемке защиты необходимо непосредственно (с помощью измерения величины потоков быстрых и тепловых нейтронов и мощности дозы гамма-излучения) удостовериться, что уровень мощности эквивалентной дозы не превосходит допустимой величины. В случае необходимости дополнительное ослабление гамма-излучения может быть достигнуто использованием листового железа, свинца и т. п. толщиной в несколько миллиметров, что не вызовет серьезных изменений в конструкции защиты.

До начала пуско-наладочных работ следует расчетным путем для максимального выхода нейтронов определить мощность эквивалентной дозы на наружной поверхности защиты и возможные дозы облучения персонала.

Уровни излучений на наружной поверхности защиты и рабочих местах должны быть затем инструментально замерены при том же режиме работы генератора. Защита считается достаточной лишь в том случае, если уровни излучений, полученные в результате инструментальных измерений, не превышают расчетных.

В случае невозможности использовать дистанционное управление пуско-наладочные работы необходимо проводить только при уменьшенном выходе нейтронов. При этом до начала работ следует рассчитать возможные дозы облучения персонала и в соответствии с ними определить продолжительность предполагаемых работ в зависимости от расстояний, на которых будет находиться персонал. Затем нужно провести инструментальное измерение уровней излучения на рабочих местах. Измеренные уровни не должны превышать расчетных. Приведем пример расчета продолжительности времени работы персонала.

**Пример.** Проведение пуско-наладочных работ с присоединенной к генератору нейтронов трубкой допускается при пониженном выходе нейтронов, например  $10^5$  н/с. В этом случае защита персонала в заданных условиях обеспечивается сокращением времени работы. Поток быстрых нейтронов в любой точке без защиты рассчитывается по формуле (22).

Оператор находится на расстоянии 0,5 м от генератора. Поток облучения будет равен

$$N = \frac{N_0}{4\pi R^2} = \frac{10^4}{0,25 \cdot 10^4 \cdot 4\pi} = 32 \text{ бн/см}^2 \cdot \text{с.}$$

Облучение работающего потоком быстрых нейтронов в 20 бн/см<sup>2</sup>·с в течение 36 ч в неделю обуславливает получение персоналом дозы не выше 5 бар/год, как того требуют НРБ-69.

Чтобы доза облучения персонала не превышала этой величины при облучении потоком в 32 бн/см<sup>2</sup>·с, время работы

$$t = \frac{20}{32} \cdot 36 = 22,5 \text{ ч/неделю.}$$

Все пуско-наладочные работы необходимо осуществлять под постоянным радиационным контролем. Помещения, в которых проводятся пуско-наладочные работы, должны отвечать требованиям к лабораторным помещениям, предъявленным «Санитарными нормами проектирования» СН-245-71 [35] и ОСП-72, иметь на двери знак радиационной опасности, быть оборудованы приточно-вытяжной вентиляцией не менее чем с 3-кратным обменом воздуха в час. Над дверью помещения следует устанавливать световое табло с надписью «Генератор включен», зажигающееся при включении генератора.

Для проведения модельных исследований необходимо выделять отдельное помещение. При проектировании размещения модели пластов и защитных экранов следует исходить из того, что расчетная мощность дозы на рабочем месте оператора или любого другого лица, относящегося к категории А группы «а», не должна превышать 1,4 мбэр/ч при работе 36 ч/неделю и 2,8 мбэр/ч при работе 18 ч/неделю.

Расчетная мощность дозы на поверхности стен в помещениях, смежных с модельной, не может быть превышена указанных значений; для любых других помещений учреждения 0,1 мбэр/ч; для любых помещений и территории в пределах наблюдаемой зоны 0,03 мбэр/ч.

Требования к помещениям, в которых проводятся модельные работы, аналогичны требованиям, предъявляемым к помещениям для пуско-наладочных работ (тот и другой вид работ может последовательно проводиться в одних и тех же помещениях).

В полевых условиях модельная площадка оборудуется ограждением. На внешней стороне ограждения мощность дозы излучения не должна превышать 0,1 мбэр/ч. На внешней стороне ограждения необходимо вывешивать знаки радиационной опасности.

При всех видах работ с генератором нейтронов проводится радиационный контроль. В зависимости от вида работ радиационный контроль должен включать:

— контроль за плотностью потоков нейтронов на рабочих местах (может быть обеспечен с помощью приборов типа РУП-1,

ДН-А-1, РПН-2-02 с автономным питанием и экранировкой от наводок, обусловленных работой высоковольтных блоков генератора);

— контроль за мощностью дозы гамма- и рентгеновского излучений на рабочих местах (в том числе при манипуляциях непосредственно с генератором после его выключения вплоть до снижения мощности дозы излучения, обусловленной наведенной активностью до фоновых величин) — может быть осуществлен с помощью прибора МРМ-2;

— контроль за уровнем загрязненности тритием поверхностей и окружающей среды (может быть обеспечен методом взятия мазков).

Мазком называют снятие радиоактивной загрязненности с поверхности марлевым тампоном, фильтровальной бумагой или другим материалом. Конкретно для случая загрязнения поверхности тритием рекомендуется взятие сухого мазка фильтровальной бумагой или картоном. Коэффициент снятия в этом случае принимается равным 20%. Мазок отбирается с известной площади для определения удельной поверхностной радиоактивности загрязненности (бета-частиц/см<sup>2</sup>·мин).

Учитывая, что в рассматриваемых условиях всякое поверхностное загрязнение тритием будет носить аэрозольный характер, наиболее просто определять тритий по тормозному излучению и использовать для этого счетчик типа Т-25-БФЛ. Такой счетчик совместно со стандартным блоком для газовых счетчиков типа БГС (УГС), источником высокого напряжения (рабочее напряжение счетчика  $\approx 1500$  В) и регистрирующим устройством (любой пересчетный прибор типа ПП-9, ПП-16, ПС-100) обеспечивает достоверное определение факта загрязненности тритием различных поверхностей.

Подсчет результата определения поверхностной загрязненности проводится по формуле

$$Q = \frac{(N - N_{\phi})}{f \cdot S \cdot K} \quad (25)$$

где  $Q$  — удельная поверхностная загрязненность, бета/частиц/см<sup>2</sup>·мин;

$f$  — пересчетный коэффициент, равный в данном случае 10<sup>-7</sup>;

$N$  — скорость счета от мазка, имп./мин;

$N_{\phi}$  — фоновая скорость счета установки, имп./мин;

$S$  — площадь, с которой был отобран мазок, см<sup>2</sup>;

$K$  — коэффициент снятия, равный 0,2.

Загрязнение следует считать достоверным, если  $N - N_{\phi} > 3\sqrt{N_{\phi}}$ . Если  $N - N_{\phi} < 3\sqrt{N_{\phi}}$ , то нужно произвести повторный отбор мазка.

Контроль индивидуального облучения должен включать:

— контроль за дозой внешнего облучения нейтронами, гамма- и рентгеновским излучениями (может быть осуществлен с помощью метода типа ИФК-2,3,4);

— контроль за содержанием трития в организме (в случае радиационной аварии, проводится в клинических условиях).

Здесь перечислены специфические вопросы радиационного контроля при работе с генератором. Полный объем радиационного контроля обуславливается проведением всех радиационно-опасных операций в лаборатории.

Периодичность радиационного контроля устанавливается исходя из требований НРБ-69 о контроле за квартальными дозами облучения и конкретных условий проведения работ с генератором.

Аварийная ситуация при работах с генераторами при пуско-наладочных и модельных испытаниях может возникнуть при нарушении целостности нейтронной трубки.

В случае разгерметизации нейтронную трубку нужно немедленно поместить в отдельную емкость и залить парафином. Если парафина нет, то трубку следует положить в стеклянную банку с притертой пробкой или в иную герметичную емкость, исключающую попадание трития в окружающую среду. В случае полного разрушения оболочки трубки мишень должна быть с помощью дистанционного инструмента помещена в герметичную емкость и впоследствии захоронена как радиоактивные отходы.

Если удельная активность электроизоляционной жидкости (масла), соприкасавшейся с мишенью, превосходит среднегодовую допустимую концентрацию трития для питьевой воды, то эту жидкость следует отнести к радиоактивным отходам. Такую жидкость нужно поместить в специальный сборник для жидких радиоактивных отходов и направить на пункт захоронения либо разбавить до уменьшения величины удельной активности трития ниже концентрации для питьевой воды. В последнем случае с жидкостью можно поступить как с обычными отходами.

Поверхности, которые могли быть загрязнены тритием в результате аварии, необходимо подвергнуть дезактивации (промыть 1%-ным водным раствором лимонной кислоты, сполоснуть водой и высушить).

Все работы по ликвидации последствий радиационной аварии (дезактивация, манипуляции с поврежденной нейтронной трубкой и т. д.) должны проводиться в резиновых перчатках и респираторах. По окончании работ перчатки, рабочие инструменты и т. п. должны быть дезактивированы. Рабочие инструменты, поверхности и т. д. после дезактивации должны быть проверены на наличие радиоактивной загрязненности тритием методом взятия мазков, описанным выше.

## *Радиационная безопасность при каротажных работах*

Все работы с изотопными источниками на буровых скважинах (установка и извлечение источника из переносного контейнера и зондового устройства глубинных приборов, опускание и извлечение приборов из скважины и др.) должны производиться с помощью дистанционных инструментов и приспособлений в строгой технологической последовательности, определяемой местной инструкцией по мерам радиационной безопасности. Все работы с источниками необходимо выполнять в минимально короткие сроки и распределять их между работающими так, чтобы дозы облучения были наименьшими.

Установка источника в глубинном (скважинном) приборе производится непосредственно перед спуском его в скважину, если конструкция зондового устройства не исключает такой возможности.

Источники закладываются в предварительно подготовленные (очищенные от пыли, грязи, песка и т. п.) зондовые устройства скважинных приборов. Подъем и опускание скважинного снаряда в устье скважины, а также извлечение его из скважины должны производиться с помощью буровой, автомобильной или ручной лебедок. Запрещается подъем и опускание скважинного снаряда в устье скважины руками. Для поддержания и направления его движения нужно использовать дистанционные инструменты и приспособления.

Площадка лубриката должна быть такой конструкции, чтобы при помещении и извлечении малогабаритного прибора из устья скважины устье лубриката находилось на уровне пояса работающего. После извлечения из зондового устройства скважинного прибора источник следует перекладывать в контейнер и направлять в хранилище.

При исследовании разрезов скважин с помощью генераторов нейтронов включение генератора и подача высокого напряжения разрешается только после опускания генератора в скважину. Включенный генератор, находящийся в скважине на глубине 5 м и более, не требует дополнительных мер защиты. Перед извлечением генератора из скважины напряжение снимается и генератор выключается. По извлечении генератора из скважины и после проведения с ним каких-либо манипуляций необходимо обеспечить измерение мощности дозы излучения, вызванного наведенной активностью, в течение всего времени работы или до достижения величины мощности дозы фоновых значений.

### *Мероприятия при радиационных авариях*

Радиационной аварией следует считать обстановку, которая привела или могла привести к внешнему или внутреннему облучению организма или загрязнению внешней среды, рабочих

поверхностей и других объектов сверх допустимых уровней. Утечки и разгерметизация источников излучения считаются авариями. При обнаружении радиоактивного загрязнения внутренней поверхности контейнера, в котором транспортируются или хранятся источники, необходимо принять экстренные меры к обнаружению источника, потерявшего герметичность, и установлению причин, приведших к разгерметизации источника, а также обнаружению возможного радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, транспортных средств, оборудования и одежды персонала. О факте разгерметизации следует немедленно известить местные органы санитарно-эпидемиологической службы.

Во всех случаях радиационных аварий должны быть приняты немедленные меры по локализации их, выявлению пострадавших и оказанию им необходимой помощи.

О всех случаях радиационных аварий администрация учреждений обязана немедленно информировать вышестоящую организацию и органы санитарно-эпидемиологической службы, а при загрязнении объектов внешней среды или утери источников — и органы внутренних дел.

В случае зависания или прихвата скважинного прибора с источником или генератора нейтронов, а также угрозы обрыва кабеля работы на скважине необходимо прекратить и поставить в известность о случившемся руководство учреждения, которое обязано составить план технологических операций по освобождению скважинного прибора (расхаживание прибора, работы по освобождению кабеля с использованием бурового инструмента и т. д.).

При невозможности извлечения скважинного прибора с источником из скважины обычным путем (при обрыве кабеля, троса) проводятся ловильные работы. Если в процессе ловильных работ будет установлено, что извлечь прибор из скважины нельзя, заинтересованные организации с участием органов санитарного надзора составляют план работ, в котором указывается способ досылки прибора на забой, метод цементирования скважины и намечаются конкретные мероприятия, предупреждающие возможность загрязнения радиоактивными веществами оборудования и территории буровой, персонала и отдельных лиц из населения, а также сведения о пройденных водоносных горизонтах. По окончании указанных работ администрацией учреждения составляется акт об окончании аварийных работ, подлежащий согласованию с местными органами санитарно-эпидемиологической службы.

При обнаружении радиоактивного загрязнения в выходящем из скважины буровом растворе работы по ликвидации радиационной аварии прекращаются, и руководство учреждения дает указание о немедленном рытье специального котлована для отвода загрязненного бурового раствора. Выбор места для котлована и

способ его гидронизоляции согласовывается с местными органами санитарного надзора. Объем его рассчитывается так, чтобы при его заполнении уровень бурового раствора находился не ближе 1,5 м от верхней кромки котлована. Затем котлован засыпается глинистым грунтом, утрамбовывается и ограждается колючей проволокой. На месте захоронения радиоактивного раствора должны быть установлены знаки радиационной опасности. Ограждение и знаки радиационной опасности сохраняются на период, обеспечивающий снижение уровней излучения на поверхности котлована до 0,03 мбэр/ч. Котлован выбирается в местах, исключающих контакт бурового раствора с грунтовыми водами.

Первоочередными мероприятиями по ликвидации радиационной аварии, связанной с радиоактивным загрязнением окружающей среды, являются:

— прекращение всех работ на скважине и удаление с места радиационной аварии лиц, не связанных с ликвидацией ее последствий;

— радиометрическое обследование и установление границ распространения радиоактивного загрязнения с ограждением их и установлением знаков радиационной опасности. Весь персонал, находившийся в опасной зоне, должен быть подвергнут тщательному радиационному контролю.

Руководство учреждения совместно с представителями органов санитарного надзора назначает комиссию по экстренному устранению последствий радиационной аварии. Комиссия проводит тщательное расследование характера и масштаба радиационной аварии и намечает, конкретный план по ликвидации ее последствий силами и средствами учреждения, проводившего работу с источниками. Ликвидация последствий радиационной аварии проводится под постоянным радиационным контролем.

Комиссия по ликвидации последствий аварии обязана оценить возможные дозы облучения персонала и других лиц в результате радиационной аварии. Лица, у которых ожидаемые дозы общего или местного облучения составляют соответственно 25 и 400 бэр, а также при подозрении на возможное поступление радиоактивных веществ внутрь организма в количествах, превышающих допустимое квартальное поступление, должны быть направлены на стационарное медицинское обследование в лечебное учреждение по указанию местных органов санитарного надзора.

ПРИЛОЖЕНИЕ 1

Гамма-источники, предназначенные для аттестации в качестве образцовых мер [36]

Гамма-источники из  $\text{Co}^{60}$  представляют собой облученные нейтронами цилиндры из металлического кобальта марок К-0 или К-1 (ГОСТ 123-67), помещенные в герметичные ампулы из нержавеющей стали марки Х18Н10Т (ГОСТ 5632-61), а из  $\text{Cs}^{137}$  — цилиндрические (одинарные или двойные) ампулы из нержавеющей стали марки Х18Н10Т (ГОСТ 5632-61), заполненные порошком  $\text{Cs}^{137}$ , стеклоплавом на основе цезия или гранулами катионита, насыщенного  $\text{Cs}^{137}$ .

Номинальные значения мощности экспозиционной дозы гамма-излучения, создаваемой источниками на расстоянии 1 м, приведены в табл. 1.

Допустимые отклонения измеренных значений внешнего излучения от номинала на момент изготовления не превышают:

- у гамма-источников из  $\text{Co}^{60} + 60\%$ ,
- у гамма-источников из  $\text{Cs}^{137} \pm 20\%$ .

Таблица 1

Характеристика гамма-источников, предназначенных для аттестации в качестве образцовых мер

Тип источника	Номинальная мощность экспозиционной дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м, Р/с	Примечание	Тип источника	Номинальная мощность экспозиционной дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м, Р/с	Примечание
<p>1. <math>\text{Co}^{60}</math> (<math>T_{1/2} = 5,263</math> года;  <math>E_{\gamma} = 1,17; 1,33</math> МэВ;  <math>E_{\beta} = 0,306; 1,486</math> МэВ)</p>			<p>2. <math>\text{Cs}^{137} + \text{Ba}^{137}</math> (<math>T_{1/2}(\text{Cs}) = 29,68</math> года;  <math>T_{1/2}(\text{Ba}) = 2,6</math> мин; <math>E_{\gamma}(\text{Ba}) = 0,662</math> МэВ; <math>E_{\beta}(\text{Cs}) = 0,51; 1,17</math> МэВ)</p>		
КМЗ-7	$3 \cdot 10^{-7}$	Источники диаметром и высотой 4 мм в одинарной ампуле диаметром $6 \pm 0,2$ мм и высотой $6,5 \pm 0,5$ мм	Ц2-8	$2 \cdot 10^{-8}$	Источники диаметром 4,5 и высотой от 1,6 до 6,5 мм в одинарной ампуле диаметром $6 \pm 0,2$ мм и высотой $10 \pm 1$ мм
КМ2-6	$2 \cdot 10^{-6}$		Ц1-7	$1 \cdot 10^{-7}$	
КМЗ-6	$5 \cdot 10^{-6}$		Ц2-7	$2 \cdot 10^{-7}$	
КМ6-6	$6 \cdot 10^{-6}$		Ц4-7	$4 \cdot 10^{-7}$	
КМ1-5	$1 \cdot 10^{-5}$		Ц2-6	$2 \cdot 10^{-6}$	
КМ2-5	$2 \cdot 10^{-5}$		Ц1-6	$1 \cdot 10^{-6}$	
КМЗ-5	$3 \cdot 10^{-5}$		Ц1-5	$1 \cdot 10^{-5}$	
КМ6-5	$6 \cdot 10^{-5}$		Ц2-5	$2 \cdot 10^{-5}$	
КМ1-4	$1 \cdot 10^{-4}$		Ц6-5	$6 \cdot 10^{-5}$	
КМ2-4	$2 \cdot 10^{-4}$		Ц1-4	$1 \cdot 10^{-4}$	
КМЗ-4	$3 \cdot 10^{-4}$		Ц2-4	$2 \cdot 10^{-4}$	
КМ6-4	$6 \cdot 10^{-4}$		Ц3-4	$3 \cdot 10^{-4}$	
КМ2-3	$2 \cdot 10^{-3}$		Ц4-5	$4 \cdot 10^{-5}$	
КМЗ-3	$3 \cdot 10^{-3}$		Ц5-4	$5 \cdot 10^{-4}$	

Для гамма-источников устанавливается гарантийный срок три года.

Срок повторной аттестации гамма-источников указывается в свидетельстве об аттестации.

**Плутоний-бериллиевые источники быстрых нейтронов, предназначенные для аттестации в качестве образцовых мер**

Плутоний-бериллиевые источники быстрых нейтронов представляют собой единичную герметичную ампулу из нержавеющей стали марки Х18Н10Т (ГОСТ 5632-61), заполненную с плавом интерметаллического соединения плутоний — бериллий. Ампулы герметизируются электронолучевой или аргонодуговой сваркой неплавящимся электродом без присадки.

Плутоний-бериллиевые источники быстрых нейтронов могут эксплуатироваться в условиях при относительной влажности до 98% при 20°C; в диапазоне температур от -70 до +250°C; в водно-воздушных нейтральных средах; при вибрационной тряске в диапазоне частот от 30 до 60 гц с ускорением 3 g.

Анизотропия внешнего излучения у источников быстрых нейтронов не превышает  $\pm 2\%$ .

Типоразмеры и номинальные значения выхода нейтронов этих источников приведены в табл. 2.

Допустимые отклонения фактического значения выхода нейтронов от номинального значения у плутоний-бериллиевых источников быстрых нейтронов на момент изготовления не превышают  $\pm 25\%$ .

Гарантийный срок годности источников быстрых нейтронов 5 лет.

Срок повторной аттестации источников быстрых нейтронов указывается в свидетельстве об аттестации.

Таблица 2

**Характеристика плутоний-бериллиевых источников быстрых нейтронов, предназначенных для аттестации в качестве образцовых мер**

Тип источника	Выход быстрых нейтронов за пределы оболочки, н/с	Наружные размеры, мм	
		диаметр	высота
ИБН-13	$1 \cdot 10^3$	$10 \pm 0,2$	13 -0,5
ИБН-14	$2 \cdot 10^3$	$10 \pm 0,2$	13 -0,5
ИБН-15	$5 \cdot 10^3$	$10 \pm 0,2$	13 -0,5
ИБН-16	$1 \cdot 10^4$	$10 \pm 0,2$	13 -0,5
ИБН-17	$2 \cdot 10^4$	$12 \pm 0,2$	16 -0,5
ИБН-18	$5 \cdot 10^4$	$12 \pm 0,2$	6 -0,5
ИБН-19	$1 \cdot 10^5$	$15 \pm 0,2$	18 -0,5
ИБН-20	$2 \cdot 10^5$	$15 \pm 0,2$	20 -0,5
ИБН-21	$5 \cdot 10^5$	$18 \pm 0,2$	22 -0,5
ИБН-22	$1 \cdot 10^6$	$21 \pm 0,2$	25 -1
ИБН-23	$2 \cdot 10^6$	$24 \pm 0,2$	30 -1
ИБН-24	$5 \cdot 10^6$	$29 \pm 0,2$	33 -1
ИБН-25	$1 \cdot 10^7$	$35 \pm 0,2$	39 -1
ИБН-26	$2 \cdot 10^7$	$42 \pm 0,2$	46 -1
ИБН-27	$5 \cdot 10^7$	$54 \pm 0,2$	58 -1

Характеристики источников, наиболее часто используемых при радиометрических исследованиях разрезов буровых скважин нейтронные источники (МРТУ 10-81-69; 10-101-66, 10-100-66)

№ п/п	Источник	Средняя энергия, МэВ	Период полураспада, сутки	Размеры источника, мм		Выход нейтронов, н/с	Материал ампулы
				диаметр	высота		
1	$\text{Pu}^{239} + \text{Be}$	4,5 ± 0,2	2480 лет	10—54	19—61	$1 \cdot 10^4$ — $5 \cdot 10^7$	Сталь Х18Н10Т Латушь хромированная Сталь Х18Н10Т То же
2	$\text{Po}^{210} + \text{B}$	2,5 ± 0,2	138,4	20	40	$10^4$ — $10^7$	
3	$\text{Po}^{210} + \text{Be}$	4,5 ± 0,2	138,4	20	40	$0,9 \cdot 10^6$ — $9 \cdot 10^7$	
4	$\text{Po}^{210} + \text{Be}$	4,5 ± 0,2	138,4	8—20	100—40	$10^6$ — $4 \cdot 10^6$	

Примечание. Источники нейтронов на основе  $\text{Pu}^{239}$ ,  $\text{Cf}^{252}$ ,  $\text{Cf}^{253}$  с выходом нейтронов от  $10^4$  до  $10^8$  изготавливаются по разовым заказам, направляемым в В/О «Изотоп» гамма-источники (МРТУ 10-62-68; ТУ И-150-71; МРТУ 10-108-68)

№ п/п	Изотоп	Энергия излучения, МэВ	Период полураспада, лет	Размеры источника, мм		Мощность дозы на расстоянии 1 м, Р/с	Материал ампулы
				диаметр	высота		
1	Кобальт-60	1,17 (100%)	5,3	6	6,5	$2,3 \cdot 10^{-5}$ — $5,8 \cdot 10^{-5}$	Сталь Х18Н10Т Сталь Х18Н10Т Алюминий Алюминий
2	Цезий-137	0,66 (100%)	26,6	6—8	10—12	$2,3 \cdot 10^{-8}$ — $5,8 \cdot 10^{-5}$	
3	Селен-75	0,12 (100%)	127 сут.	7,5—17,0	19,5—17,5	$1,2 \cdot 10^{-5}$ — $4,7 \cdot 10^{-4}$	
4	Тулий-170	0,084 (3%)	129 сут.	4,5—12,0	5—10	$4,7 \cdot 10^{-7}$ — $1,2 \cdot 10^{-4}$	

Примечание. Источники на основе  $\text{Am}^{241}$  ( $T_{1/2} = 7660$  лет,  $E = 5,26$  МэВ,  $E = 0,075$  МэВ) изготавливаются по разовым заказам, направляемым в В/О «Изотоп».

ПРИЛОЖЕНИЕ 3

Толщина защиты из бетона ( $\rho = 2,3 \text{ г/см}^3$ ) для различных кратностей ослабления К  $\gamma$ -лучей (широкий пучок)

Кратность ослабления, К	Толщина защиты (см) при энергии $\gamma$ -излучения, МэВ									
	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	3,0
1,5	4,7	7,5	8,2	8,3	8,5	8,6	8,7	8,7	8,8	9,4
2	7,6	11,3	12,4	12,6	12,9	13,3	13,6	13,8	14,1	15,3
5	11,0	18,3	21,8	22,6	23,5	24,6	25,8	27,0	28,2	32,9
8	12,9	22,0	25,6	27,2	28,8	30,5	32,2	33,8	35,2	39,9
10	14,6	23,7	26,8	28,4	29,9	31,9	34,0	35,9	37,6	43,4
20	15,3	25,8	31,9	35,0	37,0	39,9	42,5	44,8	47,0	54,0
30	16,4	27,7	31,8	37,8	40,5	43,7	46,5	49,3	51,6	59,9
40	17,6	29,6	36,2	39,6	42,8	45,3	49,3	52,8	55,2	64,0
50	18,8	30,8	37,6	41,2	44,6	48,5	52,1	55,2	58,1	66,9
60	20,0	31,7	38,5	42,5	45,8	50,1	54,0	57,5	60,5	69,8
80	20,1	33,6	41,1	44,8	48,1	52,4	56,4	59,9	63,4	74,0
100	21,1	35,2	43,0	47,2	50,5	54,5	58,3	62,2	65,7	77,5
10 <sup>2</sup>	28,2	48,1	59,2	65,3	70,4	76,1	81,7	87,6	92,7	110,9
10 <sup>3</sup>	35,2	60,2	74,7	82,9	89,2	97,2	104,5	111,5	118,6	143,2
10 <sup>4</sup>	50,5	75,1	88,3	98,1	106,8	116,9	126,6	135,7	144,4	173,8
10 <sup>5</sup>	66,4	89,8	103,7	114,1	124,4	140,2	149,8	160,6	171,4	205,4

Толщина защиты из железа ( $\rho = 7,89 \text{ г/см}^3$ ) для различных кратностей ослабления К  $\gamma$ -лучей (широкий пучок)

Кратность ослабления, К	Толщина защиты (см) при энергии $\gamma$ -излучения, МэВ									
	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	3,0
1,5	0,9	1,4	1,7	2,0	2,1	2,15	2,2	2,3	2,4	2,7
2	1,2	2,2	2,7	3,1	3,3	3,45	3,6	3,8	3,9	4,4
5	2,5	4,1	5,1	5,7	6,4	6,9	7,4	7,8	8,1	8,9
8	3,1	5,1	6,3	7,1	7,8	8,5	9,1	9,6	10,1	11,2
10	3,5	5,6	6,8	7,7	8,5	9,3	10,0	10,6	11,0	12,2
20	4,3	6,8	8,3	9,4	10,3	11,3	12,2	13,0	13,6	15,3
30	4,5	7,5	9,2	10,4	11,4	12,6	13,6	14,4	15,1	17,0
40	4,8	8,0	9,8	11,1	12,2	13,3	14,4	15,3	16,1	18,2
50	5,2	8,4	10,3	11,6	12,7	13,9	15,1	16,1	16,9	19,2
60	5,6	8,8	10,7	12,1	13,2	14,5	15,7	16,7	17,6	19,9
80	5,9	9,2	11,2	12,7	14,0	15,5	16,3	17,8	18,7	21,2
100	6,1	9,6	11,7	13,2	14,5	16,1	17,3	18,5	19,5	22,1
10 <sup>2</sup>	8,2	13,2	16,3	18,6	20,5	22,6	24,4	26,1	27,5	31,7
10 <sup>3</sup>	11,5	17,1	20,7	23,6	26,0	28,8	31,3	33,6	35,5	40,9
10 <sup>4</sup>	15,8	20,8	24,9	28,4	31,5	34,9	38,0	40,7	43,2	50,0
10 <sup>5</sup>	17,9	24,2	28,9	33,3	37,0	41,1	44,7	47,8	50,6	58,8

Толщина защиты из свинца ( $\rho = 11,3 \text{ г/см}^3$ ) для различных кратностей ослабления К  $\gamma$ -лучей (широкий пучок)

Кратность ослабления	Толщина защиты (см) при энергии $\gamma$ -излучения, МэВ									
	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	3,0
1,5	0,1	0,2	0,3	0,6	0,8	0,95	1,1	1,2	1,2	1,3
2,0	0,2	0,4	0,7	1,0	1,3	1,5	1,7	1,85	2,0	2,1
5	0,4	0,9	1,5	2,2	2,8	3,4	3,8	4,1	4,3	4,6
8	0,5	1,1	1,95	2,85	3,5	4,2	4,8	5,25	5,5	5,9
10	0,55	1,3	2,1	3,05	3,8	4,5	5,1	5,6	5,9	6,5
20	0,6	1,5	2,6	3,85	4,9	5,8	6,6	7,2	7,6	8,3
30	0,7	1,7	3,0	4,3	5,5	6,5	7,3	8,0	8,5	9,3
40	0,8	1,8	3,1	4,5	5,8	6,85	7,8	8,6	9,1	9,9
50	0,85	1,95	3,25	4,6	6,0	7,2	8,2	9,0	9,6	10,6
60	0,9	2,05	3,45	4,95	6,3	7,5	8,6	9,5	10,1	11,0
80	1,0	2,15	3,7	5,3	6,7	8,0	9,2	10,1	10,7	11,7
100	1,0	2,3	3,85	5,5	7,0	8,45	9,65	10,6	11,3	12,2
10 <sup>2</sup>	1,5	3,3	5,7	8,1	10,2	12,3	14,1	15,5	16,5	18,0
10 <sup>3</sup>	2,1	4,55	7,5	10,6	13,3	16,1	18,3	20,1	21,3	23,5
10 <sup>4</sup>	2,4	5,4	9,2	13,0	16,5	20,1	22,7	24,7	26,2	28,9
10 <sup>5</sup>	3,0	6,5	10,9	15,3	19,5	23,5	26,8	29,2	31,0	34,3

ПРИЛОЖЕНИЕ 4

Альфа-, бета-источники, предназначенные для аттестации в качестве образцовых мер [36]

Альфа-, бета-источники представляют собой металлические подложки с углублением, в котором нанесен и зафиксирован радиоактивный препарат с соответствующим изотопом.

Радиоактивный препарат защищен герметизирующим покрытием.

Подложки для альфа-источников изготавливаются из нержавеющей стали марки Х18Н10Т (ГОСТ 5632-61), а для бета-источников — из алюминия (ГОСТ И1069-64) или его сплавов (ГОСТ 4784-65). Толщина подложки 1 мм, углубление 0,5 мм.

Для изготовления альфа-источников используются препараты с изотопами  $\text{Pu}^{239}$ ,  $\text{U}^{234}$  и с природным ураном.

Содержание изотопов плутония в исходном препарате с  $\text{Pu}^{239}$  не лимитируется и не контролируется, а содержание других альфа-активных примесей не должно превышать 5% активности всех изотопов плутония.

Для изготовления бета-источников используются препараты с изотопами  $\text{Sr}^{90}$ ,  $\text{Tl}^{204}$  и  $\text{Co}^{60}$ .

В стронциевом препарате  $\text{Sr}^{90}$  находится в равновесии с дочерним изотопом  $\text{Y}^{90}$ . Примесь  $\text{Sr}^{93}$  по активности не превышает 1%. Примесь других радиоактивных изотопов также не превышает 1%.

Неравномерность распределения радиоактивного препарата по рабочей поверхности альфа-, бета-источников не должна превышать  $\pm 20\%$ .

Альфа-, бета-источники могут эксплуатироваться при обычном атмосферном давлении в воздушных средах, имеющих загрязнение химическими веществами в пределах, соответствующих предельно допустимой концентрации для воздуха производственных помещений в интервале температур от  $-50$  до  $+50^\circ\text{C}$  при относительной влажности до 98%.

Альфа- бета-источники могут поставляться наборами и поштучно.

Диапазоны номинальных уровней внешнего излучения приводятся в табл. 1.

Измеренные значения внешнего излучения могут отличаться от номинальных по внешнему излучению в пределах  $\pm 20\%$  без учета погрешности измерения.

Гарантийный срок устанавливается для альфа-источников 2 года, для бета-источников 3 года.

Сроки повторной аттестации определяются метрологическими учреждениями.

Таблица 1

Диапазоны уровней внешнего излучения (частиц/с) в угол 2л альфа-, бета-источников и наборов альфа-, бета-источников при следующей площади активной поверхности

1 см <sup>2</sup>	4 см <sup>2</sup>	10 см <sup>2</sup>	40 см <sup>2</sup>	100 см <sup>2</sup>	160 см <sup>2</sup>
-------------------	-------------------	--------------------	--------------------	---------------------	---------------------

1. Р<sub>u</sub><sup>239</sup> ( $T_{1/2} = 2,425 \cdot 10^4$  лет;  $E_{\alpha} = 5,15$  МэВ)

а) источники

2—5·10 <sup>4</sup>	8—2·10 <sup>5</sup>	20—5·10 <sup>5</sup>	80—2·10 <sup>6</sup>	230—5·10 <sup>6</sup>	30—8·10 <sup>6</sup>
---------------------	---------------------	----------------------	----------------------	-----------------------	----------------------

б) наборы источников

1П9 2—2·10 <sup>4</sup> (9 шт.)	2П9 8—8·10 <sup>4</sup> (13 шт.)	3П9 20—1,2·10 <sup>5</sup> (9 шт.)	4П9 80—3·10 <sup>5</sup> (15 шт.)	5П9 200—8·10 <sup>5</sup> (8 шт.)	6П9 300—2·10 <sup>6</sup> (12 шт.)
---------------------------------------	--	--	---	---	--

в) набор 1 а

10—1·10 <sup>4</sup> (4 шт.)	10—1·10 <sup>4</sup> (4 шт.)	10—1·10 <sup>4</sup> (4 шт.)	10—1·10 <sup>4</sup> (4 шт.)	10—1·10 <sup>5</sup> (5 шт.)	10—1·10 <sup>5</sup> (5 шт.)
---------------------------------	---------------------------------	---------------------------------	---------------------------------	---------------------------------	---------------------------------

2. U<sup>238</sup> (природный уран) ( $T_{1/2} = 4,498 \cdot 10^9$  лет;

$E_{\alpha} = 4,132; 4,180$  МэВ)

а) источники

2	3—8	8—20	12—80	20—200	20—300
---	-----	------	-------	--------	--------

б) наборы источников

1V8 2 (1 шт.)	—	3V8 8,12 (2 шт.)	—	—	6V8 20—300 (4 шт.)
---------------------	---	------------------------	---	---	--------------------------

в) набор 2а

—	—	10 (1 шт.)	—	—	10,000 (2 шт.)
---	---	---------------	---	---	-------------------

3. U<sup>234</sup> ( $T_{1/2} = 2,475 \cdot 10^5$  лет;  $E_{\alpha} = 4,716; 4,763$  МэВ)

а) источники

2—20	3—80	5—120	12—200	20—300	30—500
------	------	-------	--------	--------	--------

1 см <sup>2</sup>	4 см <sup>2</sup>	10 см <sup>2</sup>	40 см <sup>2</sup>	100 см <sup>2</sup>	160 см <sup>2</sup>
б) наборы источников					
1V4 2-20 (2 шт.)	—	3V4 5-50 (3 шт.)	—	—	—
в) набор 4а					
10 (1 шт.)	—	10,100 (2 шт.)	—	—	—

4.  $Sr^{90} + Y^{90}$  ( $T_{1/2}(Sr) = 28,1$  года;  $T_{1/2}(Y) = 64,4$  ч;

$E_{\beta}(Sr) = 0,61$  МэВ;  $E_{\beta}(Y) = 2,18; 1,15; 0,15$  МэВ)

а) источники

5-1,2·10<sup>6</sup> | 8-5·10<sup>9</sup> | 30-1,2·10<sup>7</sup> | 80-5·10<sup>7</sup> | 30-8·10<sup>7</sup> | 30-8·10<sup>7</sup>

б) наборы источников

1С0  
8-3·10<sup>5</sup>  
(10 шт.)

2С0  
8-2·10<sup>5</sup>  
(12 шт.)

3С0  
200-1,2·10<sup>7</sup>  
(11 шт.)

4С0  
300-3·10<sup>7</sup>  
(11 шт.)

5С0  
200-8·10<sup>8</sup>  
(15 шт.)

6С0  
300-8·10<sup>7</sup>  
(15 шт.)

в) набор 1б

70-7·10<sup>3</sup>  
(3 шт.)

70-7·10<sup>4</sup>  
(4 шт.)

70-7·10<sup>4</sup>  
(4 шт.)

70-7·10<sup>4</sup>  
(4 шт.)

70-7·10<sup>6</sup>  
(6 шт.)

70-7·10<sup>6</sup>  
(6 шт.)

5.  $Tl^{204}$  ( $T_{1/2} = 3,56$  года;  $E_{\beta} = 0,765; 0,036; 0,26$  МэВ)

а) источники

120-1,2·10<sup>4</sup> | 500-5·10<sup>4</sup> | 1,2·10<sup>3</sup>-  
-1,2·10<sup>5</sup> | 5·10<sup>3</sup>-  
-1,2·10<sup>6</sup> | 1,2·10<sup>4</sup>-  
1,2·10<sup>5</sup> | —

б) наборы источников

1Т-1  
120-8·10<sup>3</sup>  
(5 шт.)

2Т-1  
500-5·10<sup>4</sup>  
(3 шт.)

3Т-1  
2·10<sup>3</sup>-5·10<sup>4</sup>  
(4 шт.)

4Т-1  
18·10<sup>3</sup>-  
-1,2·10<sup>6</sup>  
(4 шт.)

5Т-1  
1,2·10<sup>4</sup>-  
-1,2·10<sup>5</sup>  
(4 шт.)

6.  $Co^{60}$  ( $T_{1/2} = 5,263$  года;  $E_{\beta} = 0,506; 1,485$  МэВ;

$E = 1,17; 1,33$  МэВ)

а) источники

120-2·10<sup>4</sup> | 500-8·10<sup>4</sup> | 1,2·10<sup>3</sup>-  
-2·10<sup>5</sup> | 3·10<sup>4</sup> | — | —

б) наборы источников

1К-0  
200-2·10<sup>4</sup>  
(3 шт.)

2К-0  
500-5·10<sup>4</sup>  
(3 шт.)

3К-0  
2·10<sup>3</sup>  
2·10<sup>6</sup>  
(3 шт.)

## Образцовые спектрометрические гамма-источники (ОСГИ)

Образцовые спектрометрические гамма-источники представляют собой «сэндвич» из двух полиэтиленовых пленок, зажатых между двумя дюралюминиевыми кольцами. В центре между пленками нанесено активное пятно диаметром 6 мм.

Образцовые спектрометрические гамма-источники могут поставляться в виде комплектов. В состав комплекта ОСГИ входят 11 источников, изготовляемых из соединений с изотопами\*  $\text{Na}^{22}$ ,  $\text{Mn}^{54}$ ,  $\text{Co}^{57}$ ,  $\text{Co}^{60}$ ,  $\text{Zn}^{65}$ ,  $\text{Y}^{88}$ ,  $\text{Ce}^{139}$ ,  $\text{Sn}^{113}$ ,  $\text{Cs}^{137}$ ,  $\text{Hg}^{203}$ ,  $\text{Am}^{241}$ . На кольцо из цветной бумаги, помещенной между полиэтиленовыми пленками источника, обозначены номер комплекта и символ радиоактивного изотопа. Для каждого из входящих в комплект радиоактивных изотопов выбран определенный цвет бумажного кольца.

Номинальное значение активности каждого источника  $10^5$  расп./с. Исключение составляет источник с  $\text{Hg}^{203}$ , для которого номинальное значение активности ввиду малости периода полураспада  $\text{Hg}^{203}$  составляет  $3 \cdot 10^5$  расп./с.

Толщина полиэтиленовых пленок, между которыми зажат активный слой, составляет  $11 \pm 3$  мг/см<sup>2</sup>.

Толщина полиэтиленовой пленки недостаточна для полного поглощения позитронов, испускаемых источником с изотопом  $\text{Na}^{22}$ . Поэтому при использовании источника с изотопом  $\text{Na}^{22}$  его следует помещать между двумя алюминиевыми фильтрами, прилагаемыми к комплекту, чтобы поглотить бета-частицы с энергией 0,511 МэВ.

Образцовые спектрометрические гамма-источники могут эксплуатироваться: при относительной влажности до 98% при температуре до 35°C; в диапазоне температур от -50 до +50°C; при вибрациях с частотой 50 гц с ускорением 3 g. Набор ОСГИ упаковывается в специальный футляр.

Таблица 2

Радиационнофизические характеристики комплекта ОСГИ

Изотоп	Энергия квантов, МэВ	Активность изотопа в источнике, расп./с	Период полураспада
$\text{Zn}^{65}$	1,114	$10^5$	249,7 дня
$\text{Mn}^{54}$	0,835	$10^5$	291 день
$\text{Cs}^{137}$	0,662	$10^5$	29,68 года
$\text{Na}^{22}$	0,511	$10^5$	2,58 года
	1,276		
$\text{Co}^{60}$	1,173	$10^5$	5,263 года
	1,333		
$\text{Co}^{57}$	0,0144	$10^5$	267 дней
	0,122		
	0,137		
$\text{Y}^{88}$	0,898	$10^5$	104 дня
	1,840		
	2,738		
$\text{Ce}^{139}$	0,166	$10^5$	140 дней
$\text{Sn}^{113}$	0,255	$10^5$	119 дней
	0,393		
$\text{Hg}^{203}$	0,279	$3 \cdot 10^5$	46,97 дня
$\text{Am}^{241}$	0,0264	$10^5$	485,1 года
	0,0596		

\* По согласованию с заказчиком ОСГИ поставляются также отдельными источниками из этих изотопов.

Таблица 3.4

Краткая техническая характеристика образцовых  
спектрометрических альфа-источников

Изотоп	Период полураспада	Энергия альфа- перехода, кэВ	Интенсив- ность альфа- перехода, % на распад	Внешнее излучение, част./с	Активность изотопа в источнике, расп./с
Pu <sup>238</sup>	86,4 года	5499	72	2,3·10 <sup>4</sup>	4,6·10 <sup>4</sup>
Pu <sup>239</sup>	24,39·10 <sup>3</sup> лет	5456	28	1,9·10 <sup>3</sup>	3,7·10 <sup>3</sup>
Ra <sup>226</sup> + продукты распада	167 лет	5156	73,3	1,9·10 <sup>4</sup>	3,7·10 <sup>4*</sup>
		5143	15,1		
		5105	11,5		
		4599	5,4		
		4782	94,6		
		5490	100		
		6002	100		
Pu <sup>238</sup> + + Pu <sup>239</sup> + + U <sup>238</sup>		7687	100	1,9·10 <sup>4</sup>	3,7·10 <sup>4*</sup>
		5499	72		
		5456	28		
		5156	73,3		
		5143	15,1		
		5105	11,5		
		4821	83,4		
Po <sup>210</sup> Ac <sup>227</sup>	138,4 дня и 17,6 года	4778	14,6	2,5·10 <sup>4</sup>	5,10 <sup>4</sup>
		5305	100		
		5432	2,1		
		5538	9,1		
		5605	26		
		5666	2,1		
		5699	3,6		
		5707	8,2		
		5712	53,7		
		5714	4,9		
		5745	9,1		
		5755	2,0		
		5865	2,4		
		5958	3,0		
		5976	23		
		6007	2,9		
		6037	24		
		6278	15,9		
		6423	7,5		
		6551	11,5		
6662	84,1				
6817	81				
7384	100				
Cm <sup>242</sup> + Cm <sup>244</sup>	162,5 дней и 17,6 лет	5766	23,3	1,8·10 <sup>4</sup>	3,6·10 <sup>4*</sup>
		5808	76,7		
		6071	26,5		
		6115	73,5		
Допустимое отклонение от номинала		±100 кэВ		±20%	±20%

\* Активность соответствует сумме активностей изотопов, входящих в источник.

Радиационнофизические характеристики комплекта ОСГИ приведены в табл. 2.

Допустимые отклонения измеренных значений активности от номинала на момент изготовления для образцовых спектрометрических гамма-источников не превышают  $\pm 20\%$ .

Для образцовых спектрометрических гамма-источников устанавливается гарантийный срок: с изотопами  $Cs^{137}$ ,  $Am^{241}$ ,  $Na^{22}$ ,  $Co^{60}$  — 2 года; с изотопами  $Mn^{54}$ ,  $Co^{57}$ ,  $Y^{88}$ ,  $Sn^{113}$ ,  $Ce^{139}$ ,  $Zn^{65}$ ,  $Hg^{203}$  — 1 год.

### Образцовые спектрометрические альфа-источники

Образцовые спектрометрические альфа-источники (ОСАИ) представляют собой металллические подложки (диаметр 24 мм, диаметр активной части 12 мм, толщина 2 мм), на одной из сторон которых нанесен и прочно зафиксирован радиоактивный изотоп или смесь изотопов. Характеристики источников приведены в табл. 3.

Активности изотопов, входящих в дуплеты или триплеты, отличаются друг от друга не более чем на  $\pm 50\%$ .

Неравномерность распада радиоактивного препарата на подложке не превышает  $\pm 30\%$  от среднего значения. Погрешность измерения активности не более  $\pm 5\%$ .

Срок годности источников при нормальных условиях эксплуатации не менее трех лет с момента изготовления.

ОСАИ по желанию заказчика могут поставляться комплектами:  
комплект ОСАИ № 1:  $Pu^{239}$ ,  $Pu^{238}$ ,  $Pu^{239} + Pu^{238} + U^{233}$ ,  $Ra^{226}$ ;  
комплект ОСАИ № 2:  $Po^{210}$ ,  $Ac^{227}$ ,  $Cm^{242} + Cm^{244}$ .

По желанию заказчика число источников в наборе может быть изменено. Комплект ОСАИ упаковывается в футляр.

Номенклатура источников ионизирующих излучений, поставляемых Всесоюзным объединением «Изотоп» без разрешения санитарных органов, указана в табл. 4.

Таблица 4

Номенклатура альфа-, бета-, гамма-источников, поставляемых Всесоюзным объединением «Изотоп» без разрешения санитарных органов

Источники и наборы	Изотоп	Внешнее излучение частиц в 1 с с активной площадью в угол 2π, част./с
<b>Источники альфа-излучения</b>		
Источники	$Pu^{239}$	До $3 \cdot 10^6$
Набор IV-8-6У-8	$U^{238}$	До 300
Набор IV-4-3У-4	$U^{234}$	До 500
<b>Источники бета-излучения</b>		
Источники	$Sr^{90} + Y^{90}$	До $8 \cdot 10^5$
Набор IT-4-5T-4	$Tl^{204}$	До $1,2 \cdot 10^6$
Набор IK-0-3K-0	$Co^{60}$	До $2 \cdot 10^6$
<b>Источники гамма-излучения</b>		
Источники	Изотоп	Мощность экспозиционной дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м, P/c
{Источник типа Ц2-8	$Cs^{137}$	$2 \cdot 10^{-8}$

**АКТ**  
**радиационного контроля**

(дата)

(место нахождения радиационного объекта)

1. Наименование организации \_\_\_\_\_
2. Наименование объекта обследования (рабочие места и т. п.) \_\_\_\_\_
3. Краткое описание рабочих мест, технологического процесса, оборудования, защиты от излучений. Применяемые источники излучения, их количество, активность \_\_\_\_\_
4. Эскиз места обследования \_\_\_\_\_
5. Результаты измерений

№ п/п	Место измерения	Вид, энергия излучения	Показания прибора	Доза, бэр	Примечания

6. Общая доза \_\_\_\_\_
7. Какими приборами производились измерения (наименование, заводской номер, № и дата госаттестации)

Ф., и., о. ответственного за радиационный контроль \_\_\_\_\_

(подпись)

8. Предписания, рекомендации \_\_\_\_\_

Начальник службы радиационной безопасности \_\_\_\_\_

Фамилия, имя, отчество (подпись)



Знак радиационной опасности (ГОСТ 17925—72) [1]



Знак радиационной опасности является предупреждением и предназначен для привлечения внимания к объектам потенциальной и (или) действительной опасности вредного воздействия на людей ионизирующего излучения.

Знак радиационной опасности должен иметь форму и размеры, соответствующие требованиям ГОСТ 17925—72; допускается черная окраска внутреннего круга, трех лепестков и каймы треугольника, если знак применяется на объектах, окрашенных в цвета, схожие с красным или желтым, а также для маркировки транспортных упаковочных комплексов. В указанном на рисунке месте при необходимости следует размещать подписи, разъясняющие или дополнительно предупреждающие об опасности, например, «Гамма-излучение»; «Нейтронный источник», «Радиоактивность!» и др., а также допускается нанесение вертикальных красных полос, обозначающих транспортные категории.

ПРИЛОЖЕНИЕ 8\*

Санитарный паспорт № \_\_\_\_\_

на право хранения и проведения в учреждении работ с применением источников излучения в закрытом виде

1. Учреждение \_\_\_\_\_

2. Министерство, ведомство \_\_\_\_\_

3. Подразделение (я) \_\_\_\_\_  
(наименование цехов, отделов, лабораторий и т. п.)

4. Разрешается эксплуатация и работа:  
а) с закрытыми источниками излучения \_\_\_\_\_  
(наименование источника)

(наименование вещества)

при общей активности облучателей \_\_\_\_\_ кюри

(\_\_\_\_\_ г-экв. радия), но не более \_\_\_\_\_ кюри

(\_\_\_\_\_ г-экв. радия) в одном облучателе;

б) ускорителей \_\_\_\_\_  
(тип и энергия излучения)

в) гамма-установок, аппаратов \_\_\_\_\_

(тип установки, аппарата и активность источника)

\* Приложения 8, 9, 10, 12, 13, 14, 15, 16, и 17 перепечатаны с ОСП-72 (приложения 1, 2, 5, 4, 8, 9, 12 и 3 соответственно).

г) рентгеновских установок и аппаратов \_\_\_\_\_

(тип установки, аппарата и энергии излучения)

д) других закрытых источников несерийного изготовления \_\_\_\_\_

(тип, назначение, активность источника)

5. Разрешается одновременное хранение закрытых источников в хранилищах в количестве \_\_\_\_\_ кюри (мг-экв. радия) \_\_\_\_\_)

Паспорт выдан на основании \_\_\_\_\_

(акт приемки, обследования)

Действителен сроком до « \_\_\_\_\_ »

197 \_\_\_\_\_ г.

М. П.

Главный санитарный врач

« \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

### ПРИЛОЖЕНИЕ 9

Санитарный паспорт № \_\_\_\_\_

на право хранения и проведения в учреждении работ с применением радиоактивных веществ в открытом виде

1. Учреждение \_\_\_\_\_

2. Министерство, ведомство \_\_\_\_\_

3. Подразделение (я) \_\_\_\_\_  
(наименование отделов, цехов, лабораторий и т. д.)

4. Разрешается проведение работ \_\_\_\_\_ класса с применением радиоактивных веществ в открытом виде в количестве до \_\_\_\_\_ кюри/год с активностью на рабочих местах не более:

а) \_\_\_\_\_  
(наименование изотопа и его активность)

б) \_\_\_\_\_

в) \_\_\_\_\_

5. Разрешается одновременное хранение радиоактивных веществ в хранилищах в количестве до \_\_\_\_\_ кюри

Паспорт выдан на основании \_\_\_\_\_

(акт приемки, обследования)

Действителен сроком до « \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

« \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

М. П.

Главный санитарный врач

« \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

медицинских противопоказаний, препятствующих приему на работу в производства и профессии, в которых трудящиеся подвергаются периодическим медицинским осмотрам в целях профилактики профессиональных заболеваний  
(из приложения к приказу Министра здравоохранения СССР от 30 мая 1969 года, № 400)

## Перечень № 52.

## Работа с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений

1. Болезни системы крови со снижением гемоглобина менее 12 г. % для женщин и менее 14 г. % для мужчин\*.
2. Стойкие изменения состава периферической крови:
  - а) количество лейкоцитов ниже 4500 в 1 мм<sup>3</sup>;
  - б) количество лейкоцитов выше 9000 в 1 мм<sup>3</sup>;
  - в) количество лимфоцитов выше 40% и ниже 20% при абсолютном количестве менее 1300 в 1 мм<sup>3</sup>;
  - г) количество эритроцитов менее 3,8 млн. в 1 мм<sup>3</sup> для женщин и 4,3 млн. для мужчин;
  - д) количество тромбоцитов менее 180 тыс. в 1 мм<sup>3</sup>.
3. Все формы геморрагического диатеза (гемофилия, геморрагический капилляротоксикоз, эссенциальная тромбоцитопения и т. д.).
4. Заболевания центральной и периферической нервной системы инфекционного, интоксикационного и травматического характера с выраженной недостаточностью функций. Эпилепсия.
5. Психические заболевания.
6. Наркомания.
7. Последствия травм черепа с синдромом энцефалопатии и выраженными циркулярными нарушениями.
8. Выраженные формы неврозов (неврастения, истерия, психастения).
9. Инфантилизм (выраженный).
10. Злокачественные опухоли любой локализации и стадии.
11. Предраковые заболевания, склонные к злокачественной метаплазии и рецидивированию, а также доброкачественные опухоли, препятствующие ношению спецодежды и туалету кожных покровов.
12. Заболевания желудочно-кишечного тракта с частыми обострениями (язвенная болезнь желудка и двенадцатиперстной кишки, хронический гастрит, колит и др.).
13. Хронические болезни печени и желчных путей любой этиологии с частыми обострениями.
14. Хронические заболевания почек и мочевыводящих путей со значительным нарушением функции органов.
15. Органические заболевания сердечно-сосудистой системы с явлениями недостаточности кровообращения (II—III стадии), в том числе гипертоническая болезнь II стадии.
16. Бронхократическая болезнь и эмфизема легких (резко выраженные); бронхиальная астма, хронические бронхиты, пневмосклероз, прогрессирующие процессы в легких\*\*.
17. Хронические инфекционные заболевания, не поддающиеся лечению (малярия, бруцеллез, дизентерия и др.), с частыми обострениями.

\* При вторичном малокровии годность к работе определяется после проведения лечения основного заболевания индивидуально.

\*\* При работе с радиоизотопами в открытом виде.

18. Заболевания эндокринной системы и болезнь обмена веществ: базедова болезнь, бронзовая болезнь, диабет, дисфункция яичников, инфантилизм половой сферы (годность решается индивидуально).

19. Патологический климакс — временно негодны.

20. Лучевая болезнь II—IV степени тяжести или наличие стойких последствий; I степени — годность определяется индивидуально.

21. Системные хронические заболевания суставов, мышц, сухожилий любого происхождения (инфекционного, на почве нарушения обмена веществ и т. д.) с нарушением движений.

22. Изменение формы позвоночника (пороки развития или последствия повреждения), а также изменение формы таза или конечностей (со значительными выраженными ограничениями функций) — годность определяется индивидуально.

23. Облитерирующий эндартерит, болезнь Рейно с выраженными нарушениями периферического кровообращения.

24. Хронические гнойные заболевания придаточных пазух носа, хронические гнойные средние отиты, неблагоприятно протекающие\*.

25. Болезнь Менъера.

26. Хронические заболевания воспалительного и дегенеративного характера соединительной и других оболочек глаза с нарушением функции глаз и др.

27. Понижение остроты зрения (любого происхождения) ниже 0,6 на лучшем глазу и ниже 0,5 на худшем глазу\*\*.

28. Нелечимые заболевания органа зрения: атрофия зрительного нерва любой этиологии, пигментное перерождение сетчатки, глаукома, катаракта на одном или обоих глазах и т. д.

29. Резко выраженные хронические часто рецидивирующие язвенные блефариты и заболевания слезоотводящих путей.

30. Хронические распространенные заболевания кожи, нелечимые и трудно излечимые.

\* Атрофические процессы слизистых — годность определяется индивидуально.

\*\* Острота зрения определяется с коррекцией любыми стеклами. Допускаются следующие пределы аномалий рефракций, устанавливаемые скиаскопически на лучшем глазу: близорукость не более — 6,0 Д (при нормальном глазом дне до —10,0 Д); дальнозоркость в зависимости от коррекции от +6,0 Д; сложный близорукий или дальнозоркий астигматизм в меридиане наибольшего значения не более 6,0 Д; простой близорукий, простой дальнозоркий астигматизм не более 3,0 Д.

Пример формы журнала регистрации сдачи персоналом зачетов по знанию правил радиационной безопасности при проведении работ с источниками ионизирующих излучений

Журнал регистрации сдачи персоналом \_\_\_\_\_ зачетов по знанию правил радиационной безопасности (наименование подразделения и организации)

ной безопасности при проведении работ с \_\_\_\_\_ (наименование источника)

№ п/п	Фамилия, имя, отчество и должность	По каким документам принят зачет	Отметка комиссии о принятии зачета и расписка сотрудника в обязательном соблюдении инструкций по мерам РБ	
			1974 г.	1975 г.
		число, месяц	число, месяц	число, месяц
1.		а) НРБ-69 б) ОСП-72 в) * г) **	зачет Подпись председателя комиссии Подпись лица, сдавшего зачет	

\* Техникум по непосредственной работе с \_\_\_\_\_ (наименование источника)

\*\* Инструкция по мерам радиационной безопасности при проведении работ в \_\_\_\_\_ (наименование подразделения)

Председатель комиссии \_\_\_\_\_ (руководитель подразделения)

Члены комиссии \_\_\_\_\_ (подпись) \_\_\_\_\_ (ответственный за РБ в подразделении)

\_\_\_\_\_ (подпись) \_\_\_\_\_ (руководитель работ)

Регистрационный номер учреждения \_\_\_\_\_

Заказ-заявка

на поставку радиоактивных веществ и других источников ионизирующих излучений

- 1. Наименование и почтовый адрес поставщика \_\_\_\_\_
- 2. Наименование и почтовый адрес заказчика \_\_\_\_\_
- 3. Наименование учреждения, для которого производится заказ \_\_\_\_\_
- 4. Предмет заказа \_\_\_\_\_

Наименование источника	Единица измерения	Активность единицы	Кол-во единиц на год	В том числе по месяцам												Общее кол-во на год	Сумма, руб.	
				I	II	III	IV	V	VI	VII	VIII	IX	X	XI	XII			

Примечания \_\_\_\_\_

5. Гарантия оплаты \_\_\_\_\_  
 « \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

Руководитель учреждения \_\_\_\_\_

Главный бухгалтер \_\_\_\_\_

6. Приобретение заказанных источников разрешается:

Начальник УВД

М. П. \_\_\_\_\_  
 « \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

М. П. Главный санитарный врач

« \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

7. Учетные отметки о реализации заказ-заявки (при разовых поставках)

8. Дата отправки источников заказчику  
 « \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

Дата получения источников заказчиком

« \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

Исполнено в 5 экземплярах: экз. 1, 2 — поставщику; экз. 3 — УВД; экз. 4 № СЭС; экз. 5 — заказчику.

Приходно-расходный журнал

учета радиоактивных веществ (в открытом и закрытом виде), приборов, аппаратов и установок, укомплектованных радиоактивными источниками

№ п.п.	Наименование поставщика	Номер и дата приходной накладной	Наименование источника, прибора, аппарата, установки	Приход				Источник				Расход			Остаток		Отметка о возврате, списании и уничтожении с указанием под-вержающих документов		
				Прибор, аппарат, установка				Источник				Кому выдано или поставлено	Номер и дата накладной или требования	Количество	Активность в день выдачи	Количество		Активность	
				Заводской номер	Номер и дата технического паспорта	Стоимость, руб.	Номер или номер партии	Номер и дата выдачи технического паспорта	Количество	Активность по паспорту	Стоимость, руб.								
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	

Примечания.

- 1. На каждый вид радиоактивных веществ открываются отдельные страницы.
- 2. Учет приборов, аппаратов и установок, укомплектованных радиоактивными источниками, ведется отдельно от учета радиоактивных веществ в отдельном журнале).
- Журнал учета хранится постоянно.



«Утверждаю»

ПРИЛОЖЕНИЕ 15

\_\_\_\_\_ (подпись руководителя учреждения)

\_\_\_\_\_ 197 г.

**Акт**

**о расходовании и списании радиоактивных изотопов учреждением**

\_\_\_\_\_ (наименование учреждения)

Настоящий акт составлен сотрудниками \_\_\_\_\_

\_\_\_\_\_ (фамилия, имя, отчество)

руководителем работ \_\_\_\_\_

\_\_\_\_\_ (фамилия, имя, отчество)

в том, что получено по требованию № \_\_\_\_\_ « \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

радиоактивное вещество \_\_\_\_\_

\_\_\_\_\_ (наименование источника, номер и дата паспорта)

в количестве \_\_\_\_\_ с удельной активностью \_\_\_\_\_

и общей активностью \_\_\_\_\_

по измерениям на \_\_\_\_\_ час \_\_\_\_\_ мин. (первоначальная стоимость \_\_\_\_\_ руб.) « \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г. использовано

для \_\_\_\_\_

\_\_\_\_\_ (указать характер работы)

Работа проводилась \_\_\_\_\_

\_\_\_\_\_ (фамилия и инициалы сотрудника)

в процессе работы \_\_\_\_\_

\_\_\_\_\_ (краткое описание того, что произошло с исходным изотопом)

Отходы в виде \_\_\_\_\_

сданы на захоронение по документу № \_\_\_\_\_ от « \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

Остаток вещества \_\_\_\_\_

в количестве \_\_\_\_\_

общей активностью \_\_\_\_\_

\_\_\_\_\_ (возвращен в хранилище или отсутствует)

*Руководитель работ*

(подпись)

*Сотрудник*

(подпись)

*Ответственный за хранение изотопов*

(подпись)

« \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

ПРИЛОЖЕНИЕ 16

Паспорт № \_\_\_\_\_

на партию радиоактивных отходов, сдаваемых на захоронение от

(или наименование учреждения)

\_\_\_\_\_ 197 г.

№ п. п.	Характеристика отходов		Вид тары	Номер контейнеров (тары)	рН среды	Изотопный состав	Вид получения	Удельная активность	Количество отходов	Суммарная активность
	твердые	жидкие								
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11

Ответственный за сдачу радиоактивных отходов \_\_\_\_\_ (подпись)

Ответственный за прием радиоактивных отходов \_\_\_\_\_ (подпись)

Примечания. 1. Сведения в паспорт вносятся отдельно на каждую упаковку с радиоактивными отходами.

2. В случае отказа в приеме радиоактивных отходов на захоронение оформляется специальный акт с указанием причины отказа.

3. При захоронении источников в закрытом виде в графе 2 указать наименование и номер источника, номер и дату паспорта.

ПРИЛОЖЕНИЕ 17

Санитарный паспорт

на специализированную автомашину для постоянных перевозок радиоактивных веществ и материалов, устройств и установок с источниками ионизирующего излучения и радиоактивных отходов

1. Наименование учреждения \_\_\_\_\_

2. Марка автомашины (прицепа) \_\_\_\_\_ номер \_\_\_\_\_

3. Оборудование транспорта \_\_\_\_\_

4. Обеспеченность аварийным комплектом \_\_\_\_\_

5. На основании санитарного осмотра и результатов дозиметрических измерений разрешается перевозка:

а) упаковок с радиоактивными веществами, установками и устройствами с источниками излучений \_\_\_\_\_

(указать количество, категорию упаковок и суммарную активность)

б) радиоактивных отходов (жидких, твердых) \_\_\_\_\_ (подчеркнуть)

(указать вид отходов и их активность)

Дата выдачи паспорта « \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

Срок действия до « \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

Главный санитарный врач

М. П.

« \_\_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 197 г.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нормы радиационной безопасности. НРБ-69. М., Атомиздат, 1972. 87 с.
2. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72. М., Атомиздат, 1973. 56 с.
3. Ларионов В. В. Радиометрия скважин. М., «Недра», 1969. с. 327.
4. Филиппов Е. М. Курс ядерной геофизики, т. 1 и 2. Новосибирск, изд. Новосибирского гос. ун-та, 1972, т. 1—514 и т. 2—400 с.
5. Источники альфа-, бета-, гамма- и нейтронного излучений. Каталог. М., Изд. Всесоюз. объединения «Изотоп», 1973. 76 с.
6. Портативные генераторы нейтронов в ядерной геофизике. Под ред. С. И. Савосина. М., Госатомиздат, 1962. 204 с.
7. Джемилев Р. А. Скважинный импульсный генератор нейтронов НГС-1. В кн.: Геофизическая аппаратура, № 46. М., «Недра», 1971, с. 58—63.
8. Установка нейтронно-активационная «Нейтрон-2». Каталог геофизической аппаратуры. М., «Недра», 1968. 4 с.
9. Аппаратура активационного анализа. Бетатроны. Бетатрон Б5М-25. Проспект Всесоюз. объединения «Изотоп», 4 с.
10. Специализированные и универсальные установки активационного анализа. Установка для нейтронно-активационного анализа «Размножитель-1». Проспект Всесоюз. объединения «Изотоп», 4 с.
11. Аппаратура активационного анализа. Реакторы. Реактор ИВВ-3. Проспект Всесоюз. объединения «Изотоп», 4 с.
12. Защита от ионизирующих излучений, т. 2. Защита от излучений ядерно-технических установок. М., Атомиздат, 1973, 344 с. Авт.: Н. Г. Гусев, Л. Р. Кимель, Е. Е. Ковалев и др.
13. Сивинцев Ю. В. Радиационная безопасность на ядерных реакторах. М., Атомиздат, 1967. 639 с.
14. Брегер А. Х., Вайнштейн Б. И., Сыркус Н. П. Основы радиационно-химического аппаратостроения. М., Атомиздат, 1967, 498 с.
15. Глестон С. Атом, атомное ядро, атомная энергия. Перевод с англ. Под ред. Л. А. Арцимовича. М., Изд-во иностр. лит., 1961, с. 648.
16. Аглинцев К. К. и др. Прикладная дозиметрия. М., Госатомиздат, 1962. 247 с.
17. Защита от ионизирующих излучений. Том I. Физические основы защиты от излучений. М., Атомиздат, 1969. 471 с. Авт.: Н. Г. Гусев, Л. Р. Кимель, Е. Е. Ковалев и др.
18. Кимель Л. Р., Машкович В. П. Защита от ионизирующих излучений. Справочник. Изд. 2. М., Атомиздат, 1972. 312 с.
19. Барабой В. А., Киричьянский Б. Р. Ядерные излучения и жизнь. М., «Наука», 1972. 232 с.
20. Гродзенский Д. Э. Радиобиология. Изд. 3. М., Атомиздат, 1966. 132 с.
21. Радиационная защита. М., Атомиздат, 1967. 116 с.
22. Бак М. А., Шимапская Н. С. Нейтронные источники. М., Атомиздат, 1969. 166 с.
23. Санитарные правила работы с закрытыми изотопными источниками ионизирующих излучений при радиометрических исследованиях разрезов буровых скважин, № 1136-73. М., «Недра», 1974 г. с.
24. Инструкция по радиационной безопасности при работе с ускорителем.

- тельными скважинными источниками нейтронов, используемыми организациями и предприятиями Министерства геологии СССР. М., «Недра», 1974 г., с.
25. Иванов В. И. Курс дозиметрии. М., Атомиздат, 1970. 392 с.
26. Калугин К. С., Маргулис У. Я., Труханов К. А. и др. Практическое руководство по дозиметрии. М., Медгиз, 1959. 150 с.
27. Шальнов М. Н. Тканевая доза нейтронов. М., Атомиздат, 1960. 218 с.
28. Дозиметрические и радиометрические приборы. Каталог Всесоюз. объединения «Изотоп». М., 1968. 410 с.
29. Моисеев А. А., Иванов В. И. Краткий справочник по радиационной защите. М., Атомиздат, 1964. 182 с.
30. Козлов В. Р., Трошкин Ю. С. Справочник по радиационной безопасности. М., Атомиздат, 1967. 248 с.
31. Дозиметрические и радиометрические методики. Сб. ст. под ред. Н. Г. Гусева. Изд. 2. М., Атомиздат, 1967. 444 с.
32. Минх А. А. Справочник по санитарно-гигиеническим исследованиям. М., «Медицина», 1973, с. 400.
33. Бибергаль А. В., Маргулис У. Я., Воробьев Е. И. Защита от рентгеновских и гамма-лучей. М., Медгиз, 1960. 274 с.
34. Broerse I. I. Effects of energy dissipation by monoenergetic neutron in mammalian cells and tissues. Amsterdam, 1966, 20 p.
35. Санитарные нормы проектирования промышленных предприятий. СН-245-71. М., Стройиздат, 1972. 96 с.
36. Образцовые источники. Каталог Всесоюз. объединения «Изотоп», М., 1972. 20 с.

## СОДЕРЖАНИЕ

Введение . . . . .	3
Основные понятия и специальная терминология по вопросам обеспечения радиационной безопасности . . . . .	7
I. Основные ядерно-физические методы поиска и разведки полезных ископаемых . . . . .	12
1. Методы радиометрии скважин . . . . .	13
2. Лабораторные радиометрические методы . . . . .	17
3. Источники излучений и аппаратура . . . . .	17
II. Физические и биологические основы защиты от ионизирующих излучений . . . . .	32
1. Строение атомов и ядер . . . . .	32
2. Радиоактивные превращения и виды ионизирующих излучений . . . . .	34
3. Закон радиоактивного распада и единицы измерения радиоактивности . . . . .	39
4. Взаимодействие излучений с веществом . . . . .	41
5. Дозы ионизирующих излучений и единицы их измерения . . . . .	50
6. Биологическое действие ионизирующих излучений . . . . .	54
7. Гигиеническое нормирование ионизирующих излучений . . . . .	59
8. Принципы защиты от ионизирующих излучений . . . . .	67
III. Радиационный контроль за работой с источниками излучений . . . . .	73
§ 1. Факторы радиационной опасности при применении ядерных методов . . . . .	73
§ 2. Объем радиационного контроля . . . . .	74
§ 3. Служба радиационной безопасности . . . . .	75
§ 4. Дозиметрический и радиометрический контроль . . . . .	76
§ 5. Аппаратура и методика контроля . . . . .	77
IV. Обеспечение безопасных условий труда . . . . .	90
§ 1. Организация работ при использовании ядерных методов в лабораторных и полевых условиях . . . . .	90
§ 2. Меры радиационной безопасности при базовом и полевом хранении источников ионизирующих излучений . . . . .	101
§ 3. Радиационная безопасность при транспортировке источников излучения . . . . .	104
§ 4. Радиационная безопасность при лабораторных и каротажных работах . . . . .	106
Приложения . . . . .	121
Список литературы . . . . .	143

*Юрий Васильевич Середин*

*Валерий Владимирович Никольский*

### ОСНОВЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПОИСКАХ И РАЗВЕДКЕ ПОЛЕЗНЫХ ИСКОПАЕМЫХ

Редактор издательства В. В. Кузовкин  
Обложка художника С. А. Смирновой  
Технический редактор Л. Г. Лаврентьева  
Корректор Л. И. Окроягло

Сдано в набор 5/1 1975 г. Подписано в печать 5/11 1975 г. Т-00560 Формат 60×90/4.  
Бумага № 2. Печ. л. 9. Уч.-изд. л. 9,37. Тираж 5600 экз. Заказ № 27/5097—14. Цена 47 коп.

Издательство «Недра», 103633, Москва, К-12, Третьяковский проезд, 11/19

Московская типография № 32 «Союзполиграфпрома» при Государственном комитете  
Совета Министров СССР по делам издательства, полиграфии и книжной торговли.  
Москва, К-51, Цветной бульвар, д. 26.

**НЕДРА**