

ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ И ОБЪЕКТОВ В ЧРЕЗВЫЧАЙНЫХ
СИТУАЦИЯХ. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Лабораторный практикум
для студентов специальностей

1-69 01 01 «Архитектура», 1-69 01 02 «Архитектурный дизайн»,
1-70 02 01 «Промышленное и гражданское строительство»,
1-70 02 02 «Экспертиза и управление недвижимости»,
1-70 01 01 «Производство строительных изделий и конструкций»,
1-70 03 02 «Мосты, транспортные тоннели и метрополитены»,
1-70 03 01 «Автомобильные дороги»,
1-36 11 01 «Подземно-транспортные, строительные,
дорожные машины и оборудование»

*Рекомендовано учебно-методическим объединением по образованию
в области строительства и архитектуры*

УДК 614.876(076.5)
ББК 68.518я7
340

Составители:
*С. Н. Банников, Ю. А. Ерохина,
Т. М. Архангельская*

Рецензенты:
доцент кафедры «Финансы и учет» УО «Частный институт управления
и предпринимательства», канд. техн. наук *В. К. Винокуров*;
начальник кафедры дисциплин обеспечения оперативно-служебной
службы ГУО «Институт пограничной службы Республики Беларусь»,
полковник *И. В. Щербаков*

Защита населения и объектов в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность: лабораторный практикум для студентов специальностей 1-69 01 01 «Архитектура», 1-69 01 02 «Архитектурный дизайн», 1-70 02 01 «Промышленное и гражданское строительство», 1-70 02 02 «Экспертиза и управление недвижимости», 1-70 01 01 «Производство строительных изделий и конструкций», 1-70 03 02 «Мосты, транспортные тоннели и метрополитены», 1-70 03 01 «Автомобильные дороги», 1-36 11 01 «Подземно-транспортные, строительные, дорожные машины и оборудование» / сост.: С. Н. Банников, Ю. А. Ерохина, Т. М. Архангельская. – Минск: БНТУ, 2020. – 52 с.
ISBN 978-985-583-389-6.

Лабораторный практикум содержит современные сведения по методам радиационного контроля, принципам защиты от ионизирующих излучений, характеристикам защитных материалов, необходимых студентам для выполнения лабораторных работ. Приведены основные методики по обнаружению и измерению ионизирующих излучений. Представлены описания дозиметров и радиометров, порядок подготовки их к работе, ее выполнения и оформления.

УДК 614.876(076.5)
ББК 68.518я7

ISBN 978-985-583-389-6

© Белорусский национальный
технический университет, 2020

СОДЕРЖАНИЕ

Введение	4
1. Принципы защиты от ионизирующих излучений	5
2. Методы радиационного контроля	9
3. Защитные материалы.....	14
4. Классификация и структурные особенности приборов	18
Лабораторная работа № 1	
Измерение мощности эквивалентной дозы ($\dot{H}$), плотности потока β -частиц с зараженной поверхности (φ) и объемной активности (A_v) с помощью прибора РКС-107....	22
Лабораторная работа № 2	
Оценка радиационной обстановки с помощью прибора МКС-АТ6130	44
Библиографический список	53

ВВЕДЕНИЕ

Радиационная безопасность – это комплекс научно обоснованных мероприятий по обеспечению защиты от воздействия ионизирующих излучений. Разработка критериев для оценки опасности различных видов ионизирующих излучений является одной из основных задач радиационной безопасности.

Важной задачей радиационной безопасности является разработка системы радиационного контроля, позволяющей осознанно выбрать средства и определить частоту измерения уровня радиации, а также установить величину активности радиоактивных веществ в строительных материалах, зданиях и сооружениях и т. д. В связи с этим, вопросы контроля радиоактивного загрязнения окружающей среды, строительных материалов при строительстве зданий и сооружений и др., оценки и прогнозирование риска воздействия ионизирующего излучения на живые организмы приобрели особую актуальность.

Работа с любыми источниками ионизирующих излучений предполагает для работающего персонала и населения применение необходимых мер защиты от их воздействия. Учеными разработаны мероприятия по защите от ионизирующих излучений, а также методы расчета и изготовления физических (биологических) защит от всех их видов.

Современный уровень радиоэкологических знаний не позволяет подавляющему большинству населения объективно оценивать существующую ситуацию и вести себя адекватно, правильно ориентироваться в информационном потоке и критически относиться к многочисленным, не всегда обоснованным «рекомендациям». Поэтому чем большими знаниями овладеют люди, тем более выпускники вузов, о радиации и о той пользе, которую она приносит, а также оценят опасность, которую она влечет, тем лучше они будут выполнять свои функции.

1. Принципы защиты от ионизирующих излучений

Радиационная защита – это система регламентации воздействия ионизирующих излучений, направленная на защиту населения и профессиональных работников, а также изыскание способов ослабления поражающего действия ионизирующих излучений.

Функциональными задачами системы радиационной безопасности является:

1) снижение уровня облучения персонала и населения до регламентируемых пределов на основе комплекса проектных, технических, медико-санитарных и организационных мероприятий;

2) создание эффективной системы радиационного контроля, позволяющей оперативно регистрировать повышение уровня облучения персонала и загрязнения объектов окружающей среды, принимать меры по нормализации радиационной обстановки.

Радиационная защита включает в себя организационные, гигиенические, технические и лечебно-профилактические мероприятия и подразделяется на:

- профессиональную защиту от радиации (защита персонала);
- медицинскую защиту от радиации (защита пациентов);
- общественную защиту от радиации (защита населения).

Организационные мероприятия включают в себя:

- мероприятия по устройству помещения;
- мероприятия по очистке радиоактивного загрязнения;
- мероприятия по удалению радиоактивных отходов;
- мероприятия по использованию средств индивидуальной защиты.

К организационным мероприятиям относится обеспечение при работе в условиях повышенного уровня ионизирующих излучений режима труда, исключающего облучение персонала и населения выше допустимых пределов. Комплекс меро-

приятый, направленных на снижение уровня облучения, зависит от типа и назначения радиационной или атомно-энергетической установки, характера технологического процесса по переработке или получению радиоактивных веществ. При работе с закрытыми радиоактивными источниками достаточно ограничиться созданием защиты только от внешних потоков излучения. В других случаях, например, на радиохимических производствах, при переработке радиоактивных отходов необходимо предусмотреть меры по исключению распространения радиоактивных веществ в окружающую среду и попадания их в организм работающих. Весьма существенна оптимизация комплекса средств, направленных на решение обеих функциональных задач, поскольку при их недостаточности может быть нанесен ущерб здоровью персонала и населения, а их избыток приведет к нерациональным финансовым затратам.

Медико-санитарные (гигиенические) мероприятия включают установление санитарно-защитных зон, организацию принудительного санитарно-пропускного режима, установление перечня средств индивидуальной и групповой защиты, осуществление контроля за состоянием здоровья персонала с учетом характера радиационного воздействия.

К техническим мероприятиям относятся:

- создание передвижных или стационарных защитных ограждений, автоматизация и механизация технологических процессов, очистка воздуха от радиоактивных веществ на выбросе и т. д.;

- защита расстоянием: увеличение расстояния между оператором и источником излучения, а также применение дистанционного управления: использование манипуляторов и роботов, полная автоматизация технологического процесса;

- защита временем: сокращение продолжительности работы в поле ионизирующего излучения;

- защита экранированием (физическая защита);

- использование средств индивидуальной защиты;

- постоянный контроль за уровнем излучения и за дозами облучения персонала;
- химический метод (радиопротекторы);
- химические средства дезактивации оборудования и техники;
- защита от внутреннего облучения, заключающаяся в устранении непосредственного контакта работающих с радиоактивными веществами и предотвращении попадания их в воздух рабочей зоны;
- радиационная защита помещений с помощью магнетиально-баритовых строительных материалов.

Комплекс защитных мер при работе с открытыми источниками должен обеспечивать защиту людей не только от внешнего, но и от внутреннего облучения, предотвращать радиоактивное загрязнение воздуха и поверхностей рабочих помещений, кожных покровов и одежды персонала, а также объектов внешней среды – воздуха, воды, почвы, растительности и др.

К числу основных профилактических мероприятий относится: правильный выбор планировки и отделки помещений, оборудования, технологических режимов, рациональная организация рабочих мест.

При работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений необходимо руководствоваться нормами радиационной безопасности (НРБ-2000) и основными санитарными правилами (ОСП-2002). Эти документы регламентируют размещение помещений и установок, место работ, порядок получения, учета и хранения источников излучения, требования к вентиляции, пылегазоочистке, обезвреживанию радиоактивных отходов и т. д. Ниже приведены некоторые пункты о радиационной безопасности населения из ОСП-2002.

Пункт 233. Медицинское диагностическое облучение осуществляется по медицинским показаниям в тех случаях, когда отсутствуют или нельзя применить, или недостаточно информативны другие альтернативные методы диагностики.

Требования по обеспечению радиационной безопасности населения распространяются на регулируемые природные источники излучения: изотопы радона и продукты их распада в воздухе помещений, γ -излучение природных радионуклидов, содержащихся в строительных материалах и изделиях, природные радионуклиды в питьевой воде, удобрениях и полезных ископаемых – приведены в главе 25 ОСП-2002.

Пункт 258. Местные исполнительные и распорядительные органы обязаны планировать и проводить работы по оценке и снижению уровней облучения населения природными источниками излучения. Относительную степень радиационной безопасности населения характеризуют следующие значения эффективных доз от природных источников излучения:

менее 2 мЗв/год – облучение не превышает средних значений доз для населения страны от природных источников излучения;

от 2 до 5 мЗв/год – повышенное облучение;

более 5 мЗв/год – высокое облучение.

Мероприятия по снижению высоких уровней облучения должны осуществляться в первоочередном порядке.

Пункт 259. При выборе участков территорий под строительство жилых домов и зданий социально-бытового назначения предпочтительны участки с уровнем мощности дозы гамма-излучения, не превышающим 0,3 мкГр/ч и плотностью потока радона с поверхности грунта не более 80 мБк/(м²·с). При отводе для строительства здания участка с плотностью потока радона более 80 мБк/(м²·с) в проекте здания должна быть предусмотрена система защиты от радона (монолитная бетонная подушка, улучшенная изоляция перекрытия подвального помещения и другие).

2. Методы радиационного контроля

В радиационном контроле используются методы дозиметрии, радиометрии и спектрометрии.

Дозиметрия

Основная задача дозиметрии – количественное описание *ущерба*, наносимого человеку воздействием ионизирующих излучений (радиации).

Дозиметрией установлено, что ущерб, то есть число лет полноценной жизни, потерянных в результате болезни или преждевременной смерти от облучения зависит, прежде всего, от **поглощенной дозы D** – энергии излучения, поглощенной в единице массы тела. Единицей поглощенной дозы служит **1 Грэй (Гр)**. Это доза такого облучения, когда в 1 кг массы тела поглощается энергия в 1 Дж: **1 Гр = 1 Дж/кг**.

Превышение поглощенной дозы порогового значения, составляющего около 1 Гр, ведет к гибели в организме значительного числа клеток. Такие непосредственные эффекты облучения называют *детерминированными*, они неизбежно влекут острую лучевую болезнь (ОЛБ), причем доза, превышающая 10 Гр, является смертельной. Некоторые другие детерминированные эффекты, например катаракта, наблюдаются при меньших дозах, начиная с 0,25 Гр.

При еще меньших значениях поглощенной дозы основную роль играет не гибель, а мутация клеток, что влечет за собой отдаленные эффекты. Мутация обычных, соматических (греч. *soma* – тело) клеток может стать причиной рака, в том числе лейкоза. Мутация половых клеток проявляется в генетических, то есть передающихся по наследству, последствиях. Все такие эффекты называются *стохастическими* (вероятностными), поскольку можно предсказать только вероятность заболевания или смерти.

Для оценки вероятности (риска) стохастических эффектов принято использовать *эквивалентную* и *эффективную* дозы облучения, измеряемые в **зивертах (Зв)**. Установлено, что вероятность стохастических эффектов зависит как от типа излучения (альфа, бета, гамма и др.), так и от того, какие органы или ткани тела облучаются.

Эффективная эквивалентная доза H – основная дозиметрическая величина в области радиационной безопасности, введенная для оценки возможного ущерба здоровью человека от хронического воздействия ионизирующего излучения произвольного состава при значении H за календарный год не более 5 ПДД (предельно допустимых доз). Эффективная эквивалентная доза равна произведению поглощенной дозы D на средний коэффициент качества ионизирующего излучения k в данном элементе объема биологической ткани:

$$H = D \cdot k.$$

Значения этих коэффициентов составляют: 1 – для γ - и β -излучения, и 20 – для α -излучения.

Эквивалентная и эффективная доза относятся к нормируемым величинам, для них установлены нормы – пределы, превышение которых опасно для человека. Нормируемые величины являются расчетными, они находятся исходя из поглощенной дозы. Однако измерение поглощенной дозы проблематично. Несложно сделать прибор для измерения энергии излучения, поглощенной в единице массы воздуха. Однако такой прибор невозможно разместить в человеческом органе или ткани, чего требуют понятия эквивалентной и эффективной дозы.

Законом «О радиационной безопасности населения» Республики Беларусь для населения установлен следующий основной предел дозы облучения: средняя годовая эффективная доза не должна превышать 1 мЗв. Для профессионалов соответствующий предел составляет 20 мЗв.

В законе оговорено, что дозы облучения, о которых идет речь, не включают в себя дозы, создаваемые *естественным и искусственным (техногенным) радиационным фоном*, в том числе дозы, получаемые при медицинском облучении. Средняя годовая эффективная доза облучения жителя Земли составляет около 2,8 мЗв. Из них 2,4 мЗв приходится на естественный фон (космическое излучение и излучение радионуклидов, содержащихся в земной коре), а 0,4 мЗв – на техногенный. Преобладающая часть техногенного облучения обусловлена медицинскими диагностическими процедурами.

Доза зависит от характеристики и расположения источника излучения (уровня радиации) и растет с увеличением времени облучения. Поэтому отношение дозы ко времени, называемое, мощностью дозы (МД), можно использовать для описания уровня радиации. Основным режимом работы любого *дозиметра* является измерение именно мощности дозы. В качестве единицы измерения МД используют микрозиверт в час (1 мкЗв/ч) или более крупные единицы. Уровень естественной (фоновой) радиации от гамма-излучения примерно равен 0,1 мкЗв/ч.

Радиометрия

Основной задачей системы радиационного контроля, развернутой в Республике Беларусь в связи с последствиями аварии на Чернобыльской АЭС, является обеспечение радиационной защиты населения. Конкретно речь идет о том, чтобы не допустить превышения установленного законодательством предела среднегодовой эффективной дозы облучения, равного 1 мЗв.

Соблюдение норм содержания радионуклидов в продуктах питания и питьевой воде обеспечивается радиационным контролем продуктов питания, в основе которого лежат методы радиометрии. Задача радиометрии – определение содержания радионуклидов в конкретном образце (пробе). Важнейшее физическое понятие радиометрии – *активность*. Радиоактивное вещество характеризуется активностью. *Активность (A)* – это

число распадов ядер изотопов в единицу времени. За единицу активности принят Беккерель (Бк). *1 Беккерель* – это активность такого количества радиоактивных изотопов, в котором за одну секунду происходит один акт распада. Внесистемной единицей активности является Кюри (Ки). $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$.

На практике наибольший интерес представляет концентрация радионуклидов в образце, потому вводятся понятия удельной и объемной активности. *Удельной активностью* называется активность единицы массы образца, измеряемая в Бк/кг. *Объемной активностью* называется активность единицы объема образца. Единицей измерения удельной активности обычно служит 1 Бк/л.

Вследствие особенностей регистрации излучений наиболее просто строятся радиометры для γ -излучающих радионуклидов. Построение β - и особенно α -радиометров – значительно более сложная задача. Тем не менее, некоторые даже простейшие измерительные устройства позволяют оценить активность β -излучающих радионуклидов. Такие приборы имеют режим измерения плотности потока β -частиц (P), определяемой как число частиц, излучаемых образцом в единицу времени с поверхности единичной площади. Единицами измерения этой величины обычно служат 1 част./($\text{с} \cdot \text{см}^2$), 1 част./($\text{мин} \cdot \text{см}^2$) или просто $1/(\text{с} \cdot \text{см}^2)$.

Спектрометрия

Основной задачей спектрометрии является качественный анализ, то есть определение состава радионуклидов в образце. Это возможно благодаря тому, что испускаемые ядрами γ -кванты и α -частицы имеют строго определенные значения энергии (E), зависящие от типа ядра. В случае бета-распада энергия испускаемого излучения может лежать в интервале от нуля до вполне определенного граничного значения (E_p), также зависящего от типа ядра. *Спектром излучения* называется зависимость интен-

сивности излучения (J) источника от его энергии (E). Другими словами, спектр – *распределение* числа испускаемых в единицу времени квантов излучения по значениям их энергии. Прибор для измерения спектров называется спектрометром.

Теоретически спектр γ -излучения состоит из острых пиков и уникален для каждого радионуклида. При этом чаще всего в схеме распада конкретного радионуклида присутствует единственный γ -переход, а спектр состоит из одного пика с определенным значением энергии. Если же образец содержит множество радионуклидов, то спектр выглядит как набор пиков, каждый из которых соответствует конкретному радионуклиду. Это и дает возможность определить состав радионуклидов в пробе.

Спектры излучений измеряют, используя *детекторы излучений*, которые будут рассмотрены в следующем разделе. Здесь же отметим, что чаще всего используют *электронные детекторы*, в которых каждому кванту излучения соответствует электрический сигнал на выходе. Сигнал обычно представляет собой кратковременный импульс (всплеск) напряжения или тока.

Многие детекторы обладают энергетическим разрешением, то есть способностью выдавать импульсы, амплитуда которых пропорциональна энергии частицы, попавшей в детектор.

Спектрометр совершеннее других приборов. В частности, он способен исполнять функции радиометра. При решении задач радиационного контроля в связи с последствиями чернобыльской аварии возможности спектрометра «различать» излучения с разной энергией используются ограниченно. В большинстве случаев они нужны лишь для того, чтобы отличать излучения чернобыльского радионуклида цезий-137 и естественного радионуклида калий-40.

В то же время устройство спектрометра позволяет без труда вычислять значение активности каждого радионуклида в пробе. Так радиометр ИСГ-АТ1320, фактически представляющий усеченный вариант спектрометра, способен одновре-

менно находить активности цезия-137, калия-40 и еще двух естественных радионуклидов: радия-236 и тория-232.

Спектрометр МКС-АТ1315 способен находить активности как этих, так и других радионуклидов. Его важной особенностью является наличие двух независимых каналов регистрации, что позволяет одновременно измерять как гамма-, так и бета-спектр образца. В «чернобыльских» задачах это означает возможность одновременного измерения активностей цезия-137 и стронция-90.

3. Защитные материалы

Материалы, ограждающие людей от вредного воздействия γ -излучения и нейтронного излучения, призваны снижать их уровень допустимых значений. Эти материалы должны обладать высокой плотностью, поскольку именно от нее главным образом зависит длина пробега радиоактивных частиц в среде распространения.

Наиболее широко распространенными материалами физической защиты являются:

- от α -излучения – бумага, резиновые хирургические перчатки, одежда, респиратор;
- от β -излучения – плексиглас, тонкий слой алюминия, стекло, текстолит, эбонит, одежда, противогаз;
- от γ -излучения – тяжелые металлы (вольфрам, свинец, сталь, чугун, бетон и другие);
- от нейтронов – вода, полиэтилен, графит, парафин, полимеры, бетон.

При выборе материалов защиты определяющими факторами являются защитные и механические свойства материалов, их стоимость, масса и объем. Под защитными свойствами материалов понимают их замедляющую и поглощающую способность к активации под действием ионизирующих излучений (ИИ): под механическими – механическую прочность, способ-

ность сохранять размеры; под химическими – стойкость к ионизирующему излучению, химическим реагентам, огнестойкость, нетоксичность.

Для защиты от гамма-излучения наиболее распространенными материалами являются свинец, железо, бетон, железобетон, вода, свинцовое стекло, реже применяется обедненный уран, висмут, тантал и другие тяжелые вещества.

Для замедления быстрых нейтронов до тепловых применяют вещества с малым атомным номером Z . Наиболее эффективными материалами являются водородосодержащие вещества: вода, тяжелая вода, бетон, парафин, полиэтилен, различные пластмассы. После того как быстрые нейтроны замедлились, они могут быть поглощены. Для этой цели применяют материалы с большим сечением поглощения – бор и материалы с добавками бора: борные стали, бораль, борный графит, карбид бора, бетон. Поглощение нейтронов может сопровождаться захватным γ -излучением, поэтому при выборе материала для поглощения тепловых нейтронов надо отдавать предпочтение таким, которые дают наименьшее захватное излучение.

Приведем краткую характеристику отдельных защитных материалов. Вода – наиболее распространенный и допустимый материал, который используется для замедления быстрых нейтронов и в качестве защитного материала. На атомах водорода нейтроны эффективно замедляются и превращаются в тепловые. При поглощении тепловых нейтронов в воде возникает захватное гамма-излучение с энергией 2,23 МэВ. Применение борированной воды резко снижает захватное γ -излучение, так как в ней атомы бора легко поглощают тепловые нейтроны, а захватное γ -излучение обладает меньшей энергией ($E_\gamma = 0,5$ МэВ).

Бетон является хорошим замедлителем и поглотителем быстрых нейтронов, интенсивно поглощает γ -излучение. В его состав входят цемент, песок и гравий. Цемент состоит в основном из окислов различных элементов (Ca, Si, Al, Fe), содержит легкие элементы. Для получения бетона с наибольшей плот-

ностью в него добавляют наполнители: лимонитовые, боритовые руды, железный скрап. Концентрация бетонной защиты может быть монолитной (для больших реакторов) и состоять из отдельных блоков. Как правило, бетон применяют в стационарных защитных устройствах.

Свинец является одним из наиболее распространенных материалов для защиты от γ -излучения. Его используют в качестве защитного материала при изготовлении контейнеров, блочных защитных экранов, коллиматоров и защитных устройств, когда необходима их компактность и малая масса. К недостаткам свинца как защитного материала следует отнести его малую механическую прочность и низкую температуру плавления ($t_{ra} = 327^\circ\text{C}$).

Железо, сталь различных сортов являются основными материалами для изготовления корпусов реакторов, различных коммуникаций, арматуры для защиты из других материалов. Как защита от нейтронного излучения сталь более эффективна, чем свинец. К недостаткам железа следует отнести его способность активизироваться под действием тепловых нейтронов с образованием радионуклида Fe-59, излучающего γ -кванты с энергиями 1,1 и 1,29 МэВ. При поглощении тепловых нейтронов образуется захватное гамма-излучение с энергией γ -квантов 7,5 МэВ. Для снижения захватного излучения в сталь вводят добавки бора (борные стали). Для снижения наведенной γ -активности при проектировании защиты используют сталь с наименьшим содержанием в ней марганца, тантала, кобальта и других примесей, способных легко активизироваться под действием тепловых нейтронов. Из стали изготавливаются боксы, укрытия, шкафы, контейнеры и другое оборудование для защиты от γ -излучения.

Кадмий хорошо поглощает нейтроны с энергией меньше 0,5 МэВ, но при этом возникает захватное γ -излучение с энергией γ -квантов до 7,5 МэВ. Несмотря на то, что листовой кадмий толщиной 0,1 см снижает плотность потока тепловых

нейтронов примерно в 109 раз, малая толщина делает его малопригодным для защиты от тепловых нейтронов. Кадмий не обладает достаточно хорошими механическими свойствами. Температура его плавления 32 °С, что также ограничивает применение. Чаще применяется сплав кадмия со свинцом, обладающий лучшими механическими свойствами и неплохими защитными свойствами от нейтронного и γ -излучений.

Органические соединения – парафин, полиэтилен, пластмасса, фторопласты – содержат в своем составе большое количество водорода и поэтому хорошо замедляют быстрые нейтроны. Органические материалы легко обрабатываются механически. Из них можно отливать защитные устройства любой формы. В качестве защитных материалов органические материалы можно использовать в условиях сравнительно невысоких температур, так как при высоких температурах они размягчаются и изменяют свои размеры. Для полиэтилена температура размягчения составляет около 115 °С. Для уменьшения захватного γ -излучения в органические материалы добавляют различные соединения бора (карбид бора, борную кислоту и т. п.).

Хорошей защитой от радиоактивных излучений являются экраны из тяжелых металлов, в частности свинца и свинцовых материалов, однако они являются достаточно вредными для здоровья человека. Использование специальных радиационно-защитных бетонов и штукатурок в строительных конструкциях позволяет заменять обшивку свинцовыми листами.

Перспективным направлением в области решения задач по обеспечению радиационной безопасности населения является применение композиционных строительных материалов на основе магнезиальных бетонов с добавками шунгита и барита.

4. Классификация и структурные особенности приборов

В задачах радиационного контроля используют три основных типа приборов: спектрометры, радиометры и дозиметры.

Дозиметры предназначены для оценки эквивалентной или эффективной дозы излучения. Простейшие из них рассчитаны только на фотонное излучение: гамма и рентгеновское. Обычно они строятся на основе недорогих счетчиков Гейгера-Мюллера, не обладающих энергетическим разрешением. Зависимость поглощенной дозы от энергии фотонов учитывается установкой перед детекторами специальных корректирующих фильтров, тем сильнее ослабляющих интенсивность излучения, чем меньше его энергия.

В ряде дозиметров, например, РКС-107, Белрад-04-01, МКС-АТ6130, предусмотрено измерение плотности потока β -частиц с загрязненной поверхности. В этом режиме крышка с фильтром, установленная на специальном шарнире в задней части прибора, откидывается. Напомним, что измерение плотности потока традиционно относится к задачам радиометрии, поэтому такие приборы называются дозиметрами-радиометрами.

Некоторые комбинированные приборы, такие как дозиметр-радиометр МКС-АТ1125, радиометр-дозиметр МКС-01 «Советник» построены с использованием сцинтилляционных детекторов. В режиме дозиметра они обладают значительно более высокой, чем у простейших приборов, чувствительностью, что позволяет достигнуть 10 % статистической погрешности измерения всего за 2–3 с. Поэтому с их помощью можно намного эффективнее проводить контроль однородности партий продукции.

Основное назначение радиометров – измерение удельной и объемной активности образцов. Наиболее распространены радиометры для радионуклидов, испускающих γ -излучение. Благодаря наличию энергетического разрешения они обеспечивают *селективность*, то есть способность настроиться на из-

лучение конкретного радионуклида (чаще всего – цезия-137 и калия-40). Селективность обеспечивается также электронными схемами, отбирающими сигналы детектора только с определенными значениями амплитуды, и блоком обработки.

При проведении измерений удельной (УА) или объемной (ОА) активности интенсивность излучений, испускаемых содержащимися в образце радионуклидами, обычно значительно меньше фоновой. Чтобы снизить влияние фона на процесс измерения активности, образец вместе с детектором помещают в блок защиты – «домик» из свинца, стали или комбинации металлов. Эти материалы должны иметь как можно меньшее содержание радионуклидов природного или техногенного происхождения.

Важная характеристика любого радиометра – нижний предел измеряемой активности. Эта величина существенно зависит от качества блока защиты, рабочего объема и эффективности регистрации детектора. Чем меньшие значения активности приходится измерять, тем качественнее должны быть защита и детектор.

Особенности проникающей способности γ -излучения приводят к тому, что даже при наличии блока защиты имеется остаточный фон, который нужно учесть при выполнении измерений. Поэтому все методики выполнения радиометрических измерений предусматривают процедуру вычитания фона. В старых приборах это делается вручную, в приборах нового поколения автоматически.

Спектрометры дают наиболее полную информацию об излучении образца. Они позволяют определить состав радионуклидов в образце и активность каждого из них. Задача обработки спектров обычно возлагается на персональный компьютер.

Широко распространены спектрометры для измерения спектров γ -излучения. В них часто используют сцинтилляционные детекторы, обладающие энергетическим разрешением. Более высокими параметрами обладают спектрометры на основе полупроводниковых детекторов.

При измерениях β - или α -излучений, обладающих низкой проникающей способностью, прохождению излучения не должны мешать стенки используемого сосуда и входного окна детектора. Основной вклад в регистрируемое излучение дает слой образца, обращенный к детектору. Влияние стенок можно вообще исключить, растворяя пробу в жидком сцинтилляторе.

Измерение спектров β -излучения чаще всего проводят с использованием сцинтилляционных детекторов на основе пластиковых сцинтилляторов. Именно такой метод используется в спектрометре МКС-АТ1315. Для повышения чувствительности измерений исследуемые образцы подвергают термическому концентрированию. Жидкие образцы (вода, молоко) пропускают через волокнистый катионит, который после высушивания используют в качестве пробы.

В названии любого прибора первые три буквы несут информацию о его назначении, остальные знаки – о предприятии, изготовителе и номере разработки. Расшифровка первых букв названия для наиболее распространенных приборов представлена в таблице.

Первая буква	Вторая буква	Третья буква
Д – дозиметры	мощность экспозиционной дозы	β -излучение
Р – радиометры	мощность эквивалентной дозы	γ -излучение
С – спектрометры	удельная активность радионуклида	рентгеновское излучение
М – комбинированные	две и более физических величины	смешанное излучение

УСТРОЙСТВО ПРИБОРОВ

Суть работы любого прибора – преобразование и обработка информации, содержащейся в сигналах детектора. Такое преобразование обычно ведется вначале *аналоговыми* схемами, затем – *цифровыми*.

Об аналоговой форме представления информации говорят тогда, когда физическая величина, несущая сигнал, может принимать непрерывный ряд значений. Именно такую форму имеют импульсы напряжения на выходе детектора. Аналоговая обработка обычно производится усилителями импульсов и схемами амплитудной селекции (*дискриминаторами*), которые осуществляют отбор импульсов с амплитудами, лежащими в определенном диапазоне.

Дальнейшая обработка информации производится цифровыми схемами, сигналы в которых имеют конечное множество значений (дискретны). В простейшем дозиметре такая обработка сводится к подсчету импульсов на выходе дискриминатора. Это осуществляется одной из простейших цифровых схем – *счетчиком*.

Другие цифровые схемы выполняют функции управления и вывода результатов. В их числе – *таймер*, задающий время измерения, а также схемы, которые следят за состоянием кнопок управления, производят обработку и вывод данных.

Отображение результатов чаще всего выполняет *жидкокристаллический индикатор* (ЖКИ), достоинство которого – очень малое потребление энергии. В некоторых приборах, например, спектрометрах, необходимы *аналого-цифровые преобразователи* (АЦП), которые преобразуют величину амплитуды импульсов в цифровой (двоичный) код.

Во всех современных приборах функции цифровой обработки информации возлагают на микропроцессор, или персональный компьютер. И тот и другой представляют собой универсальные устройства обработки цифровой информации. В зависимости от

написанной *программы*, которая хранится в их *памяти*, они реализуют произвольные алгоритмы функционирования.

При измерениях объемной активности необходимо учитывать объем пробы. Проще всего это достигается, если поместить образец в сосуд заданного объема до полного его заполнения. Когда сосуд помещается в домик для измерений, сцинтиллятор детектора оказывается в углублении нижней части сосуда. Такая геометрия измерений повышает эффективность работы детектора, поскольку γ -кванты попадают в него с нескольких сторон, а не только сверху.

Лабораторная работа № 1

ИЗМЕРЕНИЕ МОЩНОСТИ ЭКВИВАЛЕНТНОЙ ДОЗЫ ($\dot{H}$). ПЛОТНОСТИ ПОТОКА β -ЧАСТИЦ С ЗАРАЖЕННОЙ ПОВЕРХНОСТИ (ϕ) И ОБЪЕМНОЙ АКТИВНОСТИ (A_m) С ПОМОЩЬЮ ПРИБОРА РКС-107

1. Цель работы

1. Ознакомиться с методами обнаружения и измерения радиоактивности, радиоактивного загрязнения, определением мощности дозы γ -излучения, плотности потока β -излучения с загрязненных поверхностей, оценкой удельной активности радионуклидов в пробах при помощи бытовых радиометрических приборов.

2. Получить практические навыки при работе с прибором РКСБ-107.

2. Сведения из теории

Активность — это мера радиоактивности какого-либо количества радионуклидов, характеризующаяся числом радиоактивных распадов, происходящих в источнике за единицу времени.

Единицей активности в системе СИ является **беккерель (Бк)**, соответствующий одному распаду за секунду. Внесистемная единица активности – **кюри (Ки)**. Соотношение единиц:

$$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}; \quad 1 \text{ Бк} = 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}.$$

Активность, приходящаяся на единицу массы вещества, называется удельной активностью и измеряется в Бк/кг. Активность, приходящаяся на единицу объема вещества, называется объемной активностью и измеряется в Бк/л, Бк/м³.

Возникающие в процессе радиоактивного распада излучения, проходя через вещество, взаимодействуют с атомами и молекулами среды вещества, передавая им свою энергию.

Для измерения энергии (интенсивности) воздействия ионизирующего излучения, степени ионизации, чувствительности тканей к данному виду излучения вводят понятие дозы. **Доза** – это количество энергии излучения, передаваемое веществу.

Для характеристики доз поглощения по эффекту вызываемому в воздухе используется экспозиционная доза. Понятие экспозиционная доза введено для γ - и рентгеновского излучения, которые обладают большой проникающей способностью и достаточно равномерно распределяются в пространстве.

Экспозиционная доза (X) – это доза γ - или рентгеновского излучения, при поглощении которого в воздухе создается определенное количество пар ионов. В системе СИ единицей экспозиционной дозы является доза квантового излучения, при воздействии которого в 1 кг воздуха возникает суммарный заряд ионов одного знака, равный 1 **кулону (Кл)**, то есть **кулон на килограмм (Кл/кг)**. Внесистемной единицей экспозиционной дозы является **Рентген (Р)**. Соотношение единиц:

$$1 \text{ Кл/кг} = 2,88 \cdot 10^3 \text{ Р}; \quad 1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}.$$

Степень радиоактивного загрязнения местности характеризуется мощностью экспозиционной дозы.

Мощность экспозиционной дозы – электрический заряд одного знака, образованный под действием γ -излучения в одной единице массы воздуха (экспозиционная доза) в единицу времени.

Единица измерения мощности экспозиционной дозы в системе СИ – **ампер на килограмм (А/кг)**, внесистемная единица – **рентген в секунду (Р/с)**.

Экспозиционная доза, измеренная на высоте 1 м от поверхности земли и отнесенная к промежутку времени, выраженному в часах (Р/ч, мР/ч, мкР/ч), называется *уровнем радиации*.

Экспозиционная доза характеризует радиационную обстановку в окружающей среде (воздухе), ее потенциальную опасность, независимо от свойств облучаемых объектов. Вместе с этим воздействие на объект оказывает только та часть энергии излучения, которая поглощается им. Биологический эффект в облучаемом объекте под воздействием ионизирующих излучений зависит от величины поглощенной энергии. Для характеристики энергии ионизирующего излучения, поглощенной конкретным объектом, используется понятие поглощенной дозы.

Поглощенная доза – это энергия радиоактивных излучений, поглощенная единицей массы облучаемого вещества.

За единицу поглощенной дозы в системе СИ принят **Грей (Гр)**, внесистемной единицей является **рад** (радиационная адаптированная доза). Соотношение единиц:

$$1 \text{ Грей} = 100 \text{ рад.}$$

Мощность поглощенной дозы – поглощенная доза в единицу времени.

За единицу мощности поглощенной дозы в системе СИ принят Грей в секунду (Гр/с), внесистемной единицей является рад в секунду (рад/с)

$$1 \text{ Гр/с} = 100 \text{ рад/с.}$$

Поглощенная доза ($D_{\text{п}}$) рассчитывается по формуле

$$D_{\text{п}} = \dot{D} \cdot t, \quad (1)$$

где $\dot{D}$ – мощность поглощенной дозы;

t – время.

Таким образом, зная мощность поглощенной дозы, можно рассчитать дозу, поглощенную человеком за определенное время.

В отличие от экспозиционной дозы поглощенная доза определяется для любых ионизирующих излучений, которые поглощаются любой средой или любым веществом.

Установлено, что экспозиционная доза в рентгенах (X) и поглощенная доза в радах (D) связаны соотношением:

в воздухе $X = 0,877D$, т. е. $1 \text{ P} = 0,877 \text{ рад}$;

в воде $X = 0,97D$, т. е. $1 \text{ P} = 0,97 \text{ рад}$;

в биоткани $X \approx D$, т. е. $1 \text{ P} \approx 1 \text{ рад}$.

Последнее соотношение говорит о том, что биоткань с высокой эффективностью поглощает из воздуха энергию ионизирующего излучения.

Биологические последствия облучения в большой степени зависят от вида излучения и энергии частиц. Из-за разной ионизирующей способности, даже при одной и той же поглощённой дозе потока α - и β -частиц, γ -излучение оказывает неодинаковое поражающее действие, то есть знание поглощенной дозы недостаточно для оценки радиационной опасности ионизирующих излучений.

Для учета относительной эффективности различных видов излучений в индуцировании (возникновении) биологических эффектов (поражений) введены взвешивающие коэффициенты. Рентгеновские и γ -излучения приняты за единицу эквивалента, то есть для них взвешивающий коэффициент равен единице. Воздействие электронов и позитронов при β -распаде оцениваются взвешивающим коэффициентом равным также единице.

Для нейтронов (в зависимости от энергии) коэффициент принимает значение 5; 10; 20, α -излучение имеет взвешивающий коэффициент равный 20, то есть α -частицы при попадании внутрь организма человека в 20 раз опаснее, чем β -излучение.

Для определения степени воздействия излучения на человеческий организм с учетом взвешивающих коэффициентов вводится понятие эквивалентной дозы.

Эквивалентной дозой (H) называется поглощенная доза в органе или ткани умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент для воздействующего вида излучения.

Эквивалентная доза (H) рассчитывается по формуле

$$H = D \cdot K = \dot{D} \cdot t \cdot K, \quad (2)$$

где t – время;

K – взвешивающий коэффициент;

$\dot{D}$ – мощность поглощенной дозы.

Единицей эквивалентной дозы в системе СИ принят **Зиверт (Зв)**, внесистемной единицей является **бэр** (биологический эквивалент рада). Соотношение единиц:

$$1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}.$$

Мощность эквивалентной дозы – эквивалентная доза, получаемая человеком в единицу времени. Мощность эквивалентной дозы измеряется: в системе СИ – Зв/с, внесистемной единицей является – бэр/с.

$$\dot{H} = H/t, \quad (3)$$

где H – эквивалентная доза;

t – время.

Для Беларуси естественный уровень радиации (γ -фон) находится в пределах 20 мкР/ч. В настоящее время измерения проводятся в единицах системы СИ – зивертах. Перевод рентгенов в зиверты производится через внесистемные единицы

при взвешивающем коэффициенте равном единице (для γ -излучений). На основании утверждения, что для биоткани экспозиционная доза близка к поглощенной ($X \approx D$), можно произвести пересчет размерностей измерений.

$$20 \text{ мкР/ч} \approx 20 \text{ мкрад/ч} = 20 \text{ мкбэр/ч} = 0,20 \text{ мкЗв/ч}.$$

Плотность потока β -частиц с поверхности относится к классу нормативов, называемых контрольные уровни, действие которых направлено на обеспечение оперативного контроля и условий, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого. Значение контрольных условий, в том числе плотности излучения потока частиц устанавливают таким образом, чтобы было гарантировано непревышение основных пределов доз.

Плотность потока β -частиц – отношение количества β -частиц, излученных с единицы площади поверхности в единицу времени.

При проведении измерений прибором РКС-107 во всех случаях обнаружения участков местности с мощностью эквивалентной дозы γ -излучения выше 0,6 мкЗв/ч, поверхностной загрязненности с излучением β -частиц свыше 0,17 1/(с·см²) или 10 1/(мин·см²) и растворов активностью более 3,7 Бк/г или $1 \cdot 10^{-7}$ Ки/кг немедленно ставится в известность санэпидемстанция.

3. Назначение, техническая характеристика прибора

РКС-107 – комбинированный прибор, выполняющий функции дозиметра и радиометра. Прибор предназначен для индивидуального контроля радиационной обстановки на местности, в жилых и рабочих помещениях.

Прибор обеспечивает возможность измерения:

– мощности полевой эквивалентной дозы γ -излучения (мкЗв/ч);

- плотности потока β -излучения с поверхности, загрязненной радионуклидами стронция-90 + иттрия-90;
- удельной (объемной) активности радионуклида цезий-137 (^{137}Cs) в водных растворах (Бк/г).

Кроме того в приборе предусмотрена звуковая индикация превышения пороговых значений мощности полевой эквивалентной дозы γ -излучения 0,6 мкЗв/ч и выше (до 1,2 мкЗв/ч).

Диапазон измерений:

- мощности полевой эквивалентной дозы γ -излучения от 0,1 до 999 мкЗв/ч;
- плотности потока β -излучения с поверхности, загрязненной радионуклидами стронция-90 + иттрия-90 от 0,1 до 999 $1/(\text{с} \cdot \text{см}^2)$;
- удельной активности радионуклида цезий-137 от 2 до 9990 Бк/г.

Пределы допускаемых значений основных относительных погрешностей измерений зависят от диапазона проводимых измерений и изменяются в сторону уменьшения при увеличении значений измеряемых величин:

- мощности полевой эквивалентной дозы γ -излучений от ± 30 до ± 20 %;
- плотности потока β -излучения с поверхности от ± 45 до ± 25 %;
- удельной активности радионуклида цезия-137 от ± 35 до ± 25 %.

Время непрерывной работы РКС-107 не менее 8 часов. Для питания прибора используется аккумуляторная батарея напряжением 9 В.

4. Устройство прибора

Прибор представляет собой носимую конструкцию, состоящую из корпуса 1 и крышки 3, скрепленных между собой. К крышке, основанию прибора, крепятся две легкосъемные

крышки – крышка отсека питания 6 и крышка-фильтр 5. Общий вид прибора показан на рис. 1.

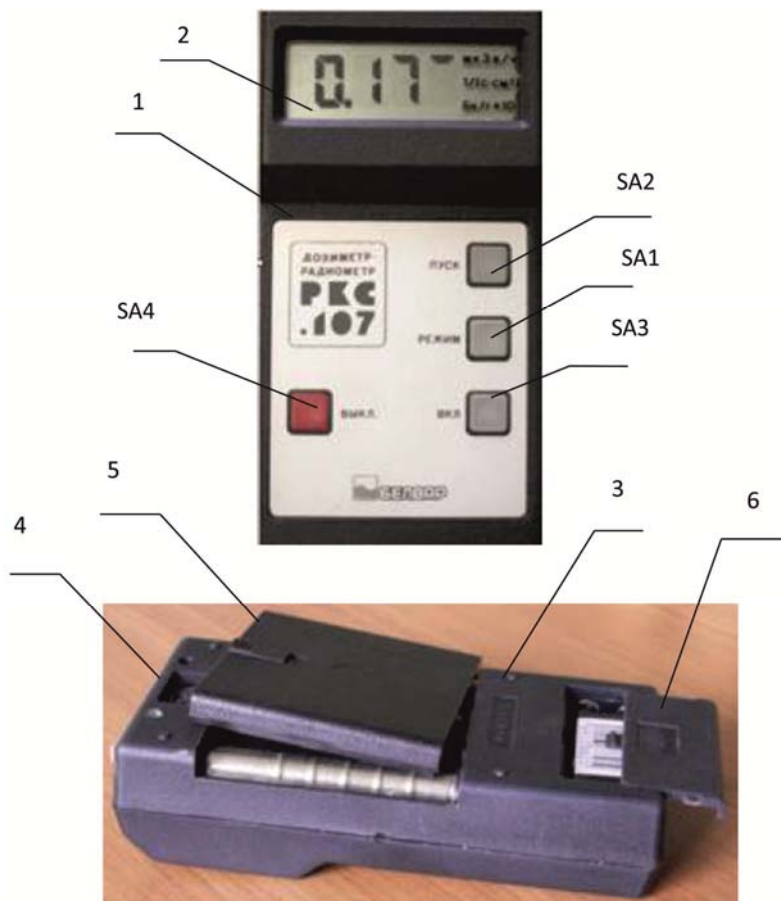


Рис. 1. Общий вид прибора РКС-107:

1 – корпус прибора; 2 – жидкокристаллический индикатор; 3 – крышка прибора; 4 – крышка, закрывающая окно для подключения выносного блока детектирования; 5 – крышка-фильтр; 6 – крышка отсека питания

В корпусе смонтированы все элементы электрической схемы прибора: два газоразрядных счетчика СБМ-20, устройство

управления, счетчик импульсов, преобразователь напряжения, табло жидкокристаллического индикатора, делитель частоты, таймер, устройство звуковой сигнализации.

На лицевой панели прибора 1 расположены табло жидкокристаллического индикатора 2 и четыре кнопки – для включения прибора (ВКЛ), выбора режима его работы (РЕЖИМ), пуска счетной схемы (ПУСК) и выключения (ВЫКЛ).

На тыльной стороне прибора 3, в верхней части имеется окно, закрытое крышкой 4, в которое выведен разъем для возможного подключения внешнего блока детектирования (в комплект прибора не входит).

В средней части крышки 3 находится крышка-фильтр 5. Если крышка-фильтр установлена, то прибор регистрирует только фоновое γ -излучение. При работе прибора в режимах радиометра и при измерении плотности потока β -излучения, удельной активности, эта крышка снимается, счетчики излучений оказываются закрытыми только пленочными фильтрами.

Требуемый режим измерения выбирается нажатием кнопки РЕЖИМ, при котором на табло индикатора указатель режима работы (символ черная полоса) перемещается на единицу измерения определяемой величины.

Аккумуляторная батарея устанавливается в нижний отсек 3, закрываемый съемной крышкой 6, и подключается к контактам печатной платы. До начала эксплуатации батарея должна быть заряжена с помощью зарядного устройства, входящего в комплект прибора.

Прибор обеспечивает индикацию превышения значения мощности полевой эквивалентной дозы величин, равных 0,6 и 1,2 мкЗв/ч. Включение и выключение порогового устройства производится повторным нажатием кнопки ВКЛ и сопровождается высвечиванием на табло индикатора символа «~».

На крышке-фильтре нанесены знаки:

« ∇ » – показывает направление перемещения запирающей защелки при снятии крышки-фильтра;

«+» – указывает центр плоскости расположения детекторов излучения; от него рассчитываются расстояния до образцовых и контрольных γ -источников при градуировке и поверке прибора.

На крышке отсека питания расположена стрелка «↓», указывающая направление перемещения этой крышки при ее снятии.

5. Принцип работы прибора

В приборе применен ионизационный метод регистрации излучений, при котором используется эффект ионизации газовой среды, вызываемый воздействием на нее ионизирующего излучения. Для преобразования энергии ионизирующих излучений в энергию электрического тока используются газоразрядные счетчики.

При прохождении ионизирующей частицы через газовую среду образуются ионы, которые собираются на электродах счетчика. Положительные ионы движутся к катоду, отрицательные к аноду. В электрической цепи прибора начинает проходить ток, который регистрируется измерительным устройством. По значению этого тока можно судить об интенсивности излучения или отсчитывать число зарегистрированных частиц по появляющимся импульсам, то есть при попадании в рабочие объемы газоразрядных счетчиков γ -квантов и β -частиц на нагрузках счетчиков появляются импульсы, частота следования которых пропорциональна измеряемой величине. Импульсы, появившиеся в счетчике, поступают в устройство управления, где преобразуются в импульсы стандартной амплитуды и передаются на счетчик импульсов. Он подсчитывает импульсы, на табло высвечиваются результаты измерений.

После прекращения воздействия ионизирующих излучений на счетчик ток в цепи исчезает, так как газ внутри счетчика является изолятором.

6. Подготовка прибора к работе

1. К работе с прибором допускается студент, внимательно ознакомившийся с назначением прибора, его техническими данными и характеристиками, а также с методиками проведения измерений.

2. Проверка работоспособности прибора:

– нажмите кнопку включения (ВКЛ), при этом на табло жидкокристаллического индикатора должны появиться символы «000» рядом с надписью «мкЗв/ч» (режим измерения мощности полевой эквивалентной дозы) символ указателя режима работы (черная черта);

– нажмите кнопку ПУСК, при этом на табло появится точка между первым и вторым цифровыми символами и начнет пульсировать символ «—» — указатель режима работы. Через $53 \pm 1,2$ с прибор должен зарегистрировать значение мощности полевой эквивалентной дозы внешнего фона гамма-излучения в мкЗв/ч. В момент регистрации измеренной величины раздается кратковременный звуковой сигнал. Указатель режима работы перестает пульсировать, показания устанавливаются и остаются до повторного нажатия кнопки ПУСК, автоматического выключения (встроенной схемой) прибора или выключения прибора кнопкой ВЫКЛ оператором.

Прибор работоспособен, если он регистрирует на табло внешний фон γ -излучения, символ разряда батареи отсутствует, а прибор автоматически отключается через 20–400 с после окончания измерений;

– выключите прибор кнопкой ВЫКЛ.

3. Аналогично проверьте работоспособность прибора при других положениях указателя режима работы — « $1/(с \times см^2)$ » (режим измерения плотности потока β -излучения) и «Бк/г $\times 10$ » (режим измерения удельной активности радионуклида цезия-137).

Режим работы выбирайте нажатием кнопки РЕЖИМ.

Время измерений будет равным соответственно $37 \pm 1,0$ с и 240 ± 6 с.

На этом подготовку прибора к работе и проверку его работоспособности заканчивают.

7. Порядок работы с прибором при проведении измерений

Измерение мощности полевой эквивалентной дозы γ -излучения.

1. Включите прибор, нажав кнопку ВКЛ. При каждом включении прибора раздается кратковременный звуковой сигнал, а на табло появляется информация в соответствии с рис. 2. Указатель режима работы прибора при включении устанавливается в положение «мкЗв/ч».

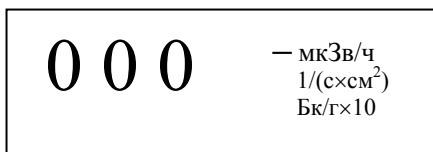


Рис. 2

2. Нажмите кнопку ПУСК. При каждом нажатии кнопки также раздается кратковременный звуковой сигнал, а на табло жидкокристаллического индикатора появляется точка (рис. 3). Указатель режима работы начнет пульсировать, а прибор регистрировать измеряемую величину, в данном случае величину мощности полевой эквивалентной дозы внешнего гамма-излучения в микрозивертах в час.

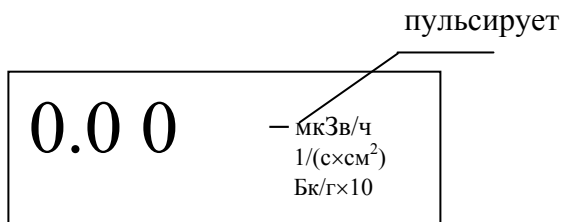


Рис. 3

В конце цикла измерения (через $53 \pm 1,2$ с) вновь раздается звуковой сигнал, указатель режима перестанет пульсировать, а на табло зафиксируется результат измерения (на примере, приведенном на рис. 4, он равен $0,12$ мкЗв/ч).

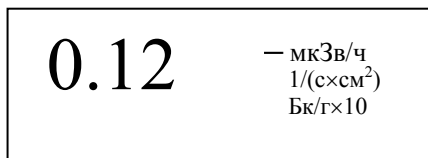


Рис. 4

3. При малых значениях мощности полевой эквивалентной дозы для получения более точного результата измерения целесообразно снять несколько отсчетов показаний прибора, записать их и за измеренное значение принять их среднее арифметическое. При этом выключать и включать прибор нет необходимости. После индикации результата измерения одного отсчета нужно вновь нажать кнопку ПУСК и дождаться повторного результата измерения.

Рекомендуется снимать и усреднять не менее пяти отсчетов показаний.

4. Выключите прибор, нажав кнопку ВЫКЛ.

Измерение плотности потока β -излучения с поверхности, загрязненной радионуклидами стронция-90 + иттрия-90.

1. Включите прибор, нажав кнопку ВКЛ.

2. Нажав кнопку РЕЖИМ, установите указатель режима работы прибора в положение « $1/(с \times см^2)$ » (рис. 5).

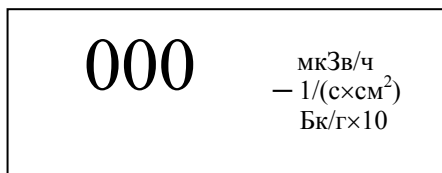


Рис. 5

3. Расположив прибор относительно исследуемой поверхности на расстоянии не менее 150 см, нажмите кнопку ПУСК.

В конце цикла измерения (через $37 \pm 1,0$ с) раздается кратковременный звуковой сигнал, указатель режима прекратит пульсировать, а на табло отобразится результат измерения; снимите отсчет фонового показания прибора (на примере, приведенном на рис. 6, он равен $0,09 \text{ л/(с} \cdot \text{см}^2)$). Запишите результат.

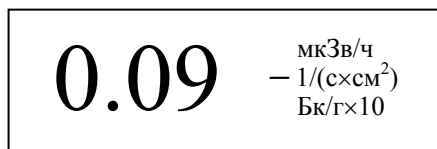


Рис. 6

Повторите измерения не менее пяти раз и найдите среднее арифметическое отсчетов показаний (φ_β) в β -частицах в секунду с квадратного сантиметра.

4. Выключите прибор, нажав кнопку ВЫКЛ.

5. Снимите заднюю крышку-фильтр (поз. 4 на рис. 1), поднесите прибор к исследуемой поверхности на расстояние не более 1 см от нее. Включите прибор кнопкой ВКЛ, кнопкой РЕЖИМ установите режим « $1/(с \times \text{см}^2)$ », затем нажмите кнопку ПУСК, снимите отсчет показаний прибора (на примере, приведенном на рис. 7, он равен $0,24 \text{ л/(с} \cdot \text{см}^2)$). Запишите результат.

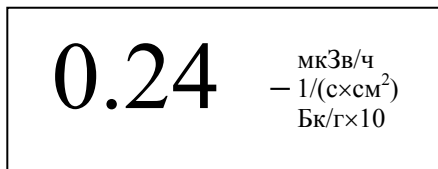


Рис. 7

При малых значениях измеряемой величины плотности потока излучения с поверхности рекомендуется снимать не ме-

нее пяти отсчетов показаний и находить их среднее арифметическое ($\varphi_{\beta \text{ ф}}$).

6. Определите загрязненность поверхности бета-излучающими радионуклидами стронция-90 + иттрия-90, характеризующуюся величиной плотности потока β -частиц с поверхности (φ_{β}), по формуле

$$\varphi_{\beta} = (\varphi_{\beta} + \varphi_{\beta \text{ ф}}) - \varphi_{\beta \text{ ф}}, \quad (4)$$

где $(\varphi_{\beta} + \varphi_{\beta \text{ ф}})$ – измеренное значение плотности потока излучения с поверхности (прибор без крышки-фильтра);

$\varphi_{\beta \text{ ф}}$ – фоновое показание прибора в β -частицах в секунду с квадратного сантиметра (прибор с крышкой-фильтром).

В примерах, показанных на рис. 6, 7, измеренное значение плотности потока равно:

$$\varphi_{\beta} = 0,24 - 0,09 = 0,15 \text{ 1/(с} \cdot \text{см}^2)$$

или в β -частицах в минуту с квадратного сантиметра:

$$\varphi_{\beta} = 0,15 \cdot 60 = 9 \text{ 1/(мин} \cdot \text{см}^2).$$

7. Выключите прибор кнопкой ВЫКЛ. Установите крышку-фильтр на место.

Измерение удельной (объемной) активности радионуклида цезий-137 в водных растворах.

1. Снимите заднюю крышку-фильтр.
2. Заполните измерительную кювету (половину упаковки прибора) заведомо чистой в радиационном отношении водой до метки – буртика внутри кюветы; установите прибор на кювету, как это показано на рис. 8.



Рис. 8

3. Включите прибор кнопкой ВКЛ. Нажимая дважды кнопку РЕЖИМ, установите указатель режима работы прибора в положение «Бк/г $\times 10$ » (рис. 9).

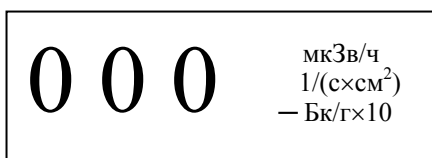


Рис. 9

4. Нажмите кнопку ПУСК. После звукового сигнала окончания цикла измерения (через $240 \pm 6,0$ с) снимите отсчет фонового показания прибора. На примере, показанном на рис. 10, он равен $0,51$ Бк/г $\times 10$. Запишите результат.

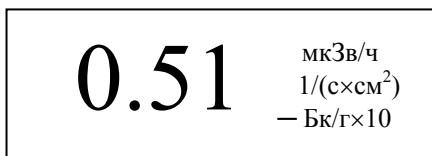


Рис. 10

Повторите измерения не менее пяти раз, найдите среднее арифметическое отсчетов показаний, умножьте результат на 10, получив результат измерения фоновых показаний (A_{ϕ}) в беккерелях на грамм, запишите его. Выключите прибор и снимите его с кюветы.

5. Вылейте воду из кюветы, просушите ее и заполните исследуемым водным раствором до той же метки.

6. Вновь установите прибор на кювету, включите прибор кнопкой ВКЛ.

Нажимая дважды кнопку РЕЖИМ, установите указатель режима работы прибора в положение «Бк/г $\times$ 10». Нажмите кнопку ПУСК. После звукового сигнала окончания цикла измерения (через $240 \pm 6,0$ с) после нажатия кнопки снимите отсчет показания удельной (объемной) активности прибора (на примере, показанном на рис. 11, он равен 0,94 Бк/г $\times$ 10). Запишите результат.

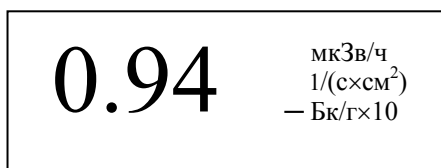


Рис. 11

При малых значениях удельной (объемной) активности радионуклида цезий-137 рекомендуется снимать не менее пяти отсчетов показаний, находить их среднее арифметическое и умножать его на 10.

7. По формуле (5) рассчитайте величину удельной (объемной) активности радионуклида цезий-137 в водном растворе (A_m) в беккерелях на грамм:

$$A_m = (A_m + A_{\phi}) - A_{\phi}. \quad (5)$$

На примерах, показанных на рис. 10, 11, измеренное значение активности равно:

$$A_m = 9,4 - 5,1 = 4,3 \text{ (Бк/г)};$$

– результат надо умножить на 1000)

$$A_m = 4,3 \cdot 1000 = 4300 \text{ (Бк/кг)};$$

– результат измерения надо умножить на $2,7 \cdot 10^{-11}$

$$A_m = 4300 \cdot 2,7 \cdot 10^{-11} = 11,61 \cdot 10^{-7} \text{ (Ки/кг)}.$$

Снимите прибор с кюветы, выключите и установите крышку-фильтр на прежнее место.

8. Вылейте анализируемый водный раствор, просушите кювету; при необходимости произведите дезактивацию кюветы с применением синтетических моющих средств.

Индикация превышения пороговых значений мощности полевой эквивалентной дозы γ -излучения, перегрузки прибора счетной информацией и разряда батареи питания

1. При измерениях мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения 0,6 мкЗв/ч и выше (до 1,2 мкЗв/ч) на табло жидкокристаллического индикатора после повторного нажатия кнопки ВКЛ индицируются символы, показанные на рис. 12, и включается звуковой сигнал.



Рис. 12

2. При измерении величин мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения, равных или превышающих 1,2 мкЗв/ч, на табло жидкокристаллического индикатора после повторного нажатия кнопки ВКЛ символ «~» (рис. 13) начинает пульсировать, увеличивается частота звукового сигнала.

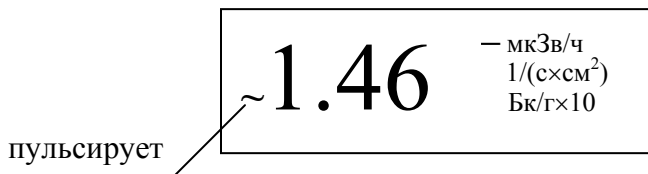


Рис. 13

3. При перегрузке прибора счетной информацией, когда измеряемая величина превышает значения верхних пределов диапазонов измерений, на табло перед трехразрядным числом появляется символ, показанный на рис. 14.



Рис. 14

4. При разряде аккумуляторной батареи до напряжения ниже $(7,0 \pm 0,5 \text{ В})$ на табло индицируется символ (рис. 15).



Рис. 15

В этом случае необходимо прекратить измерение, выключить прибор, извлечь аккумуляторную батарею и зарядить ее при помощи зарядного устройства, входящего в комплект прибора.

Форма отчета

1. Цель работы.

2. Измерить фоновое значение мощности эквивалентной дозы γ -излучения ($\dot{H}_{\gamma, \text{ф}}$).

Фон	$\dot{H}_{\gamma, \text{ф}}, \text{ мкЗв/ч}$					Среднее $\dot{H}_{\gamma, \text{ф}},$ мкЗв/ч
	1	2	3	4	5	

3. Измерить мощность эквивалентной дозы γ -излучения образцов ($\dot{H}_{\gamma, \text{изм}}$).

Наименование образца	$\dot{H}_{\gamma, \text{изм}}, \text{ мкЗв/ч}$					Среднее $\dot{H}_{\gamma, \text{изм}},$ мкЗв/ч
	1	2	3	4	5	

4. Вычислить мощность эквивалентной дозы γ -излучения образцов ($\dot{H}_{\gamma, \text{ист}}$)

$$\dot{H}_{\gamma, \text{ист}} = \dot{H}_{\gamma, \text{изм}} - \dot{H}_{\gamma, \text{ф}}, \text{ мкЗв/ч.}$$

5. Измерить фоновое значение плотности потока β -частиц ($\Phi_{\beta, \text{ф}}$).

Фон	$\Phi_{\beta, \text{изм}}, 1/(\text{с} \cdot \text{см}^2)$					Среднее $\Phi_{\beta, \text{изм}},$ $1/(\text{с} \cdot \text{см}^2)$
	1	2	3	4	5	

6. Измерить плотность потока β -частиц (φ_β) с зараженной поверхности образцов.

Наименование образца	$\varphi_{\beta, \text{изм}}, 1/(\text{с} \cdot \text{см}^2)$					Среднее $\varphi_{\beta, \text{изм}},$ $1/(\text{с} \cdot \text{см}^2)$
	1	2	3	4	5	

7. Вычислить значение плотности потока β -частиц ($\varphi_{\beta, \text{ист}}$) для каждого образца

$$\varphi_{\beta, \text{ист}} = \varphi_{\beta, \text{изм}} - \varphi_\beta, 1/(\text{с} \cdot \text{см}^2).$$

8. Измерить фоновую удельную активность A_ϕ .

Фон	$A_\phi, \text{Бк/кг}$					Среднее $A_\phi,$ Бк/кг
	1	2	3	4	5	

9. Измерить удельную активность образцов.

Наименование образца	$A_{\text{изм}}, \text{Бк/кг}$					Среднее $A_{\text{изм}},$ Бк/кг
	1	2	3	4	5	

10. Вычислить удельную активность образцов

$$A_m = A_{\text{изм}} - A_\phi, \text{Бк/кг}.$$

11. Сделать выводы.

12. Ответить на вопросы коллоквиума.

Вопросы, выносимые на коллоквиум

1. Что такое активность?
2. Что такое экспозиционная, эквивалентная и поглощенная дозы?
3. В каких единицах измеряются экспозиционная, поглощенная и эквивалентная дозы?
4. Для чего предназначен прибор РКС-107? Как применяется прибор на практике?
5. Каково устройство и принцип работы прибора РКС-107?
6. Каков порядок измерения полевой эквивалентной дозы γ -излучения?
7. Каков порядок измерения плотности потока β -излучения с загрязненных поверхностей радионуклидами стронцием-90 + иттрием-90?
8. Каков порядок измерения удельной (объемной) активности цезия-137 в водных растворах?

Лабораторная работа № 2

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ С ПОМОЩЬЮ ПРИБОРА МКС-АТ6130

1. Цель работы

1. Определение степени радиоактивного загрязнения помещений, сырья, готовой продукции и различных поверхностей β - и γ -излучающими радионуклидами с помощью дозиметрических приборов для принятия мер по радиационной защите персонала.

2. Изучить назначение и основные характеристики прибора МКС-АТ6130.

2. Назначение

Прибор предназначен для измерения:

- мощности амбиентного эквивалента дозы рентгеновского и γ -излучения;
- амбиентного эквивалента дозы рентгеновского и γ -излучения;
- плотности потока β -частиц, испускаемых с загрязненной поверхности (МКС-АТ6130);
- скорости счета импульсов от регистрируемых γ - или рентгеновских квантов;
- оперативного поиска источников ионизирующих излучений и радиоактивных материалов.



Рис. 2. Общий вид дозиметра-радиометра MKS-AT6130

3. Технические характеристики

Дозиметр-радиометр MKS-AT6130 имеет звуковую и световую сигнализацию о превышении измеряемой величины (мощности дозы, дозы или плотности потока β -частиц) заранее заданного порогового значения.

Прибор обладает рядом сервисных возможностей:

- отображение серии последовательных измерений в виде диаграммы (гистограммы);

– запись и хранение результатов измерений в памяти прибора («записная книжка»).

МКС-АТ6130 способен передавать измеренные данные в персональный компьютер через инфракрасный канал связи.

Действие прибора основано на обработке микропроцессором последовательности импульсов, генерируемых в газоразрядном счетчике Гейгера–Мюллера под воздействием регистрируемого рентгеновского, γ - и β -излучения. Детектор расположен на задней стенке корпуса, в котором имеется соответствующее окно, закрытое полимерной металлизированной пленкой.

На передней панели приборов находятся: табло жидкокристаллического индикатора (ЖКИ), светодиодный индикатор, мембранная панель управления с четырьмя кнопками.

На задней стенке прибора расположена откидывающаяся на шарнирах крышка-фильтр с магнитным фиксатором, метка-центр детектора и этикетка с характеристикой прибора.

На нижней торцевой крышке находится пробка входного отверстия батарейного отсека и этикетка со схемой установки элементов питания.

В процессе работы прибор может находиться либо в *режиме индикации измерений*, либо в *режиме меню*. Кнопки панели управления многофункциональны и имеют двойное обозначение. Нажатие любой кнопки сопровождается звуковым сигналом (если включен звук) и вспышкой индикатора на передней панели прибора.

Включение прибора

Нажмите кнопку ПУСК/ОТКЛ, на экране появится надпись «Атомтех». После завершения самоконтроля (через 3–5 с) прибор переходит в режим постоянного измерения мощности дозы и дозы с индикацией значения мощности дозы в mkSv/h (mkЗв/ч).

Меню прибора

Для перехода в режим меню нажмите и удерживайте кнопку ПАМЯТЬ/РЕЖИМ. На экране отражаются пункты основного меню, в каждом из которых может быть вызвано подменю. Перемещение по пунктам меню производится кнопками со стрелками, на выбранный пункт указывает мигающий указатель. Для выхода из меню в режим индикации измерений кратковременно нажмите кнопку ПАМЯТЬ/РЕЖИМ.

Порядок выполнения работы

1. Режим «Измерение мощности эквивалентной дозы γ -излучения».

Режим измерения мощности дозы включается автоматически (по умолчанию) при запуске прибора или через основное меню прибора выбором пунктов $\text{MODE} \rightarrow \text{DOSE RATE}$.

1) Включите прибор и подождите, пока статистическая погрешность на табло не достигнет $\pm 15 \%$.

Для запуска нового цикла измерения нажмите кнопку ПУСК/ОТКЛ.

При измерениях мощности эквивалентной дозы γ -излучения крышка-фильтр с магнитным фиксатором должна быть закрыта.

2) Произведите измерение естественного радиационного гама-фона в лаборатории, который должен быть в пределах 0,1–0,2 мкЗв/ч.

3) Проведите измерение мощности эквивалентной дозы на всех объектах, совмещая центр детектора с центром объекта.

Результаты проведенных измерений мощности эквивалентной дозы γ -излучения и статистической погрешности запишите в таблицу.

4) Проведите расчеты ожидаемой мощности эквивалентной дозы γ -излучения на объектах с учетом естественного радиоактивного распада по формуле

$$\dot{H}_t = \dot{H}_0 / 2^{t/T},$$

где H_0 – первоначальный исходный уровень радиации, соответствующий первоначальной поверхностной активности радионуклида;

H_t – уровень радиации в рассматриваемый момент времени t ;

T – период полураспада радионуклида.

5) Проведите расчеты эквивалентной дозы, полученные сотрудниками каждого объекта в течение рабочего дня и в течение года по формуле

$$H = \dot{H} \cdot t.$$

6) Сравните значения полученных годовых доз персоналом с допустимой дозой (1 мЗв/год).

2. Режим «Измерение плотности потока β -частиц».

1) Режим индикации плотности потока β -частиц включается автоматически, если открыть на задней стенке прибора крышку-фильтр.

2) В режиме плотности потока на табло выводится текущее значение плотности потока и соответствующее ему значение статистической погрешности.

3) Проведите измерение плотности потока на объектах. При измерениях плоскость задней стенки прибора должна быть на удалении 15–20 мм от исследуемой поверхности.

4) Результаты проведенных измерений плотности потока и статистической погрешности запишите в таблицу.

5) Полученные значения плотности потока β -частиц сравните с допустимыми уровнями радиоактивного загрязнения.

Наименование объектов	Лаборатория, объект №№					
Номер объекта	Л	1	2	3	4	5
Мощность дозы радиационного фона в лаборатории $\dot{H}_{\gamma\text{ф}}$, мкЗв/ч						
Мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на объектах $\dot{H}_{\gamma}$, мкЗв/ч						
Относительная погрешность измерения ϵ , %						
Доза, полученная сотрудниками в течение рабочего дня, H_{γ} , мкЗв/ч						
Ожидаемая мощность дозы гамма-излучения через год, мкЗв/ч						
Доза, полученная сотрудниками за год (2000 рабочих часов), H_{γ} , мкЗв						
Плотность потока β -излучения на объектах, 1/мин · см ²						

Сравните полученные значения мощности дозы, дозы и плотности потока β -частиц с предельно-допустимыми уровнями, установленными для производственных помещений и населения (см. приложение).

7) Выводы.

Исходные данные. В результате аварии и выброса радиоактивных веществ территория и расположенные на ней объекты оказались загрязненными радионуклидом цезий-137 с периодом полураспада 30 лет. Оценить радиационную обстановку на объектах для принятия мер по защите персонала от сверхнормативного воздействия радиационных факторов.

Вопросы, выносимые на коллоквиум

1. Почему радиоактивное излучение называют ионизирующим?
2. Какими параметрами характеризуется радиоактивное излучение?
3. Какие виды радиоактивных веществ вы знаете?
4. Как измерить мощность эквивалентной дозы γ -излучения прибором МКС-АТ6130?
5. Как измерить плотность потока β -излучения прибором МКС-АТ6130?
6. В каких единицах измеряется мощность эквивалентной дозы ионизирующего излучения (системные и внесистемные)?
7. В каких единицах измеряется удельная активность радиоактивного вещества (системные и внесистемные)?
8. В каких единицах измеряется плотность потока радиоактивного вещества (системные и внесистемные)?

Приложение

Таблица 1

Основные пределы доз облучения

Нормируемые величины	Пределы облучения	
	Персонал	Население
Эффективная доза	20 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв/год	1 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/год
Эквивалентная доза в хрусталике глаза	20 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет (100 мЗв за 5 лет), но не более 50 мЗв/год	15 мЗв/год
коже	500 мЗв/год	50 мЗв/год
кистях и стопах	500 мЗв/год	50 мЗв/год

Таблица 2

Допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты по ГН № 213

Объект загрязнения	Нормативный уровень загрязнения бета-частиц, 1/мин · см ²
1	2
Неповрежденная кожа, спецбелье, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	200

Окончание табл. 2

1	2
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	2000
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	2000
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	1000
Наружные поверхности дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах	1000

Библиографический список

1. Защита населения и объектов в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность: лабораторный практикум для студентов строительных специальностей / сост.: С. Н. Банников, Т. М. Архангельская, В. Г. Мякота. – Минск: БНТУ, 2014. – 54 с.
2. Инструкция прибора комбинированного РКС-107.
3. «Критерии оценки радиационного воздействия» ГН от 28.12.2012 № 213.
4. Руководство по работе с приборами радиационного контроля / В. Л. Гурачевский, И. С. Леонович, И. Г. Хоровеп. – 2-е изд. – Минск: Институт радиологии, 2015. – 108 с.
5. Радиометрия и дозиметрия. Защита от ионизирующих излучений: практикум / Ю. Н. Бушуев, Ю. В. Азаренко. – Горки: БГСХА, 2011. – 88 с.

Учебное издание

ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ И ОБЪЕКТОВ В ЧРЕЗВЫЧАЙНЫХ СИТУАЦИЯХ. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Лабораторный практикум
для студентов специальностей

1-69 01 01 «Архитектура», 1-69 01 02 «Архитектурный дизайн»,
1-70 02 01 «Промышленное и гражданское строительство»,
1-70 02 02 «Экспертиза и управление недвижимостью»,
1-70 01 01 «Производство строительных изделий и конструкций»,
1-70 03 02 «Мосты, транспортные тоннели и метрополитены»,
1-70 03 01 «Автомобильные дороги»,
1-36 11 01 «Подземно-транспортные, строительные,
дорожные машины и оборудование»

Составители:

БАНИКОВ Сергей Николаевич
ЕРОХИНА Юлия Александровна
АРХАНГЕЛЬСКАЯ Тамара Михайловна

Редактор *В. И. Акулёнок*
Компьютерная верстка *Н. А. Школьниковой*

Подписано в печать 14.04.2020. Формат 60×84 ¹/₁₆. Бумага офсетная. Ризография.
Усл. печ. л. 3,14. Уч.-изд. л. 2,45. Тираж 200. Заказ 379.

Издатель и полиграфическое исполнение: Белорусский национальный технический университет.
Свидетельство о государственной регистрации издателя, изготовителя, распространителя
печатных изданий № 1/173 от 12.02.2014. Пр. Независимости, 65. 220013, г. Минск.