

**ВОПРОСЫ ДОЗИМЕТРИИ
И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ
НА АТОМНЫХ ЭЛЕКТРИЧЕСКИХ
СТАНЦИЯХ**

Учебное пособие Под редакцией А.В. Носовского

УКРАТОМИЗДАТ Славутич

УДК 628.518: 539.16.04

Рецензенты: академик НАН Украины, проф. В.Г.Барьяхтар, чл.-корр. НАН Украины, докт.техн.наук А.А. Ключников.

Авторы: Алексеев А.А., Андреев В.В., Бадовский В.П.,
Гарин Е.В., Глыгало В.Н., Носовский А.В., Осколков Б.Я., Попов А.А., СейдаВ.А.,
Шостак В.Б.

Рассмотрены основы дозиметрии и принципы обеспечения радиационной безопасности, особенности ядерных энергетических установок как технических объектов повышенной радиационной опасности. На основании опыта ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС, законодательных и нормативных актов Украины, а также в соответствии с последними рекомендациями МАГАТЭ, НКДАР, МКРЗ, представлена концепция приемлемого риска, основы нормирования ионизирующих излучений, защиты и организации радиационного контроля на АЭС.

Для специалистов служб радиационной безопасности и защиты предприятий атомной промышленности, научных и практических работников, проектантов, работников медицинских и санитарно-эпидемиологических служб, а также студентов учебных заведений, изучающих основы дозиметрии и радиационной защиты.

ISBN 966-95513-0-7

Вопросы дозиметрии и радиационная безопасность на атомных электрических станциях.
Учебное пособие.

© Под редакцией А.В. Носовского© "Укратомиздат", Славутич, 1998.

ПРЕДИСЛОВИЕ РЕДАКТОРА

За 100 лет, прошедшие после открытия явления радиоактивности, практически не осталось областей народного хозяйства, где не применялись бы источники ионизирующих излучений. В промышленности и медицине, оборонном комплексе и транспорте, науке и сельском хозяйстве используются ядерные энергетические установки, мощные и малые гамма-стационарные и передвижные установки, аппараты лучевой терапии, дефектоскопы, различные измерители и сигнализаторы, электрокардиостимуляторы и счетчики предметов.

Одной из самых важных областей использования источников ионизирующих излучений является атомная энергетика. На территории Украины находятся пять атомных электрических станций (АЭС) с реакторами типа ВВЭР и РБМК, на которых вырабатывается до 40% производимой в стране электроэнергии. Авария на Чернобыльской АЭС в 1986 году в определенной степени вызвала недоверие общественных слоев населения к атомной энергетике в целом, в результате чего произошло снижение темпов ввода в эксплуатацию новых АЭС. В 1991 году Парламентом Украины было принято решение о моратории на развитие атомной энергетике, которое просуществовало до 1994 года. Последствия этого моратория в полной мере до сих пор не оценены, но можно сказать, что это существенно сказалось на престиже атомной энергетике в целом и привело к колоссальным экономическим потерям для Украины.

Но авария на Чернобыльской АЭС явилась и тем позитивным толчком, который послужил началом целого ряда работ по переоценке уровня безопасности АЭС, разработке и внедрению дополнительных мероприятий по повышению безопасности реакторов, принципов культуры безопасности и новых методов радиационной защиты. Сегодня, через двенадцать лет после аварии, можно с уверенностью сказать, что опыт проведения работ по ликвидации ее последствий позволил значительно усовершенствовать системы радиационной защиты на атомных электростанциях и обеспечить их готовность к действиям в чрезвычайных ситуациях. Специфика проблемы безопасности применительно к ядерным энергетическим установкам определяется в основном тем обстоятельством, что с ней связана потенциальная опасность нанесения радиационного ущерба обществу и окружающей среде. Поэтому вопросы развития атомной энергетике, использования источников ионизирующих излучений в медицине и других отраслях народного хозяйства Украины неразрывно связаны с проблемой радиационной защиты персонала, населения и окружающей среды. Важное значение при этом приобретают количественные характеристики поля ионизирующего излучения, физические величины, определяющие последствия воздействия излучения на организм человека, окружающую среду, а также методы и средства их измерения. Свойства и особенности воздействия ионизирующего излучения на организм человека определяют специфику разработки формы методов защиты. К ним относятся нормирование дозиметрических величин, разработка системы профилактических организационно-технических мероприятий и подготовки квалифицированных кадров, правового регулирования, связанного с обеспечением радиационной безопасности и охраны окружающей среды.

Одним из основных выводов по анализу аварии на Чернобыльской АЭС был сделан вывод о низком уровне культуры безопасности, существовавшем на тот момент на АЭС страны. Знание и сознательное отношение каждого человека из числа персонала АЭС к вопросам радиационной безопасности и защиты имеет принципиальное значение в достижении задачи ограничения профессионального облучения и повышения уровня безопасности в целом. Нарушение принципов культуры безопасности автоматически отражается на достигнутом уровне радиационной защиты на АЭС и наоборот. В этой связи актуальным является вопрос об уровне культуры безопасности, необходимым элементом которой должно быть понимание природы опасных факторов, сопутствующих развитию ядерных технологий. Пути повышения культуры безопасности разнообразны, но применительно к специалистам, непосредственно работающим в условиях ионизирующих излучений, все они связаны с подготовкой, переподготовкой и постоянным повышением квалификации в области

радиационной безопасности, дозиметрии и методов защиты. Возвращаясь к анализу причина аварии на ЧАЭС можно констатировать, что вопросы дозиметрии и радиационной защиты в аварийных ситуациях приобретают жизненно важное значение, ибо от них зависит выбор правильных действий и технических решений, направленных на ликвидацию последствий аварии, включая сохранение здоровья людей.

Внедрение основных принципов культуры безопасности на высшем, правительственном уровне Украины в течение последних лет можно продемонстрировать принятием таких законодательных документов как "Закон Украины об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности", "Закон Украины об охране труда", "Закон Украины об обращении с радиоактивными отходами", "Закон Украины об охране окружающей среды". Принимаются меры по обновлению и разработке новой нормативной базы в области обеспечения безопасности ядерных реакторов. Но, к сожалению, на самих атомных станциях и других предприятиях, проводящих работы с источниками ионизирующих излучений и имеющих ведомственные службы радиационной защиты, отсутствуют пособия для подготовки персонала по вопросам радиационной безопасности, дозиметрии, защиты от ионизирующих излучений, в которых учтены новые международные рекомендации МАГАТЭ, МКРЗ, НКДАР, национальная законодательная и нормативная база Украины. Издание настоящей книги является первой попыткой устранить этот недостаток и оказать практическую помощь в подготовке персонала предприятий по вышеперечисленным вопросам.

Структура книги, предложенная авторами, не является единственно возможной и соответствует сложившемуся у них представлению о порядке изложения различных аспектов дозиметрии и радиационной безопасности.

В издании ограниченного объема конечно невозможно в равной степени подробно рассмотреть все аспекты дозиметрии и радиационной безопасности, тем не менее, оно составлено достаточно полно, с использованием всего накопленного опыта авторов, которые знают проблему не только по учебным пособиям, а и на основании собственных знаний и опыта безопасного сопровождения работ, связанных с эксплуатацией ядерных энергетических установок и ликвидацией аварий на различных радиационных объектах, в том числе и на Чернобыльской АЭС.

В настоящем издании в довольно доступной форме изложены основы дозиметрии, вопросы взаимодействия ионизирующих излучений с веществом и их биологическое воздействие на организм человека, концепция приемлемого риска и принцип ALARA, основы нормирования ионизирующих излучений и методы защиты. Приведено описание методов регистрации ионизирующих излучений и применяющихся в практических целях приборов радиационного контроля, а также их метрологии. Особое место отведено методам радиационного контроля при радиационных авариях, организации служб радиационной защиты на предприятии, обеспечению радиационной безопасности населения и окружающей среды.

Издание предназначено, в первую очередь, как учебное пособие для подготовки в учебно-тренировочных пунктах АЭС специалистов служб радиационной защиты, ремонтного и эксплуатационного персонала АЭС по вопросам радиационной безопасности. Книга может быть полезна аспирантам, научным и практическим работникам, проектантам, работникам медицинских и санитарно-эпидемиологических служб, другим специалистам, работа которых связана с источниками ионизирующих излучений, а также в качестве учебного пособия для студентов учебных заведений, изучающих основы дозиметрии и радиационной защиты. Книга окажется полезной для инженерно-технических работников, желающих пополнить и систематизировать свои знания в рассматриваемой области.

ПРЕДИСЛОВИЕ АВТОРОВ

В настоящее время нет никакой серьезной альтернативы ядерной энергетике. Пока еще не найдены технически эффективные и экономически выгодные пути использования неисчерпаемых запасов солнечной энергии. Что касается органического топлива, то его запасы неуклонно сокращаются и находятся на грани полного истощения. Наряду с этим органическое топливо экологически вредно. При сжигании в топках тепловых электростанций каменного угля, нефти или газа потребляется много кислорода, выбрасываются в атмосферу значительные количества пыли, сажи и сернистого газа. Будущее цивилизации немыслимо без мирного использования ядерной энергии. Только развитие ядерной энергетике может обеспечить всевозрастающие потребности человечества в электрической и тепловой энергии.

Основа ядерной энергетике — ядерный реактор — является мощным источником радиоактивного излучения. Избежать этого излучения нельзя, так как оно сопровождает все физические процессы; лежащие в основе нормально работающего ядерного реактора. Образующиеся в реакторе продукты деления и актиноиды в течение длительного времени сохраняют высокую активность. Поэтому встает вопрос первостепенной важности о том как избежать воздействия радиоактивного излучения на здоровье людей или свести его к минимально приемлемому.

Почти полувековой опыт мирного использования атомной энергии неопровержимо подтверждает, что хорошо продуманная система радиационной защиты надежно предохраняет человека и объекты окружающей среды от вредного воздействия радиации. В частности, число несчастных случаев и профессиональных заболеваний среди работающих на АЭС и в атомной промышленности несравненно меньше, чем в любой другой отрасли промышленности. Подавляющее число работников атомных электростанций облучается вдозах намного меньше допустимых.

Радиоактивные выбросы АЭС и других объектов атомной промышленности значительно ниже регламентируемых. Это несомненный успех больших коллективов проектировщиков, ученых, физиков, инженеров и техников, которые решили сложный комплекс научно-технических, гигиенических и радиобиологических проблем радиационной безопасности.

Специалисты подразделений по обеспечению радиационной безопасности, изучив данное пособие, смогут на более квалифицированном уровне обладать теоретическими познаниями о строении атома, о радиоактивности, об основных свойствах ионизирующих излучений и методах их регистрации, о биологическом действии ионизирующих излучений, о способах и средствах защиты от их вредного воздействия, об устройстве дозиметрических и радиометрических приборов, применяемых ими в своей работе. Они будут иметь основные понятия о работе атомной станции по широкому кругу вопросов, начиная с элементарной теории ядерного реактора и основных физических процессов, протекающих в активной зоне реактора, и кончая описанием различных типов ядерных энергетических установок (ЯЭУ), главным образом используемых на АЭС, их основного технологического оборудования, а также о проблемах обеспечения безопасности ЯЭУ. Кроме того, они также будут обладать соответствующими практическими навыками для осуществления контроля за состоянием радиационной безопасности на рабочих местах, на АЭС в целом и на территории санитарно-защитной зоны.

Усвоение в объеме пособия теоретических знаний и практического опыта позволит специалистам не только успешно выполнять свои прямые должностные обязанности, но и принимать профессиональное участие в повышении уровня радиационной безопасности при эксплуатации атомной станции.

Спектр требований, предъявляемых к квалифицированному персоналу АЭС, связанному с вопросами радиационной безопасности, определил круг вопросов, освещенных в главах настоящего издания. Авторы старались осуществить это достаточно полно и с учетом современного состояния дел и достижений науки во всех затронутых областях знаний и по всем затронутым вопросам.

Материал книги рассчитан на читателя, имеющего предварительную подготовку по курсам математики и физики в объеме программы высшей технической школы, и направлен на познавательный, учебный аспект проблемы создания и поддержания на современном уровне системы подготовки специалистов радиационной защиты ядерной отрасли Украины. О том, насколько изложенный материал развивает представление о принципах радиационной безопасности и способствует пониманию проблемы, авторы предоставляют судить специалистам, непосредственно занятым на этих работах. Нам остается лишь выразить надежду на то, что книга окажется полезной в этом отношении.

Авторы выражают благодарность специалистам Межотраслевого Научно-технического Центра "Укрытие" Национальной Академии Наук Украины, Чернобыльской АЭС, Славутичской лаборатории международных исследований и технологий за оказанную большую помощь при написании рукописи, а также Толкач Е.П. за оформление и подготовку к печати настоящей книги.

Авторы считают своим приятным долгом выразить признательность рецензентам — академику НАН Украины, профессору В.Г.Барьяхтару и члену-корреспонденту НАНУ Украины, доктору технических наук А.А.Ключникову — за ценные замечания по рукописи книги, которые учтены авторами при подготовке окончательной редакции.

Авторы рассчитывают и заранее благодарны за все критические отзывы и предложения, которые в дальнейшем помогут улучшить качество книги.

Алексеевым А. А., Андреевым В.В. и Сейдой В.А. написаны главы 1 и 3; Поповым АА. — главы 2 и 8; Бодовским В.П., Гариным Е.В., Глыгало В.И. и Шостак В.Б. — главы 4,5 и 10, Носовским А.В. — главы 6,7 и 9; Осколковым Б.Я. — глава 11.

ВВЕДЕНИЕ

Прикладная ядерная физика, ядерные технологии и промышленное использование источников ионизирующих излучений находят все более широкое применение в различных областях науки и техники. Дозиметрия ионизирующих излучений является самостоятельным разделом прикладной ядерной физики. Методы дозиметрии и защиты от ионизирующих излучений применяются везде, где производятся работы с радиоактивными источниками, в атомной энергетике при проектировании, эксплуатации и снятии с эксплуатации ядерных энергетических установок.

Дозиметрия имеет дело с такими физическими величинами, которые связаны с ожидаемым радиационным эффектом. Установление связи между измеряемой физической величиной и ожидаемым радиационным эффектом является важнейшим свойством дозиметрических величин. Основная задача дозиметрии — определение дозы излучения в различных материалах, средах и особенно в тканях живого организма с целью выявления, оценки и предупреждения возможной радиационной опасности для человека. Иначе, основная задача дозиметрии сводится к обеспечению радиационной безопасности при проведении работ в условиях ионизирующих излучений.

Ядерная энергетическая установка считается безопасной, если ее радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду в процессе нормальной эксплуатации и проектных авариях не приводит к превышению установленных доз облучения персонала и населения и нормативов по выбросам и сбросам радиоактивных веществ в окружающую среду, а также ограничивает это воздействие при запроектных авариях. Это качество реализуется с использованием специальных норм и правил по безопасности при проведении работ с источниками ионизирующих излучений.

Обеспечение правил радиационной безопасности и методов радиационной защиты позволяет выполнять главную задачу безопасной эксплуатации ядерной энергетической установки.

Радиационная безопасность — это соблюдение допустимых пределов радиационного воздействия на персонал, население и окружающую природную среду, установленных нормами, правилами и стандартами по безопасности.

Радиационная защита — это совокупность радиационно-гигиенических, проектно-конструкторских, технических и организационных мероприятий, направленных на обеспечение радиационной безопасности.

Радиационная защита при проведении работ с источниками ионизирующих излучений основывается на следующих основных принципах:

- не может быть разрешена никакая деятельность, связанная с ионизирующим излучением, если конечная выгода от такой деятельности не превышает причиненного ею ущерба;
- величина индивидуальных доз, количество облучаемых лиц и вероятность облучения от любого из видов ионизирующего излучения должны быть самыми низкими из тех, которые можно практически достичь с учетом экономических и социальных факторов;
- облучение отдельных лиц от всех источников и видов деятельности в итоге не должно превышать установленных дозовых пределов

Особое значение в дозиметрии уделяется вопросу нормирования доз облучения. Впервые значение допустимой дозы были предложены в 1902 году и составляли 10 Рад в сутки. За прошедшие годы эта величина постоянно изменялась в сторону уменьшения и согласно 60-й публикации МКРЗ 1993 года рекомендуется устанавливать основной дозовый предел для персонала 20 мЗв за год, для подростков 16 — 18 лет, работающих в атомной промышленности 6 мЗв за год, а для всего населения — 1 мЗв за год. К сожалению, нынешнее состояние проблемы установления значения предела дозы находится в большей степени под влиянием политиков и отдельных авторитетов. Заметим, что значение

годовой дозой 1 мЗв — это величина, равная среднему природному радиоактивному фону на Земле. Однако, на земном шаре есть населенные районы, например в Индии, Иране и Южной Америке, где природный радиационный фон в 10 и 100 раз выше за счет выхода на поверхность некоторых горных пород. Тем не менее, у проживающих там людей никаких патологий, связанных с получением повышенных доз облучения, не выявлено.

В Украине до последнего времени действовали официально принятые нормы радиационной безопасности НРБ-76/87, регламентирующие основной дозовый предел для персонала 50 мЗв за год. К началу 1998 года разработаны "Нормы радиационной безопасности Украины (НРБУ-97)", основанные на последних рекомендациях МКРЗ.

Ни одна широко используемая в мировой практике технология на сегодняшний день не может сравниться с радиационной по полноте и качеству предъявляемых к ней требований и нормативов. При обязательном выполнении этих требований можно с достаточно высокой вероятностью гарантировать безопасную эксплуатацию радиационных и ядерных технологий, обеспечить высокий уровень здоровья персонала и экологически чистую среду обитания.

Дозиметрия и радиационная безопасность является довольно точной прикладной наукой, однако ее приложения могут быть столь многообразны и нестандартны, что требуются глубокое понимание и взвешенный подход при использовании полученных результатов в качестве определенных критериев при принятии тех или иных решений.

Незнание основ дозиметрии и радиационной безопасности порождает неуверенность, беспокойство и страх. Необоснованный страх перед ионизирующим излучением приобрел настолько выраженный и действительно опасный характер, что может сравниться только с последствиями коренных ломок общественных и государственных структур. И совсем опасно, когда эти явления сочетаются и взаимно усиливают друг друга. У нескольких миллионов человек, проживающих на территориях, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате аварии на Чернобыльской АЭС, сформировалось стойкое состояние психической напряженности и страха. Государство под давлением общественности и отдельных политических авторитетов вынуждено разрабатывать многозатратные и часто по сути своей необоснованные программы социальной защиты людей, пострадавших от радиации. Авторы этих программ, не владея современной методологией радиационной защиты, не смогли произвести расчеты пользы и вреда от внедрения этих программ. Концепция защиты населения, состоящая в обязательном переселении населения с территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению, при возможности получения дозы 7 бэр за всю жизнь, нанесла довольно большой ущерб как для экономики страны, так и для населения. Максимальная польза от этого переселения за счет профилактики рака и наследственных поражений составит в среднем на одного человека 35 суток по сравнению с 25000 суток всей жизни человека. Это было бы замечательно, если бы не пришлось расплачиваться при этом неизбежной потерей национального дохода на 20 человеко/лет и, что особенно важно, потерей около

8

человеко/лет жизни вследствие снижения интеграла здоровья без учета прямых потерь от травматизма во время процесса переселения. Таким образом, при проведении акции переселения мы реально спасаем одного человека ценой 300 жизней.

Все это обязывает общество развивать и совершенствовать знания в вопросах воздействия излучения на организм человека, искать новые методы и средства измерения дозиметрических величин, основанные на понимании физических явлений при взаимодействии излучений с веществом и делает эту область знаний увлекательной, требующей творческого подхода и применения стандартных и нестандартных научных методов исследования.

В настоящей книге обобщены литературные данные и результаты собственного

опыта авторов, позволяющие подойти к применению на практике задач дозиметрии и радиационной безопасности.

ОСНОВЫ ДОЗИМЕТРИИ

ОСНОВЫ МАТЕМАТИКИ, ФИЗИКИ И ДРУГИХ НАУК

Математика

При разнообразных вычислениях в области радиационной защиты часто приходится иметь дело с очень большими и очень малыми числами. Например, число атомов в одном грамме любого простого вещества есть число Авогадро, равное приближенно:

$$N_A = 600\,000\,000\,000\,000\,000\,000\,000$$

С другой стороны диаметр атомного ядра в метрах приближенно равен:

$$d = 0,000\,000\,000\,000\,01\text{м}$$

При осуществлении арифметических операций с числами, записанными в таком виде, можно легко ошибиться. Для исключения ошибок необходимо представлять числа в степенной форме. Такая форма представления чисел называется также представлением чисел с плавающей запятой. Тогда, например, число Авогадро будет записано в следующем виде:

$$N_A = 6 \cdot 10^{23} \text{ атом/грамм} = 6\text{E}23 \text{ атом/грамм},$$

а диаметр ядра:

$$d = 1 \cdot 10^{-14} \text{ м} = 1\text{E}-14$$

В этих примерах приведены часто используемые на практике способы записи степени чисел, когда буква "Е" обозначает основание степени "10", а показатель степени (положительный или отрицательный) следует за основанием степени. Эта форма представления степени числа связана с необходимостью использования ее во многих типах персональных ЭВМ.

Многие данные, входящие в технические расчеты, получаются путем измерения, при этом необходимо принимать во внимание, что никакое измерение не может быть выполнено совершенно точно. Изготовить абсолютно точные измерительные приборы практически невозможно, поэтому закон допускает при их изготовлении некоторую погрешность. Таким образом, запись измеренной физической величины является приближенным числом и не может содержать значащих цифр больше, чем позволяет точность прибора. При этом, под значащими цифрами следует понимать все цифры, кроме нуля, а также и ноль в том случае, если он стоит между другими значащими цифрами.

В практической деятельности выработаны следующие правила оперирования с приближенными числами:

- Чтение показаний приборов. Вначале прочитывается ближайшее наименьшее деление шкалы. Затем определяется лучшее приближение (интерполяция) части следующего деления шкалы и это дает еще одно значащее число.

- Сложение и вычитание. Количество значащих цифр результата равно наименьшему количеству значащих цифр одного из чисел.

- Умножение, деление, возведение в степень, извлечение корня. Количество значащих цифр результата равно наименьшему количеству значащих цифр одного из чисел.

- Округление чисел. Выполняется с целью уменьшения количества значащих цифр до необходимого и достаточного минимума без потери точности. Одну или несколько цифр в конце числа заменяют нулями или отбрасывают, так как нули стоящие в конце числа после запятой не имеют значения (незначащие цифры). Но если отбрасывают цифру 6 или больше, то предыдущую цифру увеличивают на единицу. Если отбрасывают только цифру 5, то увеличивают на единицу предыдущую цифру лишь тогда, когда она нечетная, четную же оставляют без изменений (ноль рассматривают как четную цифру). Если отбрасывают цифру меньше 5, то предыдущую цифру оставляют без изменений.

Указанные правила относятся к окончательным результатам вычислений. Если же выполняемым действием расчет еще не закончен, то в результате промежуточных действий удерживается на одну цифру больше, чем требуется правилами.

Так же как химические уравнения должны быть сбалансированы (одинаковое количество атомов кислорода с обеих сторон уравнения и т. д.), так и математическое равенство должно быть сбалансировано по размерности и единицам. Нельзя, например, просто сложить числа, выраженные в миллирентгенах (мР) и рентгенах (Р) без преобразования их к одной единице. Из-за спешки могут случаться ошибки при вычислениях.

Единственный способ избежать подобных ошибок — это *всегда следить* и записывать единицы измерения рядом с каждым числом. Когда операции вычисления закончены, должны учитываться единицы операндов для того, чтобы получить окончательную размерность результата.

Часто необходимо подготовить графики физически измеренных данных. Хорошо сформированный график может значительно упростить интерпретацию результатов. Ниже даны некоторые советы, которые улучшают читаемость графиков. Правильно выбранный масштаб по вертикальной и горизонтальной осям позволит разместить график на любом участке листа бумаги.

Ради удобства чтения графика попытайтесь выбрать величину деления шкалы равную 1, 2 или 5. Вдоль каждой оси должна быть подпись, определяющая физическую величину, отложенную вдоль оси, и единицы, соответствующие ей. Например, мощность дозы в мрад/час или время в часах. Каждая отдельно измеренная величина должна отмечаться символом в соответствующей точке. Затем через точки данных проводится плавная кривая, в отличие от линий, соединяющих точки. В физике радиационной безопасности большинство измеряемых величин изменяются плавно. Наконец, если необходимо отметить неопределенность при измерении в каждой точке, то они могут быть отложены выше и ниже соответствующей точки величиной в одно стандартное отклонение и соединены сплошной линией. Для демонстрации всего сказанного на рис. 1.1 показан простой график.



Рис. 1.1. Простой график.

Изменение некоторых величин в области радиационной защиты может быть выражено математически в виде степенной функции. Это означает, что одна величина изменяется так, как другая величина, возведенная в степень. Практическим примером может служить выведение из организма вместе с мочой некоторых радиоактивных веществ как функции времени.

Многие физические явления, которые мы измеряем, в физике радиационной защиты растут или спадают согласно экспоненциальному закону. Это означает, что их изменение зависит от "е" — основания натурального логарифма ($e = 2,718281...$), возведенного в некоторую положительную или отрицательную степень. Обычными примерами могут быть радиоактивный распад ядер или прохождение гамма-излучения через тонкие слои вещества.

Часто случается, что величина, которая изучается, находится в экспоненте экспоненциальной функции. Из алгебры известно, что натуральный логарифм от "е", возведенный в некоторую степень, равен этой степени. Это не должно слишком удивлять.

Вспомним, что $\log 100 = \log (10^2) = 2$ и $\log 1000 = \log (10^3) = 3$. Отсюда, если e — основание натурального логарифма, то $\ln (e^x) = x$.

Некоторые физические переменные изменяются таким образом, что их удобнее описывать тригонометрическими функциями. Общеизвестный пример — напряжение силовой сети, измеренное как функция времени. Оно описывается синусоидальной волной, т.е. меняется по синусоидальному закону в зависимости от времени. В большинстве калькуляторов имеется возможность вычисления тригонометрических функций. Тем не менее, необходимо понимать в каких единицах вводится значение угла в калькулятор. Это могут быть градусы или радианы. Для того, чтобы правильно включить калькулятор на необходимые единицы угла, необходимо изучить инструкцию на калькулятор. В круге 360 градусов или 2π радиан, 1 радиан = 57,3 градуса.

Физика

Древнегреческие ученые Левкипп и Демокрит (V-IV в. до н.э.) пришли к выводу, что существует предел делимости материи, и таким пределом являются мельчайшие частицы, которые были названы атомами. Было введено представление об атомистической природе вещества, а затем забыто почти на 2000 лет.

В XVI-XVII вв. вновь возродилась (на новом уровне знаний) атомистическая теория, согласно которой каждое вещество состоит из мельчайших неделимых частиц — атомов материи. Ученые впервые узнали, что вода — сложное вещество, состоящее из двух простых веществ — кислорода и водорода. Соответственно, понятие атомы материи было разбито на два: молекулы и атомы.

Молекула является мельчайшей частицей сложного вещества. Каждое сложное вещество состоит из молекул одного типа. Сколько разных веществ, столько различных типов молекул.

Атом — мельчайшая частица простого вещества — элемента. Различных элементов существенно меньше, чем различных веществ. Количество атомов в молекуле может быть различным — от одного (тогда понятие молекулы и атома совпадают), как, например, в нейтральном газе, до тысяч (пенициллин) и миллионов (полимеры и т.д.). В переводе с греческого слово "атом" означает "неделимый", однако на рубеже XIX и XX в. в физике были сделаны открытия, которые поставили под сомнение идею Демокрита о неделимости кирпичиков мироздания — атомов. Если атом разделить, то окажется, что он состоит из элементарных частиц — электронов, протонов и нейтронов. Электроны, протоны и нейтроны, испускаемые атомами, являются составной частью радиационного поля, измеряемого методами радиационной защиты.

Возникает вопрос: что случится, если разделить на части электрон, нейтрон или протон?

Согласно с новейшими представлениями теории физики элементарных частиц субэлементарными частицами являются кварки и лептоны. Лептоны, согласно классификации элементарных частиц по их массам, относятся к легким частицам, к средним — мезоны, к тяжелым — барионы. Сильно взаимодействующие частицы мезоны и барионы относятся к классу адронов. Для выяснения структуры, свойств и систематики адронов М.Гелл-Маном и Цвейгом в 1964 г. была предложена кварковая модель. Начальная трикварковая модель адрона предполагает, что из блоков-кварков можно "слепить" все известные на сегодня адроны. Протоны и нейтроны, относящиеся к классу адронов, состоят из таких комбинаций трех кварков. Протон состоит из одного "down" и двух "up" кварков, нейтрон состоит из одного "up" и двух "down" кварков. Взаимодействие кварков друг с другом происходит путем обмена глюонами — безмассовыми векторными частичками, несущими "цветовой" заряд. У каждого кварка 3 состояния, эти состояния называют цветовыми: си-

нее, красное, желтое (обозначается соответственно 1, 2 и 3). Тогда составная формула протона будет иметь вид:

$$P = (U_1 U_2 d_3), \quad (1.1)$$

а нейтрона:
$$n = (d_1 d_2 U_3), \quad (1-2)$$

Одним из наиболее необычных свойств кварков является то, что они несут часть заряда электрона. Десятилетия физики были убеждены, что заряд электрона $e = 1,6 \cdot 10^{-19}$ Кулона неделим. Тем не менее, оказалось, что заряд кварка может быть $1/3 e$ или $2/3 e$.

Необходимо отметить, что доказательство существования тяжелейшего "top"-кварка до сих пор остается проблематичным, он до сих пор не обнаружен и для более надежного подтверждения существования этого кварка необходимы дополнительные эксперименты.

В отличие от кварков лептоны несут целый "элементарный" заряд e . Электроны являются "членом" семейства лептонов. Другими членами семейства лептонов являются мюоны, тау-лептон, открытый в 1976 г., и три типа нейтрино. Полностью "Стандартная модель материи" приведена в таблицах 1.1 и 1.2.

Проводятся дополнительные исследования на ускорителях элементарных частиц высоких энергий для дальнейшего исследования фундаментальной структуры материи. Свойства кварков, глюонов, адронов и лептонов без сомнения еще могут принести немало сюрпризов физикам.

Таблица 1.1.

Кварки

Наименование	Символ	Заряд (Гэв)	Масса	"Странность" S	"Очарование" C	"Красота" B
Up	U	+2/3 e	0,3	0	0	0
Down	d	-1/3 e	0,3	0	0	0
Strange	S	-1/3 e	0,45	-1	0	0
Charm	c	+2/3 e	1,5	0	1	0
Beauty	b	-1/3 e	4,9	0	0	1
Top	t	+2/3 e	30-50	гипотетический, еще не обнаружен		

Таблица 1.2.

Лептоны

Наименование	Символ	Заряд (Мэв)	Масса	Время жизни
Электрон	e	-1e	0,511003	стабилен
Мюон	μ	-1e	105,6593	$2,19713 \cdot 10^{-6}$
Тау-лептон	τ	-1e	1784	$3,4 \cdot 10^{-13}$
Электронное нейтрино	ν_e	0	$< 3 \cdot 10^{-5}$	стабильно
Мюонное нейтрино	ν_μ	0	$< 0,51$	стабильно
Тау нейтрино	ν_τ	0	< 250	стабильно

Механика изучает механические движения тел и силы, которые его обуславливают. Основные законы механики сформулированы в конце XVII века английским физиком Исааком Ньютоном.

Положение любого тела в пространстве возможно определить только относительно другого тела или совокупности тел. В природе все тела движутся и нет тел, которые пребывают в состоянии абсолютного покоя. Таким образом, всякое движение тел и покой являются относительными. Тело или группа тел, относительно которых рассматривается движение данного тела, называется системой отсчета. Например, в Солнечной системе отсчета движение тел рассматривается относительно Солнца.

Передвижение тела в системе отсчета всегда имеет вектор. Вектор в физике и математике — это величина, имеющая абсолютное значение и направление. Например, скорость в физических терминах есть изменение положения тела за определенное время в определенном направлении, и может быть записана так: 90 км/час на Запад. Таким образом, скорость — это векторная величина. Другая векторная величина — это ускорение. Ускорение есть изменение скорости за определенное время в определенном направлении. Например, ускорение тела в гравитационном поле Земли имеет значение 9,8 м/сек за секунду по направлению к центру Земли.

Сила есть определенное воздействие на тело. Если это воздействие приведет к перемещению тела, то говорят, что была выполнена определенная физическая работа. Количество работы получается путем умножения силы на величину перемещения. Например, если силой 20 Кг переместить предмет на высоту 1,5 м над поверхностью пола, то работа равна $20 \text{ Кг} \cdot 1,5 \text{ м} = 30 \text{ Кгм}$ (килограммометров). Фактор времени в отношении работы не принимается во внимание. Время

учитывается при определении мощности. Мощность есть скорость выполнения работы, при этом количество работы делится на время.

В физике энергия означает способность выполнять работу. Эта способность может быть связана как с неподвижным телом (потенциальная энергия, например, вода за высокой плотиной), так и с движущимся (кинетическая энергия, например — падающий счетчик Гейгера). Если счетчик Гейгера лежит на краю стола, он имеет потенциальную энергию относительно пола. Величина этой энергии вычисляется путем умножения его массы на высоту и на ускорение силы тяжести, $9,8 \text{ м/с}^2$. Заметим, что потенциальная энергия может быть преобразована в кинетическую энергию движения путем столкновения предмета со стола и достижения им пола. При столкновении с полом предмет достигает кинетической энергии равной потенциальной, которую он имел лежа на столе. Предмет, упавший на пол, может выполнить работу, деформируя пол, или нагревая паркет. Равенство кинетической и потенциальной энергий называется законом сохранения энергии. Энергия обычно измеряется в Джоулях ($1 \text{ Дж} = 6,242 \cdot 10^{18} \text{ эВ}$). Количество кинетической энергии движущегося тела вычисляется как половина произведения массы на квадрат скорости.

Электричество рассматривает движение и взаимодействие электрических зарядов. Говорят, что тело несет электрический заряд, если оно обладает электрической потенциальной силой положения. Это значит, что оно может испытывать действие силы в электрическом поле и может двигаться к или от источника поля, если оно свободно. В природе существует два вида электрических зарядов: положительный и отрицательный. Правило о направлении силы, действующей на заряды, определяет, что одноименные заряды отталкиваются, а разноименные заряды притягиваются. Например, положительно заряженный электрод в ионизационной камере может притягивать (собирать) к себе электроны, находящиеся в ней.

Важным законом электричества, который многократно используется в радиационной защите, есть закон Кулона, определяющий величину силы между двумя заряженными объектами. Этот закон назван в честь французского физика Шарля Кулона, который открыл его в 1780г. Закон Кулона выражается следующей формулой:

$$\text{Сила} = k \frac{Q_1 \cdot Q_2}{r^2} \quad (1.3)$$

где: k — коэффициент пропорциональности;

Q_1 — заряд первого объекта;

Q_2 — заряд второго объекта;

r — расстояние;

В соответствии с законом Кулона, сила между зарядами обратно пропорциональна квадрату расстояния между зарядами: чем ближе заряды, тем сила больше. В международной системе единиц (СИ) за единицу заряда принят кулон (Кл). Один кулон равен $6,3 \cdot 10^{18}$ зарядов электрона.

Электрический ток есть перемещение зарядов по проводнику, например, через проволоку. Электрический ток назван по аналогии с течением (током) воды через трубу. Величина тока измеряется в амперах, (сокращенно — А. Все единицы в физике, названные в честь человека, открывшего закон, эффект и т. д., обозначаются заглавными буквами). Один ампер — это ток, который существует при прохождении заряда равного одному кулону через сечение проводника за одну секунду. Так как заряд электрона равен $1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Кл}$, то ток величиной 1А означает протекание по проводнику $6,3 \cdot 10^{18}$ электронов в сек.

Ион — это атом, который потерял или получил дополнительно заряд, обычно в виде заряда электрона. Например, облучая вещество, можно выбивать электроны из нормально активных атомов. Положительно заряженный атом и выбитый электрон образуют пару ионов. Например, в сфере радиационной защиты при воздействии ионизирующего излучения на человека первичным результатом является образование положительных и отрицательных ионов воды в клетках организма.

Разность потенциалов, часто неверно называемая напряжением, есть разница электрической потенциальной энергии между точками, которые, например, могут находиться в электрической цепи. Это аналогично давлению в водяной трубе. Единица измерения разности потенциалов называется вольт (В).

В водяной трубе трение воды о стенки приводит к ослаблению потока. В электрическом проводнике это ослабление называется сопротивлением. Сопротивление измеряется в Омах (Ом). Резисторы, применяемые в обычных электронных схемах, имеют сопротивление от нескольких десятых Ома до нескольких миллионов Ом. Такие материалы, как медь, которые имеют малое сопротивление, называются проводниками. Материалы типа стекла или пластика имеют большое сопротивление и называются изоляторами. Некоторые материалы имеют сопротивление, величина которого изменяется в пределах от проводников до изоляторов. Эти материалы называются полупроводниками. Примеры полупроводников — кремний и германий. Полупроводники находят все возрастающее применение в современной электронике.

Для проводников существует определенная связь между током, сопротивлением и разностью потенциалов. Эта зависимость выражается законом Ома, который выражается следующей формулой:

$$U = I \cdot R, \quad (1.4)$$

где: U — разность потенциалов в вольтах,

I — ток в амперах,

R — сопротивление в Омах.

Электрическая мощность (P) измеряется в ваттах (Вт). Мощность вычисляется как произведение тока на разность потенциалов: $P = I \cdot U$.

Электрическая цепь характеризуется направлением потока электронов. Если электроны всегда перемещаются в одном направлении (пусть даже с разной скоростью в различные интервалы времени), тогда ток называется постоянным током. Если электроны перемещаются, изменяя время от времени направление движения, то такой ток называется переменным.

Необходимо отметить, что в периодических волнообразных процессах соотношение между длиной волны и частотой

постоянно. Для электромагнитных волн, распространяющихся со скоростью света c ($c = 3 \cdot 10^8$ м/с), соотношение имеет вид:

$$\lambda = \frac{c}{\nu}, \quad (1.5.)$$

где: λ — длина волны;

ν — частота.

Энергия связи электронов в атомах и молекулах обычно выражается в электрон-вольтах (эВ). 1 эВ равен работе, которую совершает электрическое поле при перемещении электрона (или другой частицы, обладающей элементарным зарядом) между точками поля, разность потенциалов между которыми равно 1В. Соотношение между данными величинами имеют следующий вид:

$$E = e \cdot U, \quad (1.6)$$

где: E — энергия электрона;

e — заряд электрона;

U — разность потенциалов.

Численно 1 эВ = $1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл·1В = $1,6 \cdot 10^{-19}$ Дж.

Частица, имеющая заряд Q , прошедшая разность потенциалов U , получит количество энергии, равное произведению $Q \cdot U$. Например, если альфа-частица (заряд равен 2) ускоряется, проходя разность потенциалов 500 В, то она получит энергию 1000 эВ или 1 кэВ.

В 1879 году американский ученый и изобретатель Томас Эдисон открыл эффект возникновения электрического тока между электродами в вакуумной стеклянной колбе, если один из электродов нагреть до высокой температуры. Эффект испускания свободных электронов с поверхности нагретых тел называется термоэлектронной эмиссией.

Эра электроники началась с изобретением вакуумной электронной лампы (диода) Ли Форестом в 1906 г. Этот электронный прибор состоит из стеклянного баллона, в котором находятся два электрода: катод и анод. Катод изготовлен из тонкой металлической проволоки, свернутой в спираль, анод — из металлической пластины. Электрически подогреваемый катод действует как источник термоэлектронной эмиссии. Анод притягивает электроны согласно закону Кулона, если на него подать положительную разность потенциалов относительно катода. Такой прибор работает в цепи переменного тока, пропуская ток только в одном направлении. С помощью диода можно выпрямлять переменный ток, преобразуя его в постоянный.

Триод — это трехэлектродная электронная лампа. Дополнительный электрод в форме тонкой сетки, располагается между анодом и катодом, ближе к катоду. Так как сила кулоновского взаимодействия обратно пропорциональна квадрату расстояния, то даже малый потенциал на этом электроде-сетке оказывает большее воздействие на поток электронов из катода, что позволяет использовать электронную лампу как усилитель. Соединяя несколько электронных ламп соответствующим образом можно получить электронный усилитель с большим коэффициентом усиления. Усилители необходимы во многих типах детектирующих систем, применяемых в приборах радиационной защиты.

Следующая эра в электронике наступила с изобретением транзистора в лаборатории Бэлла в 1948 г. Транзистор состоит из трех крошечных участков полупроводникового материала, которые соответствуют определенным электродам вакуумного триода. Ток течет из эмиттера к коллектору и контролируется (управляется) сигналом, поступающим на базу. Транзисторы также можно соединять вместе для получения усилителей с большим коэффициентом усиления. Транзисторы намного меньше вакуумных ламп и намного прочнее.

Следующий большой прорыв в электронике имел место с разработкой в 70-х годах интегральных микросхем. Микросхемы были изобретены независимо Килби и Нансом в 1958-1959 гг. В этих приборах термин "микроэлектроника" применяется в своем действительном значении. С успешным применением травления и маскирования многослойной полупроводниковой пластинки стало возможным размещать транзисторы, резисторы, конденсаторы и другие элементы электронной схемы все вместе на крошечной площади. Типичная интегральная микросхема 70-х содержала тысячи отдельных электронных компонентов на площади 1 мм^2 . Вся электронная схема размещалась в корпусе (чипе), который устанавливался в гнездо на плате. Такая конструкция использовалась в более поздних цифровых электронных приборах радиационной защиты.

Дальнейшим развитием электроники в 80-х годах стали интегральные схемы большой степени интеграции. В этих приборах на пластинке размером с канцелярскую кнопку размещается до миллиона компонентов электронной схемы. Большие интегральные схемы стали основными компонентами современных калькуляторов, компьютеров и приборов.

Биология

В этом разделе даны основные положения биологии в применении к радиационной защите.

Основным элементом, из которого строится организм, является клетка. Клетки обычно содержат протоплазму, состоящую на 80% из воды, в которой растворены карбогидраты, жиры, протеины, соли и газы. Осуществляя метаболическую активность, клетка является источником энергии, может восстанавливать повреждения, строить необходимые структуры и производить новые клетки путем деления. Перед делением в клетке производится новый набор хромосом, используя существующий набор как образец. Нормально диффундирующие хромосомы собираются в скопления (два идентичных набора), располагающиеся в противоположных концах клетки. Затем клетка делится пополам, и две дочерние клетки начинают цикл снова.

Человеческий организм является сложным соединением клеток, из которых строятся различные системы органов и различные ткани. В организме человека существует четыре основных типа тканей: эпителиальные, соединительные, мышечные и нервные. Ткани эпителия содержат клетки, расположенные тесно друг к другу, эти ткани формируют внутреннюю и внешнюю поверхности тела. Соединительные ткани состоят из клеток, которые разделены межклеточным

материалом. В эту группу входят различные типы кровяных клеток, связки, хрящи и кости. В организме существуют три различных типа мышечных тканей. Это гладкие, сердечные и скелетные мышцы. Мышечные клетки способны сокращаться под воздействием электрического раздражения. Последний тип тканей — это нервная ткань. Основной тип клеток нервной ткани — это нейроны. Они способны проводить электрические импульсные сигналы.

Основные системы органов тела человека имеют следующие краткие характеристики:

- покровная — включает в себя кожу, волосы и потовые железы. Окружает другие органы и защищает от воздействия внешних факторов;
- скелетная — кости и соединительная ткань. Осуществляет поддержку остальных органов и служит для присоединения мышц;
- пищеварительная — рот, пищевод, тонкий и толстый кишечник. Растворяет пищу и выделяет питательные компоненты, которые затем поглощаются кровотоком;
- выделительная — включает почки и мочевой пузырь. Выделяет продукты жизнедеятельности клеток;
- репродуктивная — гонады (яичники и яички) и матка. Производит яйцеклетку и сперму, которые объединяются для рождения нового организма;
- эндокринная — железы внутренней секреции. Вырабатывает и выделяет гормоны в ткани или кровь. Включает гипофиз, щитовидную и надпочечную железы. Гормоны жизненно необходимы для правильного обмена веществ и роста;
- респираторная — воздушные пути и легкие. Образует систему обмена кислорода и двуокиси углерода в крови;
- мышечная — мышцы тела. Необходима для движения, вентиляции легких, сокращения сердца;
- нервная — головной мозг, спинной мозг и нервные волокна. Передает сигналы контроля функционирования организма.

Химия

В настоящее время известно 107 различных химических элементов. Тяжелейшие элементы получены искусственно в лабораторных условиях. Вещество классифицируется как элемент, если с помощью химических реакций оно не может быть преобразовано в более простое вещество. Сложные вещества образуются соединением элементов в соответствующих соотношениях. Например, вода — сложное вещество, состоящее из двух частей элемента водорода и одной части элемента кислорода.

Атомный вес атома — это относительный вес одного атома в сравнении с весом стандартного атома. В настоящее время для образца выбран наиболее распространенный изотоп углерода, химический атомный вес которого равен точно 12,0000000. Согласно этому стандарту атомный вес кислорода равен 15,9949 и атомный вес урана-238 равен 238,0508 единиц атомного веса. Одна атомная единица массы (а.е.м.) равна $1/12$ атомного веса углерода-12. Молекулярный вес молекулы это сумма атомных весов входящих в нее атомов. Грамм-молекулярный вес или моль равен количественно молекулярному весу в граммах. Один моль какого-либо вещества содержит $6,025 \times 10^{23}$ молекул (число Авогадро). Моль вещества в газообразном состоянии имеет объем 22,4 литра при стандартных температуре и давлении.

Химический элемент состоит из ядра, окруженного электронами. Считается, что электроны расположены на нескольких фиксированных орбитах вокруг ядра. Внутренняя электронная орбита называется К-орбита и на ней могут находиться не более двух электронов. Следующие орбиты обозначаются как L, M, N и т.д. Максимальное количество электронов на орбите равно удвоенному квадрату номера орбиты (на M-орбите может находиться $2 \times 3 \times 3 = 18$ электронов). Элементы, имеющие в ядре одинаковое количество протонов, но различное количество нейтронов, называются изотопами.

Если элементы расположить в порядке возрастания атомного номера (количества протонов), затем определить точки с повторяющимися химическими свойствами и расположить их в колонки, образуется таблица. Такая таблица называется периодической системой элементов Д.И.Менделеева. Из таблицы видно, что схожесть свойств элементов почти полностью обусловлена совпадением количества электронов на внешних (валентных) орбитах.

С помощью химических реакций атомы могут объединяться, образуя различные соединения. Во время реакций происходит перераспределение электронов. Если элемент теряет электроны в реакции, то говорят, что он окисляется. Соответственно, захват электронов называется реакцией восстановления.

РАДИОАКТИВНОСТЬ

Строение атома

Вещество состоит из атомов, следовательно, свойства вещества зависят от свойств атомов. К концу XIX столетия в результате различных экспериментов накопилось множество доказательств того, что атомы имеют более сложное строение. Эти представления особенно изменились после открытия электрона Томсоном в 1897 году, а также после экспериментального определения им отношения заряда к массе электрона e/m . В результате объединения этих данных с данными Милликена по определению заряда на одиночной заряженной капельке был найден заряд электрона $1,6 \cdot 10^{-19}$ кулона. Томсон предложил модель для описания внутренней структуры атома. Эта модель стала известной как модель сливового пирога Томсона. По этой модели атом представляется сферическим положительно заряженным "пирогом" с радиусом 10^{-8} см, внутри которого находятся отрицательные электроны-"сливы", занимающие определенные равновесные положения. Положительный заряд нейтрального атома равен отрицательному суммарному заряду всех его электронов. Если какое-либо внешнее возмущение выводит электроны из равновесного положения, они начинают совершать колебательные движения подобно шарикам, подвешенным на пружинках. Таким возмущением может быть столкновение атомов или поглощение атомом света. При колебательном движении электронов атом испускает электромагнитное излучение соответствующей частоты.

В 1911 году английский физик Эрнест Резерфорд предложил путь экспериментального исследования структуры атома. Идея Резерфорда можно пояснить, представив мысленно следующий гипотетический эксперимент. Представим себе два одинаковых картонных ящика. Один из ящиков заполнен опилками. В другом по всему объему развешаны

стальные шары, суммарный вес которых равен весу опилок в первом ящике. По предположению Резерфорда ящик с шарами можно опознать, стреляя в него пулями из винтовки и изучая траектории пуль, вылетающих из ящика. При стрельбе по этому ящику большинство пуль будет выходить через заднюю стенку ящика, однако пули, попавшие в шары, могут значительно отклониться от первоначального направления и выйти наружу через боковые стенки ящика. При стрельбе же по ящику, заполненному опилками, пули могут только слегка замедлиться, но отклониться не будут. По модели Томсона атом представлял собой ящик с опилками, равномерно распределенными по всему объему. Если бы были найдены достаточно мелкие "пули" для исследования атома, то можно было бы проверить предположение Резерфорда.

Хорошо известный теперь эксперимент по "резерфордовскому рассеянию", был проведен Гейгером и Марсденом. Они использовали альфа-частицы, испускаемые радиоактивным источником — радием. Исследовалось рассеяние альфа-частиц на атомах золота. Для этого перед источником устанавливалась мишень в форме листка из тонкой золотой фольги. Толщина мишени не превышала нескольких диаметров атома для исключения двойного рассеяния. Атомный вес золота равен 200, атомный вес альфа-частицы 4. Сзади за мишенью помещался сцинтилляционный экран из сульфида цинка ZnS. Каждый раз, когда альфа-частицы проходили через фольгу и ударялись в экран, они вызывали на экране небольшую вспышку света, которая наблюдалась через микроскоп. Места вспышек на экране показывали, что большинство альфа-частиц проходит через фольгу так, как если бы ее вообще не было. Резерфорд вычислил, что если бы была справедлива модель Томсона, то максимальный угол отклонения альфа-частиц при рассеянии не превышал бы $1/100000$ градуса, т.е. практически все альфа-частицы должны пролетать фольгу без отклонения. Однако некоторые частицы отклонялись в сторону, а некоторые отклонялись на угол больше 90° и даже отскакивали назад от фольги. Используя полученные результаты, Резерфорд вычислил, что большая часть массы атома, названная ядром, должна сосредоточиться в размере около 10^{-12} см, что в 10000 раз меньше, чем размер атома. Согласно модели Резерфорда каждый атом состоит из положительно заряженного ядра, вокруг которого на расстоянии вращаются электроны. Опыты Резерфорда показали, что атом, подобно нашей Солнечной системе, почти пуст. Чтобы понять масштаб его размеров нужно представить себе атом диаметром в несколько километров, тогда ядро будет величиной с яблоко.

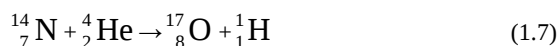
В 1913 году датский физик Нильс Бор, исходя из планетарной модели Резерфорда, разработал первую квантовую теорию атома, в которой впервые применил идею о квантовании физических величин. Бор постулировал, что движение электрона в атоме происходит по определенным стационарным орбитам и не сопровождается излучением энергии (излучение или поглощение имеет место, когда электрон переходит из одной орбиты на другую). Такими "разрешенными" орбитами считались те, для которых момент количества движения электрона равнялся целому числу η (номер орбиты, или главное квантовое число, $\eta=1,2,3,\dots$) умноженному на h (постоянная Планка, $h=1,05 \cdot 10^{-27}$ эрг. сек). Отсюда Бор определял радиусы "разрешенных" орбит, которые оказались пропорциональными η^2 . Внутренняя орбита с наименьшим диаметром называется К-орбита, следующая, большая L-орбитой и т.д. Частота излучаемого кванта энергии определяется разницей энергий состояний, между которыми происходит квантовый переход.

Хотя боровская модель на сегодня не является исчерпывающей (в дальнейшем модель атома Бора усовершенствовал А.Зоммерфельд, который предположил существование в атоме не только круговых орбит, но и эллиптических), но она поясняет структуру атома с достаточной точностью для нужд радиационной защиты. Существование характеристического излучения объясняется переходами электронов с верхней орбиты на нижнюю. Так как каждая орбита в атоме имеет строго определенное энергетическое состояние, то разности энергий при переходах электронов будут иметь одни и те же значения для данного конкретного элемента (характеристический спектр для каждого элемента). Измеряя характеристический спектр можно определить элементный состав в образце.

Структура ядра

Ввиду того, что атомное ядро является носителем индивидуальности каждого атома, то, изменив структуру ядра, можно превратить один химический элемент в другой. Эту идею впервые осуществил Резерфорд в 1919 году. Используя успешно проведенный им эксперимент по рассеянию для исследования структуры атома, он вновь применил этот эксперимент для исследования структуры ядра. При облучении альфа-частицами, испускаемыми ^{214}Po , газовой мишени из азота, было замечено, что на каждые 50000 актов взаимодействия регистрируется ядро водорода, которое было предложено назвать протоном. Таким образом, было подтверждено, что протон является, по крайней мере, одной из составных частей ядра.

Принимая во внимание, что уравнения ядерных реакций должны быть сбалансированы подобно химическим уравнениям, стало ясно, что Резерфорд наблюдал новое явление — ядерную реакцию, в результате которой первоначальные ядра $^{14}_7\text{N}$ и ^4_2He превращаются в другие ядра $^{17}_8\text{O}$ и ^1_1H , то есть впервые наблюдалось искусственное превращение ядер — расщепление ядра азота на ядро водорода (протон) и ядро кислорода. Реакция может быть записана таким образом:



Нижние индексы означают атомный номер или количество положительных зарядов в ядре, а верхние индексы — массовое число ядра.

В 1930 году Боте и Беккер при облучении альфа-частицами бериллиевой мишени обнаружили, что из бериллия исходят какие-то лучи, обладающие огромной проникающей способностью. Проницаемость альфа-частиц, рентгеновских и гамма-лучей, по сравнению с ними была очень малой.

В 1932 году английский физик Дж. Чедвик и французские физики Ирен Кюри и Фредерик Жолио-Кюри показали, что возникающее при столкновении ядер гелия с ядрами бериллия жесткое излучение представляет собой поток частиц, не имеющих электрического заряда и обладающих массой, почти равной массе протона. Эти частицы были названы нейтронами. Стала понятной высокая проникающая способность нейтрона. Реакцию Боте и Беккера можно записать таким образом:



Это также реакция искусственного превращения ядер — расщепление ядра бериллия на ядро углерода и нейтрон.

С открытием нейтрона было получено достаточно данных о структуре ядра и ядерных реакциях, что позволило понять и объяснить большинство проблем радиационной защиты. Составные частицы ядра и их свойства приведены в таблице 1.3.

Составные частицы ядра

Таблица 1.3.

Свойства	Протон	Нейтрон
Заряд(е)	+1	0
Заряд(K)	$1,6 \cdot 10^{-19}$	0
Масса(Kг)	$1,673 \cdot 10^{-27}$	$1,675 \cdot 10^{-27}$
Масса(а.е.м.)	1,00727	1,00866
Энергия покоя (МэВ)	938,25	939,56
Спин	1/2	1/2
Магнитный момент (я.м.)	+2,79	-1,91

Магнитный момент частицы характеризует поведение частицы в магнитном поле. Если магнитный момент частицы не равен нулю, то она будет ориентироваться вдоль внешнего магнитного поля. Так как заряд нейтрона равен нулю, то предполагалось, что его магнитный момент так же будет равен нулю. Величина магнитного момента -1,91 оказалась для физиков большой неожиданностью. Это означало, что хотя заряд нейтрона нулевой, в нем должны существовать равные количества отрицательного и положительного заряда, находящиеся на определенном расстоянии внутри нейтрона, что говорило о более сложной структуре нейтрона, чем ожидалось. Это явление объясняет современная теория кварков. Согласно этой теории нейтрон состоит из двух кварков с зарядом $-1/3$ е и одного кварка с зарядом $+2/3$ е. Положительный и отрицательный заряды и создают магнитное поле нейтрона.

В настоящее время установлено, что все ядра состоят из протонов и нейтронов. Число протонов в ядре равно порядковому номеру элемента в таблице Менделеева и обозначается буквой Z. Число нейтронов в ядре обозначается буквой N. Общее число протонов и нейтронов в ядре обозначается буквой A и называется массовым числом, т.е.

$$A = Z + N. \quad (1.9)$$

Атомы, у которых одинаковые числа протонов Z, но различные числа нейтронов N, называются изотопами.

Установлено, что по отношению к ядерному взаимодействию протоны и нейтроны тождественны. В связи с этим им дано общее название — нуклоны. Нуклон в состоянии без электрического заряда называется нейтроном, нуклон в состоянии с электрическим зарядом называется протоном.

Стабильность ядра

Стабильное или нерадиоактивное ядро — это ядро, атом которого не распадается. Теоретически такие атомы необходимо наблюдать бесконечно долго для того, чтобы убедиться, что они стабильны, иными словами, ядра, которые в действительности радиоактивны, но имеют очень большой период полураспада, могут быть ошибочно приняты за стабильные из-за недостаточной точности измерений. Как пример можно привести ядро лантана-138, ранее считавшееся стабильным и оказавшееся радиоактивным с периодом полураспада 10^{11} лет, что в тридцать раз больше возраста Вселенной. "Дедушкой" подобных ядер является ${}^{128}\text{Te}$, измеренный период полураспада которого равен $1,5 \cdot 10^{24}$ лет.

Можно построить график ядер, которые действительно стабильны, если вычислить для каждого из них число нейтронов N и указать атомный номер Z каждого ядра. График зависимости N от Z в стабильных ядрах, приведен на рис. 1.2.

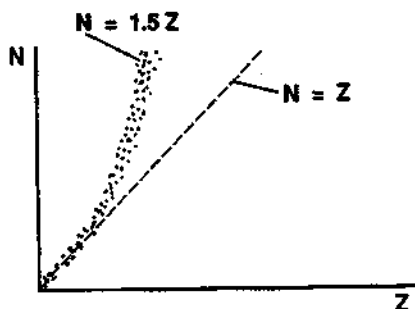


Рис. 1.2. Соотношение числа нейтронов N и протонов Z в стабильных ядрах

Оказывается, что отношение числа нейтронов к числу протонов N/Z в ядре определяет природу ядра и позволяет систематизировать почти все, что известно о ядре к настоящему времени. Для стабильных элементов, за исключением водорода, ядро которого состоит только из протона, нейтронов в ядре не бывает меньше протонов, обычно же их не-

сколько больше. На рис. 1.2 пунктирная линия, наклон которой 45° , представляет собой ядра с $N = Z$, т.е. с одинаковым количеством нейтронов и протонов в ядре. Для легких ядер (элемент ниже железа в периодической таблице) количества нейтронов и протонов в ядре часто равны. С ростом атомного номера для стабильных ядер это отношение растет и будет располагаться выше линии $N = Z$ на графике. Для наиболее тяжелого последнего полностью стабильного изотопа - висмута ($A = 209$, $Z = 83$, $N = 126$) отношение N/Z почти точно равно 1,5. Это объясняется наличием сил притяжения между нуклонами в ядре, получившими название ядерных сил. Эти силы действуют между протонами и протонами, протонами и нейтронами, нейтронами и нейтронами в ядре при их столкновениях. Ядерные силы, удерживающие нуклоны в ядрах атома, превосходят кулоновские силы отталкивания между протонами. Ядерные силы короткодействующие, они действуют на расстояниях, сравнимых с двумя протонными диаметрами, а затем резко убывают до нуля с увеличением расстояния. Если обозначить расстояние между нуклонами в ядре буквой A , то на расстояниях $A < 0,5 \cdot 10^{-13}$ см эти силы являются силами отталкивания, при $0,5 \cdot 10^{-13} \text{ см} < A < 10^{-12} \text{ см}$ — силами притяжения, а на расстоянии $A > 10^{-12}$ см — быстро исчезают. Ядерные силы ответственны за энергию связи, которая удерживает ядро от распада.

В большинстве случаев радиоактивный распад происходит таким образом, что дочерние ядра становятся более стабильными, чем исходные. Распад более предпочтителен, если дочернее ядро перемещается к линии стабильности $N = Z$. Продукты деления очень тяжелых ядер, например ^{235}U , будут иметь большой избыток нейтронов, в результате чего они являются бета-излучателями, согласно реакции:



где e^- — электрон, $\tilde{\nu}$ — антинейтрино.

Ниже будет показано, что бета-распад эквивалентен замене нейтрона на протон и сопровождается изменением отношения N/P в сторону стабильности.

С другой стороны, при облучении положительными ионами мишеней и деталей ускорителя, часто получают дочерние радиоактивные ядра, испускающие нейтроны. В результате в этих ядрах наблюдается дефицит нейтронов и поэтому возрастает вероятность распада, при котором отношение N/P растет, т.е. будет происходить позитронный распад, в результате которого протон преобразуется в нейтрон и позитрон по схеме:



где e^+ — позитрон, $\tilde{\nu}$ — нейтрино, т.е. если в ядре много нейтронов или много протонов, то положение дела поправляется излучением электрона или позитрона.

Энергия связи

Количество энергии, удерживающей нуклоны в ядре, может быть вычислено. Изучая таблицы масс изотопов, можно увидеть, что масса ядра всегда меньше суммы масс нуклонов, образующих ядро. Например, масса нейтрона в а.е.м. 1,0089, масса протона 1,0081; масса двух нейтронов и двух протонов 4,0340. В то же время масса ядра атома гелия, состоящего из двух нейтронов и двух протонов равна 4,0038. Разность масс нуклонов, составляющих ядро, и массы ядра равна 0,0302 а.е.м. и называется дефектом массы ядра гелия. Это означает, что в ядре гелия исчезает часть массы составляющих его четырех нуклонов. Одним из важнейших выводов теории относительности Эйнштейна является принцип эквивалентности массы и энергии, выражаемый соотношением:

$$E = m \cdot c^2. \quad (1.12)$$

Если положим $m = 1$ а.е.м., то $E = 931,14$ МэВ. Недостающая масса в ядре гелия составляет примерно 0,03 а.е.м., что эквивалентно энергии, равной приблизительно 28 МэВ, которая называется энергией связи ядра гелия, то есть это то количество энергии, которое необходимо затратить, чтобы разъединить нуклоны ядра. Так как ядро гелия содержит четыре нуклона, то средняя энергия связи на один нуклон составляет приблизительно 7 МэВ, то есть это величина, которая получается при делении энергии связи ядра на массовое число A . Подобные расчеты можно сделать для каждого ядра, в результате чего получим графическую зависимость средней энергии связи на один нуклон от массового числа, изображенную на рис. 1.3. Энергия связи на один нуклон достигает максимума при $A = 56$, т.е. в случае ядра железа, разделяющего все ядра на легкие и тяжелые. Из графика видно, что для легких ядер, чем больше массовое число, тем выше энергия связи на нуклон. Отсюда следуют два способа выделения энергии в результате ядерной реакции, которые называются делением и синтезом.

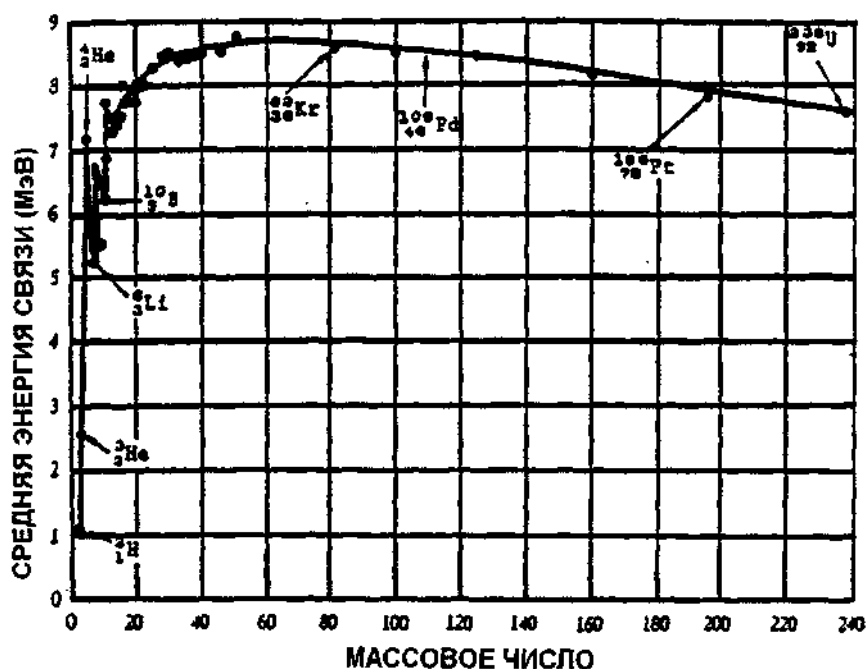


Рис. 1.3. Зависимость средней энергии связи от массового числа

Энергию, выделяемую при делении легко вычислить, используя график энергии связи на один нуклон (рис. 1.3). Для элементов вблизи урана ($A = 235$) средняя энергия связи равна приблизительно 7,6 МэВ. Если уран делится на два равных ядра с массовыми числами A около 119, то средняя энергия связи на нуклон здесь будет больше (около 8,5 МэВ). Таким образом, энергия выделяемая на один нуклон в процессе деления ядра урана равна 0,9 МэВ ($8,5 - 7,6 = 0,9$). Тогда полная энергия, выделяемая на один атом урана равна:

$$0,9 \text{ МэВ} \cdot 235 = 212 \text{ МэВ}. \quad (1.13)$$

Большая часть этой энергии уйдет в кинетическую энергию движения осколков деления и превратится в тепловую.

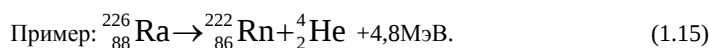
ВИДЫ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Урановая руда добывалась в месторождениях между Чехословакией и Германией с 1500 года и использовалась для получения оранжевого цвета при производстве посуды, причем уран использовался для этих целей буквально до последнего времени. Блестящая оранжевая посуда и предметы сервизов, изготовленные несколько десятков лет тому назад, при измерении счетчиком Гейгера "светят" десятки мР/час. В 1896 году Анри Беккерель открыл, что эта руда может засвечивать фотопластинки в темном помещении. Работая в Париже с несколькими тоннами этой руды Мария и Пьер Кюри установили, что излучение испускают не только соли урана, но и соли тория. Явление самопроизвольного излучения было названо радиоактивностью, а элементы, испускающие это излучение, — радиоактивными. При попытке получить уран в чистом виде ученые открыли два новых элемента — полоний и радий, при этом был сделан важный вывод, что радиоактивность — свойство атомов радиоактивного элемента. Эрнест Резерфорд, изучая природу радиоактивного излучения радия, открыл, что оно состоит из трех типов различных излучений, которые назвал так:

- *альфа* — отклоняется в магнитном поле, положительный заряд;
- *бета* — отклоняется в магнитном поле, отрицательный заряд;
- *гамма* — магнитное поле не влияет, заряд отсутствует;

Альфа-распад

Природа альфа-частиц впервые была установлена в 1900 году. Зная, что газ радон, дочерний продукт распада радия, при своем распаде испускает альфа-частицы, Резерфорд поместил радон в предварительно откачанную стеклянную трубку. Газ, полученный в результате распада радона, он возбуждал электрическим разрядом, и при помощи оптического спектрометра наблюдал характеристический спектр гелия. Это говорило о том, что альфа-частицы являются ядрами атомов гелия. Если буквой P обозначить родительское ядро, буквой D — дочернее ядро, то схема альфа распада будет иметь вид:



Естественно, массовое число, A и атомный номер Z , должны быть сбалансированы с обеих сторон равенства. В настоящее время известно около 40 естественных и более 200 искусственных альфа-активных ядер. Энергия альфа-частиц в разных распадах изменяется в широких пределах от 3,5 до 10 МэВ, большинство обычных альфа-излучателей выделяют альфа-частицы с энергиями от 4 до 6 МэВ. Наблюдаемые периоды полураспадов изменяются в широком диапазоне от микросекунд до 10^{10} лет. При каждом альфа-распаде происходит ядерное превращение, т.к. атомный номер дочернего ядра уменьшается на две единицы.

Энергия, выделяемая при альфа-распаде, вычисляется по энергии связи. Дефект массы, т.е. разность масс родительского и дочернего ядра, умноженный на 931.48 МэВ — есть энергия связи, выделенная при альфа-распаде, которая почти вся переходит в кинетическую энергию альфа-частицы. Так как энергия распада величина положительная, то альфа-распад возможен только в случае, если масса родительского ядра больше суммы масс дочернего ядра и ядра атома гелия.

Бета-распад

После тщательных экспериментов Резерфорд пришел к выводу, что отрицательные бета-частицы являются атомными электронами, а положительные бета-частицы представляют собой поток позитронов, т.е. бета-распад представляет собой радиоактивное превращение атомных ядер, при котором радиоактивным ядром испускается электрон или позитрон. Кроме электрона (позитрона) при бета-распаде испускается электронейтральная частица, которую Энрико Ферми назвал нейтрино (маленький нейтрон) или антинейтрино. По современным представлениям испускание бета-частиц и нейтрино в бета-распаде связано с превращением нуклонов в ядре. Электроны и позитроны возникают в процессе превращения нейтрона в протон или протона в нейтрон.

Если в ядре недостаточно протонов для стабильности состояния, то происходит электронный бета-распад, в котором нейтрон в ядре заменяется протоном:

$$n \rightarrow p + \beta^- + \tilde{\nu}, \quad (1.16)$$

Обозначим буквой P родительское ядро, буквой D — дочернее ядро, тогда схема электронного β распада будет иметь вид:

$${}^A_Z P \rightarrow {}^A_{Z+1} D + {}^0_{-1} e + {}^0_0 \tilde{\nu} + \text{энергия распада}, \quad (1.17)$$

где ${}^0_{-1} e$ — электрон, ${}^0_0 \tilde{\nu}$ — антинейтрино.

$$\text{Пример: } {}^3_1 \text{H} \rightarrow {}^3_2 \text{He} + {}^0_{-1} e + {}^0_0 \tilde{\nu} + 18 \text{кэВ},$$

т.е. массовое число при электронном β^- -распаде остается постоянным, а заряд ядра увеличивается на единицу.

Если ядро содержит избыток протонов, то его состав изменяется путем превращения протона в нейтрон:

$$p \rightarrow n + \beta^+ + \nu, \quad (1.18)$$

Схема позитронного β^+ — распада будет иметь вид:

$${}^A_Z P \rightarrow {}^A_{Z-1} D + {}^0_1 e + {}^0_0 \nu + \text{энергия распада}. \quad (1.19)$$

$$\text{Пример: } {}^{22}_{11} \text{Na} \rightarrow {}^{22}_{10} \text{Ne} + {}^0_1 e + {}^0_0 \nu + 2,4 \text{ МэВ},$$

т.е. массовое число при позитронном β^+ -распаде остается постоянным, а заряд ядра уменьшается на единицу.

Позитрон часто ошибочно принимают за положительно заряженный электрон. Если бы это было так, то согласно кулоновскому закону эти электроны должны провзаимодействовать, заряды уничтожиться и должны остаться два нейтральных электрона, чего в природе не наблюдается. В действительности позитрон является античастицей электрона. Свойства античастиц являются зеркальным отражением свойств элементарных частиц. Все элементарные частицы имеют свои античастицы. Антипротон был открыт в 1955 году, а антинейтрон в 1956 году. Когда античастица сталкивается с элементарной частицей, то они аннигилируют и их массы полностью преобразуются в электромагнитную энергию, которая излучается. Так как электрон и позитрон имеют энергию покоя 0,511 МэВ, то после их взаимодействия излучается два гамма-кванта с энергией 0,511 МэВ.

При альфа-распаде кинетическая энергия, полученная альфа-частицей, обусловлена разницей массы родительского и дочернего ядра. Если при помощи альфа-спектрометра измерить энергию альфа-частиц, то получим энергетический спектр альфа-частиц, изображенный на рис. 1.4.

Энергетические спектры бета-частиц получают при помощи магнитного бета-спектрометра. На рис. 1.4 для сравнения рядом с энергетическим спектром альфа-частиц расположен типичный энергетический спектр бета-частиц. Из энергетического спектра альфа-частиц видно, что все альфа-частицы испускаемые при альфа-распаде имеют кинетическую энергию равную энергии распада и, наоборот, практически почти ни одна бета-частица не имеет кинетической энергии равной энергии распада. В среднем бета-частицы несут около $1/3$ энергии распада. Возник вопрос — куда девается остальная энергия.

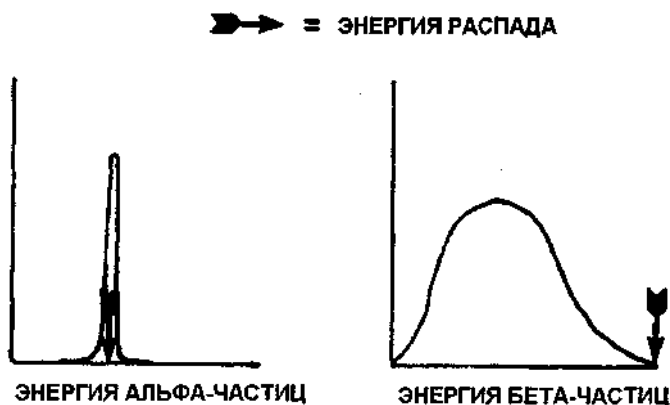


Рис. 1.4. Типичные энергетические спектры α - и β -распада

Многочисленные попытки найти потерянную энергию в виде некоторого излучения, исходящего из источника, оказались безрезультатными. Физики чувствовали, что при бета-распаде нарушается закон сохранения энергии, согласно которому энергия не может исчезать или возникать, она может только преобразовываться из одной формы в другую, полная же энергия всегда должна быть постоянной. Кажущееся нарушение закона сохранения энергии в 1934 году разрешил швейцарский физик Вольфганг Паули, который постулировал существование нейтрино — нейтральных частиц с нулевой массой покоя, несущих энергию и момент и. таким образом, обосновал закон сохранения энергии в β -распаде.

Нейтрино практически не взаимодействовало с веществом, являлось "неуловимой" частицей и это объясняло его "невидимость". После сообщения Паули во многих исследовательских центрах мира пытались зарегистрировать нейтрино, однако сделать это удалось лишь через 22 года. Первый удачный эксперимент по регистрации нейтрино был осуществлен Ф. Райнесом и К. Коуэном в Лос-Аламосской лаборатории в 1956 году.

Ранее было показано, что β -распад происходит в том случае, когда в ядре нейтрон заменяется протоном, т.е.:



При превращении нейтрона в протон, энергия распада ядра распределяется между электроном, антинейтрино и остаточным ядром, вследствие чего энергия электронных антинейтрино изменяется в широких пределах — от нуля до нескольких мегаэлектронвольт. Это и является причиной кажущегося нарушения закона сохранения энергии в β -распаде, а также причиной того, что β -частицы имеют сплошной спектр энергии распада, обычно обозначаемой $E_{\max}$. В среднем β -частицы получают $1/3 E_{\max}$, а нейтрино $2/3 E_{\max}$.

Первые реакции, вызываемые нейтрино, наблюдались Ф.Райнесом и К.Коуэном с электронными антинейтрино, испускаемыми из активной зоны ядерного реактора при превращении избыточных нейтронов в протоны в осколках деления урана или плутония. Реактор мощностью в сто тысяч киловатт испускал около $5 \cdot 10^{13}$ антинейтрино/см²·сек. Если энергия антинейтрино превышает 1,8 МэВ, то в некоторый момент времени одно из многих антинейтрино, проходящих сквозь сцинтиллятор, может быть поглощено протоном и вызовет реакцию, обратную реакции β -распада, протекающую по схеме:



т.е. эта реакция приводит к рождению нейтрона и позитрона.

Задача регистрации нейтронов и позитронов была решена на установке состоящей из трех плоских прямоугольных баков (сцинтилляторов), наполненных жидкостью, светящейся при прохождении через нее γ -квантов. Между сцинтилляторами помещались два бака с водным раствором кадмия. Вокруг баков располагались 150 фотоумножителей, регистрирующих вспышки света в сцинтилляторах при прохождении через них отдельных γ -квантов. Все это сооружение, окруженное защитой, помещалось вблизи атомного реактора с потоком антинейтрино около 10^{18} в сек. Реакторные антинейтрино легко проникали через защиту и попадали в баки с водным раствором хлористого кадмия. Если антинейтрино захватывалось протоном, входящим в состав воды, то возникали нейтрон и позитрон. Позитрон почти мгновенно (10^{-8} сек.) аннигилировал с

электронами ближайших атомов, в результате чего фотоумножители регистрировали вспышки двух γ -квантов с энергией 0,511 МэВ. Нейтрон в водном растворе хлористого кадмия сталкивался с ядром кадмия, которое его поглощало и излучало один γ -квант (с энергией 9 МэВ), вызывавший в сцинтилляторе вспышку света.

Таким образом, о реакции (1.21) установка сигнализировала двумя вспышками света, за которыми через некоторое время (зависящее от концентрации атомов кадмия в растворе) следовала третья одиночная вспышка света, что говорило о регистрации антинейтрино. В данном опыте в среднем примерно через каждые 20 мин регистрировалась одна реакция (1.21).

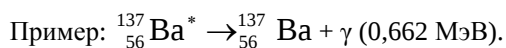
Теперь известно, что нейтрино или антинейтрино рождается в каждом β -распаде. После тщательных измерений оказалось возможным вычислить среднюю длину пробега нейтрино до взаимодействия. Нейтрино с обычной для него энергией 1 МэВ будет "путешествовать" сквозь свинцовую твердь в среднем 50 световых лет ($5 \cdot 10^{14}$ км) до взаимодействия.

Гамма-распад

Третий вид радиоактивного распада, открытый первыми исследователями радиоактивности, был распад с испусканием γ -излучения. Большинство атомных ядер, возникающих при α - и β -распадах, образуются в возбужденных состояниях, в которых они пребывают конечное время, определяемое вероятностью распада. Переход ядра из возбужденного состояния в основное состояние или в состояние с меньшей энергией возбуждения может происходить различными способами, в том числе путем испускания электромагнитного γ -излучения. Из этого следует, что γ -излучение — это самопроизвольное коротковолновое электромагнитное излучение, испускаемое возбужденными атомными ядрами. Переходы ядра из возбужденного состояния, сопровождающиеся испусканием γ -лучей, называются радиационными переходами. Радиационный переход может быть однократным, когда ядро, испустив один квант, сразу переходит в основное состояние, или каскадным, когда снятие возбуждения происходит в результате последовательного испускания нескольких γ -квантов. По своей физической природе γ -излучение представляет собой коротковолновое электромагнитное излучение ядерного происхождения. Обычно при радиоактивном распаде ядер, энергия ядерных γ -квантов заключена в пределах примерно от 10 кэВ до 5 МэВ, а при ядерных реакциях рождаются γ -кванты до 20 МэВ. Длина волны этого "жесткого" коротковолнового излучения составляет 10^{-8} — 10^{-11} см. Так как в γ -распаде не происходит рождения протона или нейтрона, то, в отличие от α - и β -распадов, каждый из которых является ядерным превращением, при γ -распаде ядерного превращения не происходит. Если обозначить буквой Р родительское ядро, то схема γ -распада будет иметь вид:



Звездочка справа от символа Р означает, что исходное ядро находится в возбужденном состоянии.



Переходы ядра из возбужденного в основное состояние путем излучения γ -квантов происходят с различной скоростью. Если переход осуществляется примерно за 10^{-12} сек, то γ -распад считается сопутствующим α - или β -распаду и часто не выделяется в отдельный тип. Если же скорость перехода составляет 10^{-11} сек. и больше, то возбужденное ядро называют метастабильным, и тогда к его массовому числу дописывается буква m, например, Tc^{99m} . Это особый радионуклид, который используется при радиодиагностических медицинских процедурах. Применение этого радионуклида уменьшает дозу, полученную пациентом, т.к. γ -излучение — единственное излучение, испускаемое данным нуклидом. Большинство γ -излучателей испускают параллельно еще и α - и β -частицы, которые приводят к росту дозы облучения пациента. Период полураспада нуклида Tc^{99m} составляет 6 часов.

ЗАКОН РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА

Радиоактивный распад происходит самопроизвольно. Скорость, с которой радиоактивное вещество распадается, является неизменной константой для каждого радионуклида. На скорость распада и соответствующий ей период полураспада не оказывают никакого влияния воздействие огромных гравитационных сил, замораживание до температуры абсолютного нуля, наличие электрического и магнитного полей, вид химического соединения данного радиоактивного элемента и его агрегатное состояние, то есть радиоактивный распад — это свойство самого атомного ядра и зависит только от его внутреннего состояния. Нельзя повлиять на течение процесса радиоактивного распада, не изменив состояния атомного ядра. Более того, математическое выражение, описывающее распад, одинаковое для α -, β -, γ -распадов и распада спонтанного деления. Это выражение названо универсальным законом радиоактивного распада.

Для данного атомного ядра, находящегося в определенном энергетическом состоянии, вероятность ра-

диоактивного распада λ за единицу времени является постоянной. Следовательно, число актов радиоактивного распада dN за время dt определяется только количеством радиоактивных ядер $N(t)$ в данный момент времени t , то есть:

$$dN = -\lambda N dt. \quad (1.23)$$

Знак минус означает уменьшение количества атомов с течением времени. Интегрируя (1.23), имеем:

$$\ln N = -\lambda t + \ln C. \quad (1.24)$$

Используя начальное условие: при $t = t_0$, $N = N_0$ — и потенцируя, получим закон радиоактивного распада:

$$N = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.25)$$

Разделив обе стороны уравнения (1.23) на dt , обозначив скорость радиоактивного распада dN/dt , называемую активностью радиоактивного распада, буквой A , опуская знак минус, получим:

$$\text{Активность} = A = \lambda N. \quad (1.26)$$

Это выражение можно использовать для определения величины скорости распада в образце с известным количеством атомов. Если время выразить в минутах, то активность будет выражена в распадах в минуту. Если в уравнении (1.26) положить $N = N_0$, начальное количество атомов в образце при $t = 0$, то получим

$$A_0 = \lambda N_0. \quad (1.27)$$

С другой стороны, если активность не убывает экспоненциально со временем, а остается постоянной, то за время τ произойдет $A_0 \tau$ распадов. Время, за которое "используется" весь источник (распадется N_0 атомов) определим из соотношения

$$A_0 \tau = N_0, \quad (1.28)$$

откуда

$$\tau = N_0 / A_0, \quad (1.29)$$

но т.к. из предыдущего $A_0 = \lambda N_0$, то

$$\tau = N_0 / A_0 = 1 / \lambda, \quad (1.30)$$

где время τ — называется средним временем жизни радиоактивного образца и оно является обратной величиной постоянной распада λ .

Практически более удобным оказалось характеризовать продолжительность жизни радиоактивного изотопа периодом полураспада $T_{1/2}$. Периодом полураспада $T_{1/2}$ называется то время, в течение которого распадается половина начального количества атомов данного радиоактивного вещества. Из определения T и соотношения (1.25) имеем:

$$1/2 = N/N_0 = e^{-\lambda t}, \quad (1.31)$$

откуда

$$T = \ln 2 / \lambda = 0,693 / \lambda = 0,693 \tau. \quad (1.32)$$

Постоянная радиоактивного распада λ выражается в обратных секундах. Используя (1.27) закон радиоактивного распада (1.25) можно записать в следующей форме (рис. 1.5):

$$N = N_0 e^{-0,693 t / T}. \quad (1.33)$$

Экспоненциальный закон радиоактивного распада был открыт Резерфордом в 1900 г. Он измерял распад "газа трона" от ториевого источника и определил, что радиоактивность уменьшалась вдвое каждую минуту.

Используя (1.27) закон радиоактивного распада (1.25) можно записать в следующей форме (рис. 1.5):

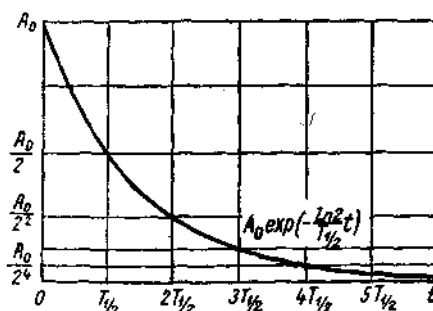


Рис. 1.5. Закон радиоактивного распада.

Необходимо отметить, что закон радиоактивного распада применим ко всему образцу в целом. Этот закон не определяет, когда распадается единичное конкретное ядро, он определяет вероятность распада ядер.

ЯДЕРНЫЕ РЕАКЦИИ И ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

В самом широком смысле ядерной реакцией называется любой процесс, начинающийся столкновением двух, очень редко нескольких, простых или сложных микрочастиц, не говоря при этом о радиоактивном распаде, который можно рассматривать как реакцию ядерного разложения.

В физике ядерных реакций очень существенны законы сохранения. Каждый закон сохранения состоит в том, что какая-то физическая величина должна быть одинаковой до и после столкновения. Наряду с другими, в ядерных реакциях выполняются законы сохранения энергий, импульса, числа нуклонов и заряда.

В ядерных реакциях может происходить преобразование части энергии покоя ядра-мишени и бомбардирующей частицы в кинетическую энергию продуктов реакции. Такая реакция называется экзотермической (экзотермической), т.е. идет с выделением тепла. Изменение кинетической энергии в реакции, равное по абсолютному значению изменению энергии покоя, называют энергией реакции (тепловым эффектом).

Ядерные реакции другого типа, в которых происходит преобразование кинетической энергии в энергию покоя, называются эндотермическими (эндотермическими). Такие реакции протекают при кинетической энергии бомбардирующей частицы больше пороговой $E_{\text{пор}}$, поэтому их называют пороговыми реакциями.

Ядерную реакцию, как и химическую, удобно записать в виде уравнения. В левой части уравнения называют бомбардирующую частицу α и ядро-мишень ${}^A_Z X$, справа — продукты реакции: ядро ${}^{A_1}_{Z_1} Y$ и вылетающую частицу β :



Краткая запись ядерной реакции:



Тип ядерной реакции определяется бомбардирующей и вылетающей частицами. Говорят, что данная реакция относится к реакции (α, β) . Символами α и β могут быть обозначены нейтрон n , α -частица, дейтрон d , γ -квант, протон p , ядра других атомов и т.д.

Если бомбардирующая и вылетающая частицы совпадают, то протекает реакция (α, α) , называемая рассеянием частицы α . Различают два вида рассеяния частиц. При упругом рассеянии ядро и частица взаимодействуют, как два упругих шарика. В этой ядерной реакции внутреннее состояние и состав ядра не изменяются, а между ядром и частицей происходит перераспределение кинетической энергии. Ядро, движущееся после упругого рассеяния нейтрона, называют *ядром отдачи*.

Неупругое рассеяние сопровождается возбуждением ядра-мишени без изменения его состава. Часть кинетической энергии неупруго рассеянной частицы тратится на возбуждение ядра. Так как возбужденные уровни ядра принимают дискретный ряд значений энергии, то неупругое рассеяние возможно только при энергиях частицы, превышающих энергию первого возбужденного уровня. Неупругое рассеяние, как правило, сопровождается испусканием γ -квантов возбужденным ядром.

В реакции (α, β) частица α исчезает, поглощается, а вместо нее испускается частица β . При этом состав ядра-мишени изменяется, т.е. происходит ядерное превращение. Некоторые (α, β) -реакции имеют специальные названия. Так, (α, γ) -реакцию называют *радиационным захватом* частицы α . Поглощение частицы α в радиационном захвате сопровождается испусканием γ -квантов.

Основные закономерности протекания многих ядерных реакций можно объяснить при помощи воровской теории *составного (промежуточного) ядра*. Она удовлетворительно объясняет ядерные превращения при энергиях бомбардирующих частиц до 50 МэВ. Ядерная реакция ${}^A_Z X (\alpha, \beta) {}^{A_1}_{Z_1} Y$ по этой теории протекает в два этапа. На первом этапе ядро ${}^A_Z X$ захватывает частицу α . В результате этого образуется составное ядро C в возбужденном состоянии:



(звездочка указывает на возбужденное состояние ядра), которое существует около 10^{-15} сек (это примерно в 10^6 раз больше времени, которое требуется для слияния частиц в составную систему). После этого наступает второй этап реакции — распад составного ядра на частицу β и ядро ${}_{Z1}^{A1}Y$:



Одно и то же составное ядро (с теми же нуклонным составом, массой, спином, структурой уровней и т.п.) может возникать в разных реакциях. Распад составного ядра не зависит от способа его образования.

Однако существует и другая возможность протекания второй фазы. Ядро может в процессе столкновения внутри ядерных нуклонов потерять всю избыточную энергию в виде γ -излучения, т.е. произойдет реакция радиационного захвата. Наконец, возбужденное ядро может оказаться столь неустойчивым, что распадется на два ядра более легких элементов, т.е. произойдет реакция деления.

Несмотря на то, что боровская концепция двухстадийного протекания реакций во многих случаях подтверждается экспериментально, ее нельзя считать универсальной. В ряде случаев опыт дает для вероятности ядерной реакции и для углового и энергетического распределения ее продуктов результаты, противоречащие теории Бора. Для объяснения этих результатов был предложен механизм *прямого ядерного взаимодействия*. Этот механизм заключается в передаче одного или нескольких нуклонов из одного взаимодействующего ядра в другое без предварительного образования промежуточного ядра. Например, при взаимодействии с ядром дейтрона один из его нуклонов попадает в ядро, а другой пролетает мимо него, не побывав в ядре. Такая реакция называется *реакцией срыва*. Реакция срыва при высоких энергиях используется для получения быстрых нейтронов.

В общем случае ядерная реакция может протекать обоими способами с большим или меньшим преобладанием какого-либо из них.

Изучение ядерных реакций дает основные сведения о строении ядер и природе ядерных сил.

При осуществлении ядерных реакций кроме типа бомбардирующей частицы, ее энергии и свойств ядра-мишени большое значение имеет вероятность взаимодействия частицы с ядром, т.е. вероятность совершения той или иной ядерной реакции. Для ее количественной оценки введено понятие сечения (δ) данной реакции.

Величина δ представляет собой площадь поперечного сечения такой области пространства около одного ядра-мишени, при пересечении которой частицей всегда возникает ядерная реакция. Следует иметь в виду, что сечение реакции не совпадает с геометрическим сечением ядра, поскольку при взаимодействии частиц с ядрами проявляются волновые свойства частиц. Поэтому для удобства за единицу ядерных сечений принят барн: $1b = 10^{-28} \text{ м}^2$.

Однако величины сечения реакции и геометрические сечения ядра сопоставимы с площадью поверхности ядра 10^{-28} м^2 (диаметр ядра составляет около $1 \cdot 10^{-14} \text{ м}$, тогда площадь ядра равна 10^{-28} м^2).

Для ядерных реакторов особое значение имеют ядерные реакции взаимодействия нейтронов с ядрами атомов. В отличие от заряженных частиц нейтрону как нейтральной частице не требуется значительной энергии, чтобы проникнуть внутрь ядра. Поэтому нейтроны особенно эффективно вызывают ядерные реакции.

При столкновении нейтрона с ядром в основном могут происходить следующие реакции: упругое рассеяние ${}_Z^AX (n, n) {}_Z^AX$; неупругое рассеяние ${}_Z^AX (n, n \text{ и } \gamma) {}_Z^AX$; радиационный захват ${}_Z^AX (n, \gamma) {}_{Z1}^{A1}Y$; испускание заряженных частиц ${}_Z^AX (n, \beta) {}_{Z1}^{A1}Y$, ${}_Z^AX (n, p)$, ${}_Z^AX (n, \alpha) {}_{Z1}^{A1}Y$ и др.; деление ${}_Z^AX (n, \text{несколько } p \text{ и } \gamma)$ — осколки деления.

В зависимости от кинетической энергии нейтрона и типа ядра при их столкновении может быть получен любой из указанных выше процессов. В ядерных реакторах наиболее важное значение имеют реакции ядер с нейтронами, обладающими кинетической энергией менее $2 - 3 \text{ МэВ}$.

Микроскопические сечения различных ядерных реакций существенно зависят от энергии нейтрона. С уменьшением энергии нейтронов сечения обычно увеличиваются. Это связано с волновыми свойствами нейтрона.

В ядерных реакторах энергия нейтронов изменяется в весьма широком диапазоне — от 10^7 до 10^{-3} эВ , т.е. примерно на $9 - 10$ порядков. Для большинства нуклидов зависимость сечения поглощения (δ_a) от энергии нейтронов в реакторе имеет свои особенности в трех характерных диапазонах энергий (рис. 1.6), границы между которыми достаточно условны.

Первый диапазон соответствует низким энергиям нейтронов ($0,005 < E_n < 0,2 \text{ эВ}$). Нейтроны с энергиями, соответствующими этому диапазону, называют *тепловыми*. Это название связано с тем, что здесь энергия нейтронов соизмерима с энергией теплового движения атомов среды. Энергия тепловых нейтронов, соответствующая наиболее вероятной скорости нейтронов V_0 , связана с температурой среды T следующим соотношением:

$$E_n = kT, \quad (1.38)$$

где $k = 8,6 \cdot 10^{-5} \text{ эВ/К}$ — постоянная Больцмана. При комнатной температуре $t = 20^\circ\text{C}$ ($T = 293 \text{ К}$) наиболее вероятная кинетическая энергия хаотического теплового движения нейтронов $E_n = 0,025 \text{ эВ}$.



Рис. 1.6. Зависимость полного микроскопического сечения ^{235}U от энергии нейтрона.

Второй диапазон соответствует энергиям нейтронов $0,2 \text{ эВ} < E_n \leq 0,1 \text{ МэВ}$. Нейтроны, имеющие энергию в этом диапазоне, называют *промежуточными* или *замедляющимися*. В промежуточном диапазоне энергий выделяются поддиапазоны: *надтепловых* нейтронов с энергиями $0,2 \leq E_n \leq 2 \text{ эВ}$ и *резонансных* нейтронов с энергиями $2 \leq E_n \leq 10^5 \text{ эВ}$.

Третий диапазон энергий нейтронов находится в интервале $0,1 \leq E_n \leq 10 \text{ МэВ}$. Нейтроны, имеющие энергию, соответствующую этому диапазону, называют *быстрыми*. Сечение поглощения в этом диапазоне энергий по мере роста энергии нейтронов уменьшается, приближаясь к геометрическому сечению ядра.

Нейтроны, взаимодействуя с веществом, рассеиваются или поглощаются ядрами. В зависимости от типа взаимодействия различают *сечение рассеяния (замедления)* δ_s и *сечение поглощения* δ_a . Последнее включает в себя сечения: *радиационного захвата* δ_γ , *деления* δ_p , сечения (n, α) - и $(n, 2n)$ — *реакций* и др. Эти сечения называют *микроскопическими*. В некоторых случаях используется понятие *макроскопического сечения* Σ , представляющего собой произведение полного микроскопического сечения реакции на число ядер N в единице объема:

$$\Sigma = \Sigma_a + \Sigma_s = N\delta \quad (1.39)$$

где $\delta = \delta_a + \delta_s$.

Например, ослабление параллельного пучка нейтронов в мишени зависит от макроскопического сечения. Закон ослабления имеет вид:

$$\varphi(x) = \varphi_0 e^{-Ndx} \quad (1.40)$$

где φ_0 , $\varphi(x)$ — плотность потока нейтронов первоначальная и на глубине x .

Расстояние пробегаемое нейтроном между двумя последовательными рассеивающими столкновениями, называют *длиной свободного пробега рассеяния*. После ряда последовательных рассеяний нейтрон поглощается средой. Полный путь, проходимый нейтроном в среде от рождения до поглощения, называют *длиной свободного пробега поглощения (длиной поглощения)*.

Средняя длина рассеяния λ_s и поглощения λ_a связаны очень простым соотношением с макроскопическими сечениями:

$$\lambda_s = 1/\Sigma_s; \quad \lambda_a = 1/\Sigma_a \quad (1.41)$$

Диффузия (перемещение) нейтронов обусловлена рассеивающими столкновениями с ядрами среды и описывается примерно такими же соотношениями, как и диффузия молекул в жидкостях и газах. Рассеивающие свойства среды характеризуются *коэффициентом диффузии*, который обратно пропорционален числу столкновений нейтрона в среде на единице пути.

Замедление быстрых нейтронов, образующихся при делении ядерного горючего, до тепловых энергий осуществляется в результате упругих и неупругих столкновений с ядрами.

При упругом столкновении (рассеянии) процесс замедления нейтронов происходит до тех пор, пока их энергия не станет тепловой. При этом происходит обмен кинетической энергией без изменения внутреннего состояния ядра. Наиболее эффективно процесс замедления идет на легких ядрах и средняя потеря энергии нейтроном при одном столкновении тем больше, чем легче ядро. Идеальное замедление происходит при лобовом столкновении нейтрона с ядром водорода, так как их массы примерно равны. В этом случае нейтрон может потерять всю кинетическую энергию, т.е. в одном акте столкновения может произойти полное замедление.

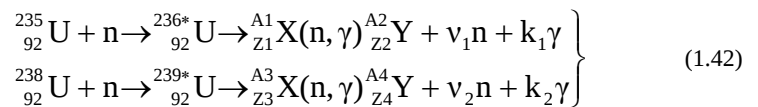
Замедляющие свойства характеризуются *замедляющей способностью вещества*. Чем она выше, тем быстрее замедляются нейтроны в нем. Легкие вещества имеют наиболее высокую замедляющую способность и называются *замедлителями*.

Второй характеристикой замедлителя является *коэффициент замедления нейтронов*, который пропорционален от-

ношению удельных скоростей образования и поглощения тепловых нейтронов. Наилучшим замедлителем является тяжелая вода. Однако наиболее широко в ядерной энергетике применяют не тяжелую воду, стоимость которой высока, а дешевые воду и графит.

Среди многих известных ядерных реакций наиболее важное практическое значение имеет реакция деления тяжелых ядер под действием нейтронов, так как в результате каждого акта деления кроме выделения большого количества энергии появляются новые свободные нейтроны, способные вызвать последующие акты деления, и т.д. В результате возможно развитие цепной реакции с выделением огромного количества энергии.

Впервые реакцию деления ядер урана, бомбардируемых нейтронами, наблюдали немецкие ученые О.Ган и Ф.Штрассман в 1939г. Природный уран в основном состоит из двух изотопов: ^{235}U и ^{238}U ; реакции деления их ядер идут по следующим схемам:



где ${}^{A1}_{Z1}\text{X}(n, \gamma)$, ${}^{A2}_{Z2}\text{Y}$, ${}^{A3}_{Z3}\text{X}(n, \gamma)$, ${}^{A4}_{Z4}\text{Y}$ — ядра нуклидов — осколки деления, образующиеся в результате реакции деления;

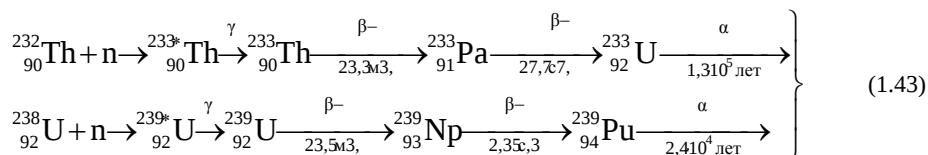
v_1, v_2 — среднее количество нейтронов, освобождающихся в результате реакций;

k_1, k_2 — среднее количество γ -квантов, испускаемых осколками деления.

Анализ средней энергии связи нуклона в ядрах показывает, что деление тяжелых ядер, в частности ядер изотопов урана, на два более легких ядра является энергетически выгодным процессом и сопровождается выделением энергии. Однако спонтанное деление тяжелых ядер без участия нейтронов происходит крайне редко, так как такому делению препятствует Энергетический барьер, равный энергии порога деления E_d .

Энергия возбуждения составного ядра приблизительно равна сумме энергии связи присоединяющегося к ядру нейтрона и его кинетической энергии: $E_B = \epsilon_n + E_n$. Для ядер нуклидов, находящихся в середине периодической таблицы, энергия порога деления существенно больше энергии возбуждения ($E_d > E_B$) даже при взаимодействии этих нуклидов с нейтронами больших энергий ($E_n \approx 10$ МэВ). Только для тяжелых нуклидов ($A = 230 \div 240$) значение E_d оказывается приблизительно равным энергии возбуждения составного ядра E_B при взаимодействии его с нейтронами умеренных энергий ($E_n \leq 1$ МэВ). Поэтому деление тяжелых ядер становится существенным процессом по сравнению с другими процессами распада. Значение E_d для тяжелых ядер слабо зависит от состава ядер и равно $E_d = 5,5 \div 5,9$ МэВ. Для ядер изотопов урана ^{235}U и ^{238}U энергия порога деления равна соответственно $E_d = 5,75$ и $5,85$ МэВ. Энергия связи нейтрона для четно-четных ядер ^{236}U выше, чем для четно-нечетных ядер ^{239}U , и равны соответственно $\epsilon_n = 6,4$ МэВ и $4,76$ МэВ. Таким образом, для ядер ^{235}U условие деления ($E_B > E_d$) выполняется для нейтронов с любой кинетической энергией, поэтому ядра ^{235}U делятся нейтронами, обладающими любой кинетической энергией, в том числе тепловыми нейтронами с кинетической энергией, близкой к нулю, $E_n < 0,2$ эВ (беспороговое деление). Для ядер ^{238}U условие деления выполняется, если нейтрон имеет кинетическую энергию $E_n > 1$ МэВ (пороговое деление), поэтому ядра ^{238}U делятся только быстрыми нейтронами с кинетической энергией $E_n > 1$ МэВ.

Кроме ядер ^{235}U под воздействием тепловых нейтронов делятся ядра ^{233}U и ^{239}Pu (четно-нечетные нуклиды). Эта нуклиды называют *делящимися*. Вещества, в состав которых входят делящиеся нуклиды, называют *ядерным топливом*. Нуклиды ^{233}U и ^{239}Pu не встречаются в природе, их получают искусственным путем в цепочках превращений



Здесь под стрелками указаны периоды полураспада соответствующих радиоактивных нуклидов. В результате последовательных превращений образуются делящиеся нуклиды ^{233}U и ^{239}Pu . Эти нуклиды подвержены α -распаду, но с очень большими периодами полураспада, поэтому они могут рассматриваться как стабильные нуклиды применительно к их хранению и накоплению.

Накопление делящихся нуклидов ^{233}U и ^{239}Pu обычно осуществляется в ядерных реакторах, где всегда есть избыток свободных нейтронов, и называется *процессом воспроизводства ядерного топлива*. Воспроизводство ядерного топлива позволяет резко увеличить топливную базу ядерной энергетики, так как количество воспроизводящих нуклидов ^{232}Th и ^{238}U — *ядерного сырья* для получения делящихся нуклидов на Земле значительно больше, чем количеств единственного естественного делящегося нуклида ^{235}U . В природном уране содержится всего $0,712\%$ ^{235}U , а в основном он состоит из ^{238}U — $99,283\%$, имеются также следы ^{234}U — $0,005\%$.

Процесс деления ядра описывается капельной моделью ядра. На рис. 1.7 показаны основные стадии процесса деления ядра ^{235}U : нейтрон приближается к ядру ^{235}U , поглощается ядром ^{235}U с образованием возбужденного составного ядра ^{236}U . Далее через время порядка 10^{-14} с наступает распад составного ядра, который может идти по двум каналам: либо избыточная энергия выделяется в виде γ -излучения и ядро переходит в основное состояние, т.е. имеет место реакция радиационного захвата нейтрона, либо (примерно в 6 раз чаще) избыточная энергия приводит к деформации ядра с образованием перетяжки. Части ядра приходят в колебательное движение, и в результате превышения кулоновских сил отталкивания над силами ядерного притяжения ядро разрывается по перемычке на два новых ядра — осколки деления: тяжелый и легкий, представляющие собой ядра различных нуклидов, находящихся в средней части Периодической системы элементов. Осколки разлетаются с большой скоростью, на их долю приходится около 80% энергии, выделяющейся в процессе деления. Двигаясь в веществе, осколки теряют свою энергию на ионизацию других атомов и молекул окружающей среды, и их кинетическая энергия переходит в энергию теплового движения частиц среды, т.е. идет на ее разогрев. Часть энергии, выделяющейся в процессе деления, переходит в энергию возбуждения новых ядер. Энергия возбуждения каждого из новых ядер существенно больше энергии связи нейтрона в этих ядрах, поэтому при переходе в основное энергетическое состояние они испускают один или несколько нейтронов, а затем γ -кванты. Нейтроны и γ -кванты, испускаемые возбужденными ядрами, называются мгновенными.

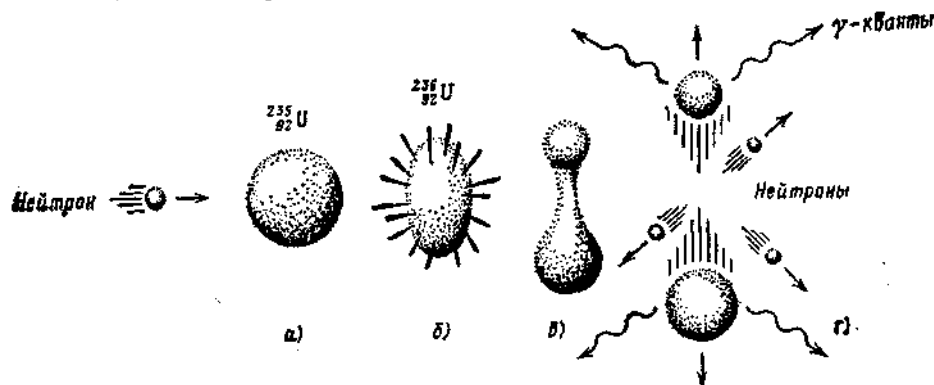


Рис. 1.7. Основные стадии процесса деления ядра ^{235}U .

После торможения новые ядра превращаются в нейтральные атомы, которые называют *продуктами деления*. Ядра делящихся нуклидов, находящихся в конце Периодической системы, имеют нейтронов значительно больше, чем протонов, по сравнению с ядрами нуклидов, находящихся в середине системы (для ^{235}U отношение числа нейтронов к числу протонов $N/Z = 1,56$, а для ядер нуклидов, где $A = 70 \div 160$, это отношение равно $1,3 - 1,45$).

После β -распада ядер продуктов деления возможно образование дочерних ядер с энергией возбуждения, превышающей энергию связи нейтронов в них. В результате возбужденные дочерние ядра испускают нейтроны, которые называют *запаздывающими*. Вклад запаздывающих нейтронов в среднее число нейтронов, выделяющихся в одном акте деления, мал. Однако, запаздывающие нейтроны играют решающую роль в обеспечении безопасной работы и в управлении ядерных реакторов.

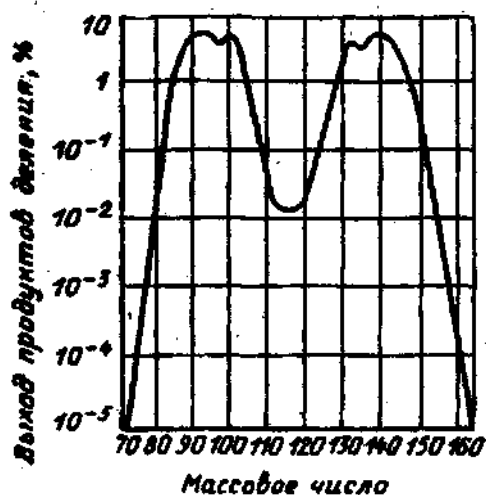


Рис. 1.8. Выход продуктов деления в зависимости от массового числа при делении ^{235}U тепловыми нейтронами.

Таким образом, захватывая нейтрон, атомное ядро делящегося нуклида делится на две массы (и на два нуклида) и при этом испускает 2 - 3 нейтрона, которые вызывают деление других атомных ядер делящегося нуклида опять с испусканием нейтронов, которые в свою очередь вызывают деление следующих атомных ядер делящегося нуклида и т.д. Такое превращение атомных ядер делящегося нуклида называют цепным процессом деления. Деление ядер ^{235}U происходит на два различных осколка, ядро делится произвольным образом и дает различные первичные продукты деления. Выход продуктов деления в зависимости от массового числа при делении ^{235}U тепловыми нейтронами показан на рис. 1.8. Максимумы на этой зависимости означают, что в результате деления атомных ядер образуются в основном нуклиды с массовыми числами близкими к 95 и 140.

Уже в первых работах ученых по делению ядер урана выяснилось, что при делении освобождается большое количество энергии (200 МэВ на акт деления, на единицу массы в 3 млн. раз больше энергии, чем уголь) и что делящиеся атомные ядра испускают вторичные нейтроны в 2 — 3 раза больше числа поглощенных при делении. Например, энергия, высвобождаемая при делении всех ядер, содержащихся в 1 кг ($2,55 \cdot 10^{24}$ ядер) ^{235}U , составляет:

$$\epsilon = 2 \cdot 10^2 \cdot 2,55 \cdot 10^{24} \text{ МэВ} = 1,91 \cdot 10^{10} \text{ Ккал} = 2 \cdot 10^{10} \text{ Ккал},$$

что эквивалентно той энергии, которую можно получить от сгорания примерно 1800 тонн бензина или 2500 тонн каменного угля.

Размножение нейтронов при делении атомных ядер, или, иначе, выделение большего числа нейтронов, чем их потеряно — одно из основных условий, при котором идет цепная реакция деления.

Однако это условие является необходимым, но не достаточным для развития самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР) в реальной *размножающей системе*, где наряду с атомами ядерного топлива ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu и т.д.) находятся атомы неделящихся конструкционных материалов, теплоносителя, замедлителя и т.д. В такой системе помимо процессов деления и радиационного захвата нейтронов в топливе происходят процессы захвата нейтронов в неделящихся материалах, замедления при упругом и неупругом рассеянии, утечки нейтронов из системы конечного размера. Все эти процессы влияют на баланс нейтронов в системе и соответственно на ход цепной реакции.

Ядра ^{235}U делятся под воздействием как быстрых, так и тепловых нейтронов. Известно, что вероятность захвата нейтрона ядром изменяется пропорционально $1/\sqrt{E}$. Следовательно, процесс деления под воздействием тепловых нейтронов будет протекать более интенсивно. Что же касается ядер ^{238}U , содержание которых в природной смеси достигает 99,3%, то они делятся только под воздействием быстрых нейтронов с энергией, большей 1,1 МэВ.

Нейтроны, образующиеся при делении ядер ^{235}U , имеют энергию больше 1,1 МэВ, поэтому в начальный момент с одинаковой вероятностью происходит деление ядер ^{235}U и ^{238}U . Однако в результате неупругого рассеяния нейтронов преимущественно на ядрах ^{238}U , которых значительно больше в естественной смеси, их энергия быстро падает до значений, меньших 1,1 МэВ. В результате прекращается деление ядер ^{238}U . Следует учесть также, что при достижении нейтронами энергии, соответствующей резонансной области (1—10 эВ), резко возрастает вероятность захвата их ядрами ^{238}U по сравнению с ^{235}U . В силу указанных обстоятельств начавшаяся цепная реакция деления в природном уране быстро затухает, поскольку нейтроны в основном захватываются ядрами ^{238}U , не успев вызвать дальнейшего деления ядер ^{235}U .

Цепная реакция деления на быстрых нейтронах (при $E > 10^5$ эВ) может иметь место только при незначительном количестве материалов, вызывающих замедление нейтронов в размножающейся системе, работающей на высокообогащенном топливе, степень обогащения которого 20-30%, что более чем на порядок выше степени обогащения природного урана (0,712%). Это связано с тем, что в этой области энергий при взаимодействии с ядром ^{238}U нейтроны в 5 — 10 раз чаще вступают в реакцию неупругого рассеяния, чем в реакцию деления. Поэтому для осуществления на практике цепной реакции необходимо разделить эти изотопы, что представляет собой задачу, хотя и разрешимую, но весьма сложную. Условия, при которых реализуется цепная реакция деления на быстрых нейтронах, создаются в *активных зонах ядерных реакторов на быстрых нейтронах*.

Для осуществления незатухающей цепной реакции деления необходимо природный уран поместить в вещество, которое эффективно замедляет быстрые нейтроны, образующиеся при делении ^{235}U , до тепловых энергий ($E \sim 0,025$ эВ). В этом случае, во-первых, будет сведен к минимуму резонансный захват нейтронов (т.е. в области энергий 1—10 эВ) ядрами ^{238}U . Во-вторых, сечение деления ядер ^{235}U , значительно больше, чем вероятность захвата их ядрами ^{238}U , несмотря на его количественное преобладание в природном уране. В области тепловых нейтронов сечение деления для ^{235}U в сотни раз больше, чем в области быстрых нейтронов и необходимое условие для осуществления цепной реакции деления выполняется даже для природного урана. Однако если в размножающейся системе отсутствует замедлитель, то цепная реакция на тепловых нейтронах невозможна.

Эффективными замедлителями нейтронов являются легкие вещества, масса ядер которых незначительно отличается от массы нейтрона. Кроме того, в данном случае важно, чтобы замедлитель обладал как можно меньшим эффективным сечением захвата нейтронов и более высоким сечением упругого рассеяния. Такими свойствами обладают углерод (графит), тяжелая вода, бериллий или окись бериллия, которые и используются в качестве замедлителей. Обычная вода обладает сравнительно большим сечением захвата тепловых нейтронов, и она может быть использована в качестве замедлителя при осуществлении цепной реакции на обогащенном нуклидом ^{235}U уране.

Таким образом, цепную самоподдерживающуюся реакцию деления в размножающейся системе бесконечных размеров, т.е. без учета влияния утечки нейтронов из системы, можно осуществить двумя способами: высоким обогащением топлива делящимся нуклидом — деление на быстрых нейтронах; либо замедлением нейтронов веществом-замедлителем — деление на тепловых нейтронах. Возможно также осуществление цепной реакции деления нейтронами промежуточных энергий. В этом случае по содержанию замедлителя и обогащению ядерного топлива размножающаяся система занимает промежуточное положение между первыми двумя (деление на промежуточных нейтронах).

Для определения условий поддержания цепной реакции деления и баланса нейтронов в конечной размножающейся системе вводят понятие *эффективного коэффициента размножения* $k_{эф}$. Для его определения предположим, что в некоторый момент времени в размножающейся системе возникло N_k быстрых нейтронов — нейтроны k -го поколения. Часть этих нейтронов теряется для реакции деления, а другая часть вызывает деление ядерного топлива с образованием N_{k+1} новых нейтронов — нейтронов $(k+1)$ -го поколения. Эффективным коэффициентом размножения называют отношение числа нейтронов последующего поколения к числу нейтронов предыдущего поколения во всем объеме размножающейся системы, т.е.

$$k_{эф} = N_{k+1}/N_k. \quad (1.44)$$

Если $k_{эф} < 1$, размножающаяся система находится в *надкритическом состоянии*. В этом случае, если в начальный момент в системе было некоторое число нейтронов, цепная реакция быстро затухает, в результате уменьшаются плотность ней-

тронов и выделяемая в системе энергия. При $k_{эф} = 1$ система находится в *критическом состоянии*, т.е. число образующихся нейтронов равно числу поглощаемых и утекающих из системы нейтронов, в такой системе идет стационарная цепная реакция, в результате со временем не меняются плотность нейтронов и выделяемая в системе в единицу времени энергия. При $k_{эф} > 1$ система находится в *надкритическом состоянии*, цепная реакция лавинообразно нарастает, увеличиваются со временем плотность нейтронов и выделяемая в системе в единицу времени энергия. Этот процесс идет до тех пор, пока в силу каких-либо причин в системе не станет $k_{эф} \leq 1$. Важной характеристикой критического состояния системы являются величины минимального значения параметров делящегося нуклида (размера, массы, объема, концентрации, толщины слоя), при котором идет цепная реакция. Минимальные размеры ядерной установки, активной зоны, при которых возможно осуществление и протекание 'цепной реакции (при этом $k_{эф} = 1$), называется критическими размерами. Аналогично, минимальная масса делящегося вещества, ядерного топлива, загруженного в активную зону, в котором может происходить цепная реакция, называется критической массой. Критическая масса зависит от ряда факторов:

- от геометрии массы делящегося нуклида;
- для природного урана (^{238}U) — от степени обогащения его ^{235}U . Чем больше степень обогащения природного урана ^{238}U ураном ^{235}U , тем меньше критическая масса;
- от степени чистоты делящегося нуклида, т.е. от присутствия других нуклидов, особенно тех, которые эффективно поглощают нейтроны. Присутствие посторонних примесей в делящемся нуклиде строго нормируется;
- от наличия замедлителей и отражателей. Критические размеры ядерной установки (активной зоны) могут быть снижены, если ее окружить отражателем, который возвращает значительную часть нейтронов, вылетевших через поверхность установки;

- от плотности делящегося нуклида. Размеры критической массы должны превышать длину пробега нейтронов, т.к. в противном случае нейтроны вылетают за пределы массы, не производя деление новых ядер. Увеличение плотности делящегося нуклида приводит к уменьшению пробега нейтрона и, следовательно, к уменьшению утечки нейтронов, что увеличивает вероятность СЦР.

Геометрия системы оказывает большое влияние на утечку нейтронов и может изменить критическую массу в десятки раз. Из всех геометрических форм наименьшая утечка нейтронов будет у сферы, а вероятность достижения критичности у нее будет наибольшей. Значение критической массы делящихся нуклидов обычно приводится для сфер; например, критическая масса сферы ^{235}U — около 1 кг, ^{233}U и ^{239}Pu — около 0,5 кг. Если изменить форму шара, сплющивая его в пластину или вытягивая в цилиндр, критическая масса увеличивается, а критичность системы уменьшается.

На пути практического использования цепной реакции деления урана важное значение имело открытие физиков Г.Н.Флерова и К.А.Петржака, которые в 1940г. показали, что существует новый вид радиоактивности — самопроизвольное (спонтанное) деление ядер нуклида ^{235}U с периодом полураспада $T_{1/2} \approx 10^{17}$ лет. Таким образом, для использования цепной реакции деления не нужны сторонние нейтроны: они образуются в самом уране вследствие спонтанного деления, а также всегда имеется определенное количество свободных нейтронов благодаря космическому излучению в атмосфере. Кроме того, радиево-бериллиевая смесь может также служить источником начальных нейтронов.

Помимо коэффициента размножения часто используется понятие *реактивность* реактора (ρ), которая характеризует относительное отклонение коэффициента размножения от единицы:

$$\rho = \frac{k - 1}{k} \quad . \quad (1.45)$$

Если значение k мало отличается от единицы, то

$$\rho \approx k - 1. \quad (1.46)$$

Реактивность ρ является важнейшей характеристикой реактора, она обобщенно отражает весь комплекс ядерно-физических процессов, происходящих в активной зоне. Помимо реактивности используют понятие *запаса реактивности*

$$\rho_{\text{зап}} = [(k_{эф}) - 1] / (k_{эф})_{\text{зап}} \quad (1.47)$$

где $(k_{эф})_{\text{зап}}$ — максимально возможное значение эффективного коэффициента размножения, которое могло бы быть достигнуто при полностью извлеченных из активной зоны управляющих стержнях и поглотителях. Обычно $(k_{эф})_{\text{зап}}$ заметно больше единицы, а $k_{эф} \approx 1$, поэтому $\rho_{\text{зап}} > \rho$.

Регулирование мощности реактора сводится к изменению коэффициента размножения k . Для повышения мощности этот коэффициент увеличивают до значения, несколько превышающего единицу. При этом число вновь образующихся нейтронов в каждом последующем поколении будет возрастать до тех пор, пока с помощью устройств регулирования не установится снова условие $k = 1$. Для уменьшения мощности обеспечивают на некоторое время условие $k < 1$.

К системе регулирования мощности реактора предъявляются особо высокие требования, так как выход реактора из-под контроля связан с чрезвычайно серьезной аварией. При рассмотрении вопросов регулирования мощности приходится учитывать очень быстрый цепной процесс ядерной реакции. Например, при коэффициенте размножения $k = 1,005$ и среднем времени жизни поколения нейтронов, т.е. времени между двумя поколениями, равном 0,001 с, число нейтронов за секунду возрастет в системе в 150 раз.

Управлять такими быстродействующими процессами было бы практически невозможно, если бы в цепной реакции наряду с *мгновенными* (высвобождаемыми в течение 10^{-12} с) не испускались *запаздывающие нейтроны*. Их число для ^{235}U , например, составляет 0,75% общего количества нейтронов, но они играют важную роль в процессе регулирования цепной реакции деления.

Среднее время запаздывания этих нейтронов составляет 13 с. Они испускаются сильно возбужденными ядрами осколков деления. Запаздывающие нейтроны существенно замедляют скорость нарастания нейтронного потока и тем самым облегчают задачу регулирования мощности ядерного реактора.

Ядерный реактор — устройство, в котором осуществляется управляемая цепная реакция деления ядер в заданных условиях.

Ядерный реактор включает в себя следующие элементы (рис. 1.9):

Активная зона ядерного реактора — пространство, в котором в результате цепной реакции деления происходит выделение внутриядерной энергии. Активная зона гетерогенного реактора представляет собой структуру из стержней ядерного топлива. Свободное пространство в основном заполнено замедлителем. В реакторах на быстрых нейтронах замедлитель отсутствует. Активная зона гомогенного ядерного реактора заполнена однородной смесью ядерного топлива и замедлителя.

Основным конструктивным элементом активной зоны реактора является ТВЭЛ. В нем непосредственно размеща-

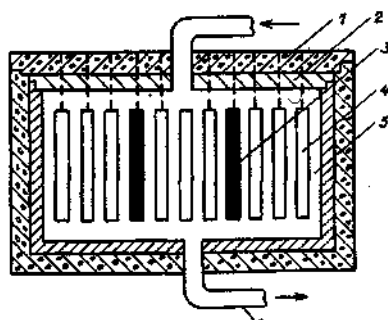


Рис. 1.9. Упрощенная схема ядерного реактора.

- | | |
|----------------------------------|---|
| 1 — биологическая защита; | 4 — ТВЭЛы; |
| 2 — отражатель нейтронов; | 5 — активная зона; |
| 3 — система управления и защиты; | 6 — циркуляционный контур теплоносителя |

ется топливо (обычно в твердом состоянии), происходит выделение основной части тепловой энергии и передача ее теплоносителю.

ТВЭЛы работают в весьма тяжелых тепловых режимах, в их ограниченном объеме выделяется большое количество теплоты. Условия работы ТВЭЛов усложняются наличием мощных потоков нейтронов и γ -излучения, высокой температурой поверхности ТВЭЛов, достигающей $300\text{--}600^\circ\text{C}$, возможностью тепловых ударов, благоприятными условиями для коррозии. К ТВЭЛам предъявляются довольно жесткие требования: механическая устойчивость и прочность в потоке теплоносителя, обеспечивающая длительное сохранение формы, размеров и герметичности в течение всего запроецированного срока работы (несколько лет). Повреждение ТВЭЛа влечет за собой радиоактивное загрязнение теплоносителя продуктами деления. Нарушение геометрической формы (распухание ТВЭЛа) может ухудшить условия теплоотдачи от ТВЭЛа к теплоносителю, вызвать локальный перегрев оболочки ТВЭЛа, а также затруднить перегрузку ядерного топлива.

Наибольшее распространение в энергетических реакторах получили стержневые ТВЭЛы. Стержневыми ТВЭЛами снабжены и серийные реакторы, применяемые на украинских АЭС типа ВВЭР-440 (рис.1.10а), ВВЭР-1000 (рис.1.10б) и РБМК-1000 (рис. 1.10в).

Стержневой ТВЭЛ с твердым ядерным топливом (рис. 1.10) состоит из следующих основных частей: сердечника — ядерного топлива 1, оболочки 2 и концевых заглушек 3.

Сердечник является основной частью ТВЭЛа и обычно представляет собой набор топливных таблеток. Высота одной таблетки — 10 — 30 мм.

Топливная загрузка энергетических реакторов состоит из большого числа ТВЭЛов. Например, в реакторе ВВЭР-440 топливную загрузку составляют 44000 ТВЭЛов, в ВВЭР-1000 — 48000, в РБМК-1000 — 61000. Для обеспечения необходимой жесткости стержневых ТВЭЛов, а также удобства монтажа, перегрузки, транспортировки и организации направленного потока теплоносителя для эффективного охлаждения ТВЭЛов их комбинируют группами. Эти группы составляют единую конструкцию — тепловыделяющую сборку (ТВС). Число ТВЭЛов в ТВС может составлять от нескольких штук до нескольких десятков или даже сотен. ТВЭЛы в ТВС жестко связываются между собой с помощью двух концевых и нескольких дистанционирующих решеток, установленных с определенным шагом по высоте ТВС. В результате обеспечиваются малая вибрация ТВЭЛов и строгое соблюдение зазоров между ними для прохода теплоносителя. ТВС включает в себя также входной и выходной коллекторы и тракт распределения потока теплоносителя, установочные детали — хвостовики, кожух или каркас, защитные пробки и детали транспортно-технологического назначения.

Активная зона реактора корпусной конструкции собирается из кассет, каждая из которых включает в себя сборку тепловыделяющих и поглощающих элементов, окруженных наружным корпусом — трубой-чехлом (в серийном реакторе ВВЭР-1000 чехол отсутствует), жестко связанным с конструктивными элементами сборки. Корпус кассеты разгружен от внутреннего давления теплоносителя и подвержен только перепаду давления на активной зоне.

Тепловыделяющая сборка либо кассета устанавливается в технологический канал ядерного реактора, в котором осуществляются подвод, отвод и организация направленного потока теплоносителя, омывающего ТВЭЛы, обеспечивается возможность загрузки и выгрузки ТВС или кассет. Технологический канал, в котором отсутствует разделительная труба между замедлителем и теплоносителем (например, в водо-водяных реакторах), называют *беструбным каналом*. В

этом случае отдельные ТВС или кассеты устанавливаются непосредственно. В замедлитель, заполняющий активную зону.

При несовместимости материалов замедлителя и теплоносителя (например, при использовании графитового замедлителя и водяного теплоносителя) в технологическом канале имеется разделительная труба между замедлителем и теплоносителем, нагруженная внутренним давлением теплоносителя. Каналы реактора, образованные разделительными трубами давления и конструктивно связанные с корпусом реактора неразъемными соединениями, называют *трубными технологическими каналами* реактора. Такие каналы применяются в реакторах канальной конструкции, например в реакторах типа РБМК.

Циркуляционный контур теплоносителя — устройство, служащее для отвода тепла из активной зоны энергетического реактора (первый контур реактора). В качестве теплоносителя применяются: вода, газ, легкоплавкие металлы.

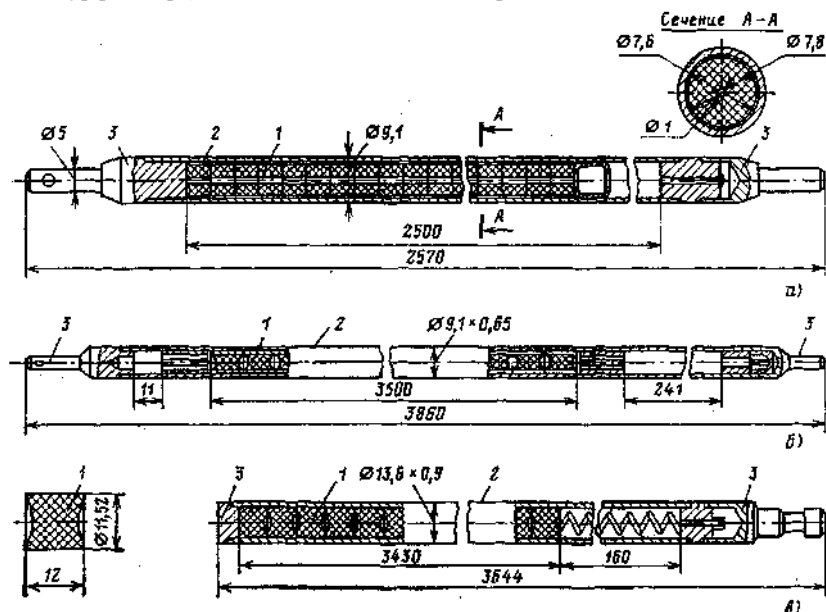


Рис. 1.10. Цилиндрические стержневые ТВЭЛы реакторов.

Теплоноситель не должен включать в себя нейтронно-захватывающие элементы, разрушаться под действием излучения, должен быть дешевым и безопасным.

Отражатель нейтронов — слой неделящегося материала или конструкция, окружающая активную зону реактора для уменьшения утечки нейтронов из активной зоны, где происходит цепная реакция деления. Нейтроны, достигающие отражателя, частично возвращаются в активную зону. Основное требование к материалу отражателя — малое сечение захвата нейтронов и большое сечение рассеяния их. Хорошими материалами для отражателя являются: графит, бериллий, тяжелая вода.

Система управления и защиты (СУЗ) — совокупность устройств, предназначенных для обеспечения надежного контроля мощности (интенсивности цепной реакции), управления и аварийного гашения цепной реакции. Расположение и количество рабочих органов СУЗ должны исключить возможность возникновения локальных критических масс.

Биологическая защита — устройство, снижающее интенсивность излучения до безопасного для персонала уровня при работе ядерного реактора. Конструкция и материалы защиты зависят от целевого назначения реактора, его типа, мощности. В стационарных реакторах, где ограничение веса и размеров защиты не имеет существенного значения, используются специальные сорта бетона с наполнителями в виде железной или бариевой руды. Для защиты реакторов транспортного назначения используют комбинированную защиту из специальных материалов, снижающих массу и габариты биологической защиты (карбид бора, бораль, сталь, гибриды некоторых металлов). Биологическая защита предусматривает также защиту системы отвода тепла (трубопроводы, насосы, теплообменники).

Ядерные реакторы можно классифицировать по разным признакам:

- по распределению ядерного топлива в активной зоне (гетерогенные, гомогенные);
- по режиму работы (стационарные, импульсные и др.);
- по энергии нейтронов (реакторы на тепловых, быстрых и промежуточных нейтронах);
- по виду замедлителя и теплоносителя (графитовые, водо-водяные, жидкометаллические, газовые и др.);
- по назначению (научно-исследовательские, энергетические, экспериментальные, транспортные).

В качестве *ядерного топлива* используют радиоактивные вещества, которые могут поддерживать цепную реакцию деления ядер. Их называют еще *делящимися веществами*. К ним относятся ^{233}U , ^{235}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu или вещества, содержащие любой из перечисленных изотопов. Наиболее широко в качестве ядерного топлива используются ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu .

В природе встречается только один вид ядерного топлива — ^{235}U .

Современная ядерная энергетика с реакторами на тепловых нейтронах, за исключением канадских тяжеловодных реакторов CANDU, базируется на слабообогащенном (2 — 5%) ^{235}U урановом топливе. В реакторах на быстрых нейтронах, а также в исследовательских и транспортных реакторах используется уран с еще более высоким содержанием ^{235}U (до 93%). Следовательно, прежде чем изготавливать топливо, природный уран необходимо обогатить, разделяя изотопы ^{235}U и ^{238}U . Химические реакции слишком малочувствительны к атомной массе реагирующих элементов. Поэтому они не могут быть использованы для обогащения урана; необходимы физические методы разделения изотопов.

В настоящее время основным, а до недавнего времени единственным промышленным методом производства обогащенного урана был газодиффузионный. В 1980 г. на долю газодиффузионных заводов приходилось 98% всех мощностей по обогащению. В последние годы получает все большее распространение конкурирующий с ним центробежный метод, основанный на использовании высокоскоростных газовых центрифуг. В обоих методах применяют уран в виде гексафторида UF_6 . Гексафторид урана обладает интересными и важными для технологии физическими свойствами. Во-первых, UF_6 — единственное урансодержащее вещество, существующее при обычной температуре (правда, при пониженном давлении) в газообразном состоянии. Во-вторых, гексафторид урана при обычных условиях легко возгоняется — сублимирует — превращается в газ из твердого состояния, минуя жидкую фазу. При температуре $56,5^\circ\text{C}$ давление паров UF_6 над твердым продуктом составляет 760 мм.рт.ст. — гексафторид "кипит".

Обогащение урана методом газовой диффузии основано на явлении молекулярной диффузии через пористую перегородку с мельчайшими отверстиями. В замкнутом пространстве при тепловом равновесии все молекулы газовой смеси обладают одной и той же кинетической энергией. Менее тяжелые молекулы $^{235}\text{UF}_6$ обладают большей средней скоростью теплового движения и поэтому чаще ударяются о перегородку, чем более тяжелые молекулы $^{238}\text{UF}_6$. В результате через отверстия перегородки чаще будут проникать (диффундировать) более легкие молекулы $^{235}\text{UF}_6$. Соответственно молекулы тяжелого изотопа будут концентрироваться перед перегородкой.

Установки по изотопному разделению газодиффузионными и центробежными методами состоят из набора элементов, в которых UF_6 разделяют на фракцию, обогащенную ^{235}U , и отвальную фракцию (или просто отвал), обедненную ^{235}U . Один или несколько разделительных элементов, соединенных параллельно между собой, называют разделительной ступенью. Во всех элементах одной ступени исходный продукт, продукция и отвал имеют один и тот же изотопный состав. Необходимое обогащение урана достигается многократным соединением нескольких ступеней. Такая компоновка называется разделительным каскадом. На разделительных заводах в основном используются противоточные каскады, в которых отвал одной ступени используется, как исходный продукт в предыдущей ступени. Поскольку при газодиффузионном методе коэффициент разделения одной ступени очень мал, для получения обогащенного урана требуется огромное число ступеней каскада, например 3000 — 5000 ступеней для получения высокообогащенного (90% ^{235}U) урана.

Метод газовой диффузии чрезвычайно дорогостоящий, так как требует огромных площадей и большого количества достаточно сложного оборудования. Кроме того, газодиффузионные заводы потребляют очень много электроэнергии. Так, три завода США в Ок-Ридже, Портсмуте и Падьюке при полной нагрузке потребляют 1/10 всей электроэнергии, производимой американскими электростанциями.

После обогащения природного урана по изотопу урана-235 оставшийся обедненный уран идет в отвал. Отвальный уран, так же как и природные уран и торий, может быть использован в качестве сырьевого материала для наработки вторичного топлива в реакторах на быстрых нейтронах. Только в таких реакторах может быть достигнуто глубокое использование уранового топлива. Реакторы на быстрых нейтронах переводят ядерное топливо из разряда невоспользуемого, как уголь и нефть, в разряд практически вечных источников энергии. Это происходит за счет того, что в процессе своей работы реактор на быстрых нейтронах попутно перерабатывает уран-238 в плутоний-239, а торий-232 в уран-233, т.е. воспроизводит новое ядерное топливо. При этом *коэффициент воспроизводства*, представляющий собой отношение числа атомов вновь образовавшегося делящегося вещества к числу атомов израсходованного первичного топлива, может быть больше единицы. Реакторы на быстрых нейтронах, работающие с коэффициентом воспроизводства больше единицы, называются *реакторами-размножителями* (за рубежом их называют *бридерами*). Образование вторичного ядерного топлива (^{239}Pu или ^{233}U) в них происходит в зоне воспроизводства, которая располагается вокруг активной зоны, нейтроны почти полностью поглощаются в зоне воспроизводства, образуя новые делящиеся материалы.

Процесс воспроизводства горючего, т.е. превращение урана-238 в плутоний-239, происходит и в реакторах на тепловых нейтронах, но там коэффициент воспроизводства значительно меньше единицы. Тем не менее в водородных реакторах, работающих на тепловых нейтронах, тонна выгружаемого топлива содержит 12 кг урана-235 и более 5 кг плутония-239.

Как видим, ядерное горючее используется далеко не полностью и в выгружаемом топливе его содержится еще так много, что экономически целесообразно пустить его на переработку для дальнейшего повторного использования. Это в свою очередь потребовало создания специальной отрасли промышленности по переработке отработавших ТВС реакторов.

Металлический уран сравнительно редко используют как ядерное топливо. Наиболее широкое применение в качестве ядерного топлива получила двуокись урана UO_2 . Это — керамика. Ее температура плавления равна 3073 K (2800°C), а плотность — $10,2\text{ т/м}^3$. У нее нет фазовых переходов, она меньше подвержена распуханию в процессе деления, чем сплавы урана. Двуокись урана не взаимодействует при высоких температурах с цирконием, ниобием, нержавеющей сталью и другими материалами, применяемыми для изготовления оболочек ТВЭЛов.

Из-за выгорания ядерного топлива и образования в процессе работы реактора продуктов деления снижается реактивность системы. Когда запас реактивности уменьшится до значения, близкого к нулю, реактор останавливают для перегрузки топлива. На АЭС с реакторами ВВЭР установилась в настоящее время практика проводить перегрузку один раз в год, сочетая период перегрузки с проверкой состояния и ремонтом оборудования.

Ограничивать одним годом также и кампанию загрузки реактора в реактор топливом экономически невыгодно, так как переработка отработанного топлива и изготовление новых ТВЭЛов связаны с большими затратами. Поэтому срок службы ТВЭЛов в реакторе стремятся подлить, например до трех лет, выгружая и заменяя ежегодно лишь одну треть ТВС.

Наиболее эффективной является непрерывная перегрузка топлива, осуществляемая в виде постепенной замены ТВЭЛов непосредственно в процессе работы реактора. В этом случае можно организовать работу реактора без создания высокого начального запаса реактивности. Но непрерывная перегрузка связана с преодолением серьезных конструктивных трудностей и осуществляется только на реакторах типа РБМК.

Важной характеристикой ТВЭЛов является *глубина выгорания* топлива, представляющая собой количество тепла, которое можно получить из единицы массы ядерного топлива. Глубина выгорания измеряется в МВт-сут/кг и зависит от

обогащения топлива. Например, в реакторе ВВЭР-1000 при обогащении 4,4% глубина выгорания достигает 40 МВт-сут/кг.

Продолжительность работы ТВЭЛов в реакторе определяется не только запасом в них делящегося вещества. Она зависит также от целостности их оболочек, которые испытывают в процессе работы реактора длительные воздействия высокого давления газообразных продуктов деления (под оболочкой), коррозионно-агрессивной среды теплоносителя, высокой температуры и нейтронного излучения.

Отработанное топливо обладает очень высокой активностью. Для того чтобы эта активность несколько снизилась за счет распада продуктов деления, обладающих короткими периодами полураспада, оно хранится некоторое время на АЭС в бассейнах выдержки. Затем его отправляют в специальных транспортных контейнерах либо в хранилище отработанного ядерного топлива (ХОЯТ), либо на заводы по переработке отработанного топлива для извлечения оставшихся делящихся веществ и выделения некоторых наиболее ценных продуктов деления.

Цепная реакция, протекающая в реакторе на тепловых нейтронах при $k \approx 1,005$, относится к классу медленных управляемых цепных ядерных процессов. Естественный уран не пригоден для осуществления быстрого цепного ядерного процесса взрывного типа на быстрых нейтронах. Такой процесс был осуществлен в 1945 г. на чистом изотопе урана ^{235}U и на обладающем аналогичными свойствами изотопе ^{239}Pu трансуранового элемента плутония.

Принцип работы атомной бомбы заключается в очень быстром сближении нескольких порций ядерного горючего, общее количество которых после их объединения превосходит по массе и размерам критические значения. Энергетическая эффективность атомной бомбы примерно в миллион раз превышает эффективность обычной бомбы.

Освоенный к настоящему времени способ извлечения и использования внутриядерной энергии — деления ядер урана-235 имеет свои пределы расширения, так как запасы ^{235}U меньше запасов органических топлив. Поэтому одной из важнейших задач ядерной энергетики является самообеспечение топливом путем наработки искусственного горючего — изотопа ^{239}Pu из ^{238}U . Это осуществимо не только в реакторах на быстрых нейтронах, но и в термоядерных реакторах.

Реакции термоядерного синтеза (слияния легких ядер) возможны лишь при сверхвысоких температурах — порядка 10^8 К и выше. Необходимость таких температур обусловлена тем, что из-за электростатических сил взаимного отталкивания при обычных температурах ядра не могут сблизиться на такие малые расстояния, на которых начинают действовать ядерные силы. При сверхвысоких температурах ядра получают дополнительно большую кинетическую энергию, что позволяет им сблизиться, чтобы реагировать. Термоядерные реакции сопровождаются выделением огромных количеств энергии, что способствует поддержанию сверхвысоких температур. Например, при полном превращении 1 кг водорода в гелий выделяется около 800 ТДж ($800 \cdot 10^{12}$ Дж) — примерно в 10 раз больше, чем при делении 1 кг ^{235}U , и в $20 \cdot 10^6$ раз больше, чем при сжигании 1 кг бензина.

В естественных условиях термоядерные реакции происходят на Солнце, в звездах, являясь основным источником излучаемой ими энергии. Искусственные термоядерные реакции получены пока только в форме неуправляемых нестационарных реакций, используемых, например, в термоядерном оружии. Главная трудность осуществления управляемой искусственной термоядерной реакции связана с созданием эффективной системы, обеспечивающей длительную теплоизоляцию термоядерного рабочего вещества от окружающей среды. В качестве рабочего вещества предполагается использование высокотемпературной плазмы из смеси тяжелого и сверхтяжелого изотопов водорода — дейтерия и трития. Плазма представляет собой такое состояние вещества, когда оно состоит из электронейтральной смеси положительно заряженных ионов и электронов.

Решение проблемы управляемого термоядерного синтеза будет достигнуто в плазме при температуре выше 11^8 К и выполнении критерия Лоусона: $n\tau > 10^{14} \text{ см}^{-3}\cdot\text{с}$, где n — плотность высокотемпературной плазмы; τ — время удержания ее в системе.

Исследования проводятся в квазистационарных системах ($\tau \geq 1 \text{ с}$, $n \geq 10^{14} \text{ см}^{-3}$) и импульсных системах ($\tau \approx 10^{-8} \text{ с}$, $n \geq 10^{22} \text{ см}^{-3}$). В первых (токамаки, стеллараторы, зеркальные ловушки и т. д.) удержание и термоизоляция плазмы осуществляются в магнитных полях различной конфигурации. В импульсных системах плазма создается при облучении твердой мишени (крупинки смеси дейтерия и трития) сфокусированным излучением мощного лазера или электронными пучками: при попадании в фокус пучка малых твердотельных мишеней происходит последовательность термоядерных микровзрывов.

Решение проблемы управляемого термоядерного синтеза обеспечит человечество энергией практически на неограниченный срок.

Реакция синтеза дейтерия и трития (D-T-реакция) сопровождается образованием ядра ^4He и нейтрона, энергии которых 3,6 и 14,1 МэВ соответственно. Нейтрон необходимо использовать для получения трития из лития, так как в природе трития практически нет. Однако желательно перед этим размножить число нейтронов.

Для размножения нейтронов, наработки ^{239}Pu и получения дополнительной энергии наиболее привлекательна реакция деления ^{238}U нейтронами, образующимися при реакции синтеза дейтерия и трития. Система, в которой протекают реакции синтеза и деления, а также осуществляется наработка искусственного ядерного горючего, называется *гибридной* или *симбиозной*.

Развитие термоядерной энергетики будет происходить в три этапа. Сначала в энергетических системах будут совместно работать АЭС и гибридные термоядерные электростанции. На втором этапе будут внедрены "чистые" (негибридные) электростанции на основе D-T-реакции. Продолжительность двух этапов лимитируется только запасами лития, которые огромны, и будет достаточной для того, чтобы завершить работы по созданию реакторов синтеза на основе D-D или D-T-реакций. В результате этих реакций, возможно осуществить прямое преобразование энергии синтеза в электрическую с помощью МГД-преобразователей (третий этап).

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРИЧЕСКИЕ СТАНЦИИ

Развитие человеческого общества до сих пор требовало непрерывного увеличения потребления энергии. Индивидуальное потребление энергии за год составляло:

- млн. лет назад — 0,1 кВт;
- тыс. лет назад — 0,3 кВт;

- в XV веке — 1,4 кВт;
- к концу XX века — 10 кВт.

В принципе, должно наступить насыщение в индивидуальной потребности. По одной модели расчета — на уровне 10 кВт/год, по другой модели — 20 кВт/год.

Единственный реальный в настоящее время путь обеспечения человечества так необходимой ему энергией во всевозрастающем количестве на фоне истощения запасов органического топлива — это использование энергии, таящейся в глубинах атома. Только атомная энергия в настоящее время является тем источником, который позволяет экономить истощающиеся запасы нефти и газа.

Авария на Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 г. не перечеркнула перспектив развития и использования атомной энергии, поскольку будущее мировой экономики невозможно представить без атомной энергетики. Она только заострила внимание на вопросах безопасности. Дальнейшее развитие атомной энергетики будет базироваться на предоставлении еще большего приоритета обеспечению безопасности, охране жизни и здоровья человека, защите окружающей среды над другими задачами в этой области.

Атомная энергетика от традиционной теплоэнергетики отличается источником получения тепловой энергии, преобразуемой в турбине в механическую.

К настоящему времени атомная энергетика используется в основном для производства электроэнергии. Именно такие электростанции получили наименование *атомные электростанции* (АЭС). Однако возможно создание атомных станций, отпускающих потребителям не только электроэнергию, но и теплоту, они называются *атомными электроцентралями* (АТЭЦ). Длительное время находится в эксплуатации Билибинская АТЭЦ на Чукотке мощностью 48 МВт.

Можно также использовать внутриядерную энергию только для целей горячего водоснабжения на *атомных станциях теплоснабжения* (АСТ). В таких АСТ парообразование отсутствует, поэтому рабочее давление в реакторе и контуре теплоносителя может быть гораздо ниже, чем на АЭС. Это делает АСТ более безопасными, их разрешается располагать в двух километрах от границы городской застройки крупных городов.

Наряду с этим разрабатываются также *атомные станции промышленного теплоснабжения* (АСПТ) для снабжения технологическим паром с давлением около 2 МПа промышленных предприятий.

В качестве двигателя на атомных электростанциях пока применяют только паровые турбины. Турбина находится на одном валу с генератором, образуя единый комплекс, называемый турбоагрегатом. В нем механическая энергия вращения преобразуется в электрическую энергию. Станции такого типа и называют *конденсационными*. Но в отношении реакторных установок существует большое разнообразие, отражающееся на общей организации технологического процесса электростанции и требующее их классификации.

В системе любой *ядерной энергетической установки* (ЯЭУ) теплоноситель проходит через реактор, отводит теплоту и отдает его рабочему телу. При этом он активизируется и его протечки могут создать серьезную радиационную опасность для обслуживающего персонала. Поэтому циркуляционный контур теплоносителя является замкнутым. В замкнутом контуре удается также обеспечить весьма жесткие требования к чистоте теплоносителя, которые необходимо удовлетворять для снижения наведенной активности теплоносителя и предотвращения любых отложений на внешних поверхностях ТВЭЛов и коррозии конструкций реакторной установки.

Требования к чистоте рабочего тела также высоки, поэтому экономически целесообразно контур рабочего тела делать также замкнутым.

Основная классификация ЯЭУ проводится по числу контуров в ней.

В одноконтурных ЯЭУ контуры теплоносителя и рабочего тела совпадают (рис.1.11а). В реакторе происходит парообразование или нагрев газа, далее пар (газ) направляется в турбину, где, расширяясь, совершает работу, которая в электрогенераторе превращается в электроэнергию. После конденсации всего пара в конденсаторе конденсат насосом или газ компрессором через регенеративные теплообменники подается в реактор. При прочих равных условиях одноконтурные ЯЭУ получаются наиболее экономичными и простыми по составу оборудования. Однако в процессе ее работы на оборудовании появляются радиоактивные отложения, что существенно усложняет эксплуатацию ЯЭУ, требует развитой биологической защиты.

В двухконтурных ЯЭУ, получивших наибольшее распространение, контуры теплоносителя и рабочего тела разделены (рис. 1.11б). Соответственно контур теплоносителя называется *первым*, а контур рабочего тела — *вторым*. В двухконтурных ЯЭУ могут применяться энергетические реакторы практически всех типов. В таких ЯЭУ нагретый в реакторе теплоноситель поступает в парогенератор (ПГ) (теплообменник), где теплота через поверхность нагрева передается рабочему телу — воде второго контура. В ПГ эта вода кипит, образуя пар, который направляется в турбину. Первый контур является радиоактивным и целиком находится внутри биологической защиты. Особенно надежную и эффективную защиту имеет реактор. Второй контур, как правило, радиационно безопасен, так как радиоактивный теплоноситель нигде не смешивается с рабочим телом. Поэтому с циркулирующим паром и водой второго контура можно обращаться, как на обычных ТЭС. Однако наличие *обязательного элемента двухконтурной ЯЭУ*—ПГ усложняет схему ЯЭУ. Кроме того, для осуществления передачи теплоты в ПГ необходимо, чтобы температура теплоносителя была выше температуры кипящей воды второго контура. Отсюда в реакторах с водяным теплоносителем, например типа ВВЭР, чтобы избежать кипения воды в активной зоне, необходимо иметь давление в первом контуре значительно выше, чем во втором. Соответственно КПД такой ЯЭУ всегда меньше КПД одноконтурной ЯЭУ с тем же давлением в реакторе.

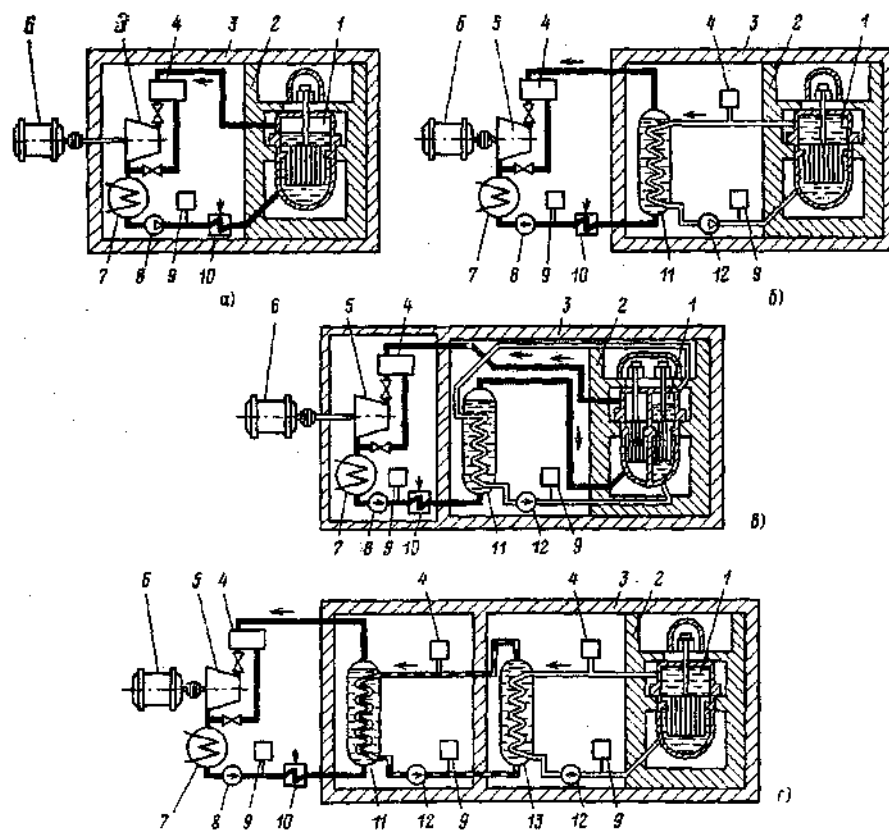


Рис. 1.11. Классификация ЯЭУ в зависимости от числа контуров:

а - одноконтурная; *б* - двухконтурная; *в* - не полностью двухконтурная; *г* - трехконтурная.

1 - ядерный реактор; 2 - первичная биологическая защита; 3 - вторичная биологическая защита; 4 - регулятор давления в контуре; 5 - паровая или газовая турбина; 6 - электрогенератор; 7 - конденсатор или газоохладитель; 8 - питательный насос или компрессор; 9 - резервная емкость для пополнения теплоносителя или рабочего тела; 10 - регенеративный теплообменник; 11 - ПГ; 12 - циркуляционный насос или газодувка; 13 - промежуточный теплообменник.

Ядерная энергетическая установка может быть *не полностью двухконтурная* (рис.1. 11в). В этом случае имеется самостоятельный первый контур теплоносителя, а также совмещенный контур теплоносителя со вторым контуром. Теплоноситель поступает в ПГ и отдает свою теплоту воде второго контура, образовавшийся в ПГ насыщенный пар направляется для перегрева в реактор, т. е. становится теплоносителем, а далее проходит по всему второму контуру. Таким образом, первый и второй контуры оказываются совмещенными по пару. Пар активизируется существенно меньше, чем вода, поэтому здесь оборудование парового (второго) контура работает в условиях значительно более слабой радиоактивности, чем в одноконтурной ЯЭУ. Это упрощает эксплуатацию установки.

В трехконтурных ЯЭУ контуры теплоносителя и рабочего тела отделяются друг от друга промежуточным контуром с нерадиоактивным теплоносителем (рис. 1.11г). Трехконтурные ЯЭУ применяются с реакторами, охлаждаемыми жидкими щелочными металлами, например, натрием. Натрий, циркулируя через активную зону, становится высокорadioактивным вследствие активации нейтронами. Кроме того, он загрязняется радиоактивными продуктами коррозии и протечками продуктов деления из ТВЭЛов, теряя герметичность. Щелочные металлы вступают в бурную химическую реакцию с водой или водяным паром. Для того чтобы исключить контакт радиоактивного теплоносителя с водой при возможных неплотностях в ПГ, и создается промежуточный контур. В первом контуре циркулирует радиоактивный натрий. Из-за высокой температуры кипения натрия давление в первом контуре низкое (около 1 МПа) и определяется только гидравлическим сопротивлением контура. Теплота от радиоактивного натрия в промежуточном теплообменнике передается нерадиоактивному теплоносителю — также натрию. В промежуточном контуре создается более высокое давление, чем в первом, чтобы исключить протечку радиоактивного натрия из первого контура в промежуточный через возможные дефекты в теплообменнике. Промежуточный контур нерадиоактивен. Натрий промежуточного контура отдает свою теплоту рабочему телу — воде и водяному пару в ПГ, в котором допускается перегрев пара до температуры около 450-570°С без повышения давления теплоносителя в реакторе. По капитальным затратам трехконтурные ЯЭУ получаются наиболее дорогостоящими.

На украинских АЭС для производства электроэнергии используются двухконтурные ЯЭУ с серийными водоводяными реакторами с водой под давлением типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 и одноконтурные с серийным водографитовым каналным реактором РБМК-1000, охлаждаемым кипящей водой и имеющим графитовый замедлитель. В водоводяных реакторах теплоносителем и замедлителем является обычная вода. Кипение воды в активной зоне реактора ВВЭР не происходит..

Два реактора типа ВВЭР-440 электрической мощностью 440 МВт (тепловая мощность 1370 МВт) установлены на Ровенской АЭС. Они надежны и устойчивы в эксплуатации на любом уровне мощности, позволяют обеспечить глубокое выгорание топлива и высокие технико-экономические показатели.

Корпусной реактор типа ВВЭР представляет собой вертикальный толстостенный цилиндрический сосуд с самоуплотняющейся сферической крышкой, рассчитанной на давление до 18 МПа (180 атм.). Корпус реактора ВВЭР-440 имеет

диаметр 4,5 м, и высоту 11м. Он сварен из цельнокованых стальных обечаек. Особо высокие требования предъявляются к прочности и герметичности корпуса реактора. В этих целях для изготовления корпуса используется высокопрочная низколегированная углеродистая сталь. Герметичность между корпусом и сферической крышкой обеспечивается специальными металлическими прокладками, уплотненными отжимными винтами.

Активная зона реактора, размещается в корпусе, имеет диаметр 2,9 м, высоту 2,5 м и состоит из 349 шестигранных кассет, из которых 276 заполнены ядерным топливом. ТВЭЛами, т.е. являются рабочими: остальные 73 кассеты выполняют функцию управления и защиты реактора. Путем введения или выведения их из активной зоны осуществляется регулирование мощности реактора или его аварийный останов. Каждая рабочая кассета содержит 126 цилиндрических трубок длиной, равной высоте активной зоны, заполненных ТВЭЛами диаметром 9,1 мм. Стенки кассет толщиной 2 мм и оболочки ТВЭЛов толщиной 0,6 мм выполнены из сплава циркония с 1 % ниобия.

Ядерным топливом является спеченный диоксид урана, обогащенный ^{235}U до 3,3%. Общая загрузка ураном составляет 42 т. В среднем ежегодно необходимо менять 1/3 кассет. Для сравнения укажем, что для ТЭС такой же мощности требуется около 750 тыс.т мазута в год, для перевозки которого необходимо около 10 тыс. цистерн.

Энергетический реактор ВВЭР-440 — двухконтурный. В качестве теплоносителя и замедлителя используется обессолённая обычная вода. Шестью циркуляционными насосами она прокачивается через активную зону реактора под давлением 12,5 МПа (125 атм.), отводит тепло от ТВЭЛов и переносит его в парогенератор, где образуется пар, направляемый в турбину. Системы I контура включают в себя сам реактор, циркуляционные насосы и трубопроводы, по которым вода поступает из реактора в парогенератор. К системе II контура относится паропроводящая часть парогенератора, турбогенераторы и трубопроводы, по которым пар из парогенератора поступает в машинное отделение.

Температура воды на выходе из реактора 301°C . Расход воды через реактор $39000 \text{ м}^3/\text{ч}$. Парогенераторы генерируют около 3000 т/ч сухого насыщенного пара, который под давлением 4,4 МПа (44 атм.) по трубопроводам II контура подается к турбинам.

Реактор располагается в бетонной шахте, вокруг которой размещены парогенераторы и циркуляционные насосы. Все это оборудование окружено защитой, ослабляющей уровень нейтронного и γ -излучения до регламентируемого. В качестве защитных материалов используется вода и железобетон.

Верхняя часть реактора с блоком органов управления герметизирована специальным защитным стальным колпаком, что предотвращает распространение радиоактивных веществ во внешнюю среду в случае аварии. Воздух из помещений, куда возможен выход из контуров реактора радиоактивных продуктов деления урана, перед выбросом в вентиляционную трубу очищается на специальных аэрозольных и водяных фильтрах.

Реакторы ВВЭР-1000 (тепловая мощность его 3000 МВт, электрическая 1000 МВт) установлены на Ровенской (один), Запорожской (шесть), Южно-Украинской (три) и Хмельницкой (один) АЭС. Корпус реактора ВВЭР-1000 имеет такие же габариты, как и корпус ВВЭР-440. В результате более эффективного использования внутрикорпусного объема и существенного повышения прочности корпуса удалось повысить мощность реактора и параметры первичного теплоносителя. Активная зона реактора ВВЭР-1000 имеет диаметр 3,12, высоту 3,5 м и состоит из 151 кассеты. В каждой кассете имеется 331 направляющая трубка, из которых 317 заполнены топливом, а остальные предназначены для стержней управления и датчиков контроля энерговыделения (рис. 1.12). Общая загрузка ураном составляет 66 т. Обогащение такое же, как у ВВЭР-440.

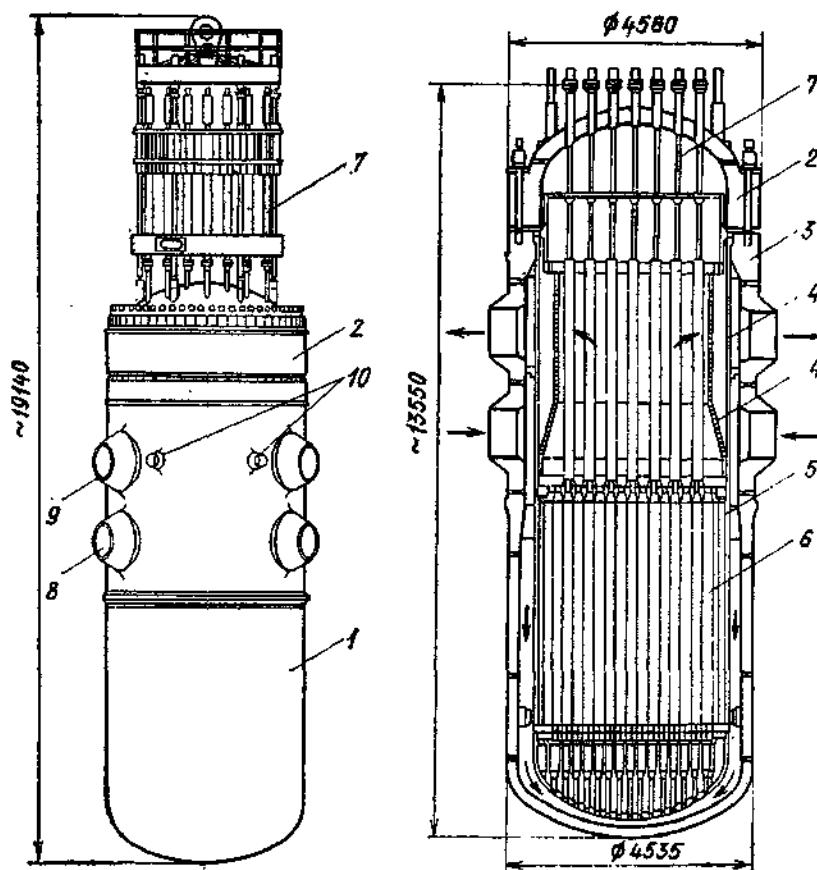


Рис. 1.12. Общий вид реактора ВВЭР-1000:

1 — корпус реактора; 2 — крышка реактора; 3 — внутрикорпусная шахта; 4 — блок защитных труб; 5 — выгородка активной зоны; 6 — активная зона; 7 — механизмы управления СУЗ; 8 — входной патрубок, 9 — выходной патрубок; 10 — патрубки подключения системы аварийного охлаждения активной зоны (СОАЗ)

Давление теплоносителя в 1 контуре сравнительно выше и составляет 16 МПа (160 атм.), в результате температура воды на выходе из реактора достигает 322°C . Давление пара во втором контуре 6 МПа (60 атм.). Таким образом, реактор ВВЭР-1000 не только по мощности, но и по своим энергетическим параметрам выгодно отличается от реактора ВВЭР-440. Для повышения безопасности все оборудование, содержащее активный теплоноситель, заключено в защитную оболочку, выдерживающую избыточное давление при мгновенном разрыве трубопровода 1 контура диаметром 850 мм. Такая авария является гипотетически максимально возможной. Опыт эксплуатации реакторов типа ВВЭР показал их высокую надежность и безопасность. Схема расположения основного оборудования первого контура реактора ВВЭР—1000 показана на рис. 1.13.

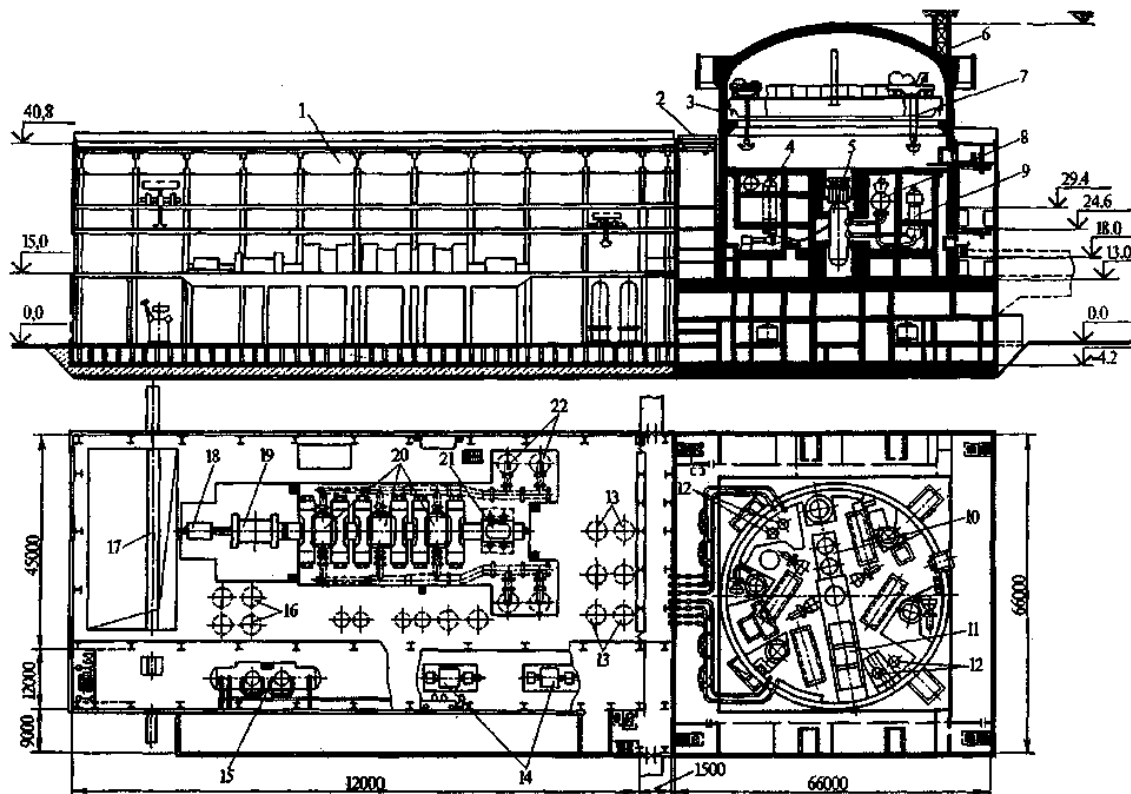


Рис.1.13. Компоновка АЭС с ВВЭР-1000:

1 — турбинное отделение; 2 — обстройка защитной герметичной оболочки; 3 — защитная герметичная оболочка; 4 — компенсатор объема; 5 — реактор с бассейном перегрузки; 6 — вентиляционная труба; 7 — мостовой полноповоротный кран; 8 — парогенератор; 9 — электродвигатель главного циркуляционного насоса (ГЦН); 10 — бассейн выдержки; 11 — транспортно-технологическая часть; 12 — гидроаккумулирующие емкости; 13 — подогреватель высокого давления (ПВД); 14 — питательные турбонасосы; 15 — деаэратор; 16 — подогреватель низкого давления (ПНД); 17 — въездные пути; 18 — возбудитель электрогенератора; 19 — электрогенератор; 20 — цилиндр низкого давления (ЦНД); 21 — цилиндр среднего давления (ЦСД), 22 — сепаратор-промперегреватель (СПП).

Основные характеристики АЭС с реакторами типа ВВЭР представлены в таблице 1.4.

Таблица 1.4.

Основные характеристики АЭС с реакторами типа ВВЭР

Параметр	Реактор	
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Электрическая мощность, МВт	440	1000
Давление в корпусе реактора, МПа	12,5	16,0
Температура воды, $^{\circ}\text{C}$.		
на входе в реактор	268	289
на выходе из реактора	301	322
Давление пара перед турбиной, МПа	4,4	6,0
Расход воды, циркулирующей в реакторе, $\text{м}^3/\text{ч}$	$3,9 \cdot 10^4$	$7,6 \cdot 10^4$
Число парогенераторов и число петель главного реакторного контура, шт.	6	4

Производительность ГЦН, м ³ /ч	6,5·10 ³	1,9·10 ⁴
Диаметр корпуса, м	3,84	4,50
Высота корпуса, м	11,8	10,85
Скорость воды в активной зоне, м/с	3,5	5,3
Удельная плотность теплового потока, кВт/м ²	440·10 ³	632·10 ³
Высота активной зоны, м	2,5	3,5
Условный (эквивалентный) диаметр активной зоны, м	2,88	3,2
Диаметр стержневого ТВЭЛа, мм	9,1	9,1
Среднее обогащение топлива подпитки, %	3,5	3,3-3,4
Средняя расчетная глубина выгорания, МВт·сут/кг	26,8	26-40

Канальный реактор в отличие от ВВЭР не имеет прочного многотонного (200 — 500 т) внешнего корпуса. ТВЭЛы помещают в трубы-каналы, через которые прокачивается вода под давлением. Между этими каналами помещается замедлитель нейтронов — графит.

Канальные реакторы по своим габаритам существенно больше корпусных, но зато они набираются повторением одинаковых элементов сравнительно небольших размеров, что позволяет легко наладить их массовое производство.

Реакторы типа РБМК одноконтурные, т.е. теплоноситель (вода) превращается в пар непосредственно в реакторе и подается на турбину, предварительно проходя через сепараторы, где он очищается от радиоактивных веществ (рис.1.14).

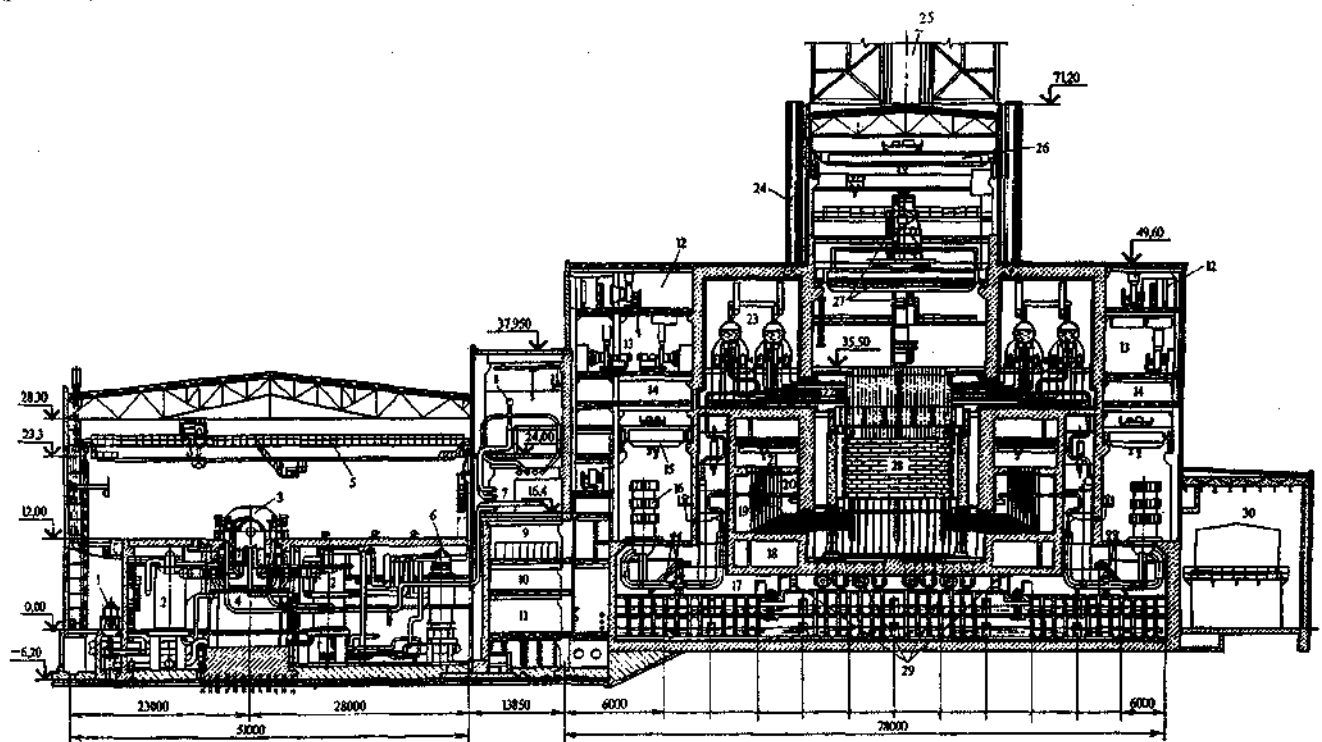


Рис.1.14. Поперечный разрез по АЭС с РБМК-1000:

1 — конденсатный насос первого подъема; 2 — СПП, 3 — турбина; 4 — конденсатор; 5 — мостовой кран; 6 — ПНД; 7 — трубопроводный коридор; 8 — БРУ-К; 9 — блочный щит управления (БЩУ); 10 — подпиточное помещение; 11 — помещение расходустройства собственных нужд; 12 — помещение приточных вентиляторов реакторного отделения; 13 — общий вытяжной вентиляционный центр; 14 — помещение воздуховодов; 15 — кран обслуживания ГЦН; 16 — электропривод ГЦН; 17 — бассейн-барботер; 18 — помещение системы охлаждения железобетонных конструкций; 19 — помещение нижних водяных коммуникаций; 20 — раздаточные групповые коллекторы; 21 — помещение обслуживания РГК; 22 — пароводяные коммуникации (ПВК); 23 — барабаны-сепараторы; 24 — стальная выхлопная труба; 25 — стальная вентиляционная труба; 26 — мостовой кран; 27 — разгрузочно-загрузочная машина (РЗМ); 28 — реактор; 29 — группы клапанов бассейна-барботера; 30 — помещение вспомогательных систем реакторного отделения.

Рассмотрим кратко конструктивные особенности реактора РБМК-1000. Он размещается в бетонной шахте 21,6х21,6 и высотой 25,5м. Графитовая кладка цилиндрической формы служит замедлителем нейтронов. Ее масса 1700 т. Для герметизации реакторного пространства графитовая кладка с боков окружена сварным легким цилиндрическим кожухом, а сверху и снизу массивными стальными плитами, которые обеспечивают не только крепление графита, но и являются частью биологической защиты реактора. Поскольку 5% мощности реактора выделяется в графите для снижения термического сопротивления и предотвращения окисления графита, реакторное пространство заполняют медленно циркулирующей смесью гелия (85 — 90%) и азота (15 — 10%). Эта смесь предназначена для одновременного контроля целост-

ности технологических каналов по изменению влажности и температуры газа. Графитовая кладка состоит из отдельных собранных в колонны блоков с вертикальными цилиндрическими отверстиями вдоль всей высоты кладки, в которые устанавливаются 1693 технологических канала. Наряду с этим имеется 211 каналов системы управления и аварийной защиты, которые располагаются в центральных отверстиях графитовой кладки.

Верхняя и нижняя части технологических каналов выполнены из нержавеющей стали, а центральная — из сплава циркония с 2,5% ниобия, имеющего достаточно высокие механические и коррозионные свойства. В каждом технологическом канале размещается кассета с двумя тепловыделяющими сборками (ТВС), каждая из которых состоит из 18 ТВЭЛов с длиной тепловыделяющей части — 3,5 м. Таким образом, высота активной зоны реактора составляет 7,0 м, а диаметр — 11,8 м. В качестве ядерного топлива используется спекшийся диоксид урана; обогащение — 2,4% по ^{235}U . Общая загрузка ураном — 192 т.

Теплоносителем служит обессоленная обычная вода, которая подводится снизу к каждому технологическому каналу (ТК). Поднимаясь вверх и омывая ТВЭЛы, она перегревается и частично испаряется. Отвод пароводяной смеси из верхней части ТК к сепараторам осуществляется по индивидуальным трубопроводам. Очищенный в сепараторе от радиоактивных продуктов сухой пар поступает по трубопроводам к турбинам. Конденсат отработавшего в турбине пара через сепаратор вновь возвращается в реактор. Давление пара на выходе из реактора — 6,5 МПа (65,4 атм.), а температура — 280 °С. Основные характеристики АЭС с реактором РБМК-1000 представленные в таблице 1.5.

Таблица 1.5.

Основные характеристики АЭС с реакторами типа РБМК

Параметр	Реактор РБМК- 1000
Электрическая мощность, МВт	1000
Давление в барабанах-сепараторах, МПа	7,0
Расход воды, циркулирующей в реакторе, т/ч	37500
Высота активной зоны, м	7,0
Условный (эквивалентный) диаметр активной зоны, м	11,8
Число испарительных каналов, шт.	1693
Диаметр оболочки ТВЭЛов, мм	13,6
Среднее обогащение топлива, %	2,4
Средняя глубина выгорания, МВт-сут/кг	18,1

Основными достоинствами реакторов типа РБМК являются отсутствие трудоемкого в изготовлении прочного корпуса, а также сложного и дорогостоящего парогенератора. Возможность проведения локального контроля режима работы и состояния ТВЭЛов позволяет осуществлять отключение канала и замену ТВС, т.е. проводить перегрузку топлива без остановки реактора, что обеспечивает гибкость топливного цикла. Используется менее обогащенное топливо. Поскольку каналный реактор состоит из унифицированных и стандартизованных узлов, упрощается создание реакторов большой единичной мощности без коренной перестройки машиностроительного производства.

Вместе с тем каналные уран-графитовые реакторы обладают рядом специфических особенностей, которые требуют более высокой квалификации и большей предосторожности при эксплуатации, а также принципиально новых решений при разработке средств повышения их безопасности, в частности, возможность при аварии роста реактивности в связи с нарушением циркуляции теплоносителя через активную зону. Ввиду больших габаритов реактора значительное количество тепловой энергии аккумулируется в графитовой кладке и металлоконструкциях, что замедляет спад тепловой мощности реактора после срабатывания аварийной защиты. Наличие большого парового объема в контуре охлаждения существенно замедляет темп падения давления теплоносителя при аварийном разрыве трубопровода.

После аварии на Чернобыльской АЭС были предприняты и осуществлены необходимые меры по повышению надежности и безопасности уже действующих реакторных установок типа РБМК. В первую очередь были разработаны и внедрены мероприятия, направленные на устранение коренных причин произошедшей аварии:

- обеспечено снижение положительного парового коэффициента реактивности за счет снижения содержания графита в активной зоне и повышения обогащения топлива нуклидом ^{235}U до 2,4%. Увеличено число поглощающих нейтроны регулирующих стержней, постоянно находящихся в активной зоне реактора с 30 до 70 — 80, что также существенно снижает реактивность реактора при увеличении паросодержания. Эта мера повышает эффективность аварийной защиты и устраняет возможность повышения размножения нейтронов в нижней части активной зоны за время движения регулирующего стержня из верхнего положения вниз. (Коэффициент реактивности доведен до величины 1.0);

- повышена эффективность и быстродействие аварийных защит реактора, за счет замены конструкции приводов. Время срабатывания защиты сокращено с 18 — 20 до 10 — 12 с. С 1989 г. на всех действующих энергоблоках с каналными реакторами внедрена быстродействующая аварийная защита, обеспечивающая ввод в активную зону стержней-поглотителей за 2 — 2,5 с;

- исключен положительный выбег реактивности при вводе стержней СУЗ, путем модернизации стержней СУЗ;
- установлены дополнительные сигнализаторы режима работы главных циркуляционных насосов, автоматизированы системы расчета запаса реактивности и аварийной остановки реактора, существенно увеличена пожарная безопасность и т.д.

Таким образом, организационные и технические мероприятия, выполненные на действующих РБМК, полностью исключают возможность быстрого неконтролируемого разгона реактора.

ГЛАВА 2

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ

ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Ионизирующим излучением называется любое излучение, взаимодействие которого с веществом приводит к образованию в этом веществе ионов разных знаков.

Ионизирующее излучение способно выбивать электроны из атомов. При этом, видимый свет, ультразвук, ультрафиолетовое, лазерное, Черенковское, микроволновое излучения к ионизирующему излучению не относятся.

Ионизирующее излучение делится на непосредственное и косвенное.

Непосредственное ионизирующее излучение состоит из заряженных частиц, например, из электронов, протонов, α -частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновении, которые выбивают орбитальные электроны из атомов прямо при кулоновском взаимодействии.

Косвенное ионизирующее излучение состоит из незаряженных частиц, например, из нейтронов или фотонов, создающих непосредственно ионизирующее излучение и (или) вызывающих ядерные превращения. Энергия этих частиц передается вначале заряженной частице (электрону или протону), а затем эти вторичные частицы уже производят ионизацию атомов и (или) вызывают ядерные превращения.

Термин "ионизирующее излучение" впервые в 1896 г. ввели Томсон и Резерфорд, описывая свойства рентгеновских лучей.

К *фотонному ионизирующему излучению* относятся: γ -излучение, возникающее при изменении энергетического состояния атомных ядер, при ядерных превращениях или при аннигиляции частиц; *тормозное излучение* с непрерывным энергетическим спектром, возникающее при уменьшении кинетической энергии заряженных частиц; *характеристическое излучение* с дискретным энергетическим спектром, возникающее при изменении энергетического состояния электронов атома; *рентгеновское излучение*, состоящее из тормозного и (или) характеристического излучений.

К *корпускулярному излучению* относится ионизирующее излучение, состоящее из частиц с массой, отличной от нуля, т.е. α -и β -частицы, нейтроны, протоны, мезоны и др.

Частицы корпускулярного ионизирующего излучения или фотоны принято называть *ионизирующими частицами*.

Ионизирующее излучение, состоящее из частиц различного вида или частиц и фотонов, называется *смешанным ионизирующим излучением*.

Различают моноэнергетическое и немонаэнергетическое ионизирующее излучение.

Под моноэнергетическим понимается ионизирующее излучение, состоящее из фотонов одинаковой энергии или частиц одного вида с одинаковой кинетической энергией.

Немонаэнергетическое излучение имеет фотоны разной энергии или частицы одного вида с разной кинетической энергией.

Принято различать *первичное и вторичное ионизирующее излучение*.

Под первичным понимается ионизирующее излучение, которое в рассматриваемом процессе взаимодействия со средой является или принимается за исходное.

Вторичное ионизирующее излучение возникает в результате взаимодействия первичного ионизирующего излучения с данной средой.

Законы взаимодействия ионизирующего излучения с веществом являются теоретической и практической основой радиационной защиты, на них базируются методы расчета защиты и методы регистрации ионизирующего излучения.

Ионизирующее излучение, в зависимости от массы и заряда, можно подразделить на четыре группы:

- Тяжелые заряженные частицы, к ним относятся α -частицы, протоны и др.
- Легкие заряженные частицы: электроны и позитроны.
- Фотонное излучение: рентгеновское и γ -излучение.
- Нейтронное излучение: нейтроны различных энергий.

Механизм потери энергии

Из заряженных частиц в радиационной защите берут в расчет α - и β -частицы, некоторые мезоны и др. Выше было отмечено, что рентгеновское и γ -излучения относятся к излучению, состоящему из незаряженных частиц и взаимодействуют с веществом посредством механизмов, которые будут рассмотрены позже. Механизм взаимодействия заряженных частиц с поглощающим веществом состоит в том, что частица, пролетая сквозь вещество, "расталкивает" атомные электроны своим кулоновским полем, за счет чего теряет свою энергию, ионизируя либо возбуждая атомы. Основное правило, применяемое ко всем заряженным частицам, это правило, согласно которому они передают свою энергию поглощающему веществу более или менее постоянно на своем пути. Таким образом заряженная частица всегда выходит из поглотителя с меньшей энергией, чем до поглотителя, в отличие от которой γ -квант (незаряженная частица) может пройти толстый защитный экран и на выходе иметь ту же энергию, что и на входе.

При работе специалистов по радиационной защите наибольший практический интерес представляет интервал энергий частиц от нескольких кэВ до 10 МэВ, при этом рассматриваются три основных механизма потери энергии: ионизация, возбуждение и торможение.

Ионизация атомов представляет собой процесс превращения нейтральных атомов среды под действием ионизирующего излучения в заряженные частицы — электроны и ионы, т.е. образование пары ионов. В этом процессе из нейтрального атома выбиваются электроны и он становится ионом. Комбинация выбитого электрона и ионизированного атома называется ионной парой. В различных материалах на образование ионной пары необходима энергия 30 — 40 эВ. Эта энергия называется энергией образования пары ионов ϵ . Для образования одной пары ионов в воздухе γ -излучение в среднем расходует энергию $\epsilon = 33,85$ эВ на пару.

Для количественной оценки ионизации атомов вводят понятия полной ионизации и линейной плотности ионизации.

Полная ионизация N_n — это количество пар ионов, образованных ионизирующим излучением, на всем пути в среде:

$$N_n = E/\epsilon, \quad (2.1)$$

где E — энергия ионизирующего излучения, эВ;

ε — энергия образования пары ионов, эВ/на пару.

Линейная плотность ионизации N_L (удельная ионизация) — это количество пар ионов, образованных ионизирующим излучением на единице пути:

$$N_L = N/R = E/sR, \quad (2.2)$$

где N_n — полная ионизация пар ионов; R — линейный пробег.

Возбуждение атомов — это механизм потери энергии, являющийся следствием кулоновского взаимодействия между заряженной частицей и электронами атома. Если при ионизации удаление электронов с орбиты происходит путем их выбивания из нейтрального атома, то при возбуждении электрону передается энергия, недостаточная для его выбивания, в результате чего электрон переходит на более высокий энергетический уровень, при этом он удерживается атомом и нейтральность атома не нарушается. Этот процесс не ведет к образованию ионных пар и к появлению свободных зарядов в веществе. При переходе электрона на прежнюю орбиту испускается характеристическое излучение, энергия которого зависит от глубины перехода орбитального электрона. На каждую образованную пару ионов при ионизации атома приходится примерно два-три возбужденных атома. Потери энергии при ионизации и возбуждении атомов называются ионизационными потерями.

Торможение частиц в поле ядра. Потери энергии ионизирующего излучения в поле ядра называют радиационными потерями, они представляют из себя уменьшение энергии в результате торможения заряженной частицы в поле ядра поглотителя и связаны с испусканием тормозного излучения. Заряженные частицы, пролетая вблизи ядра атомов поглотителя, тормозятся в поле ядра и меняют направление своего движения. Причина возникновения тормозного излучения — это та же кулоновская сила, которая отклоняет заряженную частицу, изменяя направление ее движения. В физическом смысле изменение направления является замедлением т.к. меняется направление вектора скорости и уменьшается величина скорости из-за потери энергии. Тормозное излучение является фотонным излучением с непрерывным спектром, энергетический диапазон которого входит в диапазон рентгеновских лучей. Тормозное излучение возникает в рентгеновских трубках, в ускорителях электронов и др. Анализ процесса потери энергии на тормозное излучение показывает, что эти потери прямо пропорциональны энергии заряженной частицы и квадрату атомного номера поглотителя, и обратно пропорциональны квадрату массы заряженной частицы. Например, потери энергии протона примерно в 2000^2 раз меньше потерь энергии электрона.

В случае, когда поглощающим веществом является человеческое тело, на ионизацию и возбуждение приходится 99% поглощенной энергии, в то время, как на тормозное излучение 1% энергии.

Описанные механизмы схематически показаны на рис.2.1.

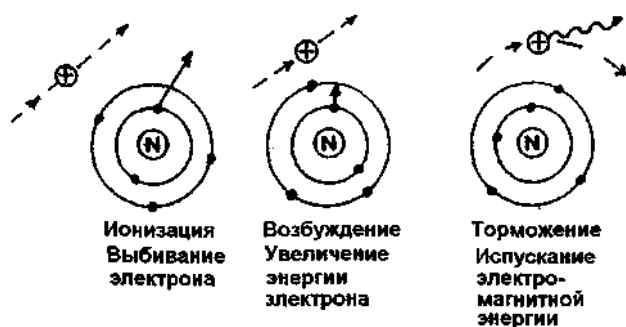


Рис 2.1. Механизмы потери энергии заряженными частицами

Тормозная способность

Тормозная способность S — это средняя энергия, теряемая заряженной частицей на единице своего пути, измеряется в единицах кэВ/мкм. Тормозная способность является свойством поглощающего вещества и показывает насколько теряется энергия заряженной частицей в поглотителе.

Чем больше S , тем лучше действует материал в качестве защиты.

Так как ионизационные и радиационные потери зависят от кулоновских сил, то S прямо пропорциональна заряду взаимодействующих частиц и обратно пропорциональна квадрату расстояния между ними, т.е. S зависит от заряда и атомного номера Z поглотителя, а фактор обратного квадрата расстояния учитывается по среднему расстоянию между атомами поглотителя. Отсюда следует зависимость S от плотности

Низкоэнергетические (медленные) частицы в большей степени подвержены влиянию кулоновских сил, соответственно и потери энергии у них будут большими, поэтому S растет при уменьшении энергии частиц. Изменения величины S в зависимости от энергии, заряда частиц и атомного номера поглотителя показаны на рис. 2.2. У α -частиц ($Z=2$) S больше, чем у β -частиц ($Z=1$), а для свинца ($Z=82$) S больше, чем для алюминия ($Z=13$) при данной энергии. Так как S зависит от плотности ρ поглощающего вещества, то в практических целях пользуются массовой тормозной способностью, т.е. тормозной способностью на единицу плотности S/ρ . Тогда, например, ледяная вода и пар будут иметь одинаковое значение S/ρ . Численные же значения S для этих веществ будут различными, хотя химический состав их идентичен.

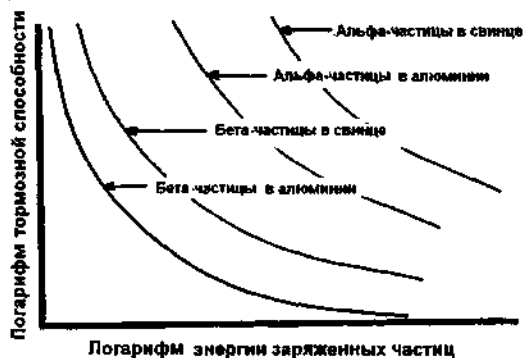


Рис. 2.2. Зависимость тормозной способности от энергии частиц.

Пробег заряженных частиц

Линейный пробег R — это путь, пройденный заряженной частицей до полной потери кинетической энергии, или минимальная толщина поглотителя, необходимая для полного поглощения ионизирующего излучения. Понятие пробега относится только к заряженным частицам, фотонное излучение пробега не имеет.

Если тормозная способность большая, то частица будет замедляться быстрее и, отсюда, пробег будет малым, таким образом, пробег обратно пропорционален тормозной способности.

Пробег зависит от факторов Кулоновского взаимодействия— зарядов взаимодействующих частиц, плотности вещества-поглотителя и энергии заряженной частицы. Пробег увеличивается с ростом энергии излучения, пропорционален массе частицы и обратно пропорционален квадрату ее заряда.

Кривые зависимости пробега от энергии для некоторых заряженных частиц показаны на рис.2.3. Эти кривые являются "зеркальным отражением" кривых зависимости тормозной способности от энергии (рис.2.2).

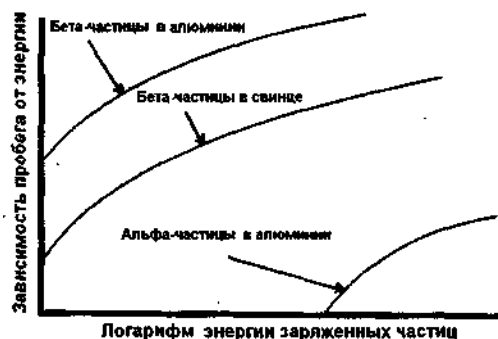


Рис. 2.3 Зависимость пробега от энергии.

Массовый пробег R_m —это пробег заряженной частицы в единицах массы, являющийся произведением линейного пробега R заряженной частицы в данном веществе на плотность этого вещества ρ :

$$R_m = R\rho, \quad (2.3)$$

где R_m — массовый пробег, г/см^2 ; R — линейный пробег, см ; ρ — плотность поглотителя, г/см^3 .

Если линейный пробег заряженных частиц в веществе зависит от его плотности, то массовый пробег становится независимым от плотности вещества поглотителя, поэтому толщину поглотителя удобнее определять через массовый пробег, ибо для частиц с одинаковой энергией в различных веществах поглотителя он имеет примерно одно и то же числовое значение.

Линейная передача энергии

Линейная передача энергии (ЛПЭ) заряженных частиц в поглощающем веществе (или L) — отношение средней энергии dE , переданной поглощающему веществу движущейся заряженной частицей вследствие столкновений при перемещении ее на расстояние dl , к этому расстоянию:

$$L = dE/dl. \quad (2.4)$$

Термин ЛПЭ тесно связан с тормозной способностью S . Основное отличие заключается в том, что ЛПЭ связано с энергией, передаваемой поглощающему веществу, в то время

как S характеризует свойство поглощающего вещества, показывая насколько эффективно теряет энергию заряженная частица в веществе, т.е. насколько эффективно поглотитель отбирает энергию у заряженной частицы.

ЛПЭ имеет важное значение в радиационной защите, так как с ее использованием вычисляется коэффициент качества данного радиационного поля.

ЛПЭ, как и тормозная способность S , измеряется в кэВ/мкм.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ТЯЖЕЛЫХ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ С ВЕЩЕСТВОМ

Взаимодействие заряженных частиц разделяют на упругие и неупругие.

К упругим относят такие взаимодействия, при которых сумма кинетических энергий взаимодействующих частиц до взаимодействия и после сохраняется неизменной. Таким процессом является упругое рассеяние.

При неупругом взаимодействии часть кинетической энергии заряженной частицы передается образовавшимся частицам или фотонам; другая часть кинетической энергии передается атому или ядру на их возбуждение или перестройку. К таким взаимодействиям относится неупругое рассеяние, ионизация и возбуждение атомов, образование тормозного излучения.

Взаимодействие тяжелых заряженных частиц с веществом рассмотрим на примере α -частиц. α -Частица — это ядро атома гелия, она имеет двойной положительный заряд и четыре единицы массы. Масса α -частицы равна 4,002777 а.е.м. Распад, в основном, претерпевают радионуклиды тяжелых элементов. Энергия α -частиц (E_α), испускаемых естественными и искусственными радионуклидами, колеблется в пределах 4,0 — 9,0 МэВ. Так, у ^{239}Pu $E_\alpha = 5,15$ МэВ, у ^{210}Po — 5,3 МэВ, у ^{226}Ra — 4,777 МэВ. Скорость движения α -частиц порядка 10^9 см/сек.

При прохождении через вещество энергия α -частицы, в основном, расходуется на ионизацию и возбуждение атомов поглощающей среды (ионизационные потери), которые при $E_\alpha > 0,1$ МэВ можно выразить формулой:

$$\left(\frac{dE_\alpha}{dx} \right) = \frac{4\pi e^4 z^2 Z n B}{m_0 V^2} \quad (2-5)$$

где E_α — кинетическая энергия α -частицы; e — заряд электрона; z — заряд α -частицы;

Z — порядковый номер поглотителя; n — число атомов в 1 см^3 вещества; B — коэффициент торможения; m_0 — масса покоя электрона; V — скорость частицы.

Одним из наиболее характерных свойств α -частиц является наличие у них определенного пробега. Средний пробег R_α моноэнергетических α -частиц обычно рассчитывают по эмпирическим формулам. В воздухе при нормальных условиях

$$R_\alpha = a E_\alpha^n \quad (2.6)$$

где R_α — пробег, см; E_α^n — кинетическая энергия α -частиц, МэВ;

n — безразмерный коэффициент, установленный эмпирическим путем.

Для α -частиц, испускаемых естественными α -излучателями ($1 < E_\alpha < 9 \text{ МэВ}$), $a = 0,318$, $n = 1,5$. Для α -частиц с более высокими энергиями ($E_\alpha \leq 200 \text{ МэВ}$) $a = 0,148$, $n = 1,8$.

Так, α -частицы с энергией $E_\alpha = 5$ МэВ пробегают в воздухе расстояние 3,52 см, а с энергией $E_\alpha = 30$ МэВ — 68 см.

Длина пробега α -частицы в других средах может быть определена по формуле Брегга:

$$R_\alpha = \frac{\sqrt{AE_\alpha^3}}{\rho} \text{ мкм}, \quad (2.7)$$

или по формуле Глессена:

$$R_\alpha = \frac{A\sqrt{E_\alpha^3}}{\rho^3 Z^2} \text{ мкм}, \quad (2.8)$$

где E_α — энергия α -частицы, МэВ; A — атомный вес; Z — порядковый номер; ρ — плотность вещества поглотителя, г/см³.

К концу пробега энергия α -частицы уменьшается настолько, что она уже не способна производить ионизацию и, присоединив к себе два электрона, превращается в атом гелия. Полная ионизация для α -частиц составляет несколько сот тысяч пар ионов. Например, α -частица с энергией 7 МэВ, согласно (2.1), образует

$$N_n = \frac{E}{\epsilon} = \frac{7 \cdot 10^6 \text{ эВ}}{33,85 \text{ эВ/пару}} = 2 \cdot 10^5 \text{ пар ионов.}$$

Чем больше энергия α -частицы, тем больше ее пробег и больше образованных пар ионов.

Линейная плотность ионизации также зависит от энергии α -частицы, но зависимость обратная — чем меньше энергия частицы, а следовательно и скорость, тем больше вероятность взаимодействия ее с орбитальными электронами. Линейную плотность ионизации воздуха α -частицей, например, для ^{210}Po ($E_\alpha = 5,3$ МэВ, линейный пробег $R = 3,87$ см, энергия образования пары ионов $\epsilon = 33,85$ эВ/пару) определим по формуле (2.2)

$$N_L = \frac{E}{\epsilon \cdot R} = \frac{5,3 \cdot 10^6}{33,85 \cdot 3,87} \approx 4 \cdot 10^4 \text{ пар ионов/см.}$$

Максимального значения удельная ионизация достигает в конце пробега.

Линейная плотность ионизации воздуха вдоль пробега α -частицы показана на рис.2.4. Из рисунка видно, что линейная плотность ионизации распределяется неравномерно, возрастает к концу пути, а затем резко падает до нуля. Например, α -частица с энергией 4,8 МэВ в воздухе в начале пути образует $2 \cdot 10^4$ пар ионов/см, а в конце пути $6 \cdot 10^4$ пар ионов/см. Увеличение плотности ионизации в конце пути с последующим резким уменьшением до нуля объясняется тем, что α -частица, испытывая торможение, по мере движения в веществе теряет свою скорость; следовательно, увеличиваются время прохождения ее через атом в конце пути и, соответственно, вероятность передачи электрону энергии, достаточной для его вырывания из атома. Когда же скорость α -частицы становится

сравнимой со скоростью движения атомов вещества, то α -частица захватывает и удерживает сначала один, а затем и второй электрон и превращается в атом гелия — ионизация прекращается.

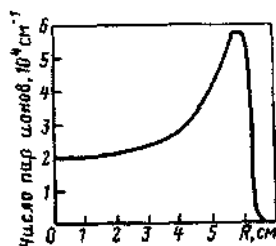


Рис. 2.4. Линейная плотность ионизации воздуха вдоль пробега α -частицы.

α -Частицы с одинаковой энергией (моноэнергетические) в поглотителе проходят практически одно и то же расстояние, т.е. число α -частиц почти на всем пути пробега постоянно и резко падает до нуля в конце пробега. Спектр распределения пробегов моноэнергетических α -частиц показан на рис.2.5. Дифференцируя интегральную кривую, можно получить кривую распределения пробегов α -частиц около среднего значения R_0 — среднего пробега α -частиц.

Пробег α -частиц практически прямолинеен из-за их большой массы, которая препятствует отклонению α -частицы от прямолинейного пути под действием электрических сил атома. Несмотря на высокие значения энергий α -частиц, их проникающая способность и пробег крайне малы, например в воздухе $4 \cdot 10$ см, а в мягких тканях человека, в жидких и твердых веществах будет составлять несколько микрон.

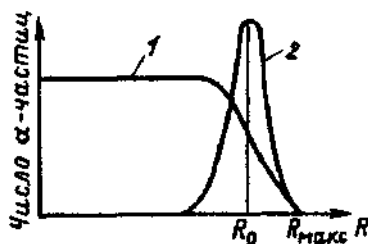


Рис. 2.5. Спектр распределения пробегов моноэнергетических α -частиц: 1 — интегральный; 2 — дифференциальный.

Максимальный пробег α -частиц в воздухе при изменении энергии от 1 до 10 МэВ меняется от 0,52 до 10,5 см и при $E_\alpha = 5$ МэВ составляет 3,52 см, а в биологической ткани меняется от $7,2 \cdot 10^{-1}$ до $1,2 \cdot 10^{-2}$ см, при $E_\alpha = 5$ МэВ $R_{\max} = 4,4 \cdot 10^{-3}$ см.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ЛЕГКИХ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ С ВЕЩЕСТВОМ

Взаимодействие легких заряженных частиц с веществом рассмотрим на примере β -частиц. β -Частицы представляют собой поток электронов или позитронов. Электрон и позитрон

имеют одинаковую массу и одинаковый заряд, но различаются знаком заряда. Масса электрона равна 0,000549 а.е.м. В отличие от α -частиц, β -частицы имеют сплошной, непрерывный, энергетический спектр.

В зависимости от энергии β -частиц различают мягкое и жесткое β -излучение. β -Частицы, имеющие энергию до нескольких десятков кэВ, называют мягким β -излучением, а имеющие большую энергию — жестким β -излучением.

Процесс прохождения β -частиц через вещество более сложный, чем процесс прохождения α -частиц. Энергия расходуется на ионизационные и радиационные потери, на рассеяние β -частиц. Ядерные реакции протекают только при больших (более 20 МэВ) энергиях электронов.

Ионизационные потери β -частиц, так же как и для α -частиц, связаны с ионизацией и возбуждением атомов поглотителя, но вероятность взаимодействия β -частиц с веществом меньше, чем для α -частиц, так как β -частицы имеют в два раза меньший заряд и во много раз меньшую массу (в 7000 раз) по сравнению с α -частицами. При ионизации β -частицы выбивают орбитальные электроны, которые могут производить дополнительную (вторичную) ионизацию. Полная ионизация представляет собой сумму первичной и вторичной ионизации. На 1 мкм пути в веществе β -частица создает несколько сот пар ионов. Замедленный электрон останется свободным или захватится атомом и окажется в связанном состоянии, а позитрон аннигилирует.

Ионизационные потери зависят от числа электронов в атомах поглотителя. Число электронов в 1 см³ вещества можно вычислить из соотношения

$$n = \rho \cdot N_A \cdot (Z/A) = 6,023 \cdot 10^{23} \cdot \rho \cdot (Z/A), \quad (2.9)$$

где N_A — число Авогадро; A — атомный вес; ρ — плотность поглотителя; Z — атомный номер элемента поглотителя.

Следовательно ионизационные потери $(dE/dx)_{\text{ион}} \approx \rho \cdot Z/A$.

При изменении Z отношение Z/A изменяется от 0,5 для легких веществ до 0,4 для свинца, т.е. для различных элементов отношение Z/A изменяется незначительно (за исключением водорода, у которого $Z/A = 1$), что позволяет считать это отношение приблизительно постоянным. Поэтому, выражая измеряемую толщину поглощающего слоя не в сантиметрах, а в единицах $\rho \cdot \text{см}$, т.е. в г/см², можно заключить, что величина поглощения β -излучения данной энергии будет приблизительно одинаковой для всех веществ.

β -Частицы, пролетая вблизи ядра атомов поглотителя, тормозятся в поле ядра и меняют направление своего движения. Уменьшение энергии в результате торможения электрона в поле ядра поглотителя (*радиационные потери*) связано с испусканием тормозного излучения.

Для β -частиц больших энергий (несколько МэВ) отношение радиационных потерь к ионизационным определяется выражением

$$n = (dE/dx)_{\text{рад}} / (dE/dx)_{\text{ион}} = E_{\beta\text{max}} \cdot Z/800, \quad (2.10)$$

где $E_{\beta\text{max}}$ — максимальная энергия для непрерывного спектра β -частиц или первоначальная энергия моноэнергетических электронов;

Z — атомный номер элемента, в котором происходит торможение электронов.

При определенной энергии β -частиц радиационные потери соизмеримы с ионизационными. Эта энергия называется критической. При равенстве радиационных и ионизационных потерь критическая энергия (E_0 , МэВ) определяется выражением

$$E_0 = 800/Z. \quad (2.11)$$

Например, для свинца ($Z = 82$) критическая энергия $E_0 = 800/82 \approx 10$ МэВ.

Так как масса β -частиц невелика, то для них характерен эффект рассеяния. Рассеяние β -частиц происходит при соударениях с орбитальными электронами атомов вещества поглотителя. При рассеянии энергия β -частицы теряется большими порциями, в отдельных случаях до половины. Рассеяние зависит от энергии β -частиц и от природы вещества поглотителя: с уменьшением энергии β -частиц и с увеличением атомного номера вещества поглотителя рассеяние увеличивается.

В результате рассеяния в поглотителе путь β -частиц не является прямолинейным, как для α -частиц, и истинная длина пути в поглотителе может в 1,5 — 4 раза превосходить их пробег. Слой вещества, равный длине пробега β -частиц, имеющих максимальную энергию, полностью затормозит β -частицы, испускаемые данным радионуклидом.

Поглощение β -частиц со сплошным спектром происходит по экспоненциальному закону. Это объясняется тем, что β -частицы различной энергии полностью поглощаются различными слоями поглотителя:

$$\varphi = \varphi_0 \exp(-\mu d), \quad (2.12)$$

где φ_0 — первоначальная плотность потока β -частиц; φ — плотность потока β -частиц после прохождения поглотителя толщиной d ; μ — линейный коэффициент ослабления, указывающий долю β -частиц, поглощенных в единице толщины поглотителя.

Одним из наиболее характерных свойств β -частиц, как и α -частиц, является наличие у них определенного пробега в поглощающем веществе, причем в радиационной защите наиболее часто используются имеющиеся сравнительно надежные и достаточные данные как для максимальной энергии E_β , так и для максимального пробега R_β . График зависимости максимального пробега β -частиц от их максимальной энергии для нескольких элементов приведен на рис. 2.6.

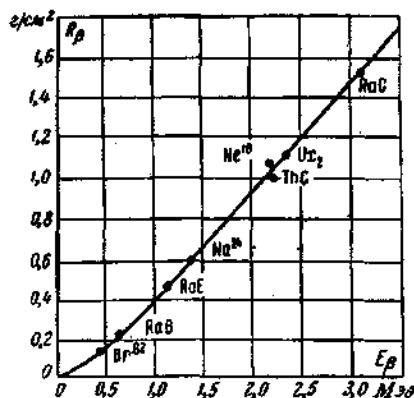


Рис. 2.6. График зависимости максимального пробега β -частиц от их максимальной энергии.

Чаще всего в качестве защитного материала от β -частиц применяется алюминий. Эмпирические формулы и таблицы зависимости максимального пробега β -частиц R_β (как и для α -частиц) от их максимальной энергии достаточно полно приведены в справочной литературе.

Максимальный пробег β -частицы в воздухе при изменении энергии от 1 до 10 МэВ меняется от 292 до 3350 см, а в биологической ткани — от 0,335 до 4,3 см. При $E_\beta = 5$ МэВ R_β в воздухе равен $1,7 \cdot 10^3$ см, а в биологической ткани — 2,11 см.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ

Фотонное излучение относится к электромагнитному косвенному ионизирующему излучению и включает в себя рентгеновское и γ -излучения.

Происхождение рентгеновского и γ -излучений различное, но природа их одинакова: с точки зрения классической физики — электромагнитное излучение (волны), а квантовой — поток фотонов (квантов), т.е. частиц. Двойственную природу фотонного излучения надо понимать так, что в одних явлениях это излучение проявляет волновые свойства (отражение, преломление, дифракция, интерференция), в других — свойства частиц, называемых γ -квантами (фотоэффект, ядерные реакции).

Несмотря на различное происхождение, при взаимодействии с веществом рентгеновское и γ -излучения, имея одинаковую энергию, проявляют одинаковые свойства. Механизм взаимодействия фотонов с веществом совершенно отличается от взаимодействия заряженных частиц. Заряженные частицы, проходя через поглощающее вещество, отдают ему часть или всю энергию, в то время как при прохождении фотонного излучения говорят о вероятности его взаимодействия с поглощающим веществом, причем вероятность взаимодействия экспоненциально возрастает с увеличением толщины поглотителя.

Особенностью γ -квантов при прохождении через вещество является то, что они сравнительно редко сталкиваются с электронами и ядрами, но зато при столкновении, как правило, резко отклоняются от своего пути, т.е. практически выбывают из пучка. Вторая отличительная особенность γ -квантов состоит в том, что они обладают нулевой массой покоя и, следовательно, не могут иметь скорости, отличной от скорости света, а это значит, что γ -кванты в среде не могут замедляться. Они либо поглощаются, либо рассеиваются, причем в основном на большие углы.

Для γ -квантов не существуют понятия пробега, максимального пробега, потерь энергии на единицу длины. При прохождении пучка γ -квантов через поглощающее вещество их энергия не меняется, но в результате столкновений постепенно ослабляется интенсивность пучка.

Закон ослабления излучения в веществе

Пусть на поверхность плоской мишени перпендикулярно к ней падает параллельный моноэнергетический поток γ -квантов (рис.2.7). Первичный пучок в веществе ослабляется за счет поглощения и рассеяния γ -квантов. Рассеиваясь на электроне, γ -квант теряет часть своей энергии и меняет направление своего движения. Если обозначим через I поток падающих γ -квантов, т.е. число частиц, проходящих через 1 см^2 в 1 секунду, то пройдя слой вещества dx , пучок ослабнет на величину dI . Очевидно, что величина dI пропорциональна величине потока I на поверхности слоя и толщине слоя dx :

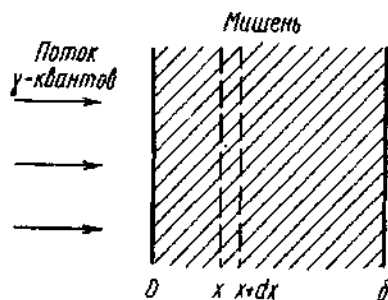


Рис. 2.7. Поток γ -квантов, падающий на плоскую мишень.

$$dI = -\mu \cdot I \cdot dx. \quad (2.13)$$

Знак минус в правой части уравнения показывает, что в слое dx плотность потока γ -квантов уменьшается на dI γ -квантов. Коэффициент пропорциональности μ называется *полным линейным коэффициентом ослабления*. Если среда однородна, то коэффициент μ постоянен. В этом случае, обозначив через I_0 плотность потока γ -квантов на поверхности мишени и интегрируя уравнение (2.13), получим закон ослабления параллельного моноэнергетического пучка первичных γ -квантов в веществе:

$$I = I_0 \cdot e^{-\mu x}. \quad (2.14)$$

Полный линейный коэффициент ослабления пропорционален плотности вещества, его порядковому номеру и энергии γ -квантов, т.е. $\mu = \mu(\rho, Z, E_\gamma)$.

Если разделить полный линейный коэффициент ослабления на плотность вещества, то получим *массовый коэффициент ослабления*, т.е. $\mu_m = \mu/\rho$, который измеряют в единицах $\text{см}^2/\text{г}$ ($\text{м}^2/\text{кг}$), т.к. μ имеет размерность см^{-1} (м^{-1}), а ρ — $\text{г}/\text{см}^3$ ($\text{кг}/\text{м}^3$). Он численно равен доле моноэнергетических γ -квантов, выбывающих из пучка при прохождении слоя мишени толщиной $1 \text{ г}/\text{см}^2$ ($1 \text{ кг}/\text{м}^2$) и зависит от порядкового номера вещества и энергии γ -квантов, т.е. $\mu_m = \mu_m(Z, E_\gamma)$.

Кроме этого различают атомный и электронный коэффициенты ослабления:

μ_a — атомный коэффициент ослабления, $\text{м}^2/\text{атом}$;

μ_e — электронный коэффициент ослабления, $\text{м}^2/\text{электрон}$.

Связь между коэффициентами определяется соотношением

$$\mu = \mu_m \rho = \mu_a \rho N_A / A = \mu_e Z N_A / A. \quad (2.15)$$

Виды взаимодействия γ -излучения с веществом

Вещества с одинаковыми эффективными порядковыми номерами имеют равные массовые коэффициенты ослабления. Например, массовые коэффициенты ослабления близки по значению для воды, кислорода, азота, воздуха, углерода и биологической ткани.

Если ослабление идет за счет нескольких различных процессов, то каждому процессу будет соответствовать свой коэффициент ослабления μ , а полный коэффициент

ослабления μ будет суммой всех μ :

$$\mu_i = \sum_{i=1}^i \mu_i . \quad (2.16)$$

Фотонное излучение, проходя через вещество, взаимодействует с орбитальными электронами и ядрами атомов и теряет свою энергию в результате следующих независимых друг от друга процессов: фотоэлектрического эффекта (фотоэффекта), комптон-эффекта, эффекта образования пар электрон — позитрон.

Фотоэффект — такое взаимодействие фотонного излучения с атомами поглощающего вещества, при котором фотон поглощается атомом, передает свою энергию одному из орбитальных электронов и выбивает его из атома (рис.2.8). Фотоэффект в основном наблюдается на электронах К- и L- оболочек. Энергия фотона должна быть близка к энергии связи электрона в оболочке атома. Если энергия падающего фотона больше энергии, необходимой для удаления электрона из атома, то избыточную энергию фотон передает электрону в виде кинетической энергии:

$$h\nu = E_{\text{св}} + \frac{mv^2}{2} \quad (2.17)$$

где $h\nu$ —энергия фотона; $E_{\text{св}}$ — энергия связи орбитального электрона; $mv^2/2$ — кинетическая энергия выбитого электрона.

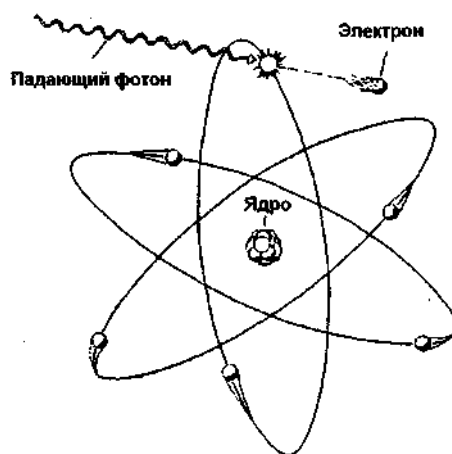


Рис. 2.8. Схема фотоэффекта.

Электрон, удаленный таким образом из атома, называется фотоэлектроном. Фотоэлектрон движется почти перпендикулярно к направлению распространения поглощенного фотона, направление движения фотоэлектрона близко к направлению электрической напряженности

электромагнитного поля; это говорит о том, что фотоэлектрон вырывается из атома электрическими силами.

Освободившееся в результате фотоэффекта место на данной оболочке может быть занято менее связанным электроном с более высокой оболочки, и при этом выделяется энергия в виде характеристического излучения, которое в свою очередь может вызвать внутренний фотоэффект внешних валентных электронов и вырвать их из атома. Электрон, освобожденный из атома таким образом, называется электроном Оже, а явление — эффектом Оже.

Зависимость сечения фотоэффекта δ_ϕ от энергии фотонов и атомного номера поглощающей среды приближенно можно представить в виде:

$$\left. \begin{aligned} \delta_\phi &\approx Z^5/E_0 & \text{при } E_0 > m_0c^2 \\ \delta_\phi &\approx Z^5/E_0^{7/2} & \text{при } E_0 < m_0c^2 \end{aligned} \right\} \quad (2.18)$$

где δ_ϕ — сечение фотоэффекта; Z — атомный номер поглотителя; $E_0 = h\nu$ — энергия первичного поглощенного фотона; m_0c^2 — энергия массы покоя электрона. Из приведенных соотношений видно, что при проектировании защиты от низкоэнергетического фотонного излучения наиболее эффективно использовать материалы с большим Z .

Фотоэффект является главным механизмом поглощения фотонного излучения при энергии фотонов ниже 0,5 МэВ для тяжелых атомов и ниже 0,05 МэВ для легких. Например, фотоэффект на атомах свинца происходит при энергии фотона ниже 600 кэВ, а на атомах алюминия ниже 60 кэВ.

Комптон-эффект — упругое столкновение фотонов с электронами внешней оболочки атома, при котором фотон передает часть своей энергии электрону и рассеивается (рис.2.9). Отраженный фотон называется вторичным или рассеянным. Орбитальные электроны атома поглотителя можно рассматривать как свободные частицы, т.к. энергия связи электрона в атоме мала по сравнению с энергией фотона, поэтому можно считать, что энергия рассеянного фотона меньше первоначальной на кинетическую энергию вырванного из атома электрона.

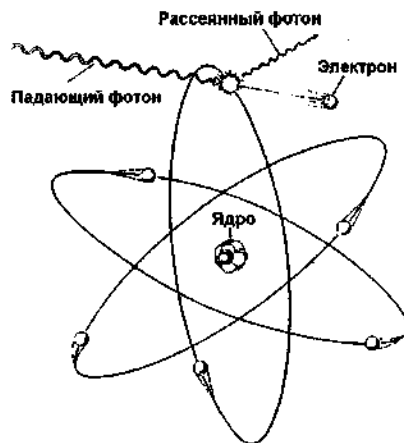


Рис. 2.9. Схема комптоновского рассеяния.

Комптовское рассеяние на свободном электроны — процесс некогерентный, т.к. в нем отсутствуют эффекты интерференции фотонов, рассеянных отдельными электронами. Вероятность процесса некогерентного рассеяния возрастает пропорционально концентрации электронов в единице объема вещества, поэтому сечение комптон — эффекта $\delta_k \sim NZ$, где N — число атомов в единице объема вещества.

Комптон-эффект наблюдается при энергии фотонов 0,05 — 10 МэВ, если поглотитель состоит из легких атомов, и при энергии 0,5 — 5 МэВ, если поглотитель — тяжелые атомы. Комплот-эффект в свинце (рис.2.10) начинает преобладать над фотоэффектом в энергетической области $E_\gamma > 0,5$ МэВ. Уменьшение линейного коэффициента ослабления μ_k с энергией более плавное, чем коэффициента μ_ϕ . В области энергий $E_\gamma > 0,5$ МэВ в свинце образуется больше комптон-электронов, чем фотоэлектронов. Комптон-эффект становится незначительным при энергиях 50 — 100 МэВ.

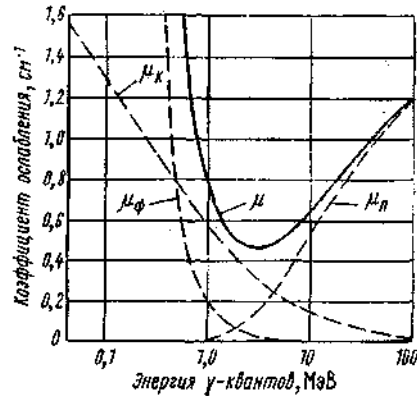


Рис. 2.10. Зависимость коэффициентов линейного ослабления от энергии γ -квантов для свинца: μ — полного; μ_ϕ — фотоэлектрического поглощения; μ_k — комптоновского взаимодействия; μ_n — эффекта образования пар.

Многократный процесс рассеяния за счет комптон-эффекта приводит в конечном счете к тому, что рассеянный фотон в результате фотоэффекта поглотится атомом.

Движение электронов в атоме взаимосвязано, поэтому, если фотонное излучение имеет энергию меньше, чем энергия связи орбитального электрона в атоме, то возможно, что излучение, рассеянное одним электроном, будет интерферировать с излучением, рассеянным другим. Этот процесс называется когерентным рассеянием, он становится заметным при малых энергиях фотонов и рассеяние происходит без вырывания электрона. При когерентном рассеянии атом в целом от фотонного излучения получает незначительную энергию. В практических задачах радиационной защиты обычно используются коэффициенты ослабления фотонного излучения без учета когерентного рассеяния, которое практически не приводит к изменению характеристик первичных фотонов. Лишь в некоторых случаях, например при прохождении узких пучков излучения в веществе, когерентное рассеяние может дать существенный вклад в характеристику поля излучения.

Образование пар — это такое взаимодействие фотонного излучения с веществом, при котором энергия фотона в поле ядра переходит в энергию массы покоя и в кинетическую энергию электрона и позитрона (рис. 2.11): $2\gamma \rightarrow e^- + e^+$.

Такое взаимодействие может происходить при энергии фотона не меньше 1,02 МэВ и только в поле ядра. Ядро в соответствии с законом сохранения импульса принимает на себя часть импульса фотона. Если энергия фотона больше 1,02 МэВ, то избыточная энергия уносится электроном и позитроном в виде кинетической энергии. Баланс энергии при образовании пар имеет вид:

$$h\nu = E_{e^-} + E_{e^+} + 2m_0 c^2, \quad (2.19)$$

где $2m_0 c^2$ — двойная энергия покоя электрона; $E_{e^-} + E_{e^+}$ — кинетическая энергия электрона и позитрона, соответственно.

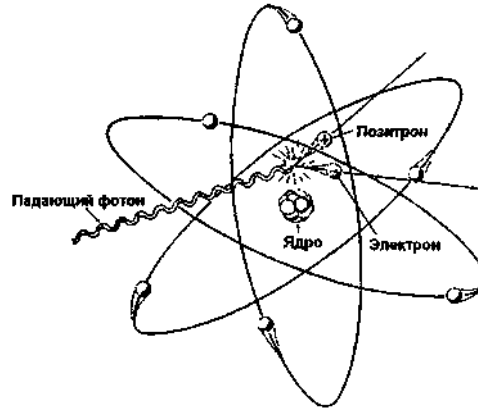


Рис. 2.11. Схема образования электронно-позитронной пары.

Из уравнения (2.19) следует, что чем больше энергия фотона, тем большая кинетическая энергия будет у электрона и позитрона. Позитрон через короткое время аннигилирует с образованием двух вторичных фотонов: $e^- + e^+ \rightarrow 2\gamma$, каждый из которых имеет энергию 0,51 МэВ и поэтому не может образовывать пар. Из формулы (2.19) также следует, что процесс образования пар пороговый, т.е. при $E_\gamma < 1,02$ МэВ вероятность образования пар равна нулю. С увеличением энергии фотонов вероятность образования пар растет пропорционально Z^2 . Из этого следует, что поглощение фотонного излучения в результате образования пар наблюдается в основном в атомах тяжелых элементов и не имеет практического значения для легких ядер. Начиная с энергии 10 МэВ основное поглощение γ -квантов происходит за счет эффекта образования пар. При эффекте образования пар энергия первичного фотонного излучения преобразуется в кинетическую энергию ионизирующих частиц (электрон-позитрон) и в энергию аннигиляционного излучения. Полный линейный коэффициент ослабления μ как сумма трех коэффициентов μ_f , μ_k и μ_{π} с увеличением энергии сначала уменьшается (рис.2.10), принимая минимальное значение при энергии 3 МэВ, а затем увеличивается. Такой ход кривой объясняется тем, что при низких энергиях зависимость $\mu(E)$ обуславливается фотоэффектом и комптон-эффектом, а уже при энергиях > 3 МэВ в коэффициент μ основной вклад дает эффект образования пар.

Свинец наиболее прозрачен для γ -квантов с энергий около 3 МэВ. Аналогичная зависимость коэффициента $\mu(E_\gamma)$ наблюдается и для других тяжелых элементов. При прохождении моноэнергетического фотонного излучения через легкое вещество одновременно может иметь место не более двух эффектов взаимодействия: фотоэффекта и комптон-эффекта, либо комптон-эффекта и образования пар. Для немонотонного фотонного излучения осуществляются одновременно все три типа взаимодействия. Интервалы энергий фотонов, в которых один из трех процессов взаимодействия с веществом является доминирующим, приведены в таблице 2.1.

Таблица 2.1.

Интервалы энергий фотонов, в которых один из трех процессов взаимодействия фотонов с веществом является доминирующим

Вещество	Интервал энергий фотонов, Е, МэВ		
	Фотоэффект	Комптон-эффект	Образование пар
Воздух	$<0,02$	$0,02 < E < 23$	> 23
Алюминий	$<0,05$	$0,05 < E < 15$	> 15
Железо	$<0,12$	$0,12 < E < 9,5$	$> 9,5$
Свинец	$<0,50$	$0,50 < E < 4,7$	$> 4,7$

Итак, фотонное излучение вызывает ионизацию атомов поглощающей среды только косвенным образом. Для дозиметрии особенно существенна та часть энергии фотонного излучения, которая преобразуется в кинетическую энергию заряженных частиц.

В дозиметрии используют так называемые "узкие" и "широкие" пучки фотонного излучения. Примером узкого пучка (коллимированного) может служить γ -излучение, выделенное с помощью диафрагмы (рис. 2.12). Диафрагма ограничивает попадание рассеянного излучения в детектор. Узкий пучок используют, например, для градуировки дозиметрических приборов, в установках дефектоскопии металла и т.п.

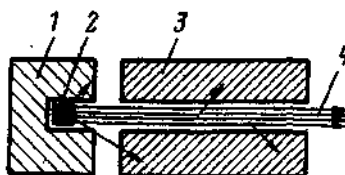


Рис. 2.12. Схема узкого пучка фотонов:

- 1— контейнер;
- 2— источник излучения;
- 3— диафрагма;
- 4— узкий пучок фотонов.

Как следует из (2.16) полный линейный коэффициент ослабления, обусловленный комптон-эффектом, фотоэффектом и эффектом образования пар:

$$\mu = \mu_{\phi} + \mu_{\kappa} + \mu_{\pi}. \quad (2.20)$$

Каждый из этих коэффициентов по-разному зависит от атомного номера поглотителя и энергии фотонного излучения. Значения коэффициентов в зависимости от энергии фотонного излучения точно рассчитаны практически для всех элементов, для свинца они изображены на рис. 2.10. Коэффициенты для других поглотителей можно рассчитать через коэффициенты ослабления свинца:

$$\mu_{\phi x} = \mu_{\phi \text{Pb}}(\rho_x/11,34)(207,2/A_x)(Z_x/82)^4; \quad (2.21)$$

$$\mu_{\kappa x} = \mu_{\kappa \text{Pb}}(\rho_x/11,34)(207,2/A_x)(Z_x/82); \quad (2.22)$$

$$\mu_{\pi x} = \mu_{\pi \text{Pb}}(\rho_x/11,34)(207,2/A_x)(Z_x/82)^2, \quad (2.23)$$

где ρ_x , A_x , Z_x — соответственно плотность, атомная масса и атомный номер элемента, для которого определяются коэффициенты ослабления.

В большинстве случаев в практике расчета ослабления фотонного излучения используют широкий пучок (рис.2.13), т.е. пучок фотонов, где присутствует рассеянное излучение, которым пренебречь нельзя.

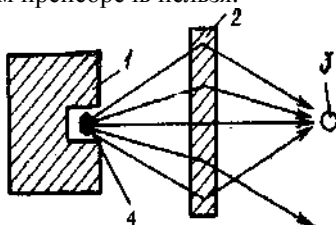


Рис. 2.13. Схема геометрии широкого пучка:

1 — контейнер; 2 — поглотитель;

3 — детектор; 4 — источник излучения.

Наибольшее отклонение от экспоненциального закона ослабления широкого пучка наблюдается для тех энергий фотонов и тех веществ, для которых комптоновское рассеяние преобладает над фотоэффектом и эффектом образования пар. Вследствие наличия рассеянного излучения, широкий пучок фотонного излучения ослабляется в меньшей мере, чем узкий. Различие между результатами измерений узкого и широкого пучков характеризуется фактором

$$B = I_{\text{шир}}/I_{\text{узк}} \quad (2.24)$$

который зависит от геометрии источника, энергии первичного фотонного излучения, материала, с которым взаимодействует фотонное излучение, и его толщины, выраженной в безразмерных единицах μd .

Закон ослабления для широкого пучка фотонного излучения выражается формулой

$$I = I_0 \exp(-\mu d) B \sim I_0 \exp(-\mu_{\text{шир}} d), \quad (2.25)$$

где μ , $\mu_{\text{шир}}$ — линейные коэффициенты ослабления для узкого и широкого пучков соответственно. Значения μ и B для различных энергий и материалов приведены в справочниках по радиационной безопасности. Если в справочнике указан μ для широкого пучка фотонов, фактор накопления учитывать не следует.

Связь между линейным коэффициентом ослабления узкого μ и широкого $\mu_{\text{шир}}$ пучков, а также фактором накопления B выражается соотношением:

$$\mu_{\text{шир}} = (\mu d - \ln B) / d \quad (2.26)$$

Если рассматривается ослабление дозы, то соотношение $D_{\text{шир}}/D_{\text{узк}}$, показывающее во сколько раз увеличивается доза, создаваемая широким пучком при использовании защитных экранов одинаковой толщины, носит название дозового фактора накопления B_d :

$$B_d = D_{\text{шир}}/D_{\text{узк}}. \quad (2.27)$$

Значения дозовых факторов накопления для различных материалов приводятся в справочниках по радиационной безопасности. В соответствии с данными для B из таблиц справочников следует, что дозовый фактор накопления при больших значениях μd существенно превышает 1, т. е. доза, создаваемая за защитным экраном рассеянным излучением широкого пучка, на много превышает дозу, создаваемую при тех же условиях излучением узкого пучка. Указанное важное обстоятельство необходимо учитывать при расчете защитных экранов от фотонного излучения.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ НЕЙТРОНОВ С ВЕЩЕСТВОМ

Не имея электрического заряда, нейтрон не взаимодействует с электрическим полем заряженных частиц и ядер атомов и может пройти значительное расстояние в поглощающем веществе до столкновения с ядром, т.е. при прохождении через поглощающее вещество нейтроны взаимодействуют только с ядрами атомов.

Нейтроны обладают весьма широким диапазоном энергий — от долей до десятков миллионов электрон-вольт. На практике условно принято следующее разбиение нейтронов по энергиям:

- Медленные, $E < 1$ кэВ. В эту группу входят ультрахолодные ($E < 10^{-7}$ эВ), холодные ($10^{-7} < E < 5 \cdot 10^{-3}$ эВ), тепловые ($5 \cdot 10^{-3} < E < 0,2$ эВ), надтепловые ($0,2$ эВ $< E < 1$ кэВ).
- Промежуточные, 1 кэВ $< E < 0,2$ МэВ.
- Быстрые, $0,2 < E < 20$ МэВ.
- Сверхбыстрые, $E > 20$ МэВ.

Тепловые нейтроны находятся в термодинамическом равновесии с атомами среды, в которой они распространены. Наиболее вероятная скорость движения тепловых нейтронов при температуре 295 К (22°C) составляет 2200 м/с, а соответствующая ей энергия—0,025 эВ.

В поле ядра атома нейтроны в зависимости от их энергии могут испытывать различные типы взаимодействия: упругое и неупругое рассеяния, радиационный захват с испусканием фотона, захват с испусканием заряженной частицы и деление ядер.

Упругое рассеяние. В этом виде взаимодействия нейтрон рассеивается ядром, изменяет направление движения, теряя часть своей энергии. Так как при упругом рассеянии полная кинетическая энергия системы нейтрон-ядро остается неизменной, то существует простая связь между энергией, переданной ядру, и углом рассеяния:

$$E_5/E_0 = (A^2 + 2 \cdot A \cdot \omega + 1)/(A+1)^2, \quad (2.28)$$

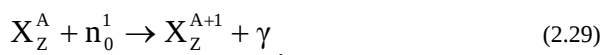
где: E_0 и E_5 — энергии до и после рассеяния соответственно;

ω — косинус угла рассеяния в системе центра масс;

A — атомная масса рассеивающего ядра.

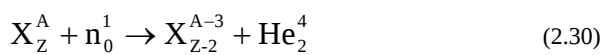
Упругое рассеяние играет большую роль в ослаблении потока быстрых нейтронов. Наиболее эффективное ослабление на единицу массы наблюдается в водородосодержащих средах. Так как массы протона и нейтрона практически одинаковы, то при столкновении с ядром водорода, нейтрон в среднем теряет половину своей энергии, при рассеянии на ядрах углерода — примерно 14—17 %, а при рассеянии на ядрах аргона — не более 8—9 %. Поэтому в качестве замедлителей нейтронов лучше всего использовать водородосодержащие или легкие вещества — обычную или тяжелую воду, парафин, бериллий, углерод. В процессе упругого рассеяния энергия нейтрона постепенно уменьшается и приближается к энергии теплового движения атомов и молекул среды, равной примерно 0,025 эВ, т.е. такие нейтроны становятся тепловыми. Чтобы нейтрон с первоначальной энергией 1 МэВ стал тепловым, число столкновений с ядрами водорода должно быть $n = 25$. В углероде энергия достигает 0,025 эВ после 100 столкновений, а при взаимодействии с ядрами урана — после 2100 столкновений. Этот процесс завершается примерно через 10^{-6} с.

Тепловой нейтрон будет блуждать в веществе до тех пор, пока не будет захвачен одним из ядер атомов поглощающей среды, в результате чего произойдет следующая реакция:



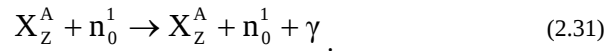
т.е. образуется изотоп исходного элемента, а избыточная энергия, полученная ядром вследствие такой перестройки, испускается в виде γ -кванта. Этот тип взаимодействия называется радиационным захватом с испусканием фотона. В ядерных реакторах, где создаются мощные потоки тепловых нейтронов, ядерная реакция указанного типа используется для получения искусственных радионуклидов. Можно считать, что в других веществах нейтроны с энергией приблизительно до 1 МэВ преимущественно испытывают упругое рассеяние.

Не только тепловые, но и быстрые нейтроны могут быть захвачены ядрами атомов. В результате произойдет ядерная реакция с вылетом α -частицы, протона и т.д. и образуется ядро другого элемента:



Этот тип взаимодействия называется радиационным захватом с испусканием заряженной частицы.

Неупругое рассеяние. При захвате нейтрона ядром может произойти ядерная реакция, в процессе которой образуется ядро исходного нуклида, но при этом энергия испущенного нейтрона меньше энергии захваченного:



В этом случае произойдет процесс неупругого рассеяния, поскольку суммарная энергия системы нейтрон+ядро до взаимодействия не равна энергии системы после взаимодействия. Неупругое рассеяние нейтронов имеет пороговый характер. Оно может произойти лишь в том случае, если энергия падающего нейтрона E_0 превысит энергию E^* первого возбужденного состояния ядра-мишени. После неупругого рассеяния ядро-мишень остается в возбужденном состоянии, а энергия нейтрона равна $E_0 - E^*$. Энергия возбужденного ядра-мишени снимается путем испускания одного или нескольких фотонов, спектр которых определяется структурой энергетических уровней возбужденного ядра.

Неупругое рассеяние нейтронов существенно лишь для тяжелых ядер. Если энергия нейтронов становится ниже порога неупругого рассеяния, то из-за очень слабого замедления он может пройти в тяжелых материалах большое расстояние. Для ослабления таких нейтронов необходимо вводить в защиту вещества с легкими ядрами, эффективно ослабляющие нейтронный поток вследствие упругого рассеяния.

Необходимо отметить, что поглощение нейтронов в реакции (2.29) относится к классу неупругих взаимодействий и для большинства элементов происходит в области малых энергий нейтронов. Фотонное излучение, возникающее при радиационном захвате, имеет весьма высокую энергию (6 — 8 МэВ) и часто играет определяющую роль в формировании поля излучения за защитой. Это следует учитывать при выборе конструкционных материалов для проектирования защиты. Радиационный захват с испусканием α -частиц, протонов и т. д. (2.30) также относится к классу неупругих взаимодействий нейтронов с ядрами. Такие реакции зависят от энергии нейтрона и становятся возможными в том случае, когда быстрый (с энергией больше 1 МэВ) нейтрон передаст α -частице или протону энергию, достаточную для преодоления потенциального барьера.

Деление ядер. При захвате нейтрона некоторые тяжелые ядра способны делиться. Главным образом это ядра урана, тория, плутония. В процессе деления не только высвобождается более одного нейтрона, но и выделяется энергия около 200 МэВ на один акт деления. Большинство продуктов деления радиоактивны с различными периодами полураспада. Благодаря процессу деления ядер под воздействием нейтронов имеется возможность мирного использования ядерной энергии в народном хозяйстве.

Полное макроскопическое сечение Σ взаимодействия нейтронов равно

$$\Sigma = \Sigma_s + \Sigma_a + \Sigma_f, \quad (2.32)$$

где Σ_s — макроскопическое сечение рассеяния, включающее в себя сечение упругого Σ_{el} и неупругого Σ_{in} рассеяний ($\Sigma_s = \Sigma_{el} + \Sigma_{in}$); Σ_a — макроскопическое сечение, равное сумме сечений всех реакций, сопровождающих поглощение нейтрона:

$$\Sigma_a = \Sigma_{n,\gamma} + \Sigma_{n,p} + \Sigma_{n,\alpha} + \dots; \quad (2.33)$$

где Σ_f — макроскопическое сечение деления (для неделящихся ядер $\Sigma_f = 0$).

Информация о сечениях взаимодействия с ядрами различных элементов достаточно полно приведена в соответствующей литературе.

Доминирующими процессами взаимодействия нейтронов с поглощающим веществом для различных групп нейтронов являются:

Для быстрых нейтронов — упругое рассеяние, хотя, как и для всех других групп, возможны со значительно меньшей степенью вероятности и неупругое рассеяние, ядерные реакции, радиационный захват.

Для сверхбыстрых нейтронов возрастает роль неупругого рассеяния по сравнению с упругим, существенный вклад дают ядерные реакции.

Для промежуточных нейтронов наиболее характерным является неупругое рассеяние, а также радиационный захват.

Для тепловых нейтронов — радиационный захват. Вероятность этого процесса пропорциональна $1/V$, или $1/E^{1/2}$, т.е. возрастает с уменьшением энергии (скорости) нейтронов.

Таким образом, при всех процессах взаимодействия нейтронов с веществом образуются либо заряженные частицы — ядра отдачи, α -частицы, протоны, дейтроны и т.д., непосредственно производящие ионизацию — либо γ -излучение, которое, как было показано ранее, также производит ионизацию в результате вторичных процессов.

В завершение рассмотрения процессов взаимодействия ионизирующего излучения с веществом необходимо отметить, что элементарным событием во взаимодействии излучения с поглощающим веществом является акт передачи энергии некоторой массе вещества, причем эта передача энергии происходит конечными порциями. Заряженные частицы при каждом акте взаимодействия передают небольшую, вполне определенную для данной среды долю своей энергии, которая расходуется на ионизацию и возбуждение атомов среды. Таким образом, для заряженных частиц (непосредственно ионизирующее излучение) акт передачи и поглощения энергии как бы совмещены во времени и пространстве, т.е. передача и поглощение энергии происходят в одном и том же элементарном объеме.

При взаимодействии косвенно ионизирующего излучения (нейтронов, фотонов) с веществом процессы идут по-другому. Здесь при единичном акте взаимодействия доля переданной энергии может быть различной и зависит от угла рассеяния фотонов при комптоновском эффекте или нейтронов при упругом взаимодействии; в случае фотоэлектрического поглощения или образования пар происходит передача всей энергии фотона в единичном акте взаимодействия. Образованные в процессе взаимодействия заряженные частицы могут произвести ионизацию не только в том элементарном объеме, где они образовались, но и вне этого объема. Следовательно, для косвенно ионизирующего излучения, в отличие от непосредственно ионизирующего излучения, передача энергии веществу в элементарном акте взаимодействия происходит в одном элементарном объеме, а поглощение энергии не только в данном объеме. Это значит, что для косвенно ионизирующего излучения энергия, переданная веществу в данном элементарном объеме в процессе взаимодействия, не всегда равна поглощенной энергии в этом же элементарном объеме.

ГЛАВА 3 ОСНОВНЫЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ

МЕЖДУНАРОДНАЯ СИСТЕМА ЕДИНИЦ

Впервые Международная система единиц была принята Генеральной конференцией по мерам и весам в 1960 г. На последующих Генеральных конференциях она была несколько переработана и уточнена. В настоящее время Международная система единиц (СИ) является рациональной и всеобъемлющей. Она включает семь основных единиц: метр (м) для длины, килограмм (кг) для массы, секунда (с) для времени, Ампер (А) для силы электрического тока, градус Кельвина (К) для термодинамической температуры, моль (моль) для количества вещества, кандела (кд) для силы света и две дополнительные единицы — радиан (рад) для плоского угла истерадиан (ср) для телесного угла. Единица любой физической величины внутри данной системы выводится на основании одной или более этих величин путем перемножения и деления их и без использования каких-либо числовых множителей. В СИ допускается применение кратных и дольных единиц, образуемых с помощью десятичных приставок (табл.3.1). Применение двух приставок к простому наименованию единицы не опускается. Выбор десятичной кратной или дольной единицы диктуется, прежде всего, удобствами ее применения. Обычно их выбирают такими, чтобы числовые значения величины аходились в диапазоне от 0,1 до 1000.

Таблица 3.1.

**Множители и приставки для образования десятичных
кратных и дольных единиц и их наименований**

Множитель	Приставка	Обозначение приставки	Множитель	Приставка	Обозначение приставки
10^{18}	экса	Э	10^{-1}	деци	д
10^{15}	пета	П	10^{-2}	санتي	с
10^{12}	тера	Т	10^{-3}	милли	м
10^9	гига	Г	10^{-6}	микро	мк
10^6	мега	М	10^{-9}	нано	н
10^3	кило	к	10^{-12}	пико	п
10^2	гекто	г	10^{-15}	фемто	ф
10^1	дека	да	10^{-18}	атто	а

В СИ большое внимание уделено и совокупности дозиметрических и радиационных величин, применяемых в области ионизирующих излучений. В качестве меры скорости спонтанного перехода из определенного энергетического состояния нуклида (т.е. активности радионуклида) была введена единица — "беккерель" (Бк) или, что то же самое, "обратная секунда" (с^{-1}). Для измерения поглощенной дозы была введена единица "джоуль на килограмм" (Дж/кг), получившая название "грей". Для обозначения единицы эквивалентной и эффективной эквивалентной доз было введено специальное наименование "зиверт".

Имеется ограниченная группа внесистемных единиц, которые не всегда можно заменить единицами СИ. Поэтому они допущены к применению без ограничения срока наряду с

единицами СИ. Это, например, единицы: литр (л) для объема и вместимости; градус (...°), минута (...'), секунда (...") для плоского угла; минута (мин), час (ч), сутки (сут.) и др., получившие широкое распространение единицы для времени. Особо можно отметить разрешение на применение без ограничения срока внесистемную единицу энергии электрон-вольт (эВ) и ее десятичные кратные единицы. Электрон-вольт удобно использовать применительно к энергии отдельных ионизирующих частиц. Для суммарной энергии ионизирующих частиц (макропроцессы) рекомендуется единица СИ джоуль и ее десятичные и дольные единицы.

До принятия системы СИ имело место приблизительное числовое равенство между величинами экспозиционной дозы в воздухе и поглощенной дозы в ткани, т.к. 1 Р был равен примерно 1 рад. В СИ такого приблизительного числового соответствия нет ($1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-1} \text{ (Кл/кг)}$). Поэтому для характеристики поля излучения в отсутствии объекта излучения стало целесообразнее использовать такие величины как, воздушная керма или плотность потока частиц и т.д.. Аналогичные трудности наблюдались и при практическом использовании в СИ таких величин, как гамма-постоянная радионуклида и гамма-эквивалент источника, так или иначе связанных с экспозиционной дозой. Поэтому принято решение отказаться от использования экспозиционной дозы как дозиметрической величины, а величины гамма-постоянная радионуклида и гамма-эквивалент источника заменить величинами керма-постоянная радионуклида и керма-эквивалент источника соответственно.

Однако, необходимо помнить, что во всем мире к настоящему времени опубликован уникальный по своей научной ценности суммарный материал о биологическом действии ионизирующих излучений и уровнях радиационного воздействия на человека от естественного радиационного фона или от результатов деятельности человека, и что в большинстве этих работ уровень радиационного воздействия выражен в единицах рентген, рентген в секунду и т.д.. Поэтому, еще в течение длительного времени, будет возникать необходимость сравнения значений новых и ранее полученных результатов.

На территории СССР в 1981 г. утвержден ГОСТ 8.417-81 "Единицы физических величин", который подтверждает введение Международной системы единиц физических величин в действие как обязательной.

Введением этого ГОСТа в переходный период с 1 января 1982 г. по 1 января 1990 г. осуществлено изъятие из обращения всех основных широко ранее использовавшихся внесистемных единиц активности и дозовых характеристик поля излучения. Среди них: единицы кюри для активности радионуклида в источнике, рентген — для экспозиционной дозы фотонного излучения, миллиграмм-эквивалент радия — для нестандартной величины гамма-эквивалента источника, рад — для поглощенной дозы и кермы, бэр — для эквивалентной дозы и производные от них единицы. На территории Украины, с принятием нормативного документа "Нормы радиационной безопасности Украины. НРБУ-97", с 1997 года обратно вводится в обращение подавляющее большинство из названных выше внесистемных единиц (Кюри, Рентген, рад, бэр и т. д. Единицы Кюри — для активности радионуклида в источнике; Рентген — для экспозиционной дозы фотонного излучения; рад — поглощенной дозы; бэр — для эквивалентной дозы; производные от них единицы). Учитывая это и то, что еще многие годы в опубликованных ранее монографиях, статьях, отчетах специалисты будут встречаться с названными выше внесистемными единицами, они рассматриваются в "Пособии" вместе с единицами СИ. Таблица 3.2 позволит легко осуществить переход от внесистемных единиц к единицам СИ.

Таблица 3.2.

**Соотношение между единицами СИ и внесистемными единицами
в области радиационной безопасности**

Величина и ее обозначение	Названия и обозначения единиц		Связь с единицей СИ
	Единица СИ	Внесистемная единица	
Активность	Беккерель (Бк)	Кюри(Ки)	1 Ки = $3,7000 \cdot 10^{10}$ Бк
Плотность потока	Ватт на квадратный метр (Вт/м^2), равный одному джоулю на квадратный метр в секунду [$\text{Дж/м}^2 \cdot \text{с}$]	Эрг на квадратный сантиметр в секунду [$\text{эрг/см}^2 \cdot \text{с}$] или мегаэлектронвольт на квадратный сантиметр в секунду ($\text{МэВ/см}^2 \cdot \text{с}$)* ,	$1 \text{ эрг/см}^2 \cdot \text{с} = 1 \cdot 10^{-3} \text{ Дж/м}^2 \cdot \text{с} = 1 \cdot 10^{-3} \text{ Вт/м}^2$; $1 \text{ МэВ/см}^2 \cdot \text{с} = 1,602 \cdot 10^{-9} \text{ Дж/м}^2 \cdot \text{с} = 1,602 \cdot 10^{-9} \text{ Вт/м}^2$
Поглощенная доза D, керма К	Грей (Гр)	Рад (рад)	1 рад = 0,01 Гр
Мощность поглощенной дозы D	Грей в секунду (Гр/с)	Рад в секунду (рад/с)	1 рад/с = 0,01 Гр/с
Эквивалентная доза Н	Зиверт (Зв)	Бэр (бэр)	1 бэр = 0,01 Зв
Мощность эквивалентной дозы Н	Зиверт в секунду (Зв/с)	Бэр в секунду (бэр/с)	1 бэр/с = 0,01 Зв/с
Экспозиционная доза $D_{\text{эксп}}$	Кулон на килограмм (Кл/кг)	Рентген (Р)	1 Р = $2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг
Мощность экспозиционной дозы $R_{\text{эксп}}$	Ампер на килограмм (А/кг)	Рентген в секунду (Р/с)	1 Р/с = $2,58 \cdot 10^{-4}$ А/кг
Концентрация (объемная активность) радионуклида в атмосферном воздухе или воде A/V	Беккерель на кубический метр (Бк/м^3) Беккерель на литр (Бк/л)	Кюри на мер кубический (Ки/м^3) Кюри на литр (Ки/л)	$1 \text{ Ки/кг} = 3,700 \cdot 10^{13} \text{ Бк/м}^3$ $1 \text{ Ки/л} = 3,700 \cdot 10^{10} \text{ Бк/л}$
Энергия ионизирующей частицы E,	Джоуль (Дж)	Электрон-вольт (эВ)* Мегаэлектронвольт (МэВ)*	$1 \text{ эВ} = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$ $1 \text{ МэВ} = 1,602 \cdot 10^{-13} \text{ Дж}$

* Допущена к применению без ограничения срока.

АКТИВНОСТЬ РАДИОНУКЛИДА

При работе с радиоактивными веществами наиболее существенным является не масса радионуклида, а его активность.

Активность радионуклида в источнике A — отношение числа спонтанных (самопроизвольных) ядерных превращений dN , происходящих в источнике за интервал времени dt , к этому интервалу:

$$A = dN/dt. \quad (3.1)$$

В системе СИ единица измерения активности имеет специальное название беккерель (Бк) и имеет размерность обратной секунды (с^{-1}). Беккерель равен активности радионуклида в источнике, в котором за время 1 с происходит одно спонтанное ядерное превращение.

Внесистемной единицей активности является кюри (Ки). Кюри — активность радионуклида в источнике, при которой в 1 с происходит $3,7 \cdot 10^{10}$ спонтанных ядерных превращений. Такое число ядерных превращений происходит в 1 секунду в 1 г ^{226}Ra . Связь между внесистемной единицей активности кюри и беккерелем следующая:

$$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}; 1 \text{ Бк} = 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки.} \quad (3.2)$$

В главе 1 было показано (1.26), что активность радионуклида связана с числом радиоактивных атомов в источнике. Приведем более практичное выражение этого соотношения, связывающего массу (m) радионуклида в граммах (г) (без учета массы неактивного носителя) с его активностью в беккерелях:

$$m = 3,3 \cdot 10^{-3} \cdot M \cdot T_{1/2} \cdot A, \quad (3.3)$$

где, M — массовое число радионуклида; $T_{1/2}$ — период полураспада радионуклида в секундах.

В практике часто пользуются величинами отношений общей активности радионуклида к длине, площади, объему или массе источника. Они характеризуют концентрацию радионуклида. И называются соответственно линейной, поверхностной, объемной и удельной активностью радионуклида.

Выбор единиц этих величин определяется конкретной задачей. Так, допустимую концентрацию радионуклида в воде (объемную активность) удобнее выражать в беккерелях на литр (Бк/л), а в воздухе — в беккерелях на кубический метр (Бк/м^3), т.к. потребление человеком воды обычно определяется в литрах, а воздуха — в кубических метрах. На практике во внесистемных единицах часто используются соответственно Ки/л и Ки/м^3 . Единица измерения удельной активности — Бк/кг . Часто также пользуются внесистемной единицей — Ки/кг .

Единицами поверхностной и линейной активности являются в СИ соответственно Бк/м^2 и Бк/м .

ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОЛЯ ИЗЛУЧЕНИЯ

Энергетическое и пространственно-временное распределения ионизирующего излучения в среде изменяется в процессе его взаимодействия с веществом. Для установления закономерностей этих изменений необходимо знать, сколько частиц или фотонов, с какой энергией и в каком направлении проходят в каждой точке пространства, т.е. необходимо иметь представление о поле излучения.

При решении практических задач относительно часто используются следующие характеристики поля ионизирующего излучения:

Поток ионизирующих частиц (фотонов) F — отношение числа ионизирующих частиц dN , проходящих через данную поверхность за интервал времени, к этому интервалу:

$$F = dN/dt. \quad (3.4)$$

Единица потока частиц — имеет размерность обратной секунды (с^{-1}) и равна потоку ионизирующих частиц, при котором через данную поверхность проходит одна частица за 1 с. Аналогично — поток энергии ионизирующих частиц:

$$F_w = dw/dt, \quad (3.5)$$

где, dw — суммарная энергия (исключая энергию покоя) всех ионизирующих частиц, проходящих через данную поверхность за интервал времени dt .

Единица потока энергии ионизирующих частиц в СИ — джоуль в секунду (Дж/с) или ватт (Вт); внесистемная единица — электрон-вольт в секунду (эВ/с).

Флюенс (перенос) ионизирующих частиц (фотонов) Φ — отношение числа ионизирующих частиц dN , проникающих в объем элементарной сферы, к площади поперечного сечения ds этой сферы:

$$\Phi = dN/ds. \quad (3.6)$$

Единица флюенса частиц в СИ — м^{-2} . Он равен флюенсу, при котором в сферу с площадью поперечного сечения 1 м^2 проникает одна частица. Более предпочтительная единица — см^{-2} . Соответственно флюенс (перенос) энергии ионизирующих частиц Φ_w

$$\Phi_w = dw/ds. \quad (3.7)$$

Единица флюенса энергии ионизирующих частиц в СИ — $\text{Дж}/\text{м}^2$, но более предпочтительная на практике единица — $\text{МэВ}/\text{см}^2$.

Плотность потока ионизирующих частиц ϕ — отношение потока ионизирующих частиц dF , проникающих в объем элементарной сферы, к площади поперечного сечения ds этой сферы:

$$j = dF/ds = \frac{d\phi}{dt} = \frac{d^2 N}{ds dt} \quad (3.8)$$

Единица плотности потока частиц в СИ — $\text{с}^{-1} \cdot \text{м}^{-2}$. Более предпочтительная на практике внесистемная единица — $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.

Плотность потока энергии ионизирующих частиц (интенсивность ионизирующих частиц) I — отношение потока энергии ионизирующих частиц dF_w , проникающего в элементарную сферу, к площади ее центрального сечения ds :

$$I = dF_w/ds. \quad (3.9)$$

Единица интенсивности в СИ — $\text{Дж}/(\text{с} \cdot \text{м}^2)$ или $(\text{Вт}/\text{м}^2)$. Более предпочтительная на практике единица — $\text{МэВ}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

К характеристикам поля излучения можно также отнести энергетический спектр ионизирующих частиц. Источники излучения, испускающие частицы или γ -кванты только одной энергии, называются моноэнергетическими. Таких источников очень немного. Значительно чаще источники испускают частицы или γ -кванты разных энергий. Спектр излучения таких источников может быть сплошным с какой-либо граничной (максимальной) энергией или дискретным.

ДОЗОВЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОЛЯ ИЗЛУЧЕНИЯ

Ионизация и возбуждения атомов среды — это те эффекты, которые определяют величину воздействия излучения на биологические объекты. Эти эффекты однозначно связаны с поглощенной энергией излучения в веществе. Поэтому основной физической величиной, определяющей степень радиационного воздействия, является поглощенная доза ионизирующего излучения.

Поглощенная доза ионизирующего излучения D — отношение средней энергии dw , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе dm вещества в этом объеме.

$$D = dw/dm. \quad (3.10)$$

В единицах СИ поглощенная доза измеряется в джоулях, деленных на килограмм ($\text{Дж} \cdot \text{кг}^{-1}$), и имеет специальное название — грей (Гр). Грей равен поглощенной дозе ионизирующего излучения, при которой веществу массой 1 кг передается энергия ионизирующего излучения любого вида равная 1 Дж. В практике еще используется внесистемная единица поглощенной дозы — рад. $1 \text{ рад} = 100 \text{ эрг/г} = 0,01 \text{ Дж/кг} = 0,01 \text{ Гр}$.

В биологических тканях поглощенная доза распределяется неравномерно (например, по глубине). Для исключения превышения допустимых доз, в качестве тканевых доз принимаются их максимальные значения. Когда говорят "тканевая доза", имеют ввиду поглощенную дозу в мягкой биологической ткани, весовой состав которой принимают следующим, в %: водород — 10,1; углерод — 11,1; азот — 2,6; кислород — 76,2.

Величина поглощенной дозы излучения зависит от свойств излучения и поглощающей среды. При этом биологическое действие одной и той же дозы различных видов излучения не одинаковое.

Мощность поглощенной дозы ионизирующего излучения P — отношение приращения поглощенной дозы dD за интервал времени dt к этому интервалу:

$$P = dD/dt \quad (3.11)$$

В системе СИ единица мощности поглощенной дозы $1 \text{ Гр/с} = 1 \text{ Дж}/(\text{с} \cdot \text{кг}) = 1 \text{ Вт/кг}$. Внесистемная единица мощности поглощенной дозы 1 рад/с .

Как правило, в практической области радиационной безопасности масштабы измеряемых величин D , P таковы, что оказывается более предпочтительно использовать такие дробные единицы измерения: мГр, мГр/с соответственно.

Иногда для исключения некоторых неопределенностей требуется такая характеристика излучения по его воздействию на среду, которая была бы однозначно связана с параметрами поля излучения, например, с плотностью потока энергии. Для этих целей введена *специальная величина керма* K — отношение суммы первоначальных кинетических энергий dE_K всех заряженных частиц, образовавшихся под действием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества, к массе в этом объеме:

$$K = dE_K/dm. \quad (3.12)$$

Керма применима, как для фотонов, так и для нейтронов в любом диапазоне доз и энергий излучения. Керму измеряют в тех же единицах, что и поглощенную дозу (Гр и рад).

Соответственно мощность кермы есть отношение приращения кермы dK за интервал времени dt к этому интервалу времени:

$$\dot{K} = dK/dt. \quad (3.13)$$

Ее единицы измерения соответственно (Гр/с и рад/с).

Исторически первым, в качестве дозовой характеристики поля ионизирующего излучения, было развито понятие экспозиционной дозы. Оно введено для оценки поля фотонного излучения с энергией в диапазоне 1 кэВ — 3 МэВ.

Экспозиционная доза $D_{\text{ЭКСП}}$ —это отношение суммарного заряда dQ всех ионов одного знака, созданных в воздухе при полном торможении всех вторичных электронов, образованных фотонами в элементарном объеме воздуха, к массе воздуха dm в этом объеме:

$$D_{\text{ЭКСП}} = dQ/dm. \quad (3.14)$$

Т.к. эффективные атомные номера воздуха и биологической ткани близки, воздух принято считать тканезэквивалентной средой для фотонного излучения.

Единица экспозиционной дозы в СИ — кулон на килограмм (Кл/кг). Однако, как отмечалось выше, экспозиционную дозу рекомендовано изъять из обращения, и поэтому в дальнейшем, в случае необходимости, эта величина должна приводиться во внесистемных единицах, как это и сложилось на практике,

Рентген — экспозиционная доза фотонного излучения при прохождении которого через 0,001293 г [масса 1 см³ сухого атмосферного воздуха при нормальных условиях (0⁰С; 0,1013 МПа)] воздуха в результате завершения всех ионизационных процессов в воздухе создаются ионы, несущие одну электростатическую единицу количества электричества каждого знака. Отметим связь единиц:

$$1\text{Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}. \quad (3.15)$$

В условиях лучевого равновесия, т.е. такого состояния ионизирующего излучения и среды, когда поглощенная энергия излучения в некотором объеме среды равна сумме кинетических энергий ионизирующих частиц в том же объеме, внесистемной единице 1 Р соответствует поглощенная доза 0,873 рад в воздухе или 0,95 рад в биологической ткани. Поэтому с погрешностью до 5% экспозиционную дозу в рентгенах и поглощенную дозу в радах можно считать совпадающими.

Мощность экспозиционной дозы (фотонного излучения) $P_{\text{ЭКСП}}$ — отношение приращения экспозиционной дозы $dD_{\text{ЭКСП}}$ за интервал времени dt к этому интервалу времени:

$$P_{\text{ЭКСП}} = dD_{\text{ЭКСП}}/dt. \quad (3.16)$$

В СИ единица мощности экспозиционной дозы — ампер на килограмм (А/кг). Внесистемной единицей мощности экспозиционной дозы является (Р/с)—это такая мощность экспозиционной дозы, при которой за 1 с создается экспозиционная доза 1 Р. Коэффициент связи между этой единицей и системной единицей тот же, что и для экспозиционной дозы.

Соотношение между системными единицами экспозиционной и поглощенной доз: 1 Кл/кг соответствует поглощенная доза 33,85 Гр в воздухе или 36,9 Гр в биологической ткани. Тогда как значение экспозиционной дозы в рентгенах и поглощенной дозы в радах отличаются во внесистемных единицах всего лишь в 1,14 раза. Соотношение же между системными и внесистемными единицами экспозиционной дозы и мощности дозы не равны целому числу, что затрудняет их совместное использование. Все это может быть причиной многочисленных ошибок. Поэтому и по ряду других причин (в соответствии с принятыми за рубежом рекомендациями) экспозиционная доза подлежит изъятию из употребления. В случае отступления в практике от этой рекомендации, следует указывать значения экспозиционной дозы и ее мощности во внесистемных единицах (Р, Р/с или в соответствующих десятичных, дольных и кратных единицах) значения этих величин в единицах СИ (Кл/кг, А/кг и в их десятичных, дольных и кратных единицах) приводить не следует. Все вышесказанное распространяется и на использование гамма-постоянной (постоянной мощности экспозиционной дозы).

Биологический эффект для разных видов ионизирующих излучений не одинаков при прочих равных условиях, в том числе, при одинаковой поглощенной дозе. Оказывается важно не только количество ионов, образованных в единице массы биологической ткани, но и то, как распределены эти ионы по длине пути, т.е. осуществлена линейная плотность ионизации. Ее однозначно характеризует *линейная передача энергии (ЛПЭ) излучения*, L — отношение полной энергии dE , переданной веществу заряженной частицей вследствие столкновений на элементарном пути dl , к длине этого пути:

$$L = dE/dl \quad (3.17)$$

В качестве единицы измерения ЛПЭ используется килоэлектронвольт на микрометр воды, 1 кэВ/мкм: $1 \text{ кэВ/мкм} = 0,16 \text{ нДж/м}$.

Для оценки радиационной опасности излучения произвольного состава при хроническом облучении человека в малых дозах (в дозах, не превышающих пяти предельно допустимых годовых доз при облучении всего тела человека) вводится понятие эквивалентной дозы. *Эквивалентная доза ионизирующего излучения* H — основная дозиметрическая величина равная произведению поглощенной дозы D на средний коэффициент качества ионизирующего излучения $\bar{k}$ в данном объеме биологической ткани стандартного состава:

$$H = D \cdot \bar{k}. \quad (3.18)$$

Единицей эквивалентной дозы в СИ является Зиверт (Зв). Зиверт — единица эквивалентной дозы любого вида излучения в биологической ткани, которое создает такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 Гр образцового рентгеновского излучения. Иными словами, Зиверт равен эквивалентной дозе, у которой произведение поглощенной дозы в биологической ткани стандартного состава на средний коэффициент качества равен 1 Дж/кг.

Внесистемная единица эквивалентной дозы — бэр. Бэр равен эквивалентной дозе, при которой произведение поглощенной дозы в биологической ткани стандартного состава на средний коэффициент качества равно 100 эрг/г. Таким образом: $1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}$.

Мощность эквивалентной дозы $\dot{H}$ — отношение приращения эквивалентной дозы dH за интервал времени dt к этому интервалу времени:

$$\dot{H} = dH/dt. \quad (3.19)$$

Единица мощности эквивалентной дозы в СИ — зиверт в секунду (Зв/с). Внесистемная единица — бэр в секунду (бэр/с).

Время пребывания человека в поле излучения при низких уровнях ионизирующего излучения измеряется, как правило, часами (6-часовой рабочий день, 36-часовая рабочая неделя). Масштаб величин мощностей эквивалентной дозы задает ее величина естественного фона на территории Украины, находящаяся в пределах 0,05 — 0,2 мкЗв/ч. Поэтому величину мощности эквивалентной дозы, как правило, удобно измерять в единицах микрозиверт в час.

Безразмерный коэффициент качества определяет зависимость неблагоприятных биологических последствий облучения человека в малых дозах. Он является функцией ЛПЭ данного излучения в воде, и выбирается на основе имеющихся значений коэффициента относительной биологической эффективности (ОБЭ).

Таблица 3.3.

**Зависимость коэффициента качества k
от ЛПЭ ионизирующего излучения**

ЛПЭ для воды, кэВ/мкм	≤3,5	7,0	23	53	≥175
k	1	2	5	10	20

Между k и ЛПЭ имеется эмпирическая связь:

$$k = [A/L] \cdot [1 - \exp(-B \cdot L^{2,03})], \quad (3.20)$$

где: $A = 6000$ кэВ/мкм; $B = 4,6 \cdot 10^{-5}$ (мкм/кэВ)².

Среднее значение ЛПЭ для поля берется в кэВ/мкм. Вычисленные величины k в (3.20) имеют погрешность 3% для низких энергий и 10% для высоких энергий.

Под ОБЭ излучения понимают отношение поглощенной дозы образцового излучения, вызывающей определенный биологический эффект, к поглощенной дозе рассматриваемого излучения, вызывающей тот же самый биологический эффект. В качестве образцового излучения используют рентгеновское излучение с непрерывным энергетическим спектром с граничной энергией 200 кэВ и со средней ЛПЭ равной 3,5 кэВ/мкм воды. Однако значения k не полностью соответствуют ОБЭ по ряду наблюдаемых вредных эффектов. Например, при стохастическом эффекте при низком уровне поглощенной дозы и нестохастическом эффекте при большой поглощенной дозе у человека. *Нестохастическими* или пороговыми называются вредные эффекты облучения, если они выявляются начиная с какого-то определенного порогового значения дозы. Для этих эффектов вероятность их возникновения (частота) и степень тяжести возрастают с увеличением дозы. Последствия облучения человека, вероятность возникновения которых существует при сколь угодно малых дозах облучения (отсутствует порог) и возрастает с дозой, называют *стохастическими* или беспороговыми.

Если энергетический состав излучения неизвестен, рекомендуется использовать значения k , приводимые в табл. 3.4.

Таблица 3.4.

**Значения коэффициента качества k для излучений
различных видов с неизвестным энергетическим составом**

Вид излучения	K
Рентгеновское и γ -излучение, электроны, позитроны, β -излучение	1
Нейтроны с энергией меньше 20 кэВ	3
Нейтроны с энергией 0,1 — 10 МэВ	10
Протоны с энергией меньше 10 МэВ	10
α -излучение с энергией меньше 10 МэВ	20
Тяжелые ядра отдачи	20

Значения k для излучения моноэнергетических нейтронов и протонов приведены в табл. 3.5. Для фотонов, электронов, позитронов и p -частиц $k=1$. Однако, в ряде работ для фотонов невысоких энергий ($E_0 < 1$ МэВ) значения $k > 1$, например, для $E_0 = 0,1$ МэВ $k = 1,5$; для $E_0 = 0,05$ МэВ $k = 1,7$; для $E_0 = 0,03$ МэВ $k = 4,5$.

Таблица 3.5.

Значения k для моноэнергетических нейтронов и протонов

Энергия, МэВ	k	Энергия, МэВ	k
нейтроны		1	12
тепловые	2,9	2,5	10
$1 \cdot 10^{-7}$	2,4	5	8,4
$1 \cdot 10^{-6}$	1,9	10	6,7
$1 \cdot 10^{-5}$	1,7	20	5,4
$1 \cdot 10^{-4}$	1,7	протоны	
$5 \cdot 10^{-3}$	2,8	2	13,5
$2 \cdot 10^{-2}$	4,9	5	11,7
$1 \cdot 10^{-1}$	8,0	10	9,4
$5 \cdot 10^{-1}$	12	20	7,0

Когда ЛПЭ во всех точках облучаемого объекта неизвестно, допустимо использовать усредненные значения k применительно к различным видам первичного излучения.

Для смешанного излучения эквивалентная доза определяется как произведение поглощенных доз отдельных видов излучений D_i на соответствующие значения $\bar{k}$:

$$H = \sum_{i=1}^n D_i \bar{k}_i \quad (3.21)$$

где i , индекс вида и энергии излучения.

Разные органы и ткани имеют разные чувствительности к излучению.

Это было учтено в НРБ-76/87 использованием концепции критического органа (см.гл.5). Однако, признание гипотезы беспорогового действия радиации МКРЗ потребовало отказа от этой концепции. И после публикации МКРЗ №26 ограничение уровня облучения стало основываться на концепции приемлемого риска. В результате для случаев неравномерного облучения разных органов или тканей тела человека было введено понятие эффективной эквивалентной дозы.

Для определения этой величины необходимо ввести понятие риска. Риск— вероятность возникновения неблагоприятных последствий (смертные случаи, травматизм, профессиональные заболевания т.п.). Например, риск смерти от курения $r=5 \cdot 10^{-4}$ случаев/(чел · год). Это означает, что на 1 млн. курящих людей каждый год умирает от болезней, вызываемых курением, дополнительно 500 чел.

При оценке вреда можно учитывать неблагоприятные последствия, связанные с наиболее радиочувствительными органами и тканями. В табл.3.6 приведены вероятности смертельных исходов c_r от злокачественных опухолей и наследственных эффектов для различных групп органов при эквивалентной дозе 1 Зв рекомендовавшиеся МКРЗ до 1990 г.

При одновременном облучении нескольких органов вероятность выхода неблагоприятных исходов складывается, т.е. $c_n = \sum c_r$

Из изложенного следует, что индивидуальная вероятность или риск смерти r_r от злокачественного новообразования при среднем значении эквивалентной дозы (H)_r в данном органе или ткани

$$r_r = c_r(H_{cp})_r. \quad (3.22)$$

Соответственно суммарный риск при равномерном облучении всего тела (всех основных групп органов или тканей, указанных в табл.3.6) в дозе H_E :

$$r_E = \sum c_r(H_{cp})_T = c_E H_E, \quad (3.23)$$

отсюда

$$H_E = \sum c_r/c_E = (H_{cp})_T, \quad (3.24)$$

введя обозначение $c_r/c_E = W_T$, получаем

$$H_E = \sum W_T = (H_{cp})_T \quad (3.25)$$

Отношение $c_r/c_E = W_T$ определяет взвешенный риск облучения данного органа по отношению к взвешенному риску облучения всего организма, т.е. представляет отношение

вероятности возникновения стохастических эффектов в результате облучения какого-либо органа или ткани к вероятности их возникновения при равномерном облучении всего тела. Параметр W_T называют взвешивающим фактором или весовым множителем. При этом $\Sigma W_T = 1$.

Величина H_E , определяемая по 3.25, названа эффективной эквивалентной дозой и используется в радиационной безопасности как мера стохастических эффектов при облучении человека.

Таблица 3.6.

Взвешивающие факторы W_T и вероятность смертельных исходов c_T от злокачественных опухолей и наследственных дефектов*¹ в результате облучения на 1 человека при эквивалентной дозе 1 Зв в данном органе

Орган или ткань	Заболевание	c_T^{*2} , 10^{-2} 1/(чел-Зв)	W_T
Гонады	Наследственные дефекты* ¹	0,40	0,25
Молочная железа	Рак	0,25	0,15
Красный костный мозг	Лейкемия	0,20	0,12
Легкие	Рак	0,20	0,12
Щитовидная железа	Рак	0,05	0,03
Поверхность кости	Злокачественные новообразования	0,05	0,03
Все другие органы	Тоже	$0,50^{*3}$	$0,30^{*3}$
Всего:		1,65	1,00
Из них злокачественные опухоли		1,25	

*¹ У первых двух поколений потомства облученных лиц.

*² Приведенные значения c_T для задач радиационной безопасности следует рассматривать как ориентировочные. В действительности они зависят от многих факторов: возраста, пола и т.д.

*³ Это значение распределяется поровну между пятью оставшимися органами и тканями, которые получили самую высокую эквивалентную дозу.

При равномерном облучении всего организма эквивалентная доза в каждом органе или ткани одна и та же и равна H_E . Таким образом, эффективная эквивалентная доза при неравномерном по органам и тканям облучении организма равна такой эквивалентной дозе при равномерном облучении, при которой риск неблагоприятных последствий будет таким же, как и при данном неравномерном облучении.

В табл. 3.6 приведены численные значения W_T рекомендовавшиеся МКРЗ до 1990г. Они были установлены на основании радиобиологических и медицинских исследований. Последние рекомендации МКРЗ о W_T приведены в главе 5.

Величину r_E называют коэффициентом риска возникновения стохастических эффектов. В соответствии с табл. 3.6 до 1990 г. ее рекомендованная величина равнялась $1,65 \cdot 10^{-2} \text{ 1/(чел} \cdot \text{Зв)}$.

Единицы эффективной эквивалентной дозы и ее мощности совпадают с единицами эквивалентной дозы и ее мощности соответственно.

Эквивалентная доза или эффективная эквивалентная доза являются индивидуальными критериями опасности, обусловленными ионизирующим излучением. Эти величины являются индивидуальными дозами. На практике, особенно при широком использовании атомной энергии, возникает необходимость оценивать меру ожидаемого эффекта при облучении большого контингента людей — персонала или населения.

Для этого используется величина — эффективная коллективная доза, определяющая полное воздействие на популяцию:

$$S = \sum_{i=1}^{\infty} H_{Ei} N_i \quad (3.26)$$

где H_{Ei} — средняя эффективная эквивалентная доза на i -ю подгруппу популяции; N_i — число лиц в подгруппе, получивших эквивалентную дозу H_{Ei} . Единицей измерения коллективной дозы в СИ является человеко-зиверт (чел-Зв), внесистемная единица — человеко-бэр (чел-бэр).

КЕРМА-ПОСТОЯННАЯ И КЕРМА-ЭКВИВАЛЕНТ ИСТОЧНИКА

При работе с радионуклидами необходимо помнить, что число распадов источника γ -излучения не определяет степень его ионизирующего воздействия. Оно также зависит от схемы распада, т.е. количества фотонов, приходящихся на один распад, и энергии фотонов. Поэтому вводят величины однозначно характеризующие данный радионуклид как γ -излучатель. Такими характеристиками являются гамма-постоянная и гамма-эквивалент радионуклида. Как известно, гамма-эквивалент и гамма-постоянная определяются через экспозиционную дозу. В связи с переходом к СИ и отказом от использования экспозиционной дозы, как дозиметрической величины, введены новые величины для характеристики источников γ -излучения: керма-постоянная и керма-эквивалент соответственно. Керма-постоянная (постоянная мощности воздушной кермы радионуклида) Γ_δ определяется как отношение мощности воздушной кермы K , создаваемой фотонами с энергией больше заданного порогового значения от точечного изотропно-излучающего источника данного радионуклида, находящегося в вакууме* на расстоянии l от источника, умноженной на квадрат этого расстояния к активности A источника:

$$\Gamma_\delta = (K \cdot l^2)/A. \quad (3.27)$$

* Подчеркнуто, что источник находится в вакууме. Это означает, что в пространстве, окружающем элементарный воздушный объем в точке детектирования, рассеяния и поглощения не происходит.

Единица керма-постоянной в СИ — $[\text{Гр} \cdot \text{м}^2/(\text{с} \cdot \text{Бк})]$.

Более предпочтительная единица измерения — $[\text{аГр} \cdot \text{м}^2/(\text{с} \cdot \text{Бк})]$.

Физический смысл керма-постоянной — мощность воздушной кермы, создаваемая в

вакууме γ -излучателем точечного изотропно-излучающего источника с энергией больше заданного порогового значения d активностью 1 Бк на расстоянии 1 м.

Керма-постоянная определяется по мощности воздушной кермы. Это удобно при решении практических задач, т.к. керма применима для определения полей как фотонов, так и электронов в любом диапазоне дозы энергий излучения и не вводит неоднозначных параметров в расчеты.

В определении керма-постоянной вводится ограничение со стороны низких энергий, обозначаемое символом δ . Рекомендуется принимать $\delta=30$ кэВ. Это сделано для того, чтобы можно было пренебречь поглощением фотонов низких энергий в материале источника (самопоглощение), в материале фильтров, в воздухе и т.д.

Различают дифференциальные и полные керма-постоянные. Дифференциальная керма-постоянная ($\Gamma_{\delta i}$) относится к определенной моноэнергетической (какой-нибудь одной) линии гамма-спектра радионуклида. Полная керма-постоянная (или просто керма-постоянная) равна сумме всех дифференциальных.

И, естественно, зная керма-постоянные, активности радионуклидов и расстояния от источника до детектора легко из формулы (3.25) определить мощность воздушной кермы:

$$K = A \cdot \Gamma_{\delta} / l^2. \quad (3.28)$$

Широко ранее использовавшаяся гамма-постоянная Γ_{γ} (постоянная мощности экспозиционной дозы) характеризовала мощность экспозиционной дозы, создаваемой фотонами всех линий точечного изотропного радионуклидного источника активностью 1 мКи на расстоянии 1 см без начальной фильтрации.

Таким образом, гамма-постоянная радионуклида определяется отношением мощности экспозиционной дозы, создаваемой не фильтрованным γ -излучением от точечного источника на расстоянии l_0 от источника, умноженной на квадрат этого расстояния к активности A_0 источника:

$$\Gamma_{\gamma} = (P_{\text{экс}} \cdot l^2) / A \quad (3.29)$$

Аналогично керма-постоянной различают полную и дифференциальную гамма-постоянные.

Единица гамма-постоянной — $[P \cdot \text{см}^2 / (\text{ч} \cdot \text{мКи})]$.

Из определения Γ_{γ} и Γ_{δ} следует, что

$$\Gamma_{\delta} [a \Gamma \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})] = 6,55 \cdot \Gamma_{\gamma} [P \cdot \text{см}^2 / (\text{ч} \cdot \text{мКи})]. \quad (3.30)$$

Приведем еще одно полезное для быстрых расчетов эмпирическое соотношение

$$\Gamma_{\gamma} (P \cdot \text{м}^2 / (\text{ч} \cdot \text{Ки})) = 0,5 \cdot E, \quad (3.31)$$

его точность $\pm 20\%$. Здесь E — полная энергия фотонов на 1 распад (МэВ).

Из выражений (3.29) и (3.31) можно получить эмпирическое уравнение для быстрой оценки мощности экспозиционной дозы для точечного гамма-источника:

$$P_{\text{эксп}}(P/\text{час}) = (0,5 \cdot A \cdot E)/l^2. \quad (3.32)$$

Точность выражения (3.32) — 20%.

Например, вычислим $P_{\text{ЭКСП}}$ для источников с ^{137}Cs ^{60}Co активностью 1Ки каждый на расстоянии 1м.

В 100% распадах ^{60}Co образуются два фотона с энергией 1,17 и 1,33 МэВ; их сумма 2,5 МэВ.

В 95% распадах ^{137}Cs образуется ^{137}Ba . В 90% распадах ^{137}Ba образуется фотон с энергией 0,662 МэВ. Т.е. для ^{137}Cs $E = (0,9 \cdot 0,95) \cdot 0,662 = 0,56$ МэВ/распад.

Таким образом при $A = 1$ Ки и на расстоянии 1 м:

- для ^{60}Co $P_{\text{ЭКСП}} = 0,5 \cdot 2,5$ (МэВ/распад) $\cdot 1 \text{ Ки}/1\text{м}^2 = 1,3$ Р/час
- для ^{137}Cs $P_{\text{ЭКСП}} = 0,5 \cdot 0,56$ (МэВ/распад) $\cdot 1 \text{ КиАм}^2 = 0,28$ Р/час.

На практике часто приходилось сравнивать между собой источники γ -излучений по их дозовым характеристикам в воздухе при одинаковых условиях измерения. Так появилась величина, называемая радиевым гамма-эквивалентом, предназначенная для оценки поля γ -излучения в воздухе. Для этой величины в качестве эталонного принималось γ -излучение ^{226}Ra , находящееся в равновесии с основными дочерними продуктами распада после фильтра из платины толщиной 0,5 мм.

Поэтому, внесистемная единица радиевого гамма-эквивалента — миллиграмм-эквивалент радия (мг-экв. Ra). Его γ -излучение при данной фильтрации и тождественных условиях измерения создает такую же мощность экспозиционной дозы, как и γ -излучение 1 мг Государственного эталона радия в равновесии с основными дочерними продуктами распада при использовании платинового фильтра толщиной 0,5 мм. Из экспериментов следует, что точечный источник радия активностью 1 мКи, находящийся в равновесии с дочерними продуктами распада и с фильтром из платины толщиной 0,5 мм, создает на расстоянии 1 см мощность экспозиционной дозы 8,4 Р/ч. Для Государственного эталонного источника можно условно записать:

$$\Gamma_{\text{yRa}} = 8,4 \text{ Р} \cdot \text{см}^2/(\text{ч} \cdot \text{мг-экв. Ra}). \quad (3.33)$$

Радиевый гамма-эквивалент активности m радионуклидов определяется по следующей простой формуле:

$$m = A \cdot \Gamma_{\gamma} / 8,4, \quad (3.34)$$

где: m — гамма-эквивалент, мг-экв. Ra;

Γ_{γ} — гамма-постоянная радионуклида;

A — активность радионуклида, мКи.

Как отмечалось выше, вместо гамма-эквивалента определявшегося во внесистемных единицах, введен керма-эквивалент определяемый в единицах СИ и предназначенный как и радиевый гамма-эквивалент для оценки γ -излучения в воздухе.

Керма-эквивалент источника K_1 — мощность воздушной кермы K γ -излучения с энергией фотонов больше заданного порогового значения d точечного изотропно-излучающего источника, находящегося в вакууме на расстоянии l от источника, умноженная на квадрат этого расстояния:

$$K_1 = K \cdot l^2. \quad (3.35)$$

Единица керма-эквивалента в СИ — (Гр·м²/с).
 Более предпочтительные единицы: нГр·м²/с; мкГр·м²/с; мГр·м²/с.
 Из (3.28) и (3.35) следует:

$$K_1(\text{аГр}\cdot\text{м}^2/\text{с}) = A(\text{Бк})\cdot\Gamma_\delta[\text{аГр}\cdot\text{м}^2/(\text{с}\cdot\text{Бк})]. \quad (3.36)$$

Физический смысл керма-эквивалента — мощность воздушной кермы, создаваемая γ-излучением с энергией больше заданного порогового значения d от данного точечного изотропного радионуклида источника в вакууме на расстоянии l = 1 м от источника.

Хотя K, и m разные величины между ними существует следующее приближенное соответствие:

$$K_1(\text{нГр}\cdot\text{м}^2/\text{с}) \sim 2m(\text{мг-экв. Ra}). \quad (3.37)$$

В табл.3.7 приведены значения Γ_δ, Γ_γ, K₁ и m для наиболее часто используемых радионуклидов в качестве источников γ-излучения.

Керма-эквивалент объемного источника равен сумме керма-эквивалентов составляющих его точечных источников с учетом самопоглощения, возможного ослабления излучения в окружающей источник среде и рассеяния в источнике и окружающей среде.

Таблица 3.7

Керма-постоянная Γ_δ; гамма-постоянная Γ_γ; керма-эквивалент K₁ и гамма-эквивалент m для некоторых радионуклидов

Нуклид	Период полураспада T	Γ _δ , аГр·м ² (с·Бк)	Γ _γ Р·см ² /(ч·мКи)	K ₁ нГр·м·с	m мг-экв Ra
⁴⁰ K	1,28· 10 ⁹ лет	5,1	0,19	1,9	0,09
⁶⁰ Co	5,3 года	84,6	13,0	3,1	1,54
¹³¹ I	8,0 сут.	14,2	2,2	0,52	0,26
¹³⁷ Cs	30 лет	21,3	3,2	0,80	0,40
¹³⁴ Cs	2,0 года	57,4	8,7	2,06	1,03
¹⁵⁵ Eu	5,0 лет	2,6	0,4	0,1	0,05
¹⁷⁰ Tm	129 сут	0,2	0,008	0,06	0,004
¹⁹² Ir	74 сут.	30,0	4,6	1,1	0,54
²²⁶ Ra*	1600 лет	59,5	9,0	2,14	1,07
²²⁶ Ra**	1600 лет	55,3	8,4	2,0	1

* Радий в равновесии с основными дочерними продуктами распада до RaD

** Радий в равновесии с основными дочерними продуктами распада после фильтра 0,5 мм платины

ГЛАВА 4

БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Человек в процессе своей жизни подвергается облучению как от естественных (природных), так и от искусственных (созданных человеком в результате его деятельности) источников ионизирующих излучений.

К основным природным источникам естественного облучения (естественный радиационный фон) относятся космическое излучение, природные радионуклиды, содержащиеся в горных породах и почве, в воздухе, воде, пище и инкорпорированные в тканях человека.

К антропогенным источникам относятся установки, генерирующие ионизирующие излучения, а также радионуклиды, не существовавшие в природе и созданные человеком. За последние несколько десятков лет человек создал несколько сотен искусственных радионуклидов.

Человек всегда подвергался облучению от естественных источников ионизирующих излучений. Он как биологический вид сформировался как раз в условиях естественного радиационного фона. Естественный радиационный фон существовал и до появления человека. Деятельность человека на пути научно-технического прогресса приводит к изменению им окружающей среды. В результате этого увеличились дозы облучения за счет естественного радиационного фона. Эту добавку к "нормальному" естественному фону, являющуюся результатом деятельности человека, удобно выделить как самостоятельную и назвать ее — технологически измененный естественный радиационный фон или техногенный радиационный фон от естественных источников. Техногенный естественный фон создается, например, при добыче полезных ископаемых, при использовании строительных материалов и минеральных удобрений, содержащих естественные радионуклиды, при полетах на самолетах на большой высоте и др. При сопоставлении предела дозы, рекомендованного МКРЗ, и дозы, полученной индивидуумом в целях радиационной защиты, не учитывается "нормальный" уровень естественного радиационного фона. Однако в структуру предела дозы входит и техногенная компонента естественного фона.

В настоящее время, в процессе использования атомной энергии создаются искусственные источники облучения. Это происходит при следующих основных видах деятельности:

- при производстве и испытании ядерного оружия;
- при производстве электрической и тепловой энергии (ядерный топливный цикл);
- при использовании подземных ядерных взрывов в народном хозяйстве;
- при использовании транспортных энергетических ядерных установок (ледоколы, суда, подводные лодки);
- при использовании радиоактивных веществ и других источников ионизирующих излучений в промышленности, медицине и в быту;
- при использовании радиоактивных веществ, ядерных установок в научных исследованиях.

ФОНОВОЕ ОБЛУЧЕНИЕ ЧЕЛОВЕКА

Средневзвешенная годовая эффективная доза облучения населения земного шара (без учета аварийных ситуаций) составляет около 4 мЗв в год. Главными источниками, которые формируют эту дозу, являются облучение при медицинских обследованиях (30%) и природные источники ионизирующих облучений (70%), где более 50% дозы определяется радоном в воздухе жилых помещений.

Вывод НКДАР ООН в 1982 году засвидетельствовал, что радон в воздухе жилых помещений является основным дозоформирующим фактором почти во всех странах мира, поэтому проблема радона во всех документах по радиационной защите рассмат-

ривается не только обязательно, но и отдельно от остальных.

В табл.4.1 приведены средние эффективные эквивалентные индивидуальные дозы облучения населения Украины от различных источников природного происхождения.

Таблица 4.1.

Средние годовые эффективные эквивалентные индивидуальные дозы и средний индивидуальный риск облучения населения Земли и Украины

Источник облучения	Население Земли		Население Украины	
	Доза за год, мЗв	Риск за год	Доза за год, мЗв	Риск за год
1. Естественный фон	1,1	$6,1 \cdot 10^{-5}$	1,0	$5,4 \cdot 10^{-5}$
2. Техногенный естественный фон, в т.ч.	1,3	$7,1 \cdot 10^{-5}$	1,0	$5,7 \cdot 10^{-5}$
радон и торон в помещениях	1,3	$7,1 \cdot 10^{-5}$	1,05	$5,7 \cdot 10^{-5}$
удобрения в сельском хозяйстве	—	—	0,0075	$4,1 \cdot 10^{-7}$
выбросы угольных электростанций	—	—	0,002	$1,1 \cdot 10^{-7}$
пользование автотранспортом	0,001	—	—	—
пользование авиатранспортом	—	$5,4 \cdot 10^{-8}$	—	—
употребление радиолюминесцентных товаров	0,001	$5,4 \cdot 10^{-8}$	—	—
3. Искусственные источники облучения, в т.ч.	0,4 - 1,0	$2,2 \cdot 10^{-5}$	1,5	$8,5 \cdot 10^{-5}$
медицинское облучение (рентгенодиагностика и пр.)	0,4 - 1,0	$2,2 \cdot 10^{-5}$	1,4	$7,8 \cdot 10^{-5}$
выпадения от испытаний ядерного оружия	0,01	$5,4 \cdot 10^{-7}$	0,01	$5,4 \cdot 10^{-7}$
ядерная энергетика	0,0006	$3,4 \cdot 10^{-8}$	0,0014	$7,8 \cdot 10^{-8}$
Всего:	2,8 - 3,4	$1,6 \cdot 10^{-4}$	3,5	$2,0 \cdot 10^{-4}$

Все природные источники создают среднегодовую дозу излучения 1 мЗв. Но этот естественный фон колеблется в очень широких пределах. Возьмем, например, космические лучи. Годовая доза внешнего облучения от космических лучей слабо зависит от широты и сильно от высоты. Растет с ростом высоты. Широтный эффект возникает из-за природы космических лучей (заряженные частицы). Когда они приближаются к земле, ее магнитное. Поле отклоняет их от экватора к полюсам. В верхних слоях атмосферы космические лучи состоят из 87% протонов и 11% альфа-частиц, остальные 2% — легкие ядра. Несколько сотен километров земной атмосферы служат им экраном. На этом пути состав космических лучей полностью меняется. На уровне моря они состоят из 63% мезонов. 15% электронов и 21 % нейтронов. Поэтому и не удивительно, что с увеличением расстояния от поверхности земли изменяется доза космического излучения. Зависимость дозы от высоты представлена в табл.4.2. Эта зависимость прямо связана с уменьшением толщины защитного слоя атмосферы.

Основные радиоактивные изотопы, которыми обусловлена естественная радиация на Земле, — это члены трех радиоактивных рядов (^{238}U , ^{235}U , ^{232}Th) и некоторые радионуклиды, не входящие в эти ряды (^{14}C , ^{40}K , ^{87}Rb и др.). И, естественно, уровень радиации в различных местах земного шара различен в зависимости от концентрации радионуклидов в том или ином участке земной коры.

Таблица 4.2.

Мощности дозы космического облучения на разной высоте

Высота, м	Мощность дозы, мкЗв/ч	Высота, м	Мощность дозы мкЗв/ч
Уровень моря	0,03	12000**	5
2000	0,1	20000***	13
4000*	0,2		

*— максимальная высота, на которой расположены поселения людей.

**— максимальная высота полета трансконтинентальных авиалайнеров.

***— максимальная высота полета сверхзвукового реактивного самолета.

В отдельных районах доза повышенного естественного фона может превосходить среднюю дозу в десятки раз. Однако это никак не сказывается на результатах процесса эволюционного развития коренного населения, проживающего в этих районах.

Радиоактивные вещества могут находиться вне организма и облучать его снаружи; в этом случае говорят о внешнем облучении. Если они попали внутрь организма, тогда способ их облучения называют внутренним облучением. С учетом этого, в табл. 4.3 представлен вклад всех основных источников естественного радиационного фона в годовую дозу облучения человека в показателях эффективной эквивалентной дозы. Как видно из таблицы значительную часть дозы облучения от естественных источников радиации человек получает от радионуклидов, попавших в организм с пищей, водой и воздухом. Доза внутреннего облучения от радионуклидов углерода-14 и трития, которые образуются под воздействием космических лучей, незначительна. Значительную дозу внутреннего облучения человек получает от радионуклидов радиоактивного ряда урана-238 и в меньшей степени от нуклидов ряда тория-232. Этому способствуют еще такие результаты деятельности человека, как: добыча полезных ископаемых, использование минеральных удобрений (фосфатные руды) и стройматериалов, содержащих повышенное количество радионуклидов рядов урана и тория, сжигание ископаемого топлива, в частности угля, в результате чего выбрасываются естественные радионуклиды (^{226}Ra , ^{228}Ra , ^{232}Th и др.).

Таблица 4.3

Годовые дозы облучения населения за счет основных природных источников ионизирующих излучений в регионах Земли с нормальным радиационным фоном

Источники излучения	Годовая доза, мкЗв		
	За счет внешнего облучения	За счет внутреннего облучения	Суммарно
Космическое излучение	300	0	300
Радионуклиды земного происхождения калий-40	120	180	300
ряд урана-238	90	1150	1240
ряд тория-232	140	230	370

Однако, наибольший вклад в облучение населения вносит невидимый, не имеющий вкуса и запаха тяжелый газ (в 7,5 раза тяжелее воздуха) радон-222 дочерний продукт ^{226}Ra , ^{222}Rn и ^{226}Ra члены радиоактивного ряда ^{238}U . Примерно в 20 раз меньший вклад

в дозу дает еще ^{220}Rn (Tn) (торон) — член радиоактивного ряда ^{232}Th . Большая часть облучения исходит не от самого радона, а от дочерних продуктов его распада. Согласно оценке Научного Комитета по действию атомной радиации (НКДАР) ООН 3/4 годовой индивидуальной эффективной эквивалентной дозы создает радон вместе со своими дочерними продуктами распада. Основную дозу облучения от радона и его дочерних продуктов человек получает, находясь в закрытом помещении. Концентрация радона в помещениях в значительной степени зависит оттого, из каких строительных материалов оно построено. В табл.4.4 сравниваются различные удельные активности строительных материалов.

Таблица 4.4.

Средняя удельная активность строительных материалов, применяемых в различных странах

Строительные материалы	Содержание радия и тория, Бк/кг	Строительные материалы	Содержание радия и тория, Бк/кг
Дерево (Финляндия)	1,1	Зольная пыль (ФРГ)	341
Природный гипс (Великобритания)	29	Глинозем (Швеция)	496
Песок и гравий (ФРГ)	около 34	Фосфогипс (ФРГ)	574
Портландцемент (ФРГ)	около 45	Кальций-силикатный шлак (США)	2140
Кирпич (ФРГ)	126	Отходы урановых обогащательных предприятий (США)	4625
Гранит (Великобритания)	170		

Из искусственных источников радиации наибольшее значение имеет облучение в процессе медицинских процедур (рентгенодиагностика, рентгено- и радиотерапия). Средняя индивидуальная доза за счет этого источника составляет около 1,4 мЗв в год. Облучение населения за счет глобальных радиоактивных выпадений, после прекращения ядерных испытаний в атмосфере в 1963 г. стали уменьшаться, и годовые дозы составили 7% дозы от естественных источников в 1966 г., 2% в 1969 г., 1 % в начале 80-х годов. Следует отметить, что телезритель у цветного телевизора получает среднюю годовую дозу около 0,25 мЗв, что составляет 25% естественного фона.

Эксплуатация АЭС при нормальных режимах приводит к средней эффективной эквивалентной дозе персонала промышленных реакторов равной 7,5 — 10 мЗв/год, а для населения, проживающего вблизи АЭС к средней дозе 0,002—0,01 мЗв/год.

Эти цифры отражают ситуацию при нормальной эксплуатации АЭС. Однако всегда существует опасность аварий, последствия которых могут привести к значительно большим поражениям населения. Возможные величины этих поражений иллюстрируют последствия аварии на Чернобыльской АЭС.

ПУТИ ВОЗДЕЙСТВИЯ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ОРГАНИЗМ

Воздействие ионизирующего излучения на организм человека можно условно подразделить на внешнее, контактное, внутреннее и хроническое. Хотя в практике работы на АЭС встречаются случаи и комплексного воздействия.

Внешнее облучение подразделяют на облучение всего тела, местное, дробное и острое. Величина поражающего действия внешнего облучения определяются не только дозой и коэффициентом качества, но и глубиной проникновения радиации в ткани организма. Так космические и гамма лучи пронизывают человека насквозь. Бета-излучение радиоактивных изотопов проникает на глубину до 4 — 5 см. Альфа-частицы

излучающих изотопов не преодолевают уже роговой слой кожи человека толщиной 0,1 — 0,3мм.

Внешнее облучение всего тела, с учетом его вклада в индивидуальные и коллективные дозы является основным на АЭС. Его источники: это γ -излучение ядерного реактора, технологических контуров, оборудования с радиоактивными средами и любые поверхности, загрязненные радиоактивными веществами. Существенно меньший вклад во внешнее облучение персонала АЭС вносят нейтронное и β -излучение.

Местное (локальное) облучение — облучение части организма.

Дробное облучение — облучение, совершаемое многократно с интервалами между отдельными воздействиями.

Острое облучение — однократное кратковременное облучение, когда организм получает значительную дозу. Оно может произойти в результате радиационной аварии или грубых нарушений правил радиационной безопасности.

Хроническое облучение — постоянное действие ионизирующего излучения в течение длительного времени.

Контактное облучение — это разновидность внешнего облучения, когда радиоактивное вещество или источник ионизирующего излучения соприкасается с кожным покровом организма. Например, это может произойти, если человек возьмет незащищенными руками радиоактивное вещество или источник ионизирующего излучения. Кожа рук при этом подвергнется интенсивному облучению. Глубина и величина поражения будут в этом случае зависеть от дозы, вида и энергии ионизирующих излучений. Характер и прочность фиксации радиоактивных веществ поверхностью кожного покрова в мелких бороздках, порах, протоках потовых и сальных желез зависит от физических особенностей и химического состава радиоактивного вещества и состояния кожного покрова. Чем сильнее растворимость загрязняющего вещества, тем больше вероятность тесного контакта его с кожным покровом.

При непосредственном воздействии на кожу ионизирующего излучения на ней могут появиться отдельные или сгруппированные пузырьки, наблюдается сглаженность рисунка кожи, обильное потоотделение на пальцах при сухости ладоней. В случае хронического поражения кожи ионизирующим излучением позже могут появиться доброкачественные новообразования, старческое увядание кожи. Длительное воздействие ионизирующих излучений является часто причиной хронических дерматитов. При своевременной дезактивации загрязненных участков кожи лучевые поражения, как правило, не имеют места.

Внутреннее облучение происходит за счет радионуклидов, проникших внутрь организма через органы дыхания, желудочно-кишечный тракт (ЖКТ) и кожные покровы.

Биологический эффект при внутреннем облучении организма значительно выше. В этом случае увеличивается время облучения (облучение происходит постоянно), уменьшается геометрическое ослабление потока энергии (источник расположен вплотную), невозможно применение защиты и происходит концентрация радионуклидов в отдельных органах избирательно.

Таблица 4.5. Всасывание и выведение радиоактивных изотопов организмом

Элемент	Изотоп	Процент всасывания		Период полувыведения, сут.	
		из желудочно-кишечного тракта	из легких	биологический	эффективный
Тритий	^3H	100	100	12	12
Углерод	^{14}C	100	75	10	10
Натрий	^{24}Na	100	75	11	0,6
Фосфор	^{32}P	75	63	257	13,5
Сера	^{35}S	100	75	90	443
Калий	$^{40}\text{K}, ^{42}\text{K}$	100	75	58	0,52
Кальций	^{45}Ca	60 .	55	16400	152
Рубидий	^{86}Rb	100	75	45	13,2
Стронций*	^{89}Sr	30-80	40-50	13000	50,3
	^{90}Sr				5700
Цирконий	^{95}Zr	0,01-0,05	25	450	56,0
Ниобий	^{95}Nb	0,02-0,2	25	760	33,5
Рутений	^{106}Ru	3	27	16	15
Йод	^{131}I	100	75	138	7,6
Ксенон	^{133}Xe	100	75	—	—
Цезий	^{137}Cs	100	75	70	65
Барий	^{140}Ba	100	75	70	65
Церий	^{144}Ce	0,01-0,05	25	563	191
Полоний	^{210}Po	6	28	30	25
Радон	^{222}Rn	100	75	—	—
Радий*	^{226}Ra	30	408	100	1800
Уран	$^{238}\text{U}, ^{233}\text{U}$	0,3	25	200	20
Плутоний*	^{239}Pu	0,1-0,01	25	65000	$6,3 \times 10^4$

* - см. текст.

Наиболее опасен ингаляционный путь поступления радиоактивных веществ — из-за большого объема легочной вентиляции и более высокого коэффициента захвата и усвоения изотопов из воздуха (табл.4.5).

При проникновении радиоактивных веществ внутрь организма через органы дыхания в виде пыли, газов, паров часть из них осаждается на слизистой оболочке верхних дыхательных путей, откуда затем может попасть в желудок. Но наибольшую опасность представляют те, которые осаждаются в альвеолах легких (частицы размером менее 5 мкм), и особенно часть тонкодисперсных частиц (размер менее 1 мкм, до 70% задерживается в легких), которые могут проникать в общий кровоток, а затем избирательно отлагаться в различных тканях. Попадание радионуклидов в легкие в количествах значительно превышающих допустимые может сопровождаться различными изменениями в легочной ткани (например, пневмосклероз), а при длительном воздействии может возникнуть рак легких.

Инертные радиоактивные газы (аргон, ксенон, криптон и др.) попадая через легкие в кровь, через некоторое время полностью удаляются из организма. Присутствие их в воздухе определяет радиационную опасность только внешнего облучения.

Можно назвать такие источники аэрозольного загрязнения воздуха на АЭС: испарение радиоактивных веществ и конденсация их на неактивных частицах, загрязнение неактивной пыли при протечках теплоносителя, активация нерадиоактивных частиц потоками нейтронов, загрязнение воздуха при его движении под действием вентиляторов через помещения, где имеются загрязнения поверхности полов, стен, оборудования.

Мелкодисперсные радиоактивные вещества загрязняют не только воздух, а также спецодежду, кожные покровы и с них могут попадать в желудочно-кишечный тракт. При всасывании из ЖКТ, также как и из легких, долю веществ поступающую в кровь характеризует коэффициент всасывания (табл.4.5). Далее они, в соответствии с их химическими свойствами, накапливаются в отдельных органах, подвергая их облучению. Например: радий, фосфор, стронций, барий накапливаются в костях; церий, прометий, америций, кюрий, лантан — в печени, плутоний — в легких, костях; йод — в щитовидной железе; уран — в легких, почках, костях; тритий, углерод, натрий, кобальт, цезий распределяются в организме равномерно.

Наиболее опасными при попадании внутрь организма оказываются α -излучающие радионуклиды. Пробег α -частиц мал и их энергия полностью поглощается вблизи места нахождения радионуклида. Степень опасности радионуклида также характеризуется скоростью его выведения из организма. Как правило, не задерживаются в организме те радионуклиды, которые одинаковы с элементами употребляемыми человеком с пищей (натрий, хлор, калий и др.). Они выводятся вместе с такими же веществами. Некоторые же элементы, попав в организм, трудно из него удаляются (уран, торий, плутоний).

Время, в течение которого количество данного химического элемента в организме уменьшается вдвое вследствие физиологического обмена, называется периодом биологического полувыведения T_6 . Для радионуклида время нахождения в организме зависит также и от периода полураспада. Поэтому для радионуклидов введено понятие эффективного периода полувыведения.

Эффективным периодом полувыведения $T_{эфф}$ называется время, в течение которого количество радионуклида (его активность) в организме уменьшается вдвое:

$$T_{эфф} = T_{1/2} T_6 / (T_{1/2} + T_6), \quad (4.1)$$

где $T_{1/2}$ — период полураспада радионуклида.

Из (4.1) следует, что если период полураспада мал, а период биологического полувыведения велик, то $T_{эфф}$ будет определяться $T_{1/2}$ и наоборот. В качестве примера в табл. 4.5 приведены значения эффективного периода полувыведения некоторых радионуклидов.

Некоторые радионуклиды с течением времени достигают равновесного состояния в организме. 20 радионуклидов не достигают равновесия в организме за период жизни человека (50 — 70 лет) (в табл.4.5. обозначены — *). Радионуклиды с большим периодом полураспада производят постоянное облучение организма, даже после прекращения работы с ними. Особенно опасны те из них, которые концентрируются вблизи костного мозга, в костях (стронций, плутоний).

Сочетание физических и химических свойств данного радионуклида определяют степень его радиотоксичности и, соответственно, величины дозовых пределов.

ЗАВИСИМОСТЬ ДОЗА-ЭФФЕКТ

К настоящему времени радиобиологией накоплена большая информация о закономерностях воздействия радиоактивных излучений на живые системы и клетку в частности. Однако одного этого далеко недостаточно для количественной оценки связи между дозой и качеством излучения, временем воздействия и реакцией клетки и т. д., короче между дозой и эффектом. Для такой количественной оценки необходимы еще

всесторонние знания конкретных внутриклеточных структур (их устройства, формы, размеров) и последовательное развитие теоретических представлений радиобиологии.

Первая потребность в теории возникла тогда, когда стали очевидными два поразительных наблюдения, исчерпывающего объяснения которым нет, пожалуй, до сих пор.

Первое наблюдение установило, что при воздействии ионизирующего излучения на клетку поглощение ничтожного количества энергии может давать значительный биологический эффект. Например, смертельная доза ионизирующего излучения для млекопитающих равна 10 Гр. Поглощенная энергия соответствующая этой дозе повышает температуру человеческого тела не более, чем на $0,0001^{\circ}\text{C}$. Этот "радиобиологический парадокс" с самого начала показывал, что все дело в особенностях передачи энергии излучения каким-то высокочувствительным структурам, "мишеням".

Второе наблюдение установило, что геометрические кривые характеризующие зависимость доза-эффект, при действии радиации и химических агентов (например, ядов) резко различаются. В случае использования ядов, во-первых, наблюдается пороговый эффект, а с увеличением дозы ядов достигается 100%-ная гибель. При воздействии ионизирующей радиации, рост дозы тоже приводит к усилению гибели клеток. Но здесь самые малые ее дозы уже вызывают гибель отдельных клеток (беспороговый эффект); а с другой стороны, даже при очень больших дозах не исключается возможность выживания отдельных клеток.

Была выдвинута теория "попадания", принципы которой актуальны и сегодня. Суть их заключается в следующем: поглощение энергии — это квантированный процесс, который подчиняется статистическим закономерностям, принципу Пуассона. То есть, наблюдаемый эффект (например, гибель клетки) происходит только тогда, когда произойдет попадание частиц в чувствительный объем внутри клетки (мишени). Расчетная кривая для такой модели взаимодействия оказалась очень похожей на реальные кривые доза-эффект, полученные в экспериментах. Анализ формы этих кривых позволил еще многое узнать о сущности радиационного поражения клеток, например, о количестве необходимых попаданий в мишень.

Путь к пониманию причин чрезвычайной биологической эффективности ионизирующей радиации открыла следующая теория — теория мишени. Первые ее шаги были — рассчитать объем мишени. Их результаты сразу все объясняли — малые порции энергии ионизирующей радиации только тогда могут дать сильный эффект, когда они падают на малую мишень. Следующий вопрос, на который ответила теория "мишени" — какова природа мишени? Ответ: критической структурой в клетке может служить хроматин клеточного ядра, хромосомы, еще точнее молекулы ДНК. Позже с помощью микропучков ионизирующих частиц, диаметром менее $0,1\text{ мкм}$, удалось показать, что смертельная доза для клеток на ядро в 10 — 100 раз меньше, чем при облучении других ее частей.

В рамках теории мишени удастся сделать выводы, соответствующие наблюдениям в экспериментах: при самых малых дозах повреждение ДНК в отдельных клетках может все же возникнуть, тогда как при очень больших дозах единичные клетки могут остаться невредимыми. С ростом дозы облучения растет доля клеток, подвергнувшихся облучению, а не степень эффекта у них. Только та часть радиации, которая расходуется в объеме мишени — ДНК, и приводит к значимым результатам.

В процессе развития радиобиологии были проведены исследования, которые существенно усложнили картину радиационного поражения клетки. Оказывается, что возникшие в клетке под влиянием радиации первичные повреждения, могут затем, со временем, усиливаться и углубляться. А структурами, на которых разыгрываются действия этих механизмов усиления лучевого поражения, являются клеточные мембраны. В результате этих исследований сделан следующий шаг в понимании механизма лучевого поражения клетки. Сделан вывод о существовании наряду с основной мишенью — ДНК также второй по значимости мишени — мембраны. Многие из достижений в ра-

диобиологии лучевого поражения изучено качественно. Распространить количественное описание на этот круг явлений не просто. На этом пути достигнуты определенные успехи, но эта работа еще далека от завершения.

Отметим, что постулаты количественной радиобиологии пока применимы лишь к отдельным клеткам. А исчерпывающее количественное описание лучевого поражения человека — дело отдаленного будущего.

И, тем не менее, попытки модельного описания эмпирических закономерностей делаются. Так, в отчете 1980 года Комитета биологических эффектов ионизирующих излучений Национальной академии наук США есть такие строки: "Большая часть доступных данных не позволяет предположить какую-либо модель доза-эффект... Для большинства видов рака радиационного происхождения соотношение доза-эффект лучше всего описывается линейно-квадратичной функцией с неотрицательной степенью. Тем не менее, имеются аргументы в пользу других моделей, особенно линейной и квадратичной, не смотря на то, что они ведут к большому расхождению оценок".

Форма кривых различных моделей показана на рис.4.1. Заметим, что в случае учета эффектов стимулирования жизнедеятельности (гормезис, см. ниже) кривая вначале опускается в область "благоприятных эффектов", прежде чем изменить направление и поднимается в область пагубных, вредных эффектов. Часть этой кривой слева от минимума представляет условия дефицита (нехватки) радиации.

Рис.4.1.



Кривые характеризующие различные теории радиационного воздействия.

ПРОЦЕССЫ, ПРОИСХОДЯЩИЕ В БИОЛОГИЧЕСКИХ ТКАНЯХ

Ионизирующая радиация обладает чрезвычайно высокой биологической эффективностью вообще. Однако, устойчивость различных организмов к ее воздействию очень сильно различается. Мера чувствительности к действию ионизирующего излучения называется радиочувствительностью. Она сильно различается уже в пределах одного вида. Радиочувствительность индивида также зависит от возраста и пола (наиболее устойчив зрелый возраст). В пределах же одного организма различные клетки и ткани еще более сильно различаются по радиочувствительности.

При рассмотрении достижений количественной радиобиологии, уже отмечалось, что для судьбы клетки решающее значение имеет поражение, прежде всего, ДНК клеточного ядра (основная мишень), а также системы мембран. На уровне организма также существуют свои критические, к действию радиации, структуры (органы, системы). Чтобы разобраться в этих особенностях радиочувствительности необходимо начать с радиобиологии поражения клеток.

Как было показано выше, энергия излучений передается атомам и молекулам окружающей среды. Какова же дальнейшая судьба этих возбужденных и ионизированных молекул. Чтобы понять это, необходимо рассмотреть следующий "акт", называемый

химическим этапом лучевого поражения клетки.

При радиационно-химических изменениях молекул различают прямое и косвенное действие радиации. Под прямым действием понимают такие изменения, которые возникают в результате поглощения энергии излучения самими исследуемыми молекулами ("мишенями"). Под косвенным действием понимают изменения молекул в растворе, вызванные продуктами радиационного разложения (радиолиза) воды или растворенных веществ. По некоторым оценкам, полный вклад косвенного действия достигает 90% и является определяющим. При косвенном действии наиболее существенен процесс радиолиза воды, составляющей основную массу (до 70%) вещества в клетках. Химические реакции, которые происходят в результате облучения чистой воды, имеют место и тогда, когда эта вода входит в состав клеток. Имеется две категории таких реакций. В настоящее время они носят названия: "первичные реакции" и "вторичные реакции".

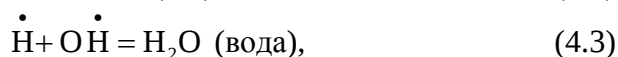
Временной интервал, в течение которого проходят первичные реакции, чрезвычайно мал — около 10^{-10} секунд. В течение этого времени после прохождения излучения происходят серии восьми различных реакций. В результате образуются две новые разновидности химических веществ в относительно больших количествах. Их называют свободными радикалами. Свободные радикалы очень активны химически. Это происходит из-за того, что в них существуют непарные электроны. При образовании обычных химических соединений электроны стремятся спариваться таким образом, чтобы у одного электрона спин ориентировался вверх, а у другого вниз. Свободные радикалы пытаются объединяться химически с другими веществами, чтобы их одиночные, неспаренные электроны могли образовать ковалентную связь с другим неспаренным электроном и создать под оболочку. Отметим, что свободные радикалы электрически нейтральны. В них одинаковое количество протонов в ядрах и электронов. Это не ионы.

Первый свободный радикал, формируемый в облученной воде, свободный радикал водорода. Он просто содержит электрон и протон, т.е. атом водорода. Заметим, что это совсем не то, что находится в баке с газообразным водородом. Водород — двухатомный газ, состоящий из молекул H_2 , образующихся из пар свободных радикалов, каждый из которых может затем свой электрон спарить с электроном другого.

Второй свободный радикал, образующийся в ощутимых количествах в облученной воде, — это гидроксильный радикал, OH. Обычно пишут химический символ свободного радикала с точкой над буквами. Эта точка указывает на присутствие непарного электрона.

Вторичные реакции происходят в течение следующих 10^{-5} секунд после прохождения излучения через воду. За это время они либо рекомбинируют друг с другом, либо реагируют с растворным субстратом. С высокой вероятностью проходят три вторичные реакции. Они просто являются тремя возможными комбинациями двух свободных радикалов.

образовавшихся в первичных реакциях (водород + водород, водород+гидроксил, гидроксил + гидроксил):



Вторая реакция ведет к образованию безопасного, как и в первом случае, продукта, воды. Проблема для живых биологических систем возникает при течении третьей реакции и заключается в образовании пероксида водорода, ядовитого для клеток. К тому же один из атомов водорода может легко теряться пероксидом водорода, образуя пероксидный радикал, который затем взаимодействует с другими биоорганическими мо-

лекулами с образованием относительно устойчивых органических пероксидов. Кроме того, биологическое действие усиливается за счет, так называемого, кислородного эффекта, когда к образованию новых молекул в облучаемой системе приводит высоко реактивный продукт, образующийся в результате взаимодействия свободного радикала с кислородом. Таким образом, в клетке организма крупные органические молекулы повреждаются прямым действием радиации либо продуктами радиолиза воды. Возникающие при этом органические радикалы также обладают неспаренными электронами, а, следовательно, крайне реакционноспособны. Располагая большим количеством энергии, они легко могут привести к разрыву химических связей в жизненно важных молекулах. В результате, вызванные свободными радикалами химические реакции вовлекают в этот процесс многие сотни и тысячи молекул, не затронутых излучением. И, в конечном итоге, все это приводит к изменению биохимических процессов в организме.

Степень и характер лучевого поражения организма в больших дозах обусловлены: радиочувствительностью тканей, органов и систем, подвергающихся облучению и поглощенной дозой радиации (в том числе и ее распределением во времени).

Еще в 1906 г., т.е. в самом начале изучения биологического действия ионизирующих излучений, французские исследователи И.Бергонье и Л. Трибондо отметили эмпирическую закономерность относительной чувствительности клеток. Так называемый закон Бергонье и Трибондо гласит, что клетки имеют тенденцию быть радиочувствительными, если у них есть три свойства:

- клетки имеют высокую скорость деления;
- клетки имеют возможность делиться долго в будущем;
- клетки не являются специализированными.

Для комментария к последнему критерию в качестве примера можно привести одну из незрелых клеток крови. Речь идет о лейкоцитах. Многие из этих клеточных линий рождаются неспециализированными. В зависимости от сигнала, получаемого клетками значительно позже их формирования, они могут созреть как лимфоцит или как один из типов гранулоцита.

Лейкоциты — белые кровяные клетки. Их основная функция — борьба с чужим и защита организма. Для этого они используют форму "химико-биологической борьбы", в которой они производят химические антитела и убивают посягателей. Лейкоциты, в свою очередь, подразделяются на три вида. Наиболее многочисленная — гранулоциты, они предназначены для уничтожения микробов. Несколько меньшая армия лимфоцитов осуществляет функцию иммунитета, охраняющего на протяжении всей жизни нашу индивидуальность от всего чужого. Они очень чувствительны к радиации, некоторые биологи считают, что лимфоциты наиболее чувствительные клетки в человеческом организме. Доза излучения в несколько сотен бэр может привести к существенному уменьшению циркулирующих лимфоцитов в течение часа.

Обобщением закона Бергонье и Трибондо является то, что молодые и быстро растущие ткани наиболее радиочувствительны.

Этот закон можно проинтерпретировать и следующим образом: вступление в митоз (период деления) является критическим моментом в жизни облученной клетки. Те из них, кто не успел восстановиться к моменту деления или погибают, или сохраняют полученные дефекты в ряде поколений. Поэтому-то ткани и органы с интенсивно делящимися клетками наиболее чувствительны к радиации. Это, в первую очередь, органы систем кроветворения (костный мозг, селезенка) и пищеварительной системы (слизистая оболочка тонкой кишки), половые железы.

Причиной гибели организма обычно является поражение какого-либо одного органа, критического в данной ситуации. В диапазоне доз 3 — 9 Гр критической является кровеносная система. Гибель облученного организма наблюдается на 7 — 15 сутки после лучевого воздействия. Поражение кроветворения проявляется и при не смертель-

ных лучевых поражениях. При этом снижается количество тромбоцитов, что является одной из причин кровоточивости.

Тромбоциты — вид зрелых клеток крови. Они играют важную роль в организме при формировании кровяных сгустков. К тому же, они являются основным компонентом во всеобъемлющей системе, которая удерживает кровь от протекания между "соединениями" кровеносных сосудов (трубчатые сосуды формируются слипанием округлых клеток друг с другом бок о бок, наподобие кирпичной стены). Нормальное количество тромбоцитов около 200000 на мм³ крови. Если их количество падает до 20000, то кровяные сосуды становятся похожими на сито и кровь внезапно вытекает сквозь стенки.

При лучевом поражении снижается также количество лейкоцитов. И в сочетании все это способствует развитию инфекционных осложнений.

При увеличении дозы радиации до 10 — 100 Гр, организмы погибают на 3 — 5 суток, то есть тогда, когда "костномозговой синдром" еще не успел развиваться. Это происходит из-за того, что выходит из строя другой критический орган — кишечник. Он поражается и при меньших дозах, в диапазоне, когда гибель происходит из-за угнетения кроветворения, но при этом "синдром кишечника" не определяет исхода лучевой болезни, хотя и усугубляет ее тяжесть.

При еще больших дозах радиации (200 — 1000 Гр), непосредственной причиной гибели облученного организма является массовое разрушение клеток центральной нервной системы. И если построить кривую зависимости сроков гибели облучаемых организмов от дозы облучения, на ней будут отчетливо наблюдаться три характерных участка, соответствующих диапазонам "костномозговой", "кишечной" и "нервной" форм гибели.

Рассмотрим, что происходит в критических органах под влиянием радиации. В нормальных условиях в костном мозге идет постоянное размножение (самообновление) клеток, выходящих затем в периферическую кровь. Исчезновение каждого клеточного элемента в периферической крови компенсируется эквивалентной продукцией новых клеток в костном мозге. Аналогичная картина происходит и в слизистой оболочке кишечника. Тонкий кишечник имеет маленькие пальцеобразные выступы, называемые ворсинками. Каждая ворсинка окружена впадинами, называемыми криптами. На дне крипты находится клетка, которая производит внутренние (эпителиальные) клетки. Эти клетки медленно перемещаются вверх к выходу из крипты. Когда они добираются до поверхности, они уже полностью созревают и поднимаются дальше по ворсинке. Они защищают мелкие, хрупкие капилляры, расположенные внутри ворсинки и пропускают к ним питательные вещества. Из-за трения проходящей пищи и перистальтических сокращений мышц стенки покровные клетки ресничек уносятся. На место этих клеток приходят новые из крипт.

Под действием радиации в обеих самообновляющихся системах развиваются сходные процессы. В костном мозге появляется временное прекращение клеточных делений, которое пропорционально дозе облучения. При этом происходит резкое опустошение костного мозга, т.к. процесс выхода зрелых клеток в кровь продолжается с прежней скоростью. Доля погибших клеток возрастает с ростом дозы, а восстановление клеточной массы костного мозга идет медленнее и оно менее полноценно. В периферической крови сначала уменьшаются и исчезают самые короткоживущие формы — лейкоциты и тромбоциты, а количество долгоживущих эритроцитов снижается лишь к третьей неделе после облучения.

Эритроциты из-за цвета часто называют красными кровяными клетками. 95% массы эритроцитов составляет гемоглобин. Его функция — обеспечение дыхания тканей путем своевременной и полноценной доставки кислорода, добываемого им в легких из вдыхаемого воздуха. В результате облучения наблюдается дисбаланс между производством и длительностью жизни клеток крови. Степень и длительность этого дисбаланса

и определяет судьбу облученного организма. В кишечнике последовательность событий сходная.

Согласно закону Бергонье и Трибонда наиболее радиочувствительная точка процесса это клетка крипты, которая занята быстрым и непрерывным производством клеток, еще полностью неспециализированных. Доза в несколько сотен бэр на кишечник может заставить клетки крипты временно прекратить деление. Зрелые покровные клетки при этом не страдают. Через несколько часов эти клетки будут унесены, но взамен них новые клетки не придут. Это оголит реснички и откроет тонкую капиллярную сеть. Капилляры разорвутся, что позволит плазме крови вытекать в ЖКТ. Произойдет процесс проникновения внутрикишечных бактерий прямо в кровоток через оголенные капилляры. Инфекция быстро распространяется по телу в то время, когда его иммунная система так сильно потрясена потерей лейкоцитов.

При дозах ниже 1000 бэр клетки крипты восстанавливаются примерно за неделю. Это позволяет перестроить реснички и закрыть капиллярную сеть. Особь выздоравливает. При дозах свыше 1000 бэр клетки крипты не выживают. В связи с невозможностью удалить тонкий кишечник хирургическим путем острое облучение тела дозой в 1000 бэр считается предельной для выживания. Как отмечалось выше, процесс клеточного опустошения в кишечнике происходит быстрее, чем в костном мозге.

Рот и пищевод не радиочувствительны, как и все мышцы и соединительные ткани тела. Нужны значительные дозы, чтобы на них появились язвы.

Желудок более чувствителен. При дозах в несколько сот бэр основные и пристеночные клетки понижают или прекращают полностью свою секреторную деятельность по выделению HCl и пепсина, которые помогают в пищеварении. В последующий период эти клетки опять возобновляют свою деятельность до нормального уровня.

Толстый кишечник по чувствительности к облучению схож с желудком. Дозы свыше 1000 бэр приводят к образованию в нем язв.

Центральная нервная система (ЦНС) состоит, в основном, из мышечной и соединительной тканей. Замещение ее клеток в течение всей жизни не происходит. Поэтому она устойчива к облучению. ЦНС выдерживает дозы до 5000 бэр прежде, чем будет замечен эффект воздействия. Эта система обычно вырабатывает и передает электрические сигналы, необходимые для сокращения сердечной мышцы при работе сердца и сокращения мышц диафрагмы при дыхании. При высоких дозах эти сигналы поступают с перебоями или прекращаются на время. Это приводит к смерти облученного индивидуума через несколько часов.

Репродуктивная система более радиоустойчива. Тем не менее, в соответствии с законом Бергонье и Трибонда производство сперматозоидов (молодых клеток спермы) у мужчин понижается или прекращается при низких дозах. Доза 250 бэр на гонады (половые органы) приводит к временной стерильности на период до года. Для полной стерильности необходима Доза от 500 до 600 бэр.

Доза 170 бэр на женские гонады приводит к стерильности на период 1—3 года. Полная стерильность наступает при дозе 300-600 бэр, в зависимости от возраста.

Таким образом, если говорить о радиочувствительности организма в целом, то она определяется чувствительностью к радиации клеток костного мозга и от их способности к восстановлению.

ОСТРЫЕ ЭФФЕКТЫ И ОТДАЛЕННЫЕ ПОСЛЕДСТВИЯ МЕДИЦИНСКИЕ АСПЕКТЫ ОБЛУЧЕНИЯ

Действие ионизирующего излучения на организм условно можно разделить на соматические и генетические. Соматические эффекты проявляются у самого облученного, а генетические — у его потомства. То есть соматическое действие ионизирующего излучения это непосредственное действие на организм. Его результат — это лучевая болезнь и локальные повреждения отдельных органов и тканей, а также отдаленные по-

следствия (сокращение продолжительности жизни, возникновение опухолей и т.д.). Генетические эффекты — это результаты облучения генома зародышевых клеток и проявляются они в потомстве облученных особей в виде врожденных уродств и нарушений, передающихся по наследству. Вероятность возникновения вредных эффектов всегда растет с увеличением дозы облучения. Но если и степень тяжести вредных эффектов облучения возрастает с увеличением дозы и выявляются они, начиная с какого-то порога, то такие эффекты называются нестохастическими (пороговыми). К ним, например, относятся нарушение воспроизводительной функции, косметические повреждения кожи, помутнение хрусталика глаза (лучевая катаракта), дистрофические повреждения разных тканей и т.д.

Если же вероятность возникновения последствий облучения человека существует при сколь угодно малых дозах облучения, то эффекты их вызывающие называются стохастическими (беспороговыми). Основные стохастические эффекты — это канцерогенные (лейкемия и другие формы злокачественных новообразований) и генетические эффекты.

Цель радиационной защиты — предотвращение нестохастических эффектов и ограничение вероятности возникновения стохастических эффектов до уровней, считающихся приемлемыми.

Разнообразные формы проявления поражающего действия радиации на организм называют лучевой болезнью. В результате относительно равномерного действия т.н. "острых эффектов" развивается острая лучевая болезнь.

Термин "острые эффекты" применяется здесь в отношении эффектов, которые проявляются в течение времени от нескольких часов до нескольких месяцев после получения дозы. Эффекты облучения всего тела показаны в таблице 4.6.

Термин "доклинический" означает, что эффект настолько слаб, что его нельзя определить обычным медицинским обследованием. Это не значит, что эффект отсутствует. Такие эффекты, как возросший риск некоторых форм раковых заболеваний или генетические эффекты в потомстве могут не проявляться много лет. Это означает, что медицинское обследование не способно доказать или опровергнуть наличие полученной дозы величиной до 100 бэр на все тело.

В "терапевтическом диапазоне" 100 — 1000 бэр наиболее критической проблемой будет поддержание минимального количества клеток циркулирующей крови. Так как многие кровяные клетки происходят от стержневых клеток в костном мозге, то эффекты, которые происходят в этом диапазоне, как отмечалось выше, называют "синдром костного мозга". Лейкемия означает падение количества лейкоцитов. Пурпура означает мелкие образования (пятна) красного или пурпурного цвета на коже, возникшие при разрыве капилляров и истечении небольшого количества крови в подкожном слое. Эпиляция означает выпадение волос. В основном волосы отрастут в течение приблизительно месяца, хотя новые волосы будут грубее, а цвет светлее.

Таблица 4.6

Клинические эффекты острых доз облучения

Диапазон	Доклинич. диапазон 0 -100 бэр	Терапевтический диапазон 100- 1000 бэр			Летальный диапазон более 1000 бэр	
		100-200	200-600	600-1000	1000-5000	более 5000
случаи рвоты	нет	100 бэр-5%; 200 бэр - 50%	300 бэр 100%	100%	100%	
острый период	—	3 часа	2 часа	1 час	30 минут	
критический орган	нет	красный костный мозг			ЖКТ	ЦНС
характерный признак	нет	умеренная лейкемия	сильная лейкемия, инфек- ция, пурпура, эпилепсия >300 Бэр		понос, лихо- радка потеря электролитов	конвульсия, дрожь, атак- сия
терапия	утешение	обследование крови	переливание крови, анти- биотики	возможна пересадка костного мозга	поддержа- ние элек- тролитов	успокои- тельные, болеуто- ляющие
Прогноз	превосходный	превосходный	хороший	сдержанный	безнадежный	
Смертность	нет	нет	0 - 80%	80 - 90%	90 - 100%	

В следующем диапазоне доз от 1 до 5 тысяч бэр наиболее критичным органом будет тонкий кишечник. Таким образом, эффекты в этом диапазоне называются "гастроэнтеро-ростинальный синдром". Причиной лихорадки является внедрение бактерий в кровоток. Баланс электролита нарушается из-за истечения плазмы крови в ЖКТ через разрушенные реснички.

Последний дозовый диапазон, свыше 5000 бэр назван "синдром ЦНС" из-за эффектов в парасимпатической нервной системе. Атаксия относится к потере мышечной координации. Смерть обычно наступает в течение нескольких часов. Те, кто при авариях получили облучение в этом дозовом диапазоне, теряют сознание через несколько минут и не приходя в сознание умирают.

При этом важно понимать, что не принимался во внимание физиологический стресс. Этот фактор может сильно изменить некоторые представленные числовые данные.

В процессе развития острой лучевой болезни просматривается определенная периодичность. Различают три периода в ее течении: период формирования, период восстановления и период исходов, т.е. отдаленных последствий. Период формирования, в свою очередь, можно четко разделить на четыре фазы:

- Первая фаза — более 2 Гр — исчезает аппетит, появляются тошнота, рвота, слабость, потливость, сонливость, учащение пульса, изменение кровяного давления и состава крови. Пострадавший испытывает состояние опьянения. Это результат раздражения ЦНС. Такое состояние продолжается от нескольких часов до 2 — 3 дней.

- Вторая фаза — фаза кажущегося благополучия, которое в зависимости от поглощенной дозы может продолжаться от 14 до 32 дней. Признаки болезни исчезают, самочувствие нормализуется. Это и понятно — периферическая кровь еще справляется с основными функциями. Но под покровом кажущегося благополучия самоускоряясь идут цепные свободно-радикальные реакции. Объективно регистрируются резкое снижение лейкоцитов в крови и другие физиологические нарушения.

- В третьей фазе (фазе выраженных клинических проявлений) состояние больных резко ухудшается, возобновляются проявления начальной фазы болезни, а также по-

являются обширные кровоизлияния под кожей, кровотечения из носа, десен. Развиваются язвенные поражения слизистых оболочек. Третья фаза лучевой болезни длится 1 — 3 недели у больных подвергшихся лечению и при благоприятном течении переходит в фазу раннего восстановления. Ее продолжительность 2 — 2,5 месяца, хотя отдельные проявления еще имеют место. Только после 4-го месяца возобновляются рост волос и воспроизводительная способность.

Если воздействию радиации подвергается лишь часть организма, то величина смертельной дозы существенно возрастает. Если, например, вне зоны облучения оказывается хотя бы небольшая часть костного мозга (скажем хвост), то непораженная его часть снабжает жизнеспособными клетками пострадавший организм и обеспечивает его выживание, даже при облучении смертельными дозами радиации в условиях общего облучения.

Вся информация, представленная выше, дана для случаев облучения в течение короткого временного интервала. Во многих случаях (например, работе в радиационно-опасных условиях) доза накапливается индивидуумом постоянно на протяжении многих лет. В этих условиях получают возможность работать биологические восстановительные механизмы. В ранних работах с клетками биологи показали, что при делении дозы облучения на части по времени воздействие радиации может снизиться в восемь раз. Такое снижение эффекта легко наблюдается на людях. Работающие с ионизирующим излучением, получая ежегодно 5 бэр, за время работы 50 лет могут получить полную дозу 250 бэр. При этом при клинических обследованиях не наблюдаются никакие эффекты. Тем не менее, при получении дозы в 250 бэр однократно проявятся многие клинические эффекты, такие как: уменьшение количества кровяных клеток, возможна рвота.

Хроническая лучевая болезнь развивается при ежедневном общем облучении 1 — 5 мЗв и при достижении суммарной дозы 0,7— 1 Зв. Процесс восстановления после прекращения облучения идет очень медленно. Сущностью процесса восстановления, как при острой, так и при хронической лучевой болезни, является процесс размножения клеток, сохранивших жизнеспособность, и на этой основе восстановление функциональной активности органов. Скорость восстановления оценивается по величине периода полувосстановления — времени, необходимом для восстановления, например, костного мозга на 50%. Для человека это 25 — 45 дней. Остаточные явления могут исчезнуть значительно позднее в течение 1,5 — 2 лет, либо сохранятся до конца жизни.

Но даже полное восстановление организма не гарантирует его в будущем от опасности проявления отдаленных последствий действия ядерных излучений, а его потомство — от наследственных или врожденных нарушений.

Эти последствия могут наблюдаться в периоде нескольких лет после острого облучения. Их тяжесть в основном зависит от величины дозы, мощности дозы, возраста на момент облучения и состояния здоровья пострадавшего. Последствия обычно делят на две категории: генетические последствия, которые скажутся на потомстве облученного, и соматические последствия, которые произойдут с самим пострадавшим. Нет сомнений, что радиоактивное излучение является мутагеном, то есть причиной генетических мутаций. Всемирной организацией здравоохранения хорошо определены более 200 различных условий или болезней, которые генетически передаются от родителей потомству. Большинство из них несмертельны, а многие практически незаметны. Действительно, мутации с большими отклонениями в строении (лишние отростки или не достающие основные органы и т. д.) обычно не жизнеспособны. Довольно строгие стандарты "гарантии качества" в человеческом организме обычно приводят к спонтанному выкидышу на ранней стадии беременности.

Около 10% всех новорожденных имеют те или иные спонтанные генетические дефекты. Около половины всех случаев самопроизвольного выкидыша также связано с аномалиями в генетическом материале. Но даже если дети с наследственными дефек-

тами рождаются живыми, то вероятность для них дожить до своего первого дня рождения в 5 раз меньше, чем для нормальных детей. Приведем краткий список некоторых заболеваний, к которым, как считают биологи, приводят генетические мутации:

- врожденные катаракты;
- анемия;
- мышечная дистрофия;
- болезнь Дауна;
- эпилепсия;
- низкий гамма-глобулин;
- дисбаланс стероидов;
- альбиносизм;
- диабет;
- астма.

НКДАР при оценке риска появления наследственных дефектов у человека использует два подхода. При одном подходе пытаются определить непосредственный эффект данной дозы облучения, при другом стараются определить дозу, при которой удваивается частота появления потомков с той или иной разновидностью наследственных дефектов по сравнению с нормальными радиационными условиями.

Необходимо заметить, что получить значимое приближение для оценки этих величин достаточно трудно. Эта трудность связана с тем, что многие величины, описывающие жизнь человеческой популяции, имеют статистические флуктуации большие, чем те, что приводят к изменениям в числе мутаций в связи с радиационным воздействием доз до десятков бэр.

Для людей, однако, сформулированы относительно надежные оценки. Они сводятся к следующему:

- За счет естественного радиационного фона у человека возникает не более 5% общего числа спонтанных мутаций, все остальные — за счет других факторов.
- Существует зависимость радиационно-генетического эффекта от мощности дозы излучения. По мере ее снижения число мутаций, вызываемых одной и той же дозой, сильно уменьшается.
- Удваивающая доза для лейкозов 0.5 Гр, для других мутаций 1 Гр.
- Облучение каждого поколения населения в дозе 0,01 Зв, на протяжении бесконечно длительного времени увеличит частоту самопроизвольных мутаций на 1%. Иными словами, если воздействовать в этой дозе на многие поколения, то на каждый миллион родившихся следовало бы ожидать от 50 до 1000 мутаций дополнительно к 25 тыс. самопроизвольных. Соматические эффекты, то есть эффекты, проявляющиеся на облученных индивидуумах, также дают отдаленные последствия. Часто они делятся, на три категории — сокращение продолжительности жизни, лейкемия и другие раковые заболевания. Сокращение продолжительности жизни является результатом ускорения жизненных процессов. Это совершенно отличается от сокращения продолжительности жизни из-за опасных заболеваний. Этот эффект хорошо зафиксирован в экспериментах на животных. Если произвести несколько приблизительную экстраполяцию на людей при низких дозах, то в результате такой оценки ожидается уменьшение продолжительности жизни на несколько дней на 0,1 мЗв, опять же, не принимая во внимание возможности эффекта стимулирования жизнедеятельности, который должен увеличивать продолжительность жизни при низких дозах.

Имеющийся в настоящее время обширный экспериментальный материал и клинические наблюдения показали, что под влиянием облучения могут возникать новообразования практически во всех органах. Однако наиболее частыми следует считать лейкоз (рак крови), злокачественные опухоли кожи, костей, молочной железы и яичников. При этом кожные и костные опухоли возникают чаще всего при местном облучении, а остальные, как правило, в результате тотального воздействия.



Рис.4.2. Вероятность возникновения онкологических заболеваний после однократного общего внешнего облучения в дозе 0,01 Гр.

На рис.4.2 представлена относительная среднестатистическая вероятность заболевания после равномерного однократного облучения тела дозой в 0,01 Гр. График построен на основании результатов обследования людей, переживших атомную бомбардировку в Японии. Показано ориентировочное время появления лейкозов и других форм рака с момента облучения. Видно, что после двухлетнего скрытого периода развиваются лейкозы, достигая максимальной частоты через 6 — 7 лет. затем частота заболеваний плавно уменьшается и через 25 лет практически сводится к нулю. Другие опухоли начинают появляться через 10 лет после облучения и до 36 — 40 лет частота их нарастает. Однако, для построения всей кривой пока нет достаточной информации.

Риск возникновения раковых заболеваний приведен в табл.4.7. Все величины в табл.4.7 — это ожидаемые дополнительные случаи раковых заболеваний на миллион человек в год от каждой дозы излучения в 1 бэр, если принята за основу линейная беспороговая концепция (рекомендация НКДАР).

Таблица 4.7.

Оценка риска дополнительных случаев раковых заболеваний

Случаи на миллион человек в год при облучении дозой в 10 мЗв	
Вид ракового заболевания	Избыточный риск
Лейкемия, взрослые	1,1
Щитовидная железа, мужчины	2,2
Щитовидная железа, женщины	5,8
Грудь женщины	5,8
Легкие мужчины	3,6
Легкие женщины	3,9

При малых дозах облучения не имеется статистически обоснованных данных, позволяющих определить воздействие ионизирующих излучений на человека. Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) для целей радиационной защиты постулировала беспороговую зависимость доза-эффект: любому, сколь угодно малому уровню воздействия облучения соответствует отличная от нуля вероятность появления дополнительных новообразований. Малыми дозами еще можно считать применительно к человеку дозы 40 — 50 мЗв при однократном облучении.

С другой стороны, многочисленные исследования радиобиологов показали: малые дозы радиации не только не оказывают угнетающего действия, а наоборот, во многих случаях даже стимулируют жизнедеятельность живых систем (гормезес). В частности у млекопитающих наблюдается: ускоренное развитие, повышенная устойчивость к неблагоприятным условиям, увеличение численности потомства и т.д. По мнению некоторых радиобиологов стимулирующее действие малых доз на человека доказано многими исследованиями (радоновые ванны). По их мнению, вся сумма имеющихся фактов единодушно подтверждает, хотя и не доказывает: существует реальный биологический порог действия ионизирующей радиации.

КОНЦЕПЦИЯ ПРИЕМЛЕМОГО РИСКА

По определению, риск — это "шанс плохих последствий". За количественную меру индивидуального риска принимается средняя вероятность заболевания или гибели человека в год. Риск является стохастической величиной. Классификация источников и уровни индивидуального риска в условиях деятельности человека даны в табл.4.8. В табл.4.9 и 4.10 представлены уровни риска для профессиональной деятельности и искусственной среды обитания.

Таблица 4.8.

Классификация источников риска и его масштабы в условиях деятельности человека

Источник риска	Уровень риска в год
Внутренняя среда обитания	$10^{-4} — 10^{-2}$
Естественная среда организма	$3 \cdot 10^{-8} — 10^{-5}$
Искусственная среда обитания	$3 \cdot 10^{-6} — 10^{-3}$
Профессиональная деятельность	$10^{-6} — 10^{-2}$
Непрофессиональная деятельность	$10^{-4} — 10^{-2}$
Социальная среда	$10^{-4} — 10^{-2}$

Таблица 4.9.

Уровни индивидуального риска в промышленно развитых странах

Источник риска	Уровень риска в год
Промышленность: — производство горчичного газа	10^{-2}
— углекоксование и вулканизация	$(2 — 10) \cdot 10^{-3}$
— угольная промышленность	$5 \cdot 10^{-4} — 1,2 \cdot 10^{-3}$
— обрабатывающая промышленность	$1,2 \cdot 10^{-3}$
— текстильная, бумажная, типографская	$(0,8 — 1,2) \cdot 10^{-4}$
— пищевая промышленность	$(1-10) \cdot 10^{-5}$
— швейная и обувная промышленность	$(1-10) \cdot 10^{-6}$
Строительство	$7 \cdot 10^{-4} — 1,2 \cdot 10^{-3}$
Сельское хозяйство	$6 \cdot 10^{-4}$
Автотранспорт	$6 \cdot 10^{-4}$
Транспорт	$3,6 \cdot 10^{-4}$
Сфера обслуживания	$1 \cdot 10^{-4}$
Торговля	$7 \cdot 10^{-5}$
Выработка электроэнергии на АЭС	$2 \cdot 10^{-4}$

Из таблиц 4.8,4.9,4.10 следует ряд важных выводов:

- Определенная степень риска вредного воздействия связана с любым видом человеческой деятельности. Его результатом могут быть травмы, заболевания и даже смерть.
- В земных условиях уровни риска меняются в очень широких пределах: от минимально обнаруживаемого уровня 10^{-8} до 10^{-2} в год. Практически в сфере человеческой деятельности уровни риска выше 10^{-2} в год встречаются очень редко. Это есть уровень вероятности смерти в результате болезни.
- В отдельных видах деятельности человека уровни риска носят относительно устойчивый характер.
- Эти уровни риска можно считать приемлемыми для общества, или социально приемлемыми, поскольку население в целом и отдельные группы населения достаточно осведомлены об этих уровнях риска и, тем не менее, принимают их, или во всяком случае, мирятся с ними.

Таблица 4.10

Уровни индивидуального риска в промышленно развитых странах

Источник риска	Уровень риска в год
Несчастные случаи, в том числе: — в автотранспорте	$5,8 \cdot 10^{-4}$
— при падении	$2,8 \cdot 10^{-4}$
— на воде	$9,0 \cdot 10^{-5}$
— при пожарах	$4,0 \cdot 10^{-5}$
— прочие	$4,0 \cdot 10^{-5}$
Выбросы ТЭС и загрязнение атмосферы	$1,3 \cdot 10^{-4}$
Выхлопные газы автомобилей	$4 \cdot 10^{-6} — 2 \cdot 10^{-5}$
Катастрофы в искусственной среде обитания смог, аварийное загрязнение и т. п.	$(1—5) \cdot 10^{-6}$ $10^{-6} — 10^{-5}$
Все причины	10^{-3}

Рассмотрим факторы, от которых зависят уровни риска, их приемлемость и закономерности формирования приемлемых уровней риска. Мерой, масштабом при определении приемлемости риска является частота смертности от болезней. В большинстве видов спорта риск смерти удивительно близок риску смерти от заболеваний. Складывается впечатление о существовании какого-то подсознательного индивидуального компьютера, который регулирует смелость и способность действовать на уровнях риска, равных, но не превышающих статистической смертности, обусловленной вынужденным воздействием заболеваний. Очевидно, этот уровень есть граница между смелостью и безрассудством. Кроме того, сложилось устойчивое мнение, что риск смерти в случае вынужденных действий, требующих добровольного риска, не должен превышать обычного уровня риска смерти от болезней для всего населения, т.е. не должен превышать 10 на человека в год. Фактически, это означает признание социально неприемлемыми видами деятельности современного человека особо опасные профессии, связанные с риском более 10^{-2} в год. В табл. 4.11 представлена классификация условий профессиональной безопасности.

Другой край диапазона уровней риска, в котором функционирует человек, обычно связывают с уровнем риска от природных катастроф (10^{-8} в год).

Таблица 4.11

Классификация условий профессиональной безопасности

Условия профессиональной деятельности	Диапазон риска в год	Условия профессиональной деятельности	Диапазон риска в год
Безопасные	10^{-4}	Опасные	$10^{-3} — 10^{-2}$
Относительно безопасные	$10^{-4} — 10^{-3}$	Особо опасные	10^{-2}

Существует постоянство в отношениях общественности и к обычному риску. Как правило, почти нет несчастных случаев с риском смерти для населения около 10^{-3} в год. Когда он возникает, немедленно предпринимаются меры для его снижения. По-

видимому, этот уровень риска является неприемлемым для населения и является аналогом уровню риска для профессиональной деятельности 10^{-2} (см. табл. 4.11). При уровне риска 10^{-4} в год люди меньше склонны к серьезным действиям, но готовы тратить деньги на уменьшение риска. Средства выделяются на ограждение опасных мест, пожарную охрану, регулирование движения транспорта. В активном смысле еще признается риск на уровне 10^{-5} в год. Люди допускают некоторую долю неудобств для избежания риска этого уровня. Родители предупреждают своих детей об опасности огнестрельного оружия, отравления, плавания и т.д. По отношению к случаям с вероятностью смерти 10^{-6} в год обычный человек не проявляет большого интереса. Он предполагает, что они с ним не произойдут.

На базе профессионального анализа результатов, аналогичных приведенным выше, сделаны следующие общие выводы о приемлемости риска в различных областях человеческой деятельности: Виды деятельности, связанные с риском более 10^{-2} в год, являются социально неприемлемыми видами деятельности современного человека.

- Предел индивидуального риска для профессионального облучения принимается $1,0 \cdot 10^{-3}$ в год, для населения — $1,0 \cdot 10^{-4}$ в год.

- Средний приемлемый уровень риска деятельности в профессиональной среде равен $2,5 \cdot 10^{-4}$ в год.

- Диапазон социально приемлемого риска загрязнения окружающей среды может быть оценен, если в качестве критерия использовать уровни риска в естественной среде обитания. Тогда максимальный уровень риска за счет загрязнения окружающей среды не должен превышать 10^{-5} в год, а минимальный уровень — $3 \cdot 10^{-8}$ в год.

Уровни индивидуального радиационного риска облучения населения от различных источников приведены в табл. 4.1. При ее составлении использовался коэффициент риска равный $5,6 \cdot 10^{-2} \text{Зв}^{-1}$.

По аналогии с тем, что базовым уровнем при определении приемлемости риска в жизни человека вообще принята частота природных катастроф (10^{-8} в год), мерой, масштабом при определении приемлемости риска принят уровень радиоактивного риска, соответствующий естественному фону (10^{-5} в год).

Средние уровни индивидуального риска в ядерном топливном цикле следующие: уровни риска для шахтеров при добыче урана 10^{-3} , для персонала АЭС $7 \cdot 10^{-4}$ в год, что соответствует социально приемлемому уровню риска. Для населения уровни индивидуального риска возле предприятий по добыче и переработке урановой руды были равны $3 \cdot 10^{-9}$ в год, возле АЭС $3 \cdot 10^{-7}$ в год, возле радиохимических заводов $3 \cdot 10^{-6}$ в год.

При ежегодной смертности от рака в Украине 60 тыс. случаев в год, приблизительное число гипотетических летальных исходов от рака за счет ядерной энергии (6 случаев в год) является совершенно ничтожным. Из расчетов следует, что число летальных исходов от ядерной энергетики примерно равно числу фатальных исходов от выбросов угольных ТЭС. Таким образом, в режиме нормальной эксплуатации АЭС практически не несут никакого риска.

ОСНОВЫ НОРМИРОВАНИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

ПРИНЦИПЫ НОРМИРОВАНИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Принцип ограничения дозы на человека является основой в современных концепциях нормирования радиационного облучения, он позволяет предотвратить вредные стохастические и свести к минимуму стохастические и генетические последствия облучения. Конечной целью этого принципа является ограничение внутреннего и внешнего облучения персонала, отдельных лиц из населения и всего населения при широком использовании ядерных реакторов и других источников ионизирующего излучения.

Правильная организация технологического процесса, проведение необходимых защитных мероприятий, обеспечение тщательного контроля могут уменьшить степень воздействия ионизирующего излучения на человека. Но как часто технически невозможно, а иногда и экономически не целесообразно полностью исключить воздействие неблагоприятных факторов при работе у доменной печи, в шахте, на химическом заводе или на транспорте, так и при использовании атомной энергии нельзя полностью исключить возможность облучения.

Поэтому одной из важнейших задач радиационной безопасности является установление границ опасности. То есть необходимо научно обосновать критерий и подход к выбору тех уровней воздействия ионизирующих излучений, при которых обеспечивается защита отдельных лиц, их потомства и человечества в целом и создание соответствующих условий для необходимой практической деятельности, при которой люди могут подвергаться воздействию ионизирующих излучений.

Эта необходимость вытекает из многовекового опыта производственной деятельности человека, который показывает, что система охраны труда, основывающаяся на регламентации допустимых уровней неблагоприятных факторов, обусловленных производственной деятельностью, и строгий контроль за их соблюдением обеспечивают развитие новых прогрессивных технологий без заметного ущерба для здоровья каждого индивидуума и популяции в целом.

МКРЗ установила три взаимосвязанных принципа регламентации дозовых нагрузок, которые можно сформулировать с помощью следующих сокращенных выражений:

- оправданность практической деятельности;
- оптимизация радиационной защиты — (принцип ALARA—сокращенное от английских слов As Low As Reasonably Achievable — поддержание доз облучения на таких низких уровнях, какие только разумно достигнуть с учетом экономических и социальных факторов);
- установление пределов индивидуальной дозы и риска.

Реализация этих принципов на практике, в особенности второго принципа, по замыслу МКРЗ, должна быть поставлена на количественную основу. Этот принцип вытекает из признания беспороговой зависимости доза-эффект в области малых доз, характерных для регламентируемых уровней облучения персонала и населения. МКРЗ постулировала линейную зависимость биологического эффекта от дозы для низкого уровня облучения.

В настоящее время концепция линейного, беспорогового действия радиации является официальной доктриной, на базе которой ведется нормирование доз облучения и принимают

рекомендации по радиационной защите. Из этой доктрины следует, что любая доза излучения не безразлична для человека.

С другой же стороны, должны быть обеспечены условия широкого практического использования прогрессивных технологий и, в частности, атомной техники.

Таким образом, основным принципом нормирования допустимых уровней ионизирующих излучений, вытекающим из концепции линейного, беспорогового действия радиации, должна являться всесторонняя объективная оценка пользы, которую получит общество в результате применения атомной техники, и вреда, обусловленного воздействием ионизирующих излучений на профессиональных работников и население в целом. Иначе говоря, регламентация допустимых пределов облучения должна базироваться на концепции приемлемого риска.

Нормирование по критерию приемлемого риска дает возможность убедительно показать, что регламентируемые дозовые пределы имеют высокий уровень безопасности, наблюдаемый в наиболее благоприятных отраслях промышленности.

Здесь подчеркнем, что при этом должны реализовываться условия, вытекающие из третьего принципа регламентации дозовых нагрузок — непревышение определенных индивидуальных дозовых пределов. Установление предела дозы, с одной стороны, имеет целью предотвращение нестохастических эффектов. Учитывая это и то, что распределение видов пользы и вреда среди людей будет неравномерным, процесс уравнивания пользы и вреда будет юридически правильным лишь в том случае, если вред каждого индивидуума не превышает приемлемого уровня.

Так как еще не выработаны единые социально-экономические критерии, позволяющие в количественном выражении соотнести вред и пользу для общества не только экономическую, но и с учетом фактора здоровья, то уровень создаваемого риска в различных сферах производственной деятельности основывается пока на стихийно устанавливаемых в обществе критериях между пользой и вредом, приемлемых на данном этапе развития общества. Они основываются в какой-то мере на сравнении с масштабом риска в жизни современного человека, обусловленного факторами естественной среды обитания.

Поэтому МКРЗ рекомендует при нормировании радиационного фактора приемлемый риск определять путем сравнения с риском от других видов профессиональной деятельности.

МЕЖДУНАРОДНЫЕ ПРАВИЛА И РЕКОМЕНДАЦИИ

МКРЗ в своих публикациях к началу 90-х годов предложила новую систему нормирования дозовых пределов от воздействия ионизирующего облучения на человека.

Практическим воплощением всех научных исследований в области противорадиационной защиты и радиационной безопасности явились подготовка и издание Международных основных норм безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасности источников излучений (1995).

Целью документа является установление основных требований к защите от рисков, связанных с облучением человека, вследствие влияния ионизирующих излучений, и к безопасности источников излучения, которые могут создавать такое излучение.

Ключевым документом, определяющим современную международную методологию противорадиационной защиты, является публикация 60 МКРЗ.

Комиссия подтвердила решение о введении новых пределов доз для ограничения облучения профессионалов и населения в практической деятельности и рекомендации по

планированию вмешательств при ограничении облучения в аварийных ситуациях и ситуациях хронического облучения человека техногенно усиленными источниками природного происхождения.

В публикации 60 уточнены и рассмотрены основные принципы, используемые при защите человека от влияния ионизирующего излучения. Данной публикацией Комиссия утвердила новые подходы к дозиметрическим величинам, биологическим аспектам радиационной безопасности, ее концептуальные основы, систему радиационной безопасности при нормальной практической деятельности и вмешательстве.

Введена классификация видов человеческой деятельности. Они подразделены на увеличивающие облучение, которые названы "практической деятельностью", и на уменьшающие его, названные "вмешательством".

Принципы регламентации дозовых нагрузок для вновь предлагаемой и продолжающейся практической деятельности остались аналогичными прежним, но подверглись изменению в сторону детализации и уточнения:

- Никакая практическая деятельность, связанная с облучением, не должна приниматься, если польза от нее для облученных лиц или общества в целом не превышает ущерба от вызванного ею облучения (оправданность практической деятельности).

- Для любого отдельного источника в рамках данной практической деятельности значения индивидуальных доз, число облученных лиц и возможность подвергнуться облучениям, которые не обязательно случатся, должны поддерживаться на столь низких уровнях, какие только могут быть разумно достигнуты с учетом экономических и социальных факторов. Эту процедуру следует ограничивать, сужая диапазон доз у отдельных лиц (используя граничные дозы) или уменьшая риск для отдельных лиц в случае потенциальных облучений (используя граничные риски), чтобы положить предел несправедливости, которая может возникнуть в результате процедуры экономического и социального оправдания (оптимизации защиты).

- Облучение отдельных лиц от сочетания всех соответствующих видов практической деятельности должно ограничиваться пределами дозы или контролем риска в случае потенциального облучения. Их цель — обеспечить, чтобы ни один из людей не подвергался рискам от облучения, считающимся неприемлемым для этих видов практической деятельности в любых нормальных условиях. Не все источники поддаются контролю путем воздействия на них, и нужно определить, какие из них следует учитывать перед выбором предела дозы (предела индивидуальной дозы и риска).

Рекомендованная Комиссией система радиационной безопасности для вмешательства основана на следующих основных принципах.

Предполагаемое вмешательство должно принести больше пользы, чем вреда, т.е. уменьшение ущерба в результате уменьшения дозы должно быть достаточным, чтобы оправдать вред от вмешательства и затраты на него, включая социальные затраты.

Форма, масштаб и длительность вмешательства должны быть оптимизированы таким образом, чтобы чистая польза от уменьшения дозы, т.е. польза от уменьшения ущерба от излучения за вычетом ущерба, связанного с вмешательством, была максимальной.

Комиссия возражает против применения пределов дозы для принятия решения о необходимости или рамках вмешательства. Она считает, что определенные заранее пределы могут оказаться несоизмеримыми с полученной от вмешательства пользой, и будут противоречить первому принципу радиационной безопасности, хотя вынуждена сделать оговорку о недопустимости доз способных вызвать серьезные детерминированные эффекты.

В качестве юридической основы нормирования ионизирующих излучений в России принят нормативный документ "Нормы радиационной безопасности (НРБ-96)". Три вышеприведенных принципа, применимых к практической деятельности, нашли в них свое отражение в следующем виде:

- не должна проводиться любая деятельность, связанная с использованием ионизирующих излучений, если польза отдельным лицам и обществу в целом не превышает риск, обусловленный дополнительным к естественному радиационному фону облучением (принцип обоснования);
- при использовании любого источника ионизирующего излучения уровни индивидуальных доз облучения людей и число облучаемых лиц должны поддерживаться на столь низком уровне, насколько это возможно и достижимо с учетом экономических и социальных факторов (принцип оптимизации);
- индивидуальная доза облучения персонала и населения от всех источников в процессе их эксплуатации не должна превышать действующих дозовых пределов (принцип нормирования).

Отметим наиболее значимые особенности в НРБ-96 и рекомендациях МКРЗ, которые существенным образом отличаются от принципов нормирования ионизирующих излучений на Украине.

Начиная с 1990 года проведена реорганизация основных нормируемых дозиметрических величин и понятий, что привело, в основном, к нижеследующему комплексу новых величин, еще не нашедших широкого отражения в отечественной практике и литературе:

Доза эквивалентная — поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного излучения, W_R :

$$H_{T,R} = W_R \cdot D_{T,R}, \quad (5.1)$$

где $D_{T,R}$ — средняя поглощенная доза в органе или ткани T , а W_R — взвешивающий коэффициент для излучения R .

Если поле излучения состоит из нескольких излучений с различными величинами W_R , то эквивалентная доза определяется в виде:

$$H_T = \sum W_R \cdot D_{T,R}. \quad (5.2)$$

Единицей измерения эквивалентной дозы является Дж·кг⁻¹, имеющий специальное наименование зиверт (Зв).

Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения:

Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий	1
Нейтроны энергией менее 10 кэВ	5
от 10 кэВ до 100 кэВ	10
от 100 кэВ до 2 МэВ	20
от 2 МэВ до 20 МэВ	10
более 20 МэВ	5
Протоны, кроме протонов отдачи, энергия более 2 МэВ	5
Альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

Доза эффективная — дозиметрическая величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов с учетом их радиочувствительности. Она представляет сумму тканевых эквивалентных доз, каждая из которых умножена на соответствующий тканевой взвешивающий коэффициент:

$$E = \sum_T W_T \cdot H_T \quad (5.3)$$

где H_T — эквивалентная доза в ткани T , а W_T — тканевой взвешивающий коэффициент для ткани T .

Из определения эквивалентной дозы следует, что:

$$E = \sum_T W_T \cdot \sum_R W_R \cdot D_{T,R} = \sum_R W_R \cdot \sum_T W_T \cdot D_{T,R} \quad , \quad (5.4)$$

где W_R — взвешивающий коэффициент излучения для излучения R и $D_{T,R}$ — средняя поглощенная доза в органе или ткани t .

Единица измерения эффективной дозы — Дж·кг⁻¹, которая имеет специальное наименование—зиверт(Зв).

Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов:

Гонады	0,20
Костный мозг (красный)	0,12
Толстая кишка	0,12
Легкое	0,12
Жглоток	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Грудная железа	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01
Клетки костных поверхностей	0,01
Остальное	0,05*

* При расчетах учитывать, что рубрика "Остальное" состоит из надпочечников, головного мозга, верхнего отдела толстого кишечника, тонкого кишечника, почек, мышечной ткани, поджелудочной железы, селезенки, вилочковой железы и матки. В тех исключительных случаях, когда один из перечисленных органов или тканей получает эквивалентную дозу, превышающую самую большую дозу, полученную любым из двенадцати органов или тканей, для которых определены взвешивающие коэффициенты, следует приписать этому органу или ткани взвешивающий коэффициент, равный 0,025, а оставшимся органам или тканям из рубрики "Остальное" приписать коэффициент, равный 0,025, для расчета средней дозы, как это определено выше.

Значения W_T выбраны такими, чтобы равномерное по всему телу облучение в данной эквивалентной дозе давало значение эффективной дозы, численно равное этой эквивалентной дозе. Следовательно, сумма тканевых весовых множителей равна единице. Взвешенная эквивалентная доза (дважды взвешенная поглощенная доза) ранее называлась в отечественной литературе эффективной эквивалентной дозой.

Доза эффективная коллективная - величина, определяющая полное воздействие излучения на популяцию, определяется в виде:

$$S_i = \sum_i E_i N_i \quad (5.5)$$

где E_i — средняя эффективная доза на i -ю подгруппу популяции,
 N — число людей в подгруппе.

Риск — многозначная величина, выражающая угрозу, опасность или возможность причинения вреда или биологических поражающих последствий в результате фактического и потенциального облучения. Она связана с такими величинами, как вероятность возникновения конкретных вредных последствий, а также масштаб и характер таких последствий.

В области малых доз (менее 0,5 Зв) индивидуальный и коллективный риск возникновения стохастических эффектов определяется соответственно:

$$r = p(E) \cdot r_E \cdot E, \quad (5.6)$$

$$R = p(S_E) \cdot r_E \cdot S_E, \quad (5.7)$$

где r, R — индивидуальный и коллективный риск соответственно;

E, S_E — индивидуальная и коллективная эффективные дозы соответственно;

$p(E), p(S_E)$ — вероятность событий, создающих дозы E и S_E соответственно;

r_E — коэффициент риска от смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и не смертельного рака (приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака).

Коэффициент риска в соответствии с российскими НРБ-96 равен:

$r = 5,6 \cdot 10^{-2} \text{ 1/чел-Зв}$ для профессионального облучения и

$r = 7,3 \cdot 10^{-2} \text{ 1/чел-Зв}$ для населения.

Таблица 5.1.

**Значения коэффициентов радиационного риска r_E ,
определяющие стохастические эффекты**

$r_E, 10^{-2} \text{ чел-Зв}^{-1}$				
Облучаемый контингент	Неизлечимы рак	Излечимый рак	Тяжелые наследственные эффекты	Сумма
Работающие взрослые	4,0	0,8	0,8	5,6
Все население	5,0	1,0	1,3	7,3

До 1990 года в соответствии с рекомендациями МКРЗ принимались значения коэффициентов радиационного риска:

$1,25 \cdot 10^{-2} (\text{чел} \cdot \text{Зв})^{-1}$ — от смертельного и несмертельного рака.

$4 \cdot 10^{-3} (\text{чел} \cdot \text{Зв})^{-1}$ — от наследственных эффектов

$1,65 \cdot 10^{-2} (\text{чел} \cdot \text{Зв})^{-1}$ — суммарный коэффициент.

В НРБ-96 (Россия) для категорий облучаемых лиц устанавливаются следующие основные дозовые пределы:

Таблица 5.2.

Основные дозовые пределы

Нормируемые величины	Дозовые пределы		
	Категория А	Категория Б	Категория В
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	5 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год:			
— в хрусталике	150 мЗв	50 мЗв	15 мЗв
— коже	500 мЗв	150 мЗв	50 мЗв
— кистях и стопах	500 мЗв	150 мЗв	50 мЗв

Для событий с тяжелыми последствиями от детерминированных эффектов принимаются в консервативных целях следующие определения индивидуального и коллективного риска:

$$r = p(E), \quad (5.8)$$

$$R = p(E) \cdot N, \quad (5.9)$$

где N — численность популяции, подвергающейся радиационному воздействию в дозе $E > 0,5 \text{ Зв}$.

По НРБ-96 снижение риска до возможно низкого уровня (оптимизацию) следует осуществлять с учетом двух обстоятельств:

- основной предел риска регламентирует потенциальное облучение от всех возможных источников. Поэтому для каждого источника при оптимизации устанавливается граница риска;
- при снижении риска потенциального облучения существует минимальный уровень риска, ниже которого риск считается пренебрежимым и дальнейшее снижение риска нецелесообразно.

Предел индивидуального риска для профессионального облучения принимается $1,0 \cdot 10^{-3}$ за год, для населения — $1,0 \cdot 10^{-4}$ за год.

Уровень пренебрежимого риска разделяет область оптимизации риска и область условно приемлемого риска и составляет 10^{-6} за год.

В своих новых рекомендациях МКРЗ оставила только две категории облучаемых лиц: работающих (персонал) и все население (популяцию), объединив прежние категории Б и В. Рекомендуемые МКРЗ в настоящее время пределы дозы приведены в таблице 5.3.

Таблица 5.3.

Рекомендуемые пределы дозы

Примечание	Предел дозы, мЗв	
	профессиональный	для населения
Эффективная доза	20 мЗв в год, усредненные за определенные периоды в 5 лет*	1 мЗв в год**
Годовая эквивалентная доза:		
на хрусталики глаз	150	15
на кожу	500	50
на руки и ноги	500	—

*С дополнительным условием, что эффективная доза не должна превышать 50 мЗв за любой отдельный год. На профессиональное облучение беременных женщин накладывают дополнительные ограничения.

** В особых условиях в отдельный год допустимы большие значения эффективной дозы при условии, что средняя доза за 5 лет не превысит 1 мЗв в год.

В публикациях МКРЗ зависимость коэффициента качества К от линейной передачи энергии ЛПЭ также приобрела другой вид (табл.5.4).

В работах некоторых авторов частично выполнено сравнение основных величин и их пределов рекомендованных МКРЗ и регламентированных национальными НРБУ-97. В результате показано, что при локальном облучении некоторых критических органов НРБУ-97 даже при большем (в 5 раз), чем в рекомендациях, значения ПД при облучении всего тела оказываются более "гуманными" в сравнении с МКРЗ. Но только при локальном облучении большей части критических органов. При облучении всего тела человека сильно проникающей радиацией вывод изменяется с точностью до "наоборот", так как НРБУ-97 допускают облучать человека в этом случае в 5 раз большей дозой. Таким образом, в общем случае нельзя утверждать чья концепция совместно с пределами доз жестче, а чья мягче.

Таблица 5.4.

Зависимость коэффициента качества К от линейной передачи энергии ЛПЭ в воде

ЛПЭ, КэВ мкм^{-1}	К
<10	1
10 — 100	$0,32 L \text{ — } 2,2$
> 100	$300/\sqrt{L}$

В процессе сопоставления обнаруживается также логическое соответствие между сортировкой критических органов на группы и выстраиванием их в соответствии с величинами W_T .

Группы критических органов и их относительная чувствительность:

- I группа ($W_T = 1$) — все тело, гонады и красный костный мозг;
- II группа ($W_T = 1/3$) — мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталик глаза и другие органы, за исключением тех, которые относятся к I и III группам;
- III группа ($W_T = 1/6$) — кожный покров, костная ткань, предплечья, голени и стопы.

Для количественной реализации принципов "оправданность практической деятельности" и "оптимизация защиты" МКРЗ рекомендует использовать концепцию польза-затраты. В соответствии с этой концепцией принимаемые меры по радиационной безопасности являются оптимальными, если они приводят к максимальной пользе от данного производства.

При проведении анализа соотношения польза-затраты в понятие "польза" требуется включение всех видов пользы, которую получает все общество, а не только отдельные индивидуумы. "Ущерб", в общем виде, определяют как математическое ожидание ущерба, вызванного облучением, причем принимают во внимание не только вероятность возникновения каждого вида вредности эффекта, но и степень его тяжести. Ущерб, в широком смысле слова, определяют как общую сумму всех неблагоприятных эффектов любого вида деятельности, в частности, финансовую стоимость и вред для здоровья человека.

Чистую пользу B от получаемого продукта или ведения какого-либо производства, связанного с ионизирующим излучением, можно считать равной разнице между общей пользой V и суммой трех компонентов: основной стоимости производства P , стоимости достижения выбранного уровня безопасности X и стоимости возникающего ущерба Y , связанного с данной операцией или с производством, а также с использованием и распределением продукции. Величина Y отражает потери для общества, связанные с недостаточной степенью защищенности.

Исходя из этого МКРЗ считает, что можно формализовать общие методы по принятию решений для выполнения основных принципов радиационной защиты. Эта формализация сводится к следующему:

$$B = V - (P + X + Y); \quad (5.10)$$

$$B \rightarrow \max; X + Y \rightarrow \min; \quad (5.11)$$

$$D < \text{ПДД}, \quad (5.12)$$

где D — индивидуальная доза. Здесь в (5.11) подчеркнута общая тенденция в изменении величин, а в (5.12) условие непревышения дозовых пределов.

Вид деятельности оправдан, если можно найти такие значения переменных при которых

$$B > 0 \quad (5.13)$$

При оптимизации величины социально-экономического критерия оправданности технологии и приемлемости радиационного риска в (5.12) удобно в качестве независимой

переменной величины использовать коллективную эффективную дозу S_E . В соответствии с (5.7), подобно коллективному риску, коллективная доза является мерой социального ущерба данного вида деятельности для общества. Точно также, любой выбранный уровень безопасности (степень защищенности) характеризуется коллективной дозой. Необходимо помнить, что принципы ALARA применяются и к индивидуальным и к коллективным дозам. Так, не понимая этого, вскоре после введения ALARA на некоторых предприятиях уменьшали среднюю дозу на работника путем использования большего количества работающих.

Величины V и P для данного вида деятельности можно считать постоянными, не зависящими от S_E . С величиной S_E связаны величины Y и X . При уменьшении S_E соответственно снижаются потери, связанные с недостаточной защищенностью Y , но увеличиваются затраты на достижение этого уровня X (затраты на безопасность и защиту). Увеличение S_E означает, что затраты на радиационную безопасность X возросли (уменьшились), а стоимость возникающего ущерба Y возросла. Качественно этот подход проиллюстрирован на рис.5.1. При значении S_E зависимость $X + Y$ от S_E имеет минимум, соответствующий оптимальному уровню радиационной безопасности при введении в практику данного производства.

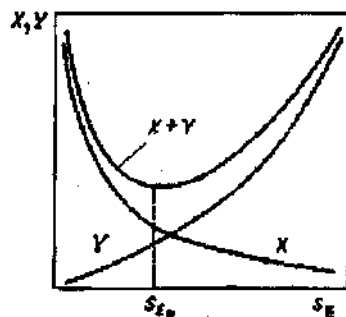


Рис.5.1. Графическая иллюстрация использования концепции польза-затраты.

При этом, в соответствии с (5.12), пределы доз предназначены ограничить ущерб приемлемыми уровнями риска в случае неравномерности распределения пользы и ущерба среди людей для отдельных индивидуумов. Ограничение стохастических эффектов достигают поддержанием коллективных доз на таком низком уровне, который может быть достигнут при учете социальных и экономических факторов. Отсюда, пределы доз ограничивают индивидуальный риск, а оптимизация — коллективный риск.

Основная трудность при оценках оправданности данного вида деятельности и оптимизации защиты заключается в сложности выражения пользы и ущерба в одинаковых единицах. Полезный эффект, производственные затраты и затраты на радиационную безопасность, как правило, выражаются в стоимостных (денежных) показателях. Необходимость же оценки ущерба для здоровья, особенно летальных исходов, в денежном выражении многих приводит в смущение. Они считают, что здесь существующие проблемы "в самом существе" выступают как мировоззренческие, идеологические, психологические, поскольку они непосредственно затрагивают фундаментальные основы представлений ценности человеческой жизни".

И все же, МКРЗ считает, что получению оценок (5.10) и (5.11) поможет выражение единицы эффективной дозы через денежный эквивалент. Во многих *случаях*, хорошей аппроксимацией связи между стоимостью ущерба здоровью Y_H и коллективной дозой является выражение

$$Y_H = \alpha \cdot S_E \quad (5.14)$$

где α — стоимость единицы коллективной дозы.

Это имеет место, например, когда все индивидуальные дозы малы и нестохастические эффекты исключены. Тогда Y_H называется экономическим эквивалентом объективного ущерба здоровью.

Если отбросить этические трудности использования монетарного подхода, то из (5.7) и (5.14) следует:

$$Y_H = (\alpha/r_E)R \quad (5.15)$$

Легко видеть, что, полагая $R = 1$ (один фатальный исход), получается:

$$Y_H(R=1) = \alpha/r_E \quad (5.16)$$

где $Y_H(R=1)$ — стоимость ущерба от одного летального исхода.

Если здесь взять коэффициент риска от смертельного рака и несмертельного рака (приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака) $r_E = 4,8 \cdot 10^{-4}$ (чел · бэр) $^{-1}$, $\alpha = 200$ долл./ (чел · бэр) (публикация 22 МКРЗ), то $\alpha/r_E \sim 0,4$ млн. долл. на один летальный исход. В такой трактовке α/r_E формально выглядит как средняя цена жизни человека.

Однако предлагается подойти к денежной оценке ущерба с иных позиций. Так, по мнению зарубежных авторов, денежное выражение ущерба согласно соотношению (5.15) означает лишь то, что общество не может расходовать бесконечную сумму денег на спасение человека. И речь здесь идет не о цене жизни человека, а о том сколько денежных средств общество может истратить для того, чтобы спасти жизнь. И что гуманизм заключается не в том, чтобы вылечить одного больного, отказав в медицинской помощи пятидесяти другим.

В США отношение к обсуждаемому вопросу юридически закреплено. Например, для руководящего состава лицензированных предприятий составлено "Распределение ответственности по соблюдению принципов ALARA", где имеется следующий пункт: "Должны вноситься изменения, если с их помощью можно достигнуть существенного уменьшения экспозиций при разумной цене".

Этот пункт поднимает вопрос о цене в долларах одного человеко-бэра. Другими словами, насколько большие усилия должны разумно затрачиваться для уменьшения коллективной дозы на один человеко-бэр. Этот вопрос уже обсуждался несколько лет, т.к. многие представители населения хотели бы принять величину стоимости одного человеко-бэра значительно большую, чем вытекает из биологической экстраполяции радиационного риска.

Из международных дискуссий по этой теме становится ясно, что "цена человеческой жизни" различна в разных странах. Это является результатом позиции МКРЗ, считающего, что величина человеко-бэр является "национальным решением" и принимается компетентными органами каждой страны.

Для примера рассмотрим отношение к этой величине в США.

Первое руководство, определявшее стоимость человеко-бэра вышло в 1976 г. Руководство использовало величину 1000 \$ за человеко-бэр, как допустимую и определило ее в долларах 1975 г. В 1980 г. в регламентирующих документах предлагается: "Если снижение дозы может быть достигнуто по цене меньшей или равной 2000 \$ за человеко-бэр, то эта цена приемлема". Это число появилось путем коррекции выше упоминавшихся 1000 \$ на фактор инфляции. (Число выражено в долларах 1980 г.). В индустрии атомных электростанций США обычно используется более консервативная величина в 5000 \$ на человеко-бэр (тогда $\alpha/\Gamma_E \sim 10$ млн. долл. на один летальный исход). Анализ "цена—выгода" осуществляется путем вычислений по результатам снижения коллективной дозы в течение года на конкретном производстве при осуществлении некоторой акции (например, добавление 5 см свинцовой защиты над источником). Вычисляется цена проводящихся изменений. Стоимость должна включать стоимость капитальных конструкций или нового оборудования (деленная на годы жизни усовершенствования), стоимость годового содержания и стоимость простоя предприятия в течение реконструкции. Если стоимость изменений меньше, чем \$/человеко-бэр, то изменения необходимо делать.

В НРБ-96 отношение к обсуждаемому вопросу закреплено следующим положением: "Для расчета вероятностных потерь и обоснования расходов на радиационную защиту при реализации принципа оптимизации принимается, что облучение в коллективной эффективной дозе в 1 чел-Зв приводит к потере около 1 чел-года жизни населения".

НАЦИОНАЛЬНЫЕ ПРАВИЛА И НОРМЫ

С момента образования Украины на ее территории действовали все нормативные документы бывшего СССР, которые определили, в частности, порядок и правила действий в областях радиационной безопасности, обращения с радиоактивными отходами (РАО) и других сферах деятельности атомной энергетики.

Развитие национальной правовой и нормативной базы на Украине осуществляется по двухуровневой иерархии: верхний уровень — законы Украины, нижний — нормативные документы (НД).

В 1995 г. Верховная Рада Украины приняла два закона:

- об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности.
- об обращении с радиоактивными отходами.

В 1998 году вступил в силу закон Украины "О защите человека от воздействия ионизирующих излучений".

Между новым законодательством и старым НД существует некоторое несоответствие. Новые НД постоянно разрабатываются и принимаются. Так, например, в области обращения с РАО, законодательная и нормативная базы станут полностью обновленными, непротиворечивыми и соответствующими авторитетным международным организациям к 2005 году.

До 1998 года основными документами, регламентирующими вопросы радиационной безопасности, являлись: "Нормы радиационной безопасности (НРБ-76/87)" и "Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений (ОСП-76/87)".

Вопросы обеспечения безопасности, связанные со спецификой атомных электростанций как возможного источника радиоактивного воздействия на персонал, население и окружающую среду, отражены в "Общих положениях обеспечения безопасности атомных станций" (ОПБ-88).

Радиационно-гигиенические и организационно-технические требования обеспечения радиационной безопасности персонала и населения, охраны окружающей среды при вводе в эксплуатацию АЭС, в процессе ее эксплуатации и при снятии с эксплуатации отдельных энергоблоков регламентируют "Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций (ПРБ АС-89)", а санитарно-гигиенические требования обеспечения радиационной безопасности персонала и населения, проживающего в районе расположения АЭС, охрану окружающей среды от загрязнения радиоактивными отходами и от сбросов избыточного тепла при проектировании, строительстве, эксплуатации и снятии с эксплуатации АЭС, регламентируют и регулируют "Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СПАС-88)".

Нормирование в этих документах осуществлено исходя из следующих основных принципов радиационной безопасности:

- непревышение установленного дозового предела;
- исключение всякого необоснованного облучения;
- снижение доз облучения до возможно низкого уровня.

Нормирование осуществляется дифференцированно для различных категорий облучаемых лиц, различающихся по степени контакта с источниками ионизирующих излучений и условиями проживания. Установлены три категории облучаемых лиц:

Категория А — персонал (профессиональные работники) — лица, которые постоянно или временно работают непосредственно с источниками ионизирующих излучений.

Следует отметить, что НРБ-76/87 введены в законодательном порядке Национальной Комиссией по радиационной защите (НКРЗ) при Минздраве СССР. В 1987 году, в момент введения НРБ-76/87, НКРЗ была, пожалуй, единственной научной организацией в мире, не признающей концепцию линейной беспороговой зависимости доза-эффект, принятой тогда эффективной эквивалентной дозы, оптимизации радиационной защиты и ряда других положений. Поэтому в НРБ-76/87 основные дозовые пределы устанавливаются для индивидуальной максимальной эквивалентной дозы в критическом органе. В качестве основного дозового предела для лиц категории А регламентирована предельно допустимая эквивалентная доза (ПДД) — такое наибольшее значение индивидуальной эквивалентной дозы за календарный год, при котором равномерное облучение в течение 50 лет не может вызвать в состоянии здоровья неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.

Категория Б — ограниченная часть населения — лица, которые не работают непосредственно с источниками ионизирующего излучения, но по условиям проживания или размещения рабочих мест могут подвергаться воздействию радиоактивных веществ и других источников излучения, применяемых в учреждении и (или) удаляемых во внешнюю среду. Таким образом, к категории Б относятся работники учреждения или предприятия, находящиеся во вспомогательных или административно-хозяйственных подразделениях и в пределах санитарно-защитной дозы. Санитарно-защитная зона — это территория вокруг учреждения или источника радиоактивных выбросов, на которой уровень облучения может превысить установленный предел дозы (ПД). В санитарно-защитной зоне запрещено

постоянное проживание населения, накладываются ограничения на ведение сельскохозяйственных и других работ, а также осуществляется радиационный контроль. К категории Б также относится и часть населения, проживающая в зоне наблюдения. Например, проживающие вблизи АЭС, т.е. на территории, где возможно влияние сбросов и выбросов радиоактивных веществ, которые образуются при работе АЭС. На территории зоны наблюдения также проводится систематический радиационный контроль т.к. облучение населения может достигать предела дозы.

ПД — основной дозовый предел для категории Б облучаемых лиц — это такое наибольшее значение индивидуальной дозы за календарный год у критической группы лиц, при котором равномерное облучение в течение 70 лет не может вызвать в состоянии здоровья неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами. Предел дозы контролируется по мощности эквивалентной дозы внешнего излучения на территории и в помещениях и по уровню радиоактивных выбросов и радиоактивного загрязнения объектов внешней среды. В этом определении под критической группой лиц понимается небольшая по численности группа лиц категории Б, однородная по условиям жизни, возрасту, полу и другим факторам, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию в пределах учреждения, его санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения.

Категория В — население области, края, страны.

Различные органы и ткани человека имеют разную радиочувствительность или неравномерно облучаются. Это учтено в НРБУ-97 использованием концепции критического органа, которая не вытекает из гипотезы о беспороговом действии радиации. Суть концепции — эквивалентная доза облучения данного критического органа не должна превышать установленной предельно допустимой дозы или предела дозы. Критический орган — ткань, орган или часть тела, облучение которого в данных условиях неравномерного облучения организма может причинить наибольший ущерб здоровью данного лица или его потомства.

В НРБ 76/87 на основе радиобиологических данных в порядке убывания радиочувствительности установлены три группы критических органов:

- 1 группа — все тело; гонады и красный костный мозг;
- 2 группа — мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталик глаза и другие органы, за исключением тех, которые относятся к 1 и 3 группам;
- 3 группа — кожный покров, костная ткань, кисти, предплечья, лодыжки и стопы.

В НРБ-76/87 для каждой категории облучаемых лиц установлены два класса нормативов: основные дозовые пределы и допустимые уровни. *Допустимые уровни* — нормативные значения поступления радиоактивных веществ в организм, содержание радиоактивных веществ в организме, их концентрация в воде и воздухе, мощность дозы, плотность потока и т.д. рассчитанные из значений основных дозовых пределов ПДД и ПД.

Приказом Министерства Здравоохранения Украины с 01.01.1998г. в Украине взамен норм радиационной безопасности НРБ-76/87 принимаются к исполнению НРБУ-97.

При разработке НРБУ-97 использован международный опыт в области противорадиационной защиты, изложенный в последних публикациях МКРЗ и МАГАТЭ.

По сравнению с международными документами новые нормы радиационной безопасности учитывают ситуацию, которая сложилась на Украине после аварии на ЧАЭС, и базируются на обширном фактическом цифровом материале, а также опыте, приобретенном в процессе работ по ликвидации последствий аварии.

В этой связи главными новыми положениями норм и правил радиационной безопасности Украины (НРБУ) явились:

Принятие концепции эффективной дозы. Эффективная доза — это сумма эквивалентных доз во всех органах и тканях организма, взвешенных по вероятности возникновения стохастических эффектов.

Принятие основных международных принципов радиационной защиты:

- низкая практическая деятельность, связанная с облучением ионизирующим излучением, не должна применяться, если она не приносит достаточно пользы для облучаемых индивидуумов или общества по сравнению с создаваемым ею ущербом (принцип обоснованности облучения);
- по отношению к каждому источнику ионизирующего излучения величина индивидуальных доз и количество облучаемых лиц должны быть настолько малыми, насколько это возможно с учетом экономических и социальных факторов (принцип оптимизации защиты);
- облучение индивидуумов от многих источников ионизирующего излучения не должно превышать установленные основные дозовые пределы (принцип непревышения основных дозовых пределов).

Понятие концепции беспорогового действия ионизирующей радиации для стохастических эффектов облучения.

Использование линейной зависимости доза-эффект, в отдельных случаях — линейно-квадратичной зависимости.

Использование возраст-зависимых моделей и параметров при создании системы допустимых уровней (вторичные уровни) для населения (категория В).

Категории облучаемых лиц:

А — лица ("персонал"), непосредственно работающие с источниками ионизирующего излучения;

Б — лица, не занятые непосредственно работой с источниками излучения, которые могут подвергаться дополнительному облучению в связи с размещением рабочих мест на радиационно-ядерном объекте в помещении, смежных с рабочими местами, где используются источники ионизирующего излучения или находятся в рабочее время в пределах санитарно-защитной зоны радиационно-ядерного объекта;

В — все население.

Выше говорилось о том, что в нормах радиационной безопасности НРБ-76/87, действующих до последнего времени, население разделено на следующие категории облучаемых лиц: категория А — профессионалы, категория Б — ограниченная часть населения и категория В — население области, края, страны. Категория В не имела конкретного дозового предела.

В последних международных разработках по оптимизации радиационной защиты выделено только две категории облучаемых лиц — профессионалы и население.

В НРБУ-97 оставлено три категории, однако категория Б включает только персонал, не работающий непосредственно с источниками ионизирующего излучения, а все население отнесено к категории В.

Введение системы контрольных уровней, как инструмента, с помощью которого закрепляется достигнутый уровень радиационного благополучия.

Введение четырех групп радиационно-гигиенических регламентов.

Гигиенические регламенты включают пределы доз, как базовые, основные пределы, и допустимые уровни, как кратковременно действующие регламенты в случаях планирования

специальных работ или региональные регламенты, фиксирующие достигнутое радиационное благополучие. Кроме этого введены уровни вмешательства и уровни действия в аварийных ситуациях и ситуациях хронического облучения.

Радиационно-гигиенические регламенты первой группы включают научное обоснование числовых значений пределов доз и допустимых уровней, устанавливаемые для категорий облучаемых лиц А, Б, В.

Радиационно-гигиенические регламенты второй группы включают рекомендованные граничные уровни индивидуальных эффективных доз облучения при ведении различных терапевтических и диагностических рентгено- и радиологических медицинских процедур. Данные регламенты включают требования к ограничению медицинского облучения пациентов и добровольцев, оказывающих помощь больным при проведении медицинских процедур и участвующих в проведении научно-исследовательских работ и населения при профилактических исследованиях.

Радиационно-гигиенические регламенты третьей группы включают уровни вмешательства при радиационных авариях. В этом разделе представлены виды, масштабы и фазы радиационных аварий, а также изложены требования по ограничению облучения персонала и населения в условиях радиационной аварии.

Радиационно-гигиенические регламенты четвертой группы направлены на уменьшение хронического облучения населения от техногенно усиленных источников природного происхождения.

В НРБУ-97 четко определен его правовой статус. Эти положения изложены в отдельном разделе. В этом разделе указано, на кого возлагается ответственность за выполнение норм радиационной безопасности, государственный надзор за их соблюдением.

НРБУ-97 определяет для использования следующие величины и единицы:

Беккерель — единица активности в системе СИ (Бк). Один беккерель равняется одному ядерному преобразованию в секунду или 0,026 нКи.

Бэр — биологический эквивалент рада, внесистемная единица эквивалентной или эффективной дозы ионизирующего излучения: 1 бэр = 0,013в = 0,01 Дж·кг⁻¹.

Грей (Гр) — единица поглощенной дозы ионизирующего излучения (в системе СИ). Внесистемная единица - рад 1 Гр — 100 рад = 1 Дж·кг⁻¹.

Зиверт (Зв) — единица эквивалентной и эффективной дозы в системе СИ. Внесистемная единица — бэр. 13в = 1 Дж·кг⁻¹ = 100 бэр.

Кюри (Ки) — внесистемная единица активности радионуклида. 1 Кюри равняется активности 1 г радия-226, в котором за 1 с происходит 37 миллиардов ядерных преобразований.

Рад — внесистемная единица поглощенной дозы ионизирующего излучения. Равна энергии излучения 100 эрг, поглощенной массой 1 г:

$$1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Дж} \cdot \text{кг}^{-1} = 0,01 \text{ Гр}$$

Рентген — единица экспозиционной дозы фотонного излучения, при прохождении которого сквозь 0,001293 г воздуха в результате завершения всех ионизационных процессов в воздухе образуются ионы, несущие одну электростатическую единицу количества электричества каждого знака. 0,001293 г — это масса 1 см³ атмосферного сухого воздуха при нормальных условиях: температура 0⁰С и давлении 1013 гПа (760 мм рт.ст).

Электрон-вольт (эВ) — внесистемная единица для измерения энергии ионизирующего излучения: 1эВ = 1,6·10⁻¹⁹ Дж.

НРБУ-97 распространяются на ситуации облучения человека источниками ионизирующего излучения в условиях:

- нормальной эксплуатации промышленных источников ионизирующего излучения;
- медицинской практики;
- радиационных аварий;
- облучения техногенно усиленными источниками природного происхождения. НРБУ-97

включает четыре группы радиационно-гигиенических регламентированных величин:

Первая группа — регламенты для контроля практической деятельности. Их целью является обеспечение облучения персонала и населения на принятом для индивидуума и общества уровне, а также поддержание радиационно-приемлемого состояния окружающей среды и технологий радиационно-ядерных объектов как с позиций ограничения облучения персонала и населения, так и с позиций понижения вероятности возникновения аварий на них.

В эту группу входят:

- пределы доз;
- производные уровни;
- допустимые уровни;
- контрольные уровни.

Вторая группа — регламенты, целью которых является ограничение облучения человека от медицинских источников.

В эту группу входят:

- рекомендованные уровни;
- рекомендованные величины.

Третья группа — регламенты, касающиеся предотвращенной вследствие вмешательства дозы облучения населения в условиях радиационной аварии.

В эту группу входят:

- уровни вмешательства;
- уровни действия.

Четвертая группа — регламенты, касающиеся предотвращенной вследствие вмешательства дозы облучения населения от техногенно усиленных источников природного происхождения.

В эту группу входят:

- уровни вмешательства;
- уровни действия.

ОСНОВНЫЕ ДОЗОВЫЕ ПРЕДЕЛЫ

В НРБ-76/87 дозовые пределы установлены для различных групп критических органов. Для категории А установлена предельно допустимая эквивалентная доза за календарный год (ПДД), а для категории Б — предел дозы за календарный год (ПД) (табл. 5.5)

Таблица 5.5.

Основные годовые дозовые пределы внешнего и внутреннего облучения для различных групп критических органов

Группа критических органов	ПДД для категории А		ПДД для категории Б	
	мЗв	бэр	мЗв	бэр
I	50	5	5	0,5
II	150	15	15	1,5
III	300	30	30	3,0

При этом доза облучения от естественного фона и медицинского обследования и лечения пациента в основные дозовые пределы не включаются.

Облучение персонала (категория А). Для персонала индивидуальная эквивалентная доза за календарный год не должна превышать значение соответствующего ПДД ни в одной части критического органа. Эквивалентная доза H , накопленная в критическом органе за время T лет с начала профессиональной деятельности, не должна превышать значения определяемого по формуле

$$H = \text{ПДД} \cdot T, \quad (5.17)$$

где ПДД—измеряется в тех же единицах, что и H .

Значение ПДД равное 50 мЗв при облучении I группы критических органов установлено в соответствии с рекомендациями МКРЗ, сделанными к моменту выпуска НРБ-76/87.

Признание беспороговой и линейной зависимости доза-эффект породило проблему приемлемого риска как основы нормирования радиационных факторов в диапазоне низких уровней доз. По мнению МКРЗ, риск, связанный с облучением профессиональных работников, не должен превосходить риска для персонала производств с низкой степенью опасности работ. Таковыми признаны производства, где смертность от профессиональной деятельности, включая несчастные случаи, не превышает 10^{-4} , то есть 100 смертных случаев на 1 млн.чел в год. МКРЗ считает, что указанный выше приемлемый уровень риска в наиболее безопасных условиях профессиональной деятельности может быть следующим образом применен для нормирования доз облучения персонала: если принять за годовую предельно допустимую эффективную эквивалентную дозу для лиц из категории А $H_E=0,05$ Зв (5 бэр) и принятый до 1990 г. полный коэффициент риска смерти от радиации $r_E=1,65 \cdot 10^{-2}$ случаев на 1 чел-Зв, то при равномерном облучении всего тела в соответствии с (3.23) уровень индивидуального радиационного риска будет равен

$$r = 1,65 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-2} = 8,25 \cdot 10^{-4} \text{ случаев/(чел-год)}. \quad (5.18)$$

По результатам радиобиологических и медицинских исследований в 1990 г. МКРЗ (публикация №60) принято новое значение для величины $r_E = 5,6 \cdot 10^{-2}$ 1/(чел-Зв) и тут же,

соответственно, новая рекомендация величины предела годовой эффективной дозы (ПД) (аналога ПДД эквивалентной эффективной дозы) — 0,02 Зв в год. В этом случае

$$r = 5,6 \cdot 10^{-2} \cdot 2 \cdot 10^{-2} = 1,12 \cdot 10^{-3} \sim 10^{-3} \text{ случаев/ (чел.-год)}. \quad (5.19)$$

В обоих случаях величины r почти на порядок превышают установленный приемлемый уровень риска (10^{-4}). Однако, накопленный опыт контроля облучения персонала и населения, обусловленного радиационно-опасными производствами, показывает, что фактические средние годовые эквивалентные дозы облучения персонала и ограниченной части населения не превышают 0,1 ПДД и 0,1 ПД соответственно. И тогда выполняется требование к приемлемому уровню риска $r \sim 10^{-4}$ случаев/ (чел.-год). Естественно, что приемлемый уровень риска должен быть одинаковым вне зависимости от того, облучается ли равномерно все тело или один или несколько органов.

При использовании величины риска оперируют такими понятиями как пренебрежимый риск, приемлемый риск и верхняя граница индивидуального риска.

В соответствии с международной практикой, уровень пренебрежимого риска принимается равным 10^{-6} в год, величина допустимого риска для персонала принимается равной 10^{-4} в год, а для населения — 10^{-5} в год, граница индивидуального риска для облучения лиц из персонала принимается равной 10^{-3} в год, а для населения $5 \cdot 10^{-5}$ в год.

Как уже отмечалось выше, линейная беспороговая концепция требует отказа от принятого в НРБ-76/87 представления о критических органах, используемого при нормировании радиационного фактора.

При этом должно выполняться следующее соотношение:

$$\sum_T \omega_T \cdot (H_T)_{ПД} \leq (H_E)_{ПД}. \quad (5.20)$$

Здесь $(H_E)_{ПД}$ — рекомендуемый предел эффективной эквивалентной дозы, а $(H_T)_{ПД}$ — предел эквивалентной дозы для данного органа или ткани; ω_T — взвешивающий фактор.

В табл. 5.6 приведены рассчитанные по (5.18) с использованием рекомендованных МКРЗ значений ω_T пределы годовой эквивалентной дозы для различных органов и тканей если регламентированная эффективная эквивалентная доза $(H_E)_{ПД} = 50$ мЗв (5 бэр) в год.

Таблица 5.6.

Предел годовой эквивалентной дозы для различных органов и тканей при $(H_E)_{ПД} = 50$ мЗв (5 бэр) в год

Орган или ткань для данного органа	Пределы годовой эквивалентной дозы	
	мЗв	бэр
Красный костный мозг	400	40
Легкие	400	40
Щитовидная железа	1700	170
Костная ткань (поверхность)	1700	170
Молочные железы	300	30
Половые железы	200	20
Другие органы и ткани	170	17

Мы видим, что установленный, исходя из понятия эффективной эквивалентной дозы, предел при облучении отдельных органов и тканей достаточно велик. В частности, для костной ткани и щитовидной железы он составляет 1700 мЗв (170 бэр) в год. При таких уровнях облучения могут проявляться и нестохастические (пороговые) эффекты. Поэтому, для предупреждения возникновения нестохастических эффектов, МКРЗ рекомендовал ограничить годовую эквивалентную дозу для персонала на любой орган не более 0,5 Зв (50 бэр), за исключением хрусталика глаза, для которого устанавливался $H = 0,15 \text{ Зв}$ (15 бэр).

В соответствии с НРБУ-97, численные значения основных дозовых *пределов* устанавливаются на уровнях, исключающих возможность возникновения детерминистических эффектов облучения и, одновременно, гарантирующих настолько низкую вероятность возникновения стохастических эффектов облучения, что она является приемлемой как для отдельных лиц, так и общества в целом. *Пределы* доз устанавливаются в терминах индивидуальной эффективной дозы (в некоторых случаях — эквивалентной) за календарный год (*предел* годовой эффективной дозы) для лиц категорий А и Б и годовой эффективной дозы для критических групп лиц категории В (населения). Последнее обозначает, что значения годовой дозы облучения лиц, входящих в критическую группу, не должно превышать *предела* дозы, установленного для категории В.

С *пределом* доз сравнивается сумма эффективных доз облучения от всех промышленных источников облучения. В эту сумму не включают:

- дозу, полученную при медицинском обследовании или лечении;
- дозу облучения от природных источников облучения;
- дозу, связанную с аварийным облучением населения;
- дозу облучения от техногенно усиленных источников природного происхождения.

Так как при хроническом облучении в малых дозах (на уровне ПДД) биологический эффект обусловлен только суммарной дозой облучения, полученной за много лет, НРБУ-97 регламентируют только годовую дозу ПД (табл. 5.7.), т.е. не накладывают ограничений на уровень облучения за рабочий день, неделю, квартал.

Таблица 5.7.

Пределы дозы суммарного внутреннего и внешнего облучения ($\text{мЗв} \cdot \text{год}^{-1}$)

<i>Предел дозы</i>	Категория облученных лиц		
	А*	Б	В
Годовая эффективная доза	20**	2	1
Годовая эквивалентная доза в:			
— хрусталике глаза	150	15	
— коже	500	50	15
— кистях и стопах	500	50	50

Примечание:

* — мощность дозы облучения на протяжении календарного года не регламентируется. Женщины детородного возраста (до 45 лет), относящиеся к категории А, за два любых последовательных месяца не должны превышать дозу в 1,5 мЗв,

** — для беременных женщин, относящихся к персоналу категории Б и лиц из населения (категория В), все основные и производные регламенты устанавливаются на уровне в 2 раза меньше соответствующих значений

** — в среднем за любые последовательные пять лет, но не больше 50 мЗв за отдельный год.

Это означает, что разрешается одноразовое облучение в дозе равной ПД. Ограничивается лишь облучение женщин репродуктивного возраста (до 40 лет) в течение календарного года с целью уменьшения вероятности генетических последствий. Доза на область таза не должна превышать 1 мЗв за любые 2 месяца. Это сделано для того, чтобы ограничить дозу, которую может получить эмбрион в первые два месяца беременности, когда она еще не может быть достоверно установлена. На весь период беременности женщины отстраняются от работы, связанной с облучением, а на работах с открытыми источниками — на весь период кормления, так как в этом случае возможно попадание радиоактивных веществ внутрь организма.

Для всех лиц категории А обязателен учет индивидуальных доз внешнего и внутреннего облучения. При этом для лиц, условия труда которых таковы, что доза за год может превышать 0,5 ПД, обязателен индивидуальный дозиметрический контроль.

Для лиц, у которых по условиям труда индивидуальная доза не может превысить 0,5 ПД индивидуальный дозиметрический контроль не является обязательным. Индивидуальная доза облучения в этом случае оценивается по данным о мощности дозы внешнего излучения и концентрации радионуклидов в воздухе рабочих помещений.

Для лиц, категории Б, работающих на радиационно-ядерном объекте, не допускается какое-либо загрязнение кожи, личной одежды и рабочих поверхностей.

Для лиц категории Б средняя индивидуальная эквивалентная доза за календарный год не должна превышать значения соответствующего ПД, указанного в таблице 5.7.

Для ограниченной части населения, по мнению МКРЗ, приемлемый риск от облучения должен быть меньшим или равным риску, характерному для повседневной жизни, но не больше 0,1 приемлемого риска для персонала, то есть 10^{-5} и менее (10 и менее смертных случаев на 1 млн. чел. в год). Это соответствует пределу эффективной эквивалентной дозы для категории Б $H_E = 5$ мЗв (0,5 бэр). При этом имеется в виду, что средняя фактическая доза будет в 10 раз меньше предела дозы, то есть $H_E = 0,5$ мЗв (50 мбэр).

Ожидаемая эквивалентная доза для населения интегрируется за 70-летний период.

Различие между ПДД и ПД состоит в том, ПДД не может быть превышена ни у кого из лиц категории А, исключая особые случаи. Тогда как, учитывая малые значения ПД, некоторые превышения ПД у отдельных лиц считаются допустимыми и не создают какой-либо дополнительной опасности для общества в целом и отдельных индивидуумов.

Доза внешнего излучения и поступление радионуклидов в организм для категории Б оценивается путем контроля радиационной обстановки по месту их работы и проживания. По месту работы контролируется мощность эквивалентной дозы внешнего облучения и концентрация радионуклидов в воздухе рабочей зоны и на территории. По месту проживания контролируется доза внешнего излучения и поступление в организм радионуклидов с воздухом, водой и пищей.

Если по результатам длительного наблюдения установлено, что облучение критической группы лиц категории Б не превышает 0,1 ПД, то радиационный контроль за облучением ограниченной части населения, по согласованию с органами Государственного санитарного надзора, может быть сокращен при обязательном сохранении радиационного контроля за источниками выбросов в атмосферу и сбросов в водоемы.

Регламентация и контроль облучения населения осуществляется на основании расчетов годовой эффективной дозы облучения критических групп. Требования к организации и проведению дозиметрического мониторинга населения базируются на условии непревышения предела дозы. Структура, объем, методы и способы этого контроля регламентируются соответствующими разделами ОСП-72/87, а также, при необходимости, специальными нормативными актами Министерства охраны здоровья Украины.

Ограничение облучения населения осуществляется путем регламентации и контроля:

- активности объектов окружающей среды (воды, воздуха и т.п.);
- газо-аэрозольных выбросов и жидкостных сбросов в процессе работы радиационно-ядерных объектов.

Для каждой АЭС организуется санитарно-защитная зона (СЗЗ) и зона наблюдения (ЗН). Их размеры для каждой АЭС устанавливаются индивидуально в зависимости от полной мощности блоков АЭС и с учетом прогностических оценок радиационной обстановки в районе размещения станции при ее длительной эксплуатации. В пределах СЗЗ могут располагаться здания и сооружения подсобного и обслуживающего АЭС назначения и разрешается выращивание сельскохозяйственных культур и выпас скота при обязательном контроле за содержанием радионуклидов в производимой сельскохозяйственной продукции.

Годовые пределы дозы облучения населения, проживающего вблизи АЭС, связанные с АЭС, согласно СПАС-88, не должны превышать 5% от установленного дозового предела для отдельных лиц из населения (категория В).

Аварийное обучение персонала. В каждом учреждении, где проводятся работы с источниками ионизирующих излучений, и, в частности, на АЭС, должны быть разработаны инструкции и план мероприятий по ликвидации последствий аварии на объекте. А в случае ее возникновения, должны быть приняты все практические и возможные экстренные меры по сведению к минимуму внешнего облучения и поступления радионуклидов внутрь организма человека.

ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ

Критерием количественной оценки радиационного воздействия радиоактивных веществ при малых уровнях ионизирующего излучения является эквивалентная доза, поглощенная организмом или его отдельным органом. В соответствии с НРБ-76/87 суммарное воздействие внешних и внутренних источников на каждый критический орган не должно превышать соответствующий ПДД в год.

Однако во многих случаях эту дозу не представляется возможности измерить непосредственно, например, в случае внутреннего облучения. Поэтому для обеспечения требований НРБУ-97 регламентируется набор допустимых уровней.

Допустимый уровень (ДУ) — производный норматив для поступления радионуклидов в организм человека за календарный год, усредненных за год мощности эквивалентной дозы, концентрации радионуклидов в воздухе, питьевой воде и пище, плотности потока частиц и т.п., рассчитанный для референтных условий облучения из значений *пределов доз*.

Устанавливается такой перечень допустимых уровней, относящихся к радиационно-гигиеническим регламентам первой группы.

Для категории А:

- допустимое поступление ($ДП_A^{inhal}$) радионуклида через органы дыхания;
- допустимая концентрация ($ДК_A^{inhal}$) радионуклида в воздухе рабочей зоны;
- допустимая плотность потока частиц ($ДПП_A$);
- допустимое радиоактивное загрязнение ($ДЗ_A$) кожи, спецодежды и рабочих поверхностей.

Для категории Б:

- допустимое поступление ($ДП_B^{inhal}$) радионуклида через органы дыхания;
- допустимая концентрация ($ДК_B^{inhal}$) радионуклида в воздухе рабочей зоны;

Для категории В:

- допустимое поступление радионуклида через органы дыхания ($ДП_B^{inhal}$) и органы пищеварения ($ДП^{inhal}$);
- допустимая концентрация радионуклида в воздухе ($ДК_B^{inhal}$) и питьевой воде ($ДК^{inhal}$).

При ежегодном поступлении на уровне любого из ДП средняя эквивалентная доза за любой календарный год у критической группы лиц категории Б будет равна или меньше ПД в зависимости от времени достижения равновесного содержания радионуклида в организме.

При расчетах ПД учитывается вид излучения, физико-химические свойства радиоактивных веществ и биологические константы, характеризующие их поведение в организме. Важнейшие из них это: коэффициенты всасывания в кровь, доля вещества, депонирующего в критическом органе, эффективный период полувыведения из критического органа $T_{эфф}$.

Для подавляющего большинства радионуклидов значение $T_{эфф}$ равен от долей до 100 суток. Для таких радионуклидов ДП рассчитывают исходя из равновесного накопления его в критическом органе. При поступлении в организм ^{90}Sr , ^{226}Ra , ^{230}Th , ^{232}Th и долгоживущих трансурановых элементов с $T_{эфф} \sim 30$ лет в отдельных органах (скелет, печень) равновесное содержание радионуклида не достигается в течение всей жизни.

При нормировании поступления радионуклидов с большим $T_{эфф}$ осуществляется более жесткий подход. В этом случае при недопустимом накоплении радионуклида в организме может возникнуть необходимость исключить дальнейший его контакт с источниками излучений, а это трудно сочетать с требованием законодательства — обеспечить возможность работы такого человека по избранной специальности в течение всего трудоспособного периода.

На практике измерение величин ДП, как правило, бывает затруднительно. Для этих случаев необходимо ограничивать содержание радионуклидов и осуществлять их контроль в средах обитания человека. Так для осуществления оперативного радиационного контроля внутреннего облучения установлена среднегодовая допустимая концентрация радионуклидов в воздухе рабочих Помещений и в питьевой воде.

Допустимое поступление через органы дыхания ($ДП_A^{inhal}$, $ДП_B^{inhal}$, $ДП^{inhal}$, или в общем случае $ДП^{inhal}$) — допустимый уровень, обеспечивающий неперевышение дозового предела при любых сочетаниях возраста, АМAD и типа соединения ингалируемой примеси. Для персонала рассматривается только референтный возраст "Взрослый", где *референтный возраст (РВ)* — один из шести фиксированных возрастов, используемых в системе нормирования облучения. Шкала референтных возрастов приведена в таблицах 5.8, 5.9.

Медианный по активности аэродинамический диаметр (AMAD) — характеристика статистического распределения активности полидисперсного аэрозоля по аэродинамическому диаметру d_{ae} . Половина активности рассматриваемого аэрозоля ассоциирована с частицами, имеющими d_{ae} больший, чем AMAD. Используется когда доминирующими механизмами, определяющими отложения в органах дыхания, является инерционное и гравитационное осаждения, как правило, при AMAD больших 0,5 мкм. При отсутствии фактических данных предполагается логнормальное распределение частиц.

При ингаляции всех выбранных аэрозолей максимальные значения ожидаемых эффективных доз на единицу содержания в воздухе, приходится на интервал 0,01 — 0,1 мкм.

Величины допустимых поступлений через органы дыхания $ДП_A^{inhal}$, $ДП_B^{inhal}$, $ДП^{inhal}$ рассчитаны по формулам:

— для персонала (категории А, Б):

$$ДП^{inhal} = \min \left(\frac{ПД_E}{e_{1,d}} \right) \quad (5.21)$$

где: $ПД_E$ — *предел* эффективной дозы категорий А или Б;
 $e_{1,d}$ — годовая эффективная доза при единичном ингаляционном поступлении, рассчитанная для референтного возраста "Взрослый", типа соединения I и AMAD d;
— для населения (категории В):

$$ДП^{inhal} = \min\left(\frac{ПД_E}{e_{1,d,t}}\right) \quad (5.22)$$

где: $ПД_E$ — *предел* эффективной дозы категории В;
 $e_{1,d,t}$ — годовая эффективная доза при единичном ингаляционном поступлении, рассчитанная для референтного возраста t, типа соединения I и AMAD d.

Доза на единицу перорального / ингаляционного поступления (e_d) — годовая эффективная доза, рассчитанная при единичном (1Бк) пероральном или ингаляционном поступлении для одного из шести референтных возрастов t.

Допустимая концентрация в питьевой воде ($ДК_B^{ingest}$) — допустимый уровень, обеспечивающий непревышение дозового предела для любого из референтных возрастов населения.

Величины допустимых поступлений через органы пищеварения $ДК_B^{ingest}$ рассчитаны по формуле:

$$ДП_B^{inhal} = \min\left(\frac{ПД_E}{e_t}\right) \quad (5.23)$$

где: $ПД_E$ — *предел* эффективной дозы категории В;
 e_t — годовая эффективная доза при единичном пероральном поступлении, рассчитанная для референтного возраста t.

Допустимая концентрация в воздухе ($ДК_A^{inhal}$, $ДК_B^{inhal}$, $ДК_V^{inhal}$, или в общем случае $ДК^{inhal}$) — допустимый уровень, обеспечивающий непревышение дозового предела при любых сочетаниях возраста, AMAD и типа соединения ингалируемой примеси. Для населения рассматриваются все референтные возрасты, для персонала — только референтный возраст "Взрослый".

Величины допустимых концентраций в воздухе $ДК_A^{inhal}$, $ДК_B^{inhal}$, $ДК_V^{inhal}$ рассчитаны по формулам:

— для персонала (категории А, Б):

$$ДП^{inhal} = \min\left(\frac{ПД_E}{g_{1,d}}\right) \quad (5.24)$$

где: $ПД_E$ — *предел* эффективной дозы категорий А или Б;
 $g_{1,d}$ — годовая эффективная доза при единичной концентрации в воздухе, рассчитанная для референтного возраста "Взрослый", типа соединения 1 и AMAD d.
— для населения (категория В)

$$ДП^{inhal} = \min\left(\frac{ПД_E}{g_{1,d,t}}\right) \quad (5.25)$$

где: $ПД_E$ — *предел* эффективной дозы категории В;

$g_{1,d,t}$ — годовая эффективная доза при единичной концентрации в воздухе, рассчитанная для референтного возраста t , типа соединения 1 и AMAD d .

Доза на единицу концентрации (объемной) (g_t) в воздухе или питьевой воде — эффективная доза внутреннего облучения, рассчитанная по формуле:

$$g_t = e_t \cdot V_t \quad (5.26)$$

где V_t — референтный объем воздуха, вдыхаемого на протяжении одного года или референтный объем потребления питьевой воды для индивидуумов с референтным возрастом t .

Референтные объемы потребления воды, время облучения и объемы вдыхаемого воздуха приведены в табл. 5.8, 5.9.

Таблица 5.8.

Референтные объемы потребляемой воды на протяжении одного года

Референтный возраст	3 мес.	1 год	5 лет	10 лет	15 лет	"Взрослый"
Объем годового потребления питьевой воды, л.	220	260	370	500	650	800

Таблица 5.9.

Референтное распределение времени облучения и соответствующие объемы дыхания

Возраст	Объем воздуха за сутки, м ³	Объем воздуха за год, м ³
3 месяца	2,86	1044
1 год	5,17	1886
5 лет	8,72	3183
10 лет	14,20	5185
15 лет	20,11	7340
"Взрослый"	22,22	8109
"Взрослый", персонал (категории А,Б)	9,60	2040

При внешнем облучении человека мощность дозы излучения в различных точках рабочего помещения или территории вокруг предприятия хорошо характеризуют уровень возможного воздействия. Поэтому для контроля внешнего облучения в период работы при нормальной эксплуатации, а также при проектировании биологической защиты и оценки ее эффективности в нормативные документы введены допустимый уровень — мощность эквивалентной дозы.

Допустимая мощность дозы (ДМД) — допустимый уровень усредненной за год мощности эквивалентной дозы на все тело при внешнем облучении (табл. 5.10). Численно

равняется отношению предела дозы (ПД) к времени облучения (t) на протяжении календарного года:

$$\text{ДМД} = \text{ПД}/t. \quad (5.27)$$

Для лиц категории А и Б значения $t = 1700$ час. в год, для лиц категории В — $t = 8760$ час. в год.

Таблица 5.10.

ДМД_А и ДМД_Б при внешнем облучении всего тела, мбэр/ч

Назначение помещений и территорий	ДМД _А	ДМД _Б
Помещения постоянного пребывания персонала категории А	1,2	—
Помещения, в которых персонал пребывает не более половины рабочего времени	2,3	—
Любые помещения учреждения и территория санитарно-защитной зоны, где постоянно находятся лица, относящиеся к категории Б	—	0,10
Жилые помещения и территория в пределах зоны наблюдения (категория Б)	—	0,024

В таблице 5.10 приведены числовые значения допустимой мощности дозы ДМД внешнего ионизирующего излучения для условий облучения всего тела и стандартного времени облучения для лиц категорий А и Б с учетом назначения помещений и территорий и с учетом ПД, регламентированных в НРБУ-97. При нахождении в жилых помещениях и на территории в пределах зоны наблюдения стандартная продолжительность облучения принимается равной 8800 ч в год.

Действие на организм человека изотопов инертных радиоактивных газов (ИРГ) — аргона, криптона, ксенона и короткоживущих нуклидов азота, кислорода определяется внешним β , γ -облучением, т.к. эти радионуклиды мало накапливаются в организме. Допустимая концентрация РБГ ограничивается допустимой мощностью дозы внешнего излучения для таких критических органов как: кожа, подкожные ткани, гонады. В этих случаях ДК производится по модели "погружение в радиоактивное облако". При этом ДК увеличивается с увеличением размеров помещений. При этом может измениться и критический орган. На открытой местности — это, как правило, гонады или все тело, а в помещениях небольшого размера — кожа из-за облучения ее β -частицами.

В НРБУ-97 значения допустимых уровней приведены для случая воздействия одного радиоактивного фактора: одного вида внешнего облучения или поступления в организм одного определенного вида радионуклида.

Для смеси радионуклидов известного состава числовое значение ДП рассчитывается по формуле:

$$ДП = \frac{100}{\sum_j (P_j / ДП_j)} \quad (5.28)$$

где: ДП — допустимое поступление данной смеси радионуклидов;

P_j — относительное содержание в смеси j -го радионуклида к общей активности смеси, %;

$ДП_j$ — допустимое поступление j -го радионуклида.

Допустимое радиоактивное загрязнение поверхности (ДЗ) — допустимый уровень, установленный на уровне, не допускающем превышения предела дозы за счет радиоактивного загрязнения поверхности рабочих помещений, оборудования, индивидуальных средств защиты и кожных покровов для лиц категории А и рабочих поверхностей, одежды и кожных покровов для лиц категории Б.

В таблице 5.11. приведены значения допустимого радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды, спецобуви, средств индивидуальной защиты персонала, нормируется общее (то, которое снимается и не снимается) радиоактивное загрязнение.

Уровни общего радиоактивного загрязнения кожи определены с учетом проникновения части загрязнения через неповрежденную кожу с соответствующим коэффициентом проникновения радионуклида в кожу и в организм. Расчет произведен с учетом, что общая площадь загрязнения не должна превышать 300 см^2 кожи.

Допустимые уровни загрязнения кожи, спецодежды, внутренней поверхности лицевых частей средств индивидуальной защиты для $^{40}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$, $^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$, $^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$ устанавливается в 5 раз меньшими: $40 \text{ част} \cdot \text{мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$. Загрязнение кожи тритием не нормируется, так как не контролируется его содержание в воздухе рабочих помещений и в организме.

Таблица 5.11.

Допустимые уровни общего радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи (на протяжении рабочей смены), спецодежды и средств индивидуальной защиты, $\text{част} \cdot \text{мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$

Объект загрязнения	Альфа-активные нуклиды		Бета-активные нуклиды
	Отдельные*	Другие	
Неповрежденная кожа, спецбелье, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	1	1	100
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, внешняя поверхность спецобуви	5	20	800
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и расположенного в них оборудования	5	20	2000
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и расположенного в них оборудования	50	200	8000
Внешняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, которые снимаются в саншлюзах	50	200	10000

* К отдельным относятся альфа-излучающие радионуклиды; среднегодовая допустимая объемная активность которых в воздухе рабочих помещений меньше $0,3 \text{ Бк} \cdot \text{м}^{-3}$.

Отметим, что $1 \text{ Бк/см}^2 \sim 3 \cdot 10^{-3} \text{ част/мин} \cdot \text{см}^2$. Однако, при определении численных значений ДЗ сталкиваются с большими неопределенностями. Поэтому они получены на базе приближенных оценок возможных дозовых нагрузок для наиболее радиотоксичных радионуклидов. Это гарантирует малый вклад поверхностного загрязнения на уровне ДЗ в дозу по сравнению с дозой от основных первичных источников.

Таким образом, ДЗ не является дозовой величиной. Их численные значения, принятые в НРБУ-97 и, в частности, для кожных покровов, достаточно малы. Так что не требуется учитывать вклад в дозу от загрязненных поверхностей при определении величины комбинированного воздействия нескольких радиационных факторов. А вклад загрязненных поверхностей в воздушную среду и общий фон излучения регистрируется и учитывается при контроле соответствующих величин на рабочих местах. Таким образом, достижение уровней ДЗ должно сигнализировать о необходимости проведения дезактивации и таким образом исключить распространение радиоактивных веществ в обнаруживаемых количествах за пределы зоны рабочих помещений. При этом в обычных условиях не требуется их трансформация в дозовые величины, а они просто характеризуют надежность герметичности санитарно-технических барьеров по ограничению распространения загрязнения, эффективность средств индивидуальной защиты и т.д.

Допустимая плотность потока частиц (фотонов) (ДПП) — допустимый уровень усредненной за год плотности потока частиц. ДПП численно равняется отношению допустимой мощности дозы (ДМД) к удельной максимальной дозе h_m ($\text{Зв} \cdot \text{см}^2/\text{част.}$) от внешнего облучения:

$$\text{ДПП} = \text{ДМД}/h_m. \quad (5.29)$$

В случае бета-облучения кожи для расчета ДМД используется основной ПД для кожи — 500 мЗв. Удельная максимальная доза h_m рассчитывается для слоя кожи толщиной 5 мг/см^2 под поверхностным слоем толщиной 5 мг/см^2 . На ладонях толщина поверхностного слоя — 40 мг/см^2 .

В таблицах 5.12, 5.13 приведены допустимые уровни облучения кожи персонала моноэнергетическими электронами и бета-частицами (допустимая плотность потока ДПП и удельная максимальная эквивалентная доза h_m).

Допустимый сброс (ДС) — регламентированный максимальный уровень жидкостного сброса. ДС — сброс, при котором суммарная годовая эффективная доза представителя критической группы населения за счет всех радионуклидов, присутствующих в выбросе, не превышает квоту предела дозы.

Таблица 5.12

**Допустимые уровни облучения кожи персонала
моноэнергетическими электронами**

Энергия электронов, МэВ	Эквивалентная на единичный флюенс доза $H_{\text{дв}} \cdot 10^{-10} \text{Зв} \cdot \text{см}^2 \cdot \text{част}^{-1}$		Допустимая плотность потока $\text{ДПП}_{\text{д}}, \text{част} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	
	Изотропное поле	Параллельный пучок	Изотропное поле	Параллельный пучок
0,1	3,2	16,0	260	50
0,2	4,5	8,7	180	90
0,3	4,0	6,3	190	130
0,5	3,8	4,6	210	180
0,8	3,7	3,9	230	210
1,0	3,7	3,7	230	230
2,0	3,7	3,3	230	240
3,0 — 10	4,0	3,2	200	260

Таблица 5.13

Допустимые уровни облучения кожи персонала бета-частицами

Граничная энергия бета-спектра, МэВ	Максимальная эквивалентная доза на единичный флюенс $H_{\text{дв}} \cdot 10^{-10} \text{Зв} \cdot \text{см}^2 \cdot \text{част}^{-1}$		Допустимая плотность потока $\text{ДПП}_{\text{д}}, \text{част} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	
	Изотропное поле	Параллельный пучок	Изотропное поле	Параллельный пучок
0,2	40	28	1900	30
0,3	2,0	19	410	40
0,4	2,6	14	300	60
0,5	3,0	12	270	70
0,7	3,5	8,6	230	95
1,0	3,7	6,3	220	130
1,5	3,8	4,7	210	180
2,0	3,9	4,2	210	200
2,5	4,0	4,0	200	200
3,0	4,0	3,9	200	210
3,5	4,0	3,8	200	210

Квота предела дозы — доля ПД для категории В, выделенная для режима нормальной эксплуатации отдельного промышленного источника (табл. 5.14).

Таблица 5.14

Источник	Квота ПД за счет всех путей формирования дозы от выбросов предприятия		Сбросы: квота ПД за счет критического вида водопользования		Суммарная квота для отдельного предприятия	
	%	мкЗв	%	мкЗв	%	мкЗв
АЭС, АТЭЦ, АСТ,	4	40	1	10	8	80
ПТЗ, урановые шахты	2	20	1	10	4	40
Заводы РТ	10	100	5	50	20	200
Референтный промышленный источник	4	40	1	10	8	80

На основании опыта эксплуатации АЭС, СП АС-88 регламентируют среднесуточный и среднемесячный допустимые выбросы (ДВ) газов и аэрозолей в атмосферу (табл. 5.15 и 5.16).

Таблица 5.15.

Допустимые выбросы атомными станциями радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу. Допустимый суточный выброс (ДВ)

Радионуклиды	N = 1000- 6000 МВт (эл)	N=>6000МВт(эл)
	Ки/сут. 1000 МВт (эл)	Ки/сут. АЭС
Инертные радиоактивные газы	500	3000
I (газовая + аэрозольная фазы)	0,01	0,06
Смесь долгоживущих нуклидов (ДЖН)	0,015	0,09

N — нормальная электрическая мощность АЭС.

Под термином ДЖН условно понимается любая смесь средне-долгоживущих радиоактивных аэрозолей, экспонированных на фильтре в течение одних суток и измеренных через одни сутки после снятия пробы.

К начальному моменту, то есть ко времени снятия пробы, активность измеряемых ДЖН не пересчитывается.

В исключительных случаях допускается (в отдельные дни или несколько дней) выброс радионуклидов, превышающий до 5 раз установленную в табл.5.16 величину ДВ, при условии, что суммарный выброс за один квартал (или три последних месяца) не превысит соответствующего значения.

Указанное превышение среднесуточного выброса при условии компенсации за один квартал (или три последних месяца) не требует согласования с органами Госсаннадзора.

Таблица 5.16.

Среднемесячный допустимый выброс (ДВ) радиоактивных аэрозолей

Выброс	Радионуклид					
	⁹⁰ Sr	⁸⁹ Sr	¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn	⁵¹ Cr
N = 1000-:- 6000 МВт (эл) мКи/мес.1000 МВт (эл)	1,5	15	15	15	15	15
N= > 6000 МВт (эл) мКи / мес. АЭС	9	90	90	90	90	90

Допустимый выброс относится не к сумме, а к каждому радионуклиду в отдельности.

В исключительных случаях допускается 5-кратное превышение среднемесячного допустимого выброса при условии, что не будет превышен годовой предел выбросов. Указанное превышение требует извещения об этом органов Госсаннадзора и Госкомгидромета.

Системы безопасности АЭС, обеспечивающие защиту населения при авариях, в том числе при планируемых авариях с наиболее тяжелыми последствиями, должны быть спроектированы в соответствии с требованиями ОПБ и так, чтобы значения эквивалентных индивидуальных доз, рассчитанных при наихудших погодных условиях на территории АЭС, на границе санитарно-защитной зоны и за ее пределами не превышали — 0,3 Зв/год (30 бэр/год) на щитовидную железу детей за счет ингаляций и 0,1 Зв/год (10 бэр/год) на все тело за счет внешнего облучения.

КОНТРОЛЬНЫЕ УРОВНИ

В соответствии с концепцией беспорогового действия ионизирующих излучений, заключающейся в том, что облучение должно поддерживаться на столь возможно низком уровне, МКРЗ рекомендует устанавливать значения измеряемых величин, при превышении которых должны быть предприняты какие-то особые действия и решения, называя их контрольными уровнями. Рекомендуется ориентироваться на такие уровни:

- уровни регистрации, при превышении которых результат должен быть записан;
- уровни исследования, выше которых должны исследоваться причины или значения результата;
- уровни вмешательства, при превышении которых должны рассматриваться действия на исправление положения.

МКРЗ предполагает, что использование этих уровней поможет избежать ненужной или непродуктивной работы и эффективно распределить ресурсы.

Контрольные уровни (КУ) — радиационно-гигиенические регламенты первой группы, численные значения которых устанавливаются исходя из фактически достигнутого на данном радиационно-ядерном объекте или территории уровня радиационного благополучия.

Система контрольных уровней на практике применяется довольно широко.

Контрольные уровни устанавливаются с целью фиксации достигнутого уровня радиационной безопасности на данном радиационном объекте, в населенном пункте и окружающей среде.

На основе существующей радиационной ситуации на конкретном радиационно-ядерном объекте для отдельных его помещений, санитарно-защитной зоны, зоны наблюдения и других объектов для планирования мероприятий защиты и оперативного контроля за радиационным состоянием устанавливаются контрольные уровни и соответствующие им допустимые уровни для всех или отдельных категорий облученных лиц.

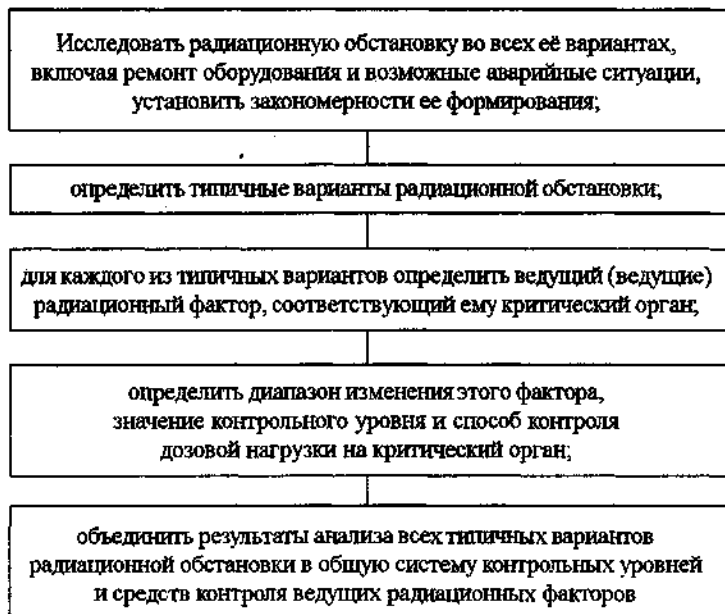
Значения контрольных уровней устанавливаются меньшими соответствующих дозовых пределов и допустимых уровней. Можно устанавливать контрольные уровни для отдельного радионуклида и (или) пути его поступления, включая введение контрольных уровней на содержание радионуклида в отдельном продукте питания или на отдельной территории.

Контрольные уровни (КУ) могут устанавливаться для отдельных технологических операций, режимов эксплуатации и отдельных подразделений радиационно-опасных производств.

При превышении КУ администрацией радиационно-опасного производства проводится расследование с целью определения и устранения причин, приведших к превышению.

Превышение контрольного уровня еще не представляет непосредственной опасности для здоровья людей, а является лишь сигналом об ухудшении радиационной обстановки и необходимости принятия мер по ее улучшению. Обычно, на практике, контрольные уровни устанавливаются для тех радиационных факторов, которые присущи данному предприятию или являются ведущими, остальными, менее существенными, можно пренебречь.

При установлении контрольных уровней рекомендуются придерживаться следующего алгоритма:



ЗАЩИТА ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА АЭС

Вне зависимости от типа реактора, установленного на АЭС, и ее технологической схемы основными источниками излучения на АЭС являются активная зона реактора, трубопроводы и оборудование технологического контура, бассейны выдержки с отработанным ядерным топливом, системы спецводоочистки и их оборудование, сама защита реактора.

Таблица 6.1.

Работающий реактор	Реактор	Остановленный реактор
Нейтроны: мгновенные нейтроны γ-кванты: мгновенное γ-излучение; γ-излучение короткоживущих продуктов; захватные γ-кванты; γ-излучение при неупругом рассеянии		Нейтроны: фотонейтроны γ-кванты: γ-излучение долгоживущих продуктов деления; γ-излучение продуктов активации
Нейтроны: фотонейтроны γ-кванты: захватные γ-кванты; γ-излучение при неупругом рассеянии; γ-излучение продуктов реакций; γ-излучение продуктов активации		Нейтроны: фотонейтроны γ-кванты: γ-излучение продуктов активации
Нейтроны: запаздывающие нейтроны; нейтроны продуктов активации; фотонейтроны γ-кванты: захватные γ-кванты; γ-излучение при неупругом рассеянии; γ-излучение продуктов активации; γ-излучение продуктов реакций; тормозное излучение; аннигиляционное излучение		Нейтроны: фотонейтроны γ-кванты: γ-излучение долгоживущих продуктов деления; γ-излучение продуктов активации; тормозное излучение; аннигиляционное излучение

работающем на полной мощности, каждую секунду происходит 10^{18} — 10^{19} делений ядер ^{235}U . При каждом акте деления освобождается два-три нейтрона, из которых по крайней мере один не испытывает взаимодействия с ядрами атомов топлива и выходит за пределы активной зоны реактора. Кроме того, при делении испускается несколько γ-квантов. В результате вблизи реактора (в отсутствие защиты) мощность эквивалентной дозы облучения может составить несколько зиверт (сотни бэр) в секунду. (Смертельная доза облучения для человека равна 6 Зв — 600 бэр).

Плотность потока нейтронов в активной зоне при работе реактора достигает 10^{13} — 10^{14} нейтр/(см²·с). Наиболее вероятное значение энергии нейтронов деления составляет 0,75 МэВ, а средняя энергия около 2,0 МэВ. При делении ^{235}U образуется также мгновенное γ-излучение с энергией фотонов в диапазоне 0,2 — 7,0 МэВ и средней энергией около 1,0 МэВ. Продукты деления содержат очень большое количество радионуклидов, являющихся β- и γ-излучателями, активность которых зависит как от времени облучения, так и от времени выдержки после облучения в реакторе.

Работа ядерного реактора характеризуется постоянным образованием и накоплением долгоживущих высокоактивных продуктов деления по мере выгорания ядерного топлива. Так, например, в активной зоне водо-водяных реакторов типа ВВЭР-440 ежесуточно образуются такие радиотоксичные нуклиды, как I и Sr в количестве $1,1 \cdot 10^6$ и $1,8 \cdot 10^2$ Ки ($4,1 \cdot 10^{16}$ и $6,5 \cdot 10^{12}$ Бк) соответственно. К концу трехлетней кампании этого реактора полная активность продуктов деления составляет около $6 \cdot 10^9$ Ки ($2,2 \cdot 10^{20}$ Бк), или $1,4 \cdot 10^8$ Ки ($5,2 \cdot 10^{18}$ Бк) на 1 т топлива, при этом более 50% активности приходится на долю газообразных продуктов деления.



Рис. 6.1. Относительное изменение активности продуктов деления, образованных в реакторе на тепловых нейтронах, от времени выдержки t для различной кампании реактора T . На рис. 6.1 показана зависимость изменения активности продуктов деления, образованных в реакторе на тепловых нейтронах от времени выдержки после останова реактора для различной кампании T . Очевидно, что с увеличением кампании возрастает доля долгоживущих радионуклидов в смеси продуктов деления. В результате, как видно из рис. 6.1, спад активности после останова реактора идет медленнее. Наряду с продуктами деления в реакторе происходит накопление активированных под воздействием нейтронов радионуклидов, входящих в состав металлических конструкций корпуса реактора и I контура (преимущественно ^{59}Fe , ^{54}Mn , ^{66}Zn , ^{60}Co).

При работе реактора на мощности его активная зона является источником нейтронов и γ -излучения. Другие виды излучения, образующиеся в активной зоне, не выходят за его пределы, их можно не рассматривать. Активная зона остановленного реактора является в основном источником γ -излучения.

Источники нейтронов в активной зоне работающего реактора можно подразделить на четыре группы:

- мгновенные нейтроны, т.е. нейтроны, сопровождающие процесс деления ядер горючего;
- запаздывающие нейтроны — испускаются сильно возбужденными ядрами осколков деления;
- нейтроны активации — испускаются при радиоактивном распаде продуктов некоторых ядерных реакций;
- фотонейтроны — образуются в результате (γ, n) -реакций на некоторых ядрах.

Наибольший вклад в дозу облучения, при работе реактора на мощности, вносят мгновенные нейтроны.

Источники γ -излучения работающего реактора более многочисленны и подразделяются на следующие группы:

- мгновенное излучение, то есть γ -излучение, сопровождающее процесс деления;
- излучение короткоживущих продуктов деления, большая часть излучения этой группы испускается в первые 10 минут после деления;
- излучение долгоживущих продуктов деления — испускаются за время, большее 10 минут после деления;
- захватное излучение, то есть γ -излучение, сопровождающее (n, γ) -реакции;
- излучение, сопровождающее неупругое рассеяние нейтронов;
- излучение, сопровождающее (n, p) и (n, α) -реакции;
- излучение продуктов активации;
- излучение, сопровождающее аннигиляцию позитронов;
- тормозное излучение, т.е. излучение, образующееся при торможении β -частиц в активной зоне.

Источники нейтронов. Мгновенные нейтроны образуются практически одновременно с делением ядра. Среднее число мгновенных нейтронов при делении ^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu равно $2,5 \pm 0,03$, $2,47 \pm 0,03$ и $2,9 \pm 0,04$ соответственно. Запаздывающие нейтроны образуются в количестве, существенно меньшем (0,002 — 0,007 нейтр./деление), и испускаются некоторыми продуктами деления с периодами полураспада 0,18 — 54,5 с.

Энергетическое распределение мгновенных и запаздывающих нейтронов описывается различными эмпирическими формулами, но чаще формулой:

$$S(E_n) = 0,48 S_n \sqrt{2E_n} \cdot \exp(-E_n) \quad (6.1)$$

где $S(E_n)$ — количество нейтронов.

E_n — энергия нейтронов, МэВ.

В области энергий от 4 до 12 МэВ — наиболее важной с точки зрения радиационной защиты — спектр нейтронов деления можно описать простой экспонентой:

$$S(E_n) = 1,75 \exp(-0,776 E_n), \quad (6.2)$$

погрешность этого соотношения не более 15%.

Для целей радиационной защиты необходимо иметь интегральный спектр нейтронов

деления, то есть количество нейтронов в спектре нейтронов деления (6.1) с энергией, превышающей E_n :

$$\chi(E_n) = \int_{E_n}^{\infty} S(E_n) \cdot dE_n \quad (6.3)$$

Для профилактической работы спектр нейтронов деления (рис. 6.2) и интегральный спектр нейтронов деления (рис. 6.3) представляют в виде таблиц, в которых $S(E_n)$ и $\chi(E_n)$ нормированы на единицу. Наиболее вероятная энергия нейтронов деления 0,6 — 0,8 МэВ, а средняя — 2 МэВ, максимальная принимается равной 12 МэВ.

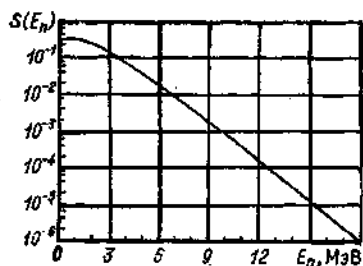


Рис. 6.2. Спектр нейтронов деления.

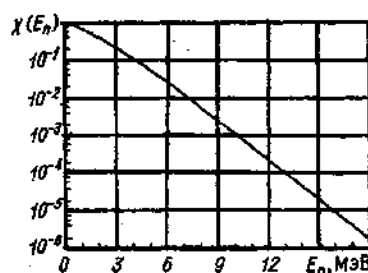


Рис. 6.3. Интегральный спектр нейтронов деления.

В результате взаимодействия нейтронов, образовавшихся при делении с ядрами элементов, входящих в состав активной зоны (упругое и неупругое рассеяние, поглощение, деление), спектр нейтронов деления (рис. 6.2) деформируется и приобретает вид, показанный на рис. 6.4. В области энергий, соответствующих группе быстрых нейтронов, он практически не отличается от спектра нейтронов деления, в промежуточной области энергий — это спектр замедляющихся нейтронов, то есть $1/E_n$ — спектр, а в тепловой и надтепловой областях — спектр Максвелла. Естественно, что на рис. 6.4 показан принципиальный вид спектра, реальный зависит от состава активной зоны, и информацию о нем, так же как и о спектре нейтронов утечки из активной зоны и их количестве (плотности потока нейтронов на поверхности активной зоны), можно получить из результатов расчета физических характеристик активной зоны. *Источники γ -излучения.* Мгновенное γ -излучение постоянно сопровождает процесс деления. Из полного количества энергии, выделяющейся при одном делении, на его долю приходится 7,2 — 7,5 МэВ. Испускается эта энергия как несколькими, так и одним γ -квантом.

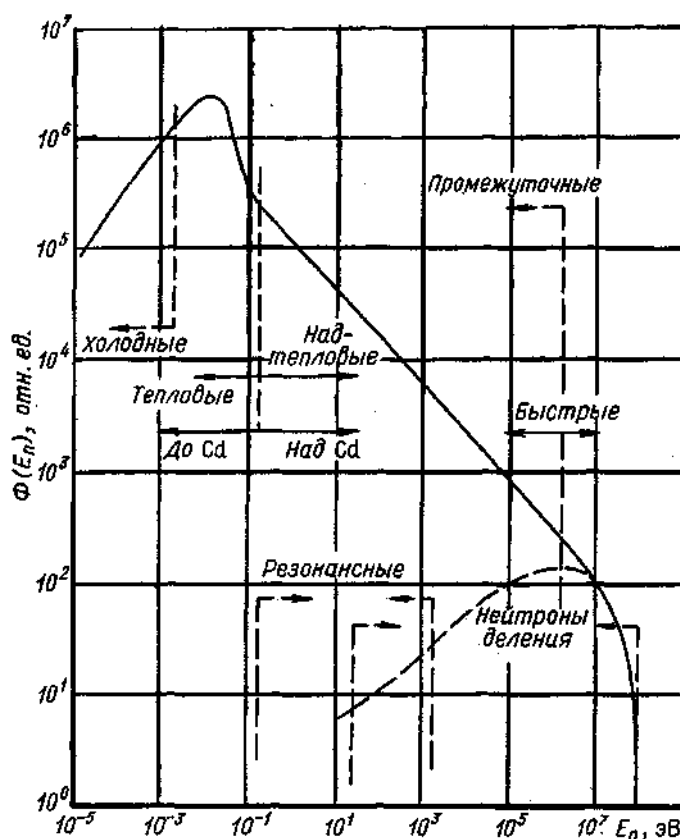


Рис. 6.4. Спектр нейтронов в активной зоне ядерного реактора.

Энергетическое распределение мгновенного γ -излучения описывается соотношением:

$$S(E_\gamma) = 8,0 \exp(-1,1E_\gamma), \quad (6.4)$$

где E_γ — энергия γ -квантов, МэВ.

γ -Излучение короткоживущих продуктов деления (на одно деление) образуется в количестве, близком к количеству мгновенных γ -квантов, и имеет одинаковое с ним энергетическое распределение:

$$S(E_\gamma) = 6,0 \exp(-1,1E_\gamma). \quad (6.5)$$

Следовательно, суммарное энергетическое распределение первых двух источников γ -излучения:

$$S(E_\gamma) = 14 \exp(-1,1E_\gamma). \quad (6.6)$$

Захватное γ -излучение образуется в результате захвата нейтронов, главным образом тепловых, ядрами элементов, входящих в состав активной зоны (топливо, замедлитель, теплоноситель, конструкционные материалы). Спектр захватного γ -излучения для ядра одного элемента линейчатый, поэтому энергетическое распределение захватного γ -излучения в активной зоне реактора зависит от ее состава. Максимальная энергия γ -квантов захватного излучения составляет примерно 10 МэВ.

Активационное γ -излучение — это γ -излучение радиоактивного распада ядер, образовавшихся в результате захвата нейтронов стабильными ядрами материалов активной зоны. При работе реактора на мощности обычно в качестве источника γ -излучения рассматривают нуклид ^{16}N , образующийся по реакции $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ и испускающий γ -кванты с энергией 8,87 МэВ (~1%), 7,11 МэВ (5%) и 6,13 МэВ (69%). Период полураспада ^{16}N равен 7,11 с.

Удельная мощность как двух первых источников γ -излучения, так и источников активационного и захватного γ -излучения приводится в специальной литературе, наиболее подробные сведения такого рода сконцентрированы в специальных атласах.

Энергетический спектр γ -излучения формируется в результате процессов рассеяния, распространения и потери энергии γ -квантов в материалах активной зоны. Типичный спектр γ -излучения, вылетающего из активной зоны водоводяного реактора в радиальном направлении, приведен на рис. 6.5.



Рис. 6.5. Спектр γ -излучения, вылетающего из активной зоны водоводяного реактора.

На фоне непрерывного распределения хорошо видны пики захватного γ -излучения, возникающего при взаимодействии нейтронов с ядрами ^{57}Fe , ^{58}Fe , ^{54}Cr , ^{59}Ni и водорода. В общем случае спектр γ -излучения зависит от состава активной зоны, конструкционных материалов, удельной энерговыработки топлива, мощности реактора, пространственной координаты и других параметров. Характерная плотность потока γ -квантов на поверхности активной зоны реакторов ВВЭР и РБМК равна $10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

Плотность потока γ -квантов на поверхности активной зоны вычисляют как выход γ -квантов из источника излучения с самопоглощением, то есть с учетом того, что на пути от места образования до поверхности активной зоны γ -квант может взаимодействовать с материалами активной зоны.

Остальные, перечисленные ранее, источники γ -квантов, в активной зоне играют существенно меньшую роль в формировании поля γ -излучения как в самой активной зоне, так и за ее пределами, и при рассмотрении работающего реактора их можно не учитывать.

Излучение остановленного реактора. Поскольку состав продуктов деления в активной зоне остановленного реактора зависит только от времени работы реактора на мощности t и времени, прошедшего после останова реактора τ , а их содержание — от мощности реактора, то мощность источников γ -излучения (долгоживущих продуктов деления) может быть вычислена заранее для различных t и τ при условной, например единичной, мощности реактора. Такие расчеты проделаны, и результаты оформлены в виде таблиц или графиков (рис. 6. 6), на которых приведены значения мощности источников γ -излучения (МэВ/с) γ -квантов нескольких (обычно семи) энергетических групп в зависимости от τ при разных t . Приняты следующие значения границ энергетических групп: I) 0,1 — 0,4 МэВ; II) 0,4 — 0,9 МэВ; III) 0,9 — 1,35 МэВ; IV) 1,35 — 1,8 МэВ; V) 1,8 — 2,2 МэВ; VI) 2,2 — 2,6 МэВ и VII) более 2,6 МэВ. Этих данных вполне достаточно, чтобы, например, определить плотность потока γ -излучения той или иной энергетической группы на поверхности активной зоны.

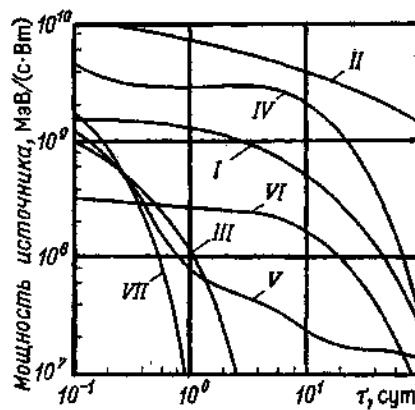


Рис 6.6. Плотность потока энергии γ -излучения из активной зоны остановленного реактора.

Другие источники γ -излучения, существующие в активной зоне остановленного реактора, обычно не рассматриваются, так как их вклад в плотность потока γ -излучения на поверхности активной зоны невелик.

Технологические контуры АЭС как источники излучения.

Теплоноситель и присутствующие или поступающие в него при работе АЭС примеси, попадая в процессе циркуляции в зону облучения нейтронами, становятся радиоактивными, так как на ядрах вещества теплоносителя и примесей могут происходить (n, γ) -, (n, p) - и (n, α) -реакции, в связи с которыми теплоноситель становится источником γ -излучения (β -частицы, образующиеся при распаде активных ядер, не выходят за пределы оборудования, по которому циркулирует теплоноситель). При нарушении герметичности оболочек ТВЭЛов в теплоноситель могут поступать топливо и продукты деления, что является дополнительным источником γ -излучения теплоносителя. Трубопроводы и оборудование первого контура (главные циркуляционные насосы, парогенераторы, компенсаторы объема и т.д.) являются источниками ионизирующего излучения, так как внутри них находится радиоактивный теплоноситель. *Активность теплоносителя обусловлена "собственной", осколочной и наведенной активностями.*

Собственная активность зависит от свойств ядер самого теплоносителя. Так, например, для водного теплоносителя в результате взаимодействия в активной зоне потоков быстрых нейтронов с ядрами кислорода и водорода теплоносителя возникают следующие реакции: $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$, $^{17}\text{O}(n, p)^{17}\text{N}$, $^{18}\text{O}(n, \gamma)^{19}\text{O}$, $^2\text{H}(n, \gamma)^3\text{H}$. Как ранее отмечалось, основную активность теплоносителя в первом контуре реакторов ВВЭР и РБМК обуславливает высокоэнергетическое излучение короткоживущего нуклида ^{16}N , образующегося под действием нейтронов с энергией выше 10 МэВ в результате первой реакции. Это объясняется большим сечением взаимодействия быстрых нейтронов с ^{16}O и тем, что естественное содержание в природе этого изотопа равно 99,8%. Собственная активность теплоносителя при работе реактора достигает 10^{-1} Ки/л ($3,7 \cdot 10^9$ Бк/л), а мощность дозы γ -излучения вплотную к трубопроводу первого контура 100 бэр/ч (1 Зв/ч). После остановки реактора активность ^{16}N быстро снижается. Взаимодействие быстрых нейтронов с другим изотопом кислорода ^{17}O приводит к образованию ^{17}N , распадающегося с периодом полураспада 4,2 с. с испусканием нейтронов. Приведенные реакции являются реакциями активации нейтронами ядер теплоносителя, при этом распад образующихся нуклидов обуславливает собственную активность теплоносителя.

Осколочная активность теплоносителя обусловлена продуктами деления, попадающими в первый контур при разгерметизации оболочек ТВЭЛов. Разгерметизация ТВЭЛов происходит вследствие высоких температурных и радиационных нагрузок, а также из-за процессов коррозионно-усталостного типа и начинается с появления микротрещин, через которые будут диффундировать газообразные и летучие продукты деления (изотопы криптона, ксенона, йода, рубидия, цезия). В реакторах действующих АЭС используется в основном ядерное топливо на основе двуокиси урана-238, обогащенного ураном-235. ТВЭЛы активной зоны реактора представляют собой стержни с цилиндрической оболочкой из циркониевого сплава, заполненные таблетками из спеченной двуокиси урана. Между таблетками и оболочкой имеется зазор, а в верхней части ТВЭЛа — свободное пространство, так как в процессе работы реактора происходит распухание таблеток двуокиси урана. В центре таблеток имеется сквозное осевое отверстие. При работе реактора в топливе образуются твердые, летучие и газообразные продукты деления. Газообразные и летучие продукты деления мигрируют вначале в открытые поры в спеченной двуокиси урана, затем поступают в осевые отверстия, зазор под оболочкой и в объем свободного пространства в верхней части ТВЭЛа. При появлении микротрещин они выходят из-под оболочки ТВЭЛа в теплоноситель со скоростью, пропорциональной степени негерметичности ТВЭЛа. В результате воздействия различных факторов (высокая температура, коррозия, радиационное охрупчивание, вибрация, переменные тепловые и гидравлические нагрузки) микротрещины в некоторых случаях развиваются в крупные дефекты оболочек ТВЭЛов. При таких дефектах возможен прямой контакт теплоносителя с топливом и выход в теплоноситель твердых продуктов деления и урана.

На действующих АЭС с ВВЭР, как и на зарубежных с реакторами PWR, число газо-неплотных ТВЭЛов (с микротрещинами) не должно превышать 1%, а число ТВЭЛов с крупными дефектами — 0,1%. Для АЭС с РБМК (для зарубежных с BWR) пределы повреждения оболочек ТВЭЛов такие же, хотя в проектируемых АЭС они снижены соответственно до 0,1 и 0,01 %.

Третьим видом активности теплоносителя является *наведенная* активность примесей, включающих в себя минеральные соли (особенно соли натрия), растворенные газы (аргон и др.) и продукты коррозии (окислы железа, никеля, кобальта, хрома и др.), попадающие в теплоноситель при их смыве с конструктивных элементов и внутренних поверхностей трубопроводов. Основной вклад в этот вид активности теплоносителя после остановки реактора вносят активированные продукты коррозии. Хотя в качестве конструктивных материалов ядерных реакторов применяют коррозионно-стойкие стали, все же они при температуре воды около 300°C корродируют со скоростью до 0,001 мм/год. Вместе с теплоносителем продукты коррозии переносятся по технологическому контуру АЭС, в том

числе через активную зону реактора, при этом часть из них осаждается на поверхностях конструкций активной зоны, например на ТВЭЛах, и подвергается облучению нейтронами. Определенная доля образовавшихся радионуклидов в результате растворения пленки отложений поступает с поверхности ТВЭЛов в теплоноситель и вместе с ним выносятся за пределы активной зоны. Затем активированные продукты коррозии могут осесть на поверхности оборудования технологического контура вне зоны облучения нейтронами и образовать пленку активных отложений на внутренних поверхностях: парогенераторов, насосов, барабанов-сепараторов, арматуры, трубопроводов и др.

Радионуклидный состав и активность теплоносителя и отложений на оборудовании зависят от типа теплоносителя, материалов контура и активной зоны, герметичности оболочек ТВЭЛов, способности радионуклидов к осаждению на поверхности и поступлению их в теплоноситель.

В водо-охлаждаемых ядерных реакторах оборудование технологического контура изготавливается из коррозионно-стойких сталей, поэтому в состав коррозионных отложений входят радионуклиды кобальта, железа, хрома, марганца и др. (табл.6.2).

Таблица 6.2.

**Характеристика радиоактивных продуктов коррозии,
входящих в состав отложений**

Реакции образования	Период полураспада	Энергия фотонов, МэВ
$^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	45,1 сут.	1,1; 1,29
$^{50}\text{Cr}(n, \gamma)^{51}\text{Cr}$	27,8 сут.	0,32
$^{55}\text{Mn}(n, \gamma)^{56}\text{Mn}$	2,58 ч	0,846; 1,81; 2,11
$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	312,3 сут	0,835
$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	5,25 года	1,17; 1,33
$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	70 сут	0,511; 0,81
$^{94}\text{Zn}(n, \gamma)^{95}\text{Zn}$	64 сут	0,72; 0,75
$^{109}\text{Ag}(n, \gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$	250,4 сут	0,66; 0,88; 0,94; 1,38

Радионуклиды отложений образуются из химических элементов, входящих в состав этих сталей, сплавов циркония и других материалов, применяемых в реакторостроении.

Наибольший вклад в мощность дозы вносит Со. Вклад продуктов деления в мощность дозы незначителен и, как правило, не превышает 10%.

С увеличением времени эксплуатации АЭС активность отложений на оборудовании растет и вместе с этим возрастает мощность дозы γ -излучения вблизи трубопроводов первого контура. На остановленном реакторе ВВЭР-440 после 1 года эксплуатации она составляет 10 — 20 мкР/с (0,1 — 0,2 мкЗв/с), через 3 года — 70 — 100 мкР/с (0,7 — 1 мкЗв/с), а в отдельных участках контура до 500 — 1000 мкР/с (до 5 — 10 мкЗв/с).

Кроме ядерного реактора и оборудования первого контура мощным источником ионизирующих излучений являются: бассейны выдержки с отработанным ядерным топливом; системы спецводоочистки и их оборудование; детали и механизмы СУЗ; датчики КИП и радиационного технологического контроля, связанные с измерением параметров первого контура.

Второй контур и различные вспомогательные технологические контуры могут быть источниками излучения, если будет происходить протечка в них теплоносителя из основного технологического контура (например, при разгерметизации коллектора или теплообменных трубок в парогенераторе).

Кроме внешнего нейтронного и γ -излучения радиационную обстановку на АЭС определяют радиоактивные газы и аэрозоли, присутствующие в воздухе рабочих помещений. Они выделяются в воздух в результате протечек технологических сред АЭС или при вскрытии оборудования технологических контуров для ремонта.

Радиоактивные газы — это прежде всего ИРГ, т. е. радионуклиды Кг, Хе и Аг, а также радионуклиды йода и тритий. Наибольшую опасность при протечках теплоносителя представляет йод, так как его в теплоносителе сравнительно много. Попав в воздух, а затем в организм, он облучает в основном щитовидную железу. Для ИРГ, попадающих в воздух, определяющим является не внутреннее, а внешнее β -, γ -излучение из объема воздуха.

Радиоактивные аэрозоли представляют собой взвешенные в воздухе (в виде тумана или дыма) мельчайшие твердые или жидкие частицы радиоактивных веществ — активированных продуктов коррозии или продуктов деления. Поскольку почти все эти нуклиды при распаде испускают γ -кванты, то в воздухе рабочих помещений появляются источники внешнего γ -и β -излучения. Внешнее облучение в данном случае обусловлено излучением объемного источника. Поступление газов и аэрозолей внутрь организма с вдыхаемым воздухом создает опасность внутреннего облучения.

Барьерами, ограничивающими распространение продуктов деления в помещения АЭС, служат топливная матрица, оболочки ТВЭЛов и контур теплоносителя. Однако идеально герметичных оболочек ТВЭЛов не бывает. Что касается контура теплоносителя, то технологические системы, содержащие его, сконструированы таким образом, чтобы обеспечить изоляцию радионуклидов, попавших в теплоноситель через дефекты в оболочках ТВЭЛов. Для

этого часть теплоносителя непрерывно направляется на очистку в специальную систему водоочистки. Из барботажного и других баков и емкостей с жидкими радиоактивными средами сдувки газов направляют в специальную систему газоочистки.

Большие концентрации аэрозолей образуются в период планово-предупредительного ремонта (ППР) и перегрузки топлива, когда проводятся такие радиационно-опасные работы как: разуплотнение главного разъема реактора, зачистка гнезд шпилек этого разъема, шлифовка металла корпуса реактора, зачистка, сварка и шлифовка в парогенераторе, дезактивация парогенераторов и главных циркуляционных насосов и т.п. В этот период при выполнении некоторых из перечисленных работ суммарная концентрация аэрозолей в местах проведения работ может временно повышаться до 70 — 3000 Бк/м³.

Опыт эксплуатации АЭС показывает, что обычно наблюдающиеся концентрации радиоактивных газов и аэрозолей в помещениях АЭС такие, что они не вносят заметного вклада в дозу как внешнего, так и внутреннего облучения. Наблюдаемые концентрации газов и аэрозолей в рабочих помещениях настолько малы, что годовое поступление их внутрь организма не превышает 1/300 — 1/15 допустимого.

ОРГАНИЗАЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ НА АЭС

В соответствии с законом Украины "Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности" категории радиационная безопасность и радиационная защита характеризуются следующими определениями:

- радиационная безопасность — соблюдение допустимых пределов радиационного воздействия на персонал, население и окружающую природную среду, установленных нормами, правилами и стандартами по безопасности;
- радиационная защита — совокупность радиационно-гигиенических, проектно-конструкторских, технических и организационных мер, направленных на обеспечение радиационной безопасности.

Таким образом, радиационная безопасность — это цель, достижение которой является обязательной при эксплуатации АЭС, а радиационная защита — средство достижения этой цели.

Радиационная защита при проведении работ, связанных с использованием ядерных установок и источников ионизирующих излучений, основывается на следующих основных принципах:

- не может быть разрешена никакая деятельность, если преимущество от такой деятельности меньше, чем возможный причиненный ею ущерб;
- величина индивидуальных доз, количество облучаемых лиц и вероятность облучения от любого конкретного источника ионизирующих излучений должны иметь самые низкие показатели, которых можно практически достичь с учетом экономических и социальных факторов;
- облучение отдельных лиц от всех источников и видов деятельности не должно превышать установленных дозовых пределов по нормам, правилам и стандартам по радиационной безопасности.

Общее руководство по обеспечению радиационной безопасности АЭС возглавляет ее директор, на которого возлагается ответственность за разработку Программы радиационной защиты АЭС и организацию контроля ее выполнения. Главный инженер АЭС персонально отвечает за организацию и техническое обеспечение радиационной безопасности, выполнение Программы радиационной защиты АЭС. Руководители подразделений АЭС несут персональную ответственность за изучение и выполнение подчиненным персоналом правил и инструкций по радиационной безопасности, Программы радиационной защиты АЭС.

Радиационный контроль — это часть организационных и технических мер радиационной защиты АЭС, направленных на контроль за соблюдением норм радиационной безопасности и основных санитарных правил работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений, а также получение, обработку и представление измерительной информации о состоянии радиационной обстановки во всех режимах эксплуатации АЭС.

Радиационный контроль на АЭС выполняется по следующим основным направлениям:

- контроль защитных барьеров на пути распространения радионуклидов;
- технологический контроль сред эксплуатации оборудования;
- дозиметрический контроль;
- контроль окружающей среды;
- контроль за нераспространением радиоактивных загрязнений.

Радиационный контроль защитных барьеров включает в себя контроль объемной активности реперных радионуклидов или их групп:

- в теплоносителе основного циркуляционного контура, что характеризует герметичность оболочек ТВЭЛов;
- в технологических средах или в воздухе производственных помещений, связанных с оборудованием основного циркуляционного контура, что характеризует его герметичность.
- в выбросах за пределы АЭС, что характеризует герметичность последнего защитного барьера АЭС.

Радиационный контроль за нераспространением радиоактивных загрязнений включает в себя:

- контроль уровня загрязнений радиоактивными веществами поверхностей производственных помещений и оборудования, кожных покровов, обуви, производственной одежды, средств индивидуальной защиты персонала при пересечении ими границы зоны строгого режима;
- контроль уровня загрязнения радиоактивными веществами выносимых и вывозимых с АЭС оборудования и материалов, транспортных средств при пересечении ими границы территории АЭС;
- контроль уровня загрязнения радиоактивными веществами личной одежды и обуви персонала при пересечении ими границы территории АЭС.

Радиационный контроль окружающей среды включает в себя:

- контроль активности и радионуклидного состава организованного выброса в атмосферу - аэрозолей, изотопов йода в аэрозольной и молекулярной фракциях и инертных радиоактивных газов;
- контроль активности и радионуклидного состава атмосферных выпадений с помощью планшетов;

- контроль активности и нуклидного состава сбросов во внешнюю среду;
- контроль активности и нуклидного состава жидких и твердых радиоактивных отходов;
- контроль активности и радиоактивного состава утечки радиоактивных веществ из хранилищ твердых отходов (ХТО) и хранилищ жидких отходов (ХЖО);
- контроль мощности дозы гамма-излучения и годовой дозы на местности в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения.

Радиационный технологический контроль включает в себя:

- контроль объемной активности технологических сред, в том числе до и после фильтров спецводоочистки и спецгазоочистки;
- контроль объемной активности аэрозолей, инертных радиоактивных газов в необслуживаемых помещениях, локализирующих и вентиляционных системах.

Радиационный дозиметрический контроль включает в себя:

- контроль индивидуальных и коллективных доз внешнего облучения персонала;
- контроль содержания радиоактивных веществ в организме работающих;
- контроль мощности дозы гамма-излучения в обслуживаемых, периодически обслуживаемых помещениях и на промплощадке АЭС;
- контроль мощности дозы нейтронов в центральном зале реактора, в смежных с реактором помещениях и на участках обращения со свежим и отработанным топливом;
- контроль объемной активности и нуклидного состава радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе производственных помещений;
- контроль плотности потока бета-излучения в обслуживаемых, периодически обслуживаемых помещениях и на промплощадке АЭС.

Кроме перечисленных видов контроля могут быть организованы другие дополнительные и специальные виды радиационного контроля для получения дополнительного и углубленного изучения радиационной обстановки при выполнении нестандартных технологических операций или при работах, связанных с ликвидацией последствий радиационных аварий на АЭС.

Объем радиационного контроля АЭС — это перечень характеристик параметров радиационного контроля, в который включаются, прежде всего, виды контролируемых радиационных параметров и физических величин, число точек контроля, периодичность измерения, методы и средства измерений.

Основным документом, в котором определен плановый объем радиационного контроля АЭС, является регламент радиационного контроля АЭС.

Объем радиационного контроля должен быть первоначально разработан и утвержден в установленном порядке на стадии проектирования АЭС.

Для оптимизации объема контроля на АЭС необходимо четко сгруппировать контролируемые параметры и выработать обобщенные критерии радиационной безопасности эксплуатации АЭС, связывающие параметры радиационной обстановки с объемной активностью теплоносителя первого контура, значением протечек, продолжительностью эксплуатации и другими характеристиками оборудования. Оптимизация объема радиационного контроля может проводиться по мере накопления персоналом опыта эксплуатации АЭС.

Атомная станция может функционировать в следующих режимах и состояниях:

- режим нормальной эксплуатации;
- режим отклонения от нормальной эксплуатации;
- режим проектной аварии;
- режим запроектной аварии;
- состояние ликвидации последствий аварии;
- режим снятия с эксплуатации.

Режим нормальной эксплуатации — основной режим работы АЭС. В то же время безопасность АЭС в любой момент времени определяется следующими факторами:

- ✓ готовностью персонала и оборудования к предотвращению проектных аварий;
- ✓ готовностью персонала и оборудования к работе при проектных авариях;
- ✓ вероятностью возникновения запроектных аварий;
- ✓ готовностью персонала и оборудования к работе в условиях запроектных аварий.

Радиационная безопасность во всех режимах эксплуатации АЭС обеспечивается следующими методами и средствами:

- организационно-управленческие методы, включающие в себя методы организации труда, подготовки персонала, проверки состояния радиационной безопасности, а также весь процесс принятия решений по обеспечению радиационной безопасности, начиная от исполнителя работ и заканчивая руководством эксплуатирующей организации;
- технические средства, включающие в себя оборудование, сооружения, конструкции, предназначенные для удержаний радиоактивных веществ и ионизирующих излучений в заданных границах;
- радиационно-гигиенические средства, включающие в себя оборудование, сооружения, средства индивидуальной защиты, предназначенные для снижения радиационного воздействия на человека;
- информационно-обеспечивающие средства, включающие в себя все приборы, датчики, системы баз данных, предназначенные для получения, обработки, использования и хранения информации необходимой для качественного обеспечения радиационной безопасности.

До начала эксплуатации АЭС ее объекты должны быть приняты комиссией в составе представителей заинтересованной организации, органов Государственного санитарного надзора, технической инспекции профсоюза, органов внутренних дел. Комиссия устанавливает соответствие принимаемых объектов проекту и требованиям действующих норм и правил, наличие условий радиационной безопасности для персонала и населения, обеспечение условий

сохранности радиоактивных веществ и решает вопрос о возможности эксплуатации объекта и получения учреждением источников ионизирующих излучений.

Хранение и проведение работ с источниками ионизирующих излучений разрешается только после оформления санитарного паспорта. Санитарный паспорт на право работы с источниками ионизирующего излучения оформляют местные органы Госсаннадзора на основании акта приемки новых (реконструированных) учреждений или акта санитарного обследования действующих учреждений. Копия санитарного паспорта направляется для регистрации в органы внутренних дел.

Администрация учреждения обязана разработать, согласовать с органами Госсаннадзора и утвердить инструкции по радиационной безопасности в учреждении. В этих инструкциях излагаются порядок проведения работ, учета, хранения и выдачи источников излучения, сбора и удаления радиоактивных отходов, содержания помещений, меры индивидуальной защиты, организации проведения радиационного контроля, меры радиационной безопасности при работах с источниками ионизирующих излучений, меры предупреждения, выявления и ликвидации радиационной аварии.

С целью обеспечения радиационной безопасности АЭС на каждой станции создаются службы радиационной безопасности.

В процессе нормальной эксплуатации АЭС службами радиационной безопасности решаются следующие основные задачи:

- организация и осуществление всех видов радиационного контроля;
- установление контрольных уровней внешнего и внутреннего облучения персонала, параметров радиационной обстановки на АЭС;
- участие в планировании любой деятельности, которая может привести к облучению персонала, превышающему контрольные уровни;
- разработка и принятие необходимых мер для предотвращения возникновения возможных аварийных ситуаций;
- организация обеспечения радиационной безопасности и охраны окружающей среды при эксплуатации оборудования, применяемого на АЭС;
- контроль соблюдения всеми подразделениями, включая подрядчиков, действующих правил и норм по безопасности в зоне действия АЭС;
- разработка организационных и технических мероприятий по радиационной защите персонала и населения на случай аварии;
- разработка Программы радиационной защиты и инструкций по радиационной безопасности;
- участие в экспертизе проектных решений по вопросам радиационной безопасности;
- организация поверки, калибровка и ремонт технических средств радиационного контроля;
- проведение анализа причин изменения радиационной обстановки в помещениях станции и на территории окружающей ее, причин облучения персонала, а также эффективности внедрения мероприятий по нормализации радиационной обстановки в помещениях, снижению доз облучения персонала, улучшению санитарно-бытовых условий и охране окружающей среды;
- участие, совместно с руководителями цехов, отделов и смен, в расследовании случаев облучения персонала дозами, превышающими установленные;
- участие в подготовке и разработке программ обучения по вопросам безопасности;
- выдача заключения на техническую документацию о соответствии ее требованиям правил безопасности и охраны окружающей среды;
- рассмотрение технологии выполнения радиационно-опасных работ, разработка и выдача рекомендаций по улучшению условий труда и повышению безопасности выполнения работ, по снижению индивидуальных и коллективных доз облучения персонала;
- разработка и пересмотр в сторону ужесточения контрольных уровней по радиационной обстановке;
- контроль проведения и результатов медицинского обследования персонала;
- организация информационного обеспечения по вопросам, связанным с радиационной безопасностью.

Как правило, службы радиационной безопасности имеют следующие права:

- выдавать предписания и указания руководителям структурных подразделений АЭС по выполнению плановых мероприятий в области безопасности и улучшения условий труда, по устранению нарушений правил РБ и санитарных норм;
- запрещать производство работ в случаях, если на участках и оборудовании создались условия, опасные для жизни и здоровья работающих, или если продолжение выполнения работ может привести к аварийной ситуации;
- запрещать использование неисправного или загрязненного выше допустимого уровня рабочего инструмента, приспособлений и других видов оснастки;
- участвовать в работе комиссий по приемке в эксплуатацию нового оборудования, сооружений и хранилищ;
- требовать от руководителей подразделений своевременного расследования случаев ухудшения радиационной обстановки.

В соответствии с ОСП-72/87 и СПАС-88 одной из важных организационных мер радиационной защиты является строгое соблюдение *режима зон*. Это значит, что все здания, сооружения и промышленная площадка АЭС должны быть разделены на *чистую зону* и *зону возможного загрязнения* (зону строгого режима). При этом должен осуществляться строгий контроль пересечения установленных границ зон людьми и радиоактивными материалами. При необходимости должны быть организованы и оборудованы *санпропускники* и *саншлюзы* с целью принудительного дозиметрического контроля проходящего через них персонала.

Другой важной мерой радиационной защиты является выдача *разрешений-нарядов* на производство работ в зоне строгого режима. Перечни работ, выполняемых по нарядам, определяются распоряжением главного инженера АЭС.

Четкая организация работы службы радиационной безопасности в условиях нормальной эксплуатации является залогом безопасности всех видов работ и в других режимах, в том числе в аварийных режимах эксплуатации АЭС.

КЛАССИФИКАЦИЯ ЗАЩИТ И МАТЕРИАЛОВ ЗАЩИТЫ

Защитой называется любая среда (материал), располагаемый между источником и зоной размещения персонала или оборудования для ослабления потоков ионизирующих излучений.

Защиту принято классифицировать по следующим признакам: по назначению, типу, компоновке, форме и геометрии.

Назначение защиты: уменьшение дозы облучения персонала до предельно допустимых уровней (биологическая защита), уменьшение степени радиационных повреждений различных объектов, подвергающихся облучению, до допустимых уровней (радиационная защита) и снижение радиационного энерговыделения в защитных композициях до допустимых уровней (тепловая защита).

Тип защиты:

- *сплошная* — полностью окружает источники излучения;
- *раздельная* — состоит из *первичной*, окружающей источник излучения (например, активную зону ядерного реактора), и *вторичной*, предназначенной для защиты от источников излучения, находящихся между ней и первичной защитой (например, система теплоносителя ядерного реактора);
- *теневая* — размещается между источником излучения и защищаемой областью, размеры которой определяются "тенью", отбрасываемой "защитой";
- *частичная* — ослабленная защита в направлениях с повышенными допустимыми уровнями облучения (например, для областей ограниченного доступа персонала).

Компоновка защиты: *гомогенная* — защита состоит из одного материала, *гетерогенная* — из набора различных материалов.

Форма внешней поверхности защиты наиболее часто бывает *плоской, цилиндрической и сферической*.

Геометрия защиты подразделяется на: *бесконечную, полубесконечную, барьерную и ограниченную*.

На практике бесконечной защитой (рис.6.7,а) считается такая защита, при которой добавление любого количества материала в любом месте к ограниченной среде, внутри которой находятся источник и детектор, не изменит показания детектора. Полубесконечная защита образуется, если отсечь плоскостью AA или BB, нормальной к прямой источник-детектор, часть среды со стороны источника (рис.6.7,б) или детектора (рис.6.7,в). Барьерная геометрия (рис.6.7,г) получится, если отсечь части среды со стороны источника и детектора. Под ограниченной (рис.6.7,д) понимается геометрия, у которой ни один из поперечных размеров (размер в плоскости, перпендикулярной прямой источник-детектор, или параллельной ей) не может быть принят за бесконечный.

Изменения в геометрии защиты при фиксированных других параметрах влияют лишь на рассеянное излучение, так как вклад в показания детектора нерассеянных частиц зависит только от количества вещества, находящегося на прямой источник-детектор. Наибольшее значение регистрируемой величины G , обусловленной рассеянными частицами, будет иметь место в бесконечной геометрии G_{00} , несколько меньшим — в полубесконечной среде $G_{1/2\infty}$, еще меньшим — в барьерной геометрии $G_{бар}$ и минимальным — в ограниченной среде $G_{огр}$, то есть:

$$G_{\infty} > G_{1/2\infty} > G_{бар} > G_{огр} \quad (6.7)$$

Это хорошо видно из рис. 6.7, на котором в приближении однократного рассеяния сплошными линиями условно показаны траектории частиц, испускаемых источником S и регистрируемых детектором D. Штриховыми линиями обозначены траектории частиц, которые из-за ограниченности защиты не испытывают рассеяний и, естественно, не могут быть зарегистрированы детектором.

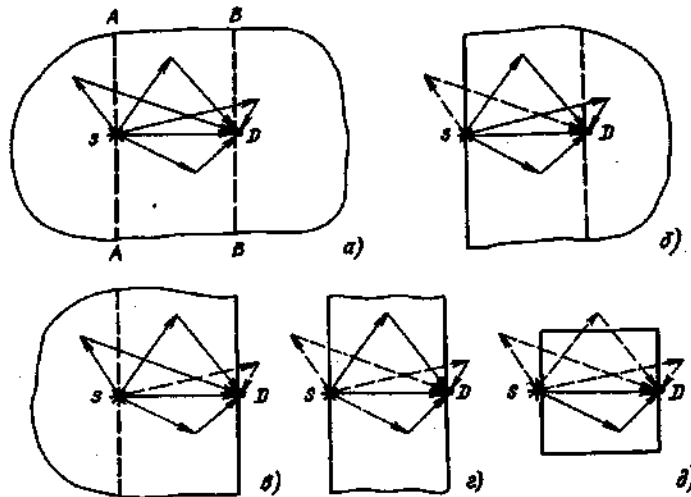


Рис. 6.7. Геометрия защит и типичные траектории нерассеянных и рассеянных частиц.

Необходимо отметить, что именно учет рассеянного в веществе излучения представляет наибольшие трудности в задачах переноса излучений через среды.

По ядерному составу и, следовательно, по общности процессов взаимодействия излучений с материалом, а также по его основному назначению, материалы защиты подразделяют на три группы: легкие; состоящие в основном из элементов со средним значением атомного номера и тяжелые. В первых двух группах выделяют две подгруппы материалов: содержащие и не содержащие водород. Основное назначение материалов первой группы — ослабление плотности потока нейтронов, главным образом, промежуточных энергий. Нейтроны замедляются в таких материалах в результате упругих рассеяний на ядрах водорода (первая подгруппа) и на ядрах других легких элементов (вторая подгруппа).

Материалы второй группы предназначены для защиты как от γ -излучения, так и нейтронов. Основным показателем защитных свойств материала по отношению к γ -излучению служит линейный коэффициент ослабления плотности (мощности дозы) γ -излучения. Чем выше плотность материала тем больше μ (коэффициент ослабления), тем более высокими защитными свойствами обладает материал. Нейтроны замедляются как в результате упругих (особенно, если материал содержит водород), так и неупругих рассеяний. Защитные свойства этих материалов улучшаются в результате введения в них тяжелого компонента (железа, бария и др.).

Материалы третьей группы предназначены для защиты от γ -излучения и быстрых нейтронов, γ -излучение ослабляется за счет увеличения плотности материала, а нейтроны замедляются в результате неупругих рассеяний.

ТЕХНИЧЕСКИЕ СРЕДСТВА РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

Безопасность атомной станции должна обеспечиваться за счет последовательной реализации принципа глубоко эшелонированной защиты, основанного на применении системы барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности и непосредственно по защите населения.

Система барьеров включает: топливную матрицу, оболочки ТВЭЛов, границу контура теплоносителя, охлаждающего активную зону, герметичное ограждение локализующих систем безопасности. Состояние каждого из этих барьеров контролируется в процессе эксплуатации АЭС и поддерживается на уровне, соответствующем требованиям действующих нормативных документов по безопасности АЭС.

Снижение мощности эквивалентной дозы от внешнего ионизирующего излучения до уровня, не превышающего допустимый во всех режимах работы АЭС, осуществляется экраном биологической защиты.

Защитный материал выбирают с учетом защитных и механических свойств, а также его стоимости, массы и объема. Помимо защитных свойств, материал должен быть конструкционно-прочным; иметь высокую радиационную и термическую стойкость, огнестойкость, жаростойкость, химическую инертность; не выделять под действием нагрева и облучения ядовитых и взрывоопасных с резким запахом газов; сохранять стабильные размеры. Необходимо также учитывать простоту монтажа, возможность механической обработки, стоимость и доступность материалов.

Защитные свойства материалов от нейтронного излучения определяются их замедляющей и поглощающей способностью, степенью активации. Быстрые нейтроны наиболее эффективно замедляются веществами с малым атомным номером, такими как графит и водородсодержащие вещества (легкая и тяжелая вода, пластмассы, полиэтилен, парафин). Для эффективного поглощения тепловых нейтронов применяются материалы, имеющие большое сечение поглощения: соединения с бором — борная сталь, бораль, борный графит, карбид бора, а также кадмий и бетон (на лимонитовых и других рудах, содержащих связанную воду).

Гамма-излучение наиболее эффективно ослабляется материалами с большим атомным номером и высокой плотностью (свинец, сталь, бетон, магнетитовые и другие руды, свинцовое стекло).

На АЭС в качестве материала для биологической защиты обычно используется бетон, металлические конструкции и вода.

Рассмотрим некоторые материалы, получившие широкое применение в качестве защиты от нейтронного и гамма-излучения.

Вода используется не только как замедлитель нейтронов, но и как защитный материал от нейтронного излучения вследствие высокой плотности атомов водорода. После столкновений с атомами водорода быстрый нейтрон замедляется до тепловой энергии, а затем поглощается средой. При поглощении тепловых нейтронов ядрами водорода по реакции $H(p,\gamma)D$, возникает захватное γ -излучение с энергией $E = 2,23$ МэВ. Захватное γ -излучение можно значительно снизить, если применить борированную воду. В этом случае тепловые нейтроны поглощаются бором по реакции $B(p,\alpha)Li$, а захватное излучение имеет энергию $E = 0,5$ МэВ. Конструктивно водяную защиту выполняют в виде заполненных водой секционных баков из стали или других материалов.

Полиэтилен ($\rho = 0,93$ г/см³, $n_n = 7,92 \cdot 10^{22}$ ядер/см³) — термопластичный полимер (C_nH_{2n}), является лучшим замедлителем, чем вода. Полиэтилен можно применять на таких участках защиты, где его температура будет меньше температуры размягчения, равной 368 К. Полиэтилен применяют в виде листов, лент, прутков и т.п. При использовании полиэтилена необходимо учитывать его высокий коэффициент линейного расширения (в 13 раз больше, чем у железа). С повышением температуры полиэтилен размягчается, а затем загорается, образуя двуокись углерода и воду. Защитные свойства от γ -излучения примерно такие же, как у воды. Для уменьшения захватного γ -излучения в полиэтилен добавляют борсодержащие вещества.

Из других водородсодержащих веществ используют различные пластмассы (полистирол, полипропилен) и гидриды металлов.

Графит находит широкое применение в реакторах на тепловых нейтронах в качестве замедлителя и отражателя. Он обладает достаточной прочностью, легко поддается механической обработке, используется в защите в виде блоков. Однако стойкость графита к окислению низка, в результате чего он становится хрупким. Кроме того, при облучении нейтронами кристаллическая решетка графита повреждается, что отражается на его физических свойствах. Для повышения стойкости графита к окислению до температуры 800 — 1250 К производится покрытие его поверхности пленкой из фосфатного стекла. При температуре свыше 400 К графит используют в инертной среде.

Карбид бора хрупок, обладает высокой термостойкостью. Рабочая температура на воздухе до 800 К, в инертной среде до 1800 К. При поглощении тепловых нейтронов в результате ядерной реакции $B(p,\alpha)Li$ образуются гелий и литий. Скопление гелия в порах при высокой температуре может привести к увеличению давления в газовой полости, вследствие чего возникают трещины в материале. Присутствие лития в борсодержащем материале снижает его коррозионные свойства.

Содержание бора в легированной стали не должно превышать 3%, при более высоком его содержании сталь становится хрупкой и плохо обрабатывается. С использованием бора изготавливают дисперсионные материалы, например бораль, борный графит и др.

Бораль изготавливают из листов алюминия, между которыми засыпают порошкообразную смесь карбида бора с алюминием. Затем всю массу прокатывают в горячем состоянии. Лист боряля толщиной 0,44 см с массовым содержанием B_4C до 30% снижает плотность потока тепловых нейтронов в 1000 раз. Бораль обладает удельной теплопроводностью, его плотность сохраняется до температуры 1100 К. Бораль хорошо обрабатывается, легко сваривается в атмосфере гелия.

Борный графит гораздо дешевле боряля. Как и бораль, он обладает хорошими поглощающими свойствами и малой остаточной активностью. Лист из борного графита толщиной 2,5 см (с массовым содержанием бора до 4%) ослабляет плотность потока тепловых нейтронов в 400 раз.

Железо используется для защиты в виде изделий из стали и чугуна (прокат, поковка, дробь). Сталь (углеродистая и с легирующими элементами) является основным конструкционным материалом для изготовления узлов реакторных установок (корпус реактора, тепловая и радиационная защита, трубопроводы, различные механизмы, арматура для защиты из других материалов и т.п.). Она относится к материалам, в которых хорошо сочетаются конструктивные и защитные свойства. Масса защиты из стали от γ -излучения на 30% больше массы эквивалентной свинцовой защиты, однако повышенный расход материала компенсируется лучшими конструктивными характеристиками стали. В качестве защиты от нейтронного излучения сталь более эффективна, чем свинец. Однако при использовании стали в качестве конструкционного материала для реактора необходимо учитывать и ее недостатки. Под действием тепловых нейтронов железо, являющееся основной составной частью стали, активируется с образованием радионуклида ^{55}Fe ($T_{1/2}=45,1$ сут), излучающего фотоны ($E_{\gamma 1}=1,1$ МэВ; $E_{\gamma 2}=1,29$ МэВ). Кроме того, при захвате нейтронов атомами железа возникает захватное γ -излучение ($E_{\gamma}=7,7$ МэВ). Иногда при несовершенной конструкции реакторной установки захватное γ -излучение, возникающее в железных конструкциях тепловой защиты, является определяющим при выборе защиты от излучения. К недостаткам железа как защитного материала относится плохое ослабление нейтронов промежуточных энергий. При защите следует обращать внимание на содержание в стали марганца, тантала и кобальта, так как наведенная γ -активность определяется в основном содержанием этих элементов стали. Сталь, подвергающаяся облучению нейтронами высокой плотности, должна содержать не более 0,2% марганца, а тантал и кобальт могут находиться лишь в виде следов.

Захватное γ -излучение и остаточную активность можно в значительной степени уменьшить, если добавить в сталь борное соединение и получить борную сталь. Бор интенсивно поглощает тепловые нейтроны, при этом образуются легко поглощаемое γ -излучение ($E=0,5$ МэВ) и α -частицы. Борная сталь по механическим свойствам хуже конструкционной стали. Она очень хрупка и трудно поддается механической обработке.

Свинец используется для защиты в виде отливок (очехлованных стальными листами), листов, дробы. Из имеющихся дешевых материалов свинец обладает наиболее высокими защитными свойствами от γ -излучения. Его целесообразно использовать при необходимости ограничения размеров и массы защиты. Применение свинца ограничивается низкой температурой плавления (600 К). Защитные материалы вольфрам, тантал могут использоваться в горячих зонах, в которых применение свинца исключается. Использовать эти металлы для защиты промышленных реакторов нецелесообразно, так как они крайне дороги.

Кадмий хорошо поглощает нейтроны с энергией меньше 0,5 эВ. Листовой кадмий толщиной 0,1 см снижает плотность потока тепловых нейтронов в 10^9 раз. При этом возникает захватное γ -излучение с энергией до 7,5 МэВ. Кадмий не обладает достаточно хорошими механическими свойствами. Поэтому чаще применяют сплав кадмия со свинцом, который наряду с хорошими защитными свойствами от нейтронного и γ -излучений имеет лучшие механические свойства по сравнению со свойствами чистого кадмия.

Бетон является основным материалом для защиты от излучений, если масса и размер защиты не ограничиваются другими условиями. Бетон, применяющийся для защиты от излучений, состоит из заполнителей, связанных между собой цементом. В состав цемента в основном входят окислы кальция, кремния, алюминия, железа и легкие ядра, которые интенсивно поглощают γ -излучение и замедляют быстрые нейтроны в результате упругого и неупругого столкновений. Ослабление плотности потока нейтронов в бетоне зависит от содержания воды в материале защиты, которое определяется в основном типом используемого бетона. Поглощение нейтронов бетонной защитой может быть значительно увеличено введением соединения бора в состав материала защиты. Поглощающая способность γ -излучения зависит от плотности бетона, которая может составлять 2,1 — 6,6 т/м³. Наибольшая плотность бетона получается при использовании в качестве заполнителя железного скрапа (стальных шариков, проволоки, обрезков стального лома), наименьшая — при использовании песка и гравия. Конструкция бетонной защиты может быть монолитной (для больших реакторов) или состоять из отдельных блоков (небольших реакторов). Для снижения выхода захватного γ -излучения в бетон вводят вместо заполнителя до 3% B_4C .

В зависимости от применяемых заполнителей и условий эксплуатации бетона выделяют его следующие типы:

Строительный бетон ($\rho=2,2$ — 2,3 т/м³) используют для изготовления защиты, которую эксплуатируют при низкой температуре или при наличии системы охлаждения. Заполнителем является гранит, известняк и др. Для затвердения бетона применяют воду.

Лимонитовые бетоны ($\rho=2,4$ — 3,2 т/м³) изготавливают на лимонитовых ($2FeO_3 \cdot SH_2O$ — 65%, H_2O — 12%) заполнителях. При $T=500$ К теряют 25% связанной воды.

Серпентинитовый бетон ($\rho=2,5$ — 2,7 т/м³) изготавливают из серпентинитовых ($3MgO \cdot SiO_2 \cdot 2H_2O$ с примесями Al_2O_3 , FeO , Fe_2O_3) заполнителей. При $T=780$ К теряет связанную воду. Рабочая температура бетона 750 К. Для улучшения защитных свойств бетона добавляют в виде заполнителя железную дробь или металлический песок.

Бруситовый бетон ($\rho=2,1$ — 2,2 т/м³) изготавливают из $Mg(OH)_2$ с примесями CaO и SiO_2 , содержащих до 30% во-

ды, которая теряется при $T=650$ К. Рабочая температура бетона $T = 600$ К.

Магнетитовые бетоны ($\rho = 3 \text{ т/м}^3$) изготавливают из магнетитовых (Fe_3O_4) заполнителей. Если вода содержится только в виде воды затвердевания, бетон не отличается от обычного строительного бетона. Бетон используется при $T=300$ К.

Хромитовые бетоны ($\rho=3,2 — 3,3 \text{ т/м}^3$) состоят из хромитовых заполнителей FeCrO_4 и используются как жароупорный бетон с рабочей температурой $T=1100$ К.

Баритовые бетоны ($\rho = 3,0 — 3,6 \text{ т/м}^3$) приготавливают из 80 — 85% BaSO_4 и используют как строительный материал. Вода содержится в виде воды затвердевания.

КОНСТРУКЦИЯ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Для снижения доз нейтронного и γ -излучений до предельно допустимого значения реакторы окружаются биологической защитой. Потоки нейтронов и γ -излучения на выходе из активной зоны превосходят предельно допустимые в миллионы и миллиарды раз.

В зависимости от назначения и типа реактора защита может быть сплошной и раздельной. При проектировании новых АЭС последнему виду защиты отдают предпочтение.

При сплошной защите реактор и его система охлаждения (первый контур, парогенератор, циркуляционный насос и др.) окружены со всех сторон. При раздельной защите реактор и система охлаждения имеют самостоятельную защиту, т. е. они находятся в разных помещениях. Это позволяет обслуживать их во время остановки реактора.

При раздельной защите различают первичную защиту (защита активной зоны реактора) и вторичную защиту (защита системы охлаждения реактора).

Первичная защита предназначена для ослабления плотности потока нейтронов из активной зоны реактора, чтобы не допустить активации теплоносителя второго контура и значительной наведенной активности в конструкциях и оборудовании. Это обеспечивает необходимый доступ к реактору. Первичная защита должна ослабить плотность потока нейтронов до такой степени, чтобы свести к минимуму γ -излучение, возникающее при захвате нейтронов вторичной защитой. Кроме того, защита должна снизить остаточную активность активной зоны остановленного реактора, чтобы был обеспечен доступ к оборудованию, расположенному между первичной и вторичной защитами.

Вторичная защита предназначена для снижения плотности потока γ - и нейтронного излучения до предельно допустимого значения, для предотвращения прострела излучения через ослабленные места первичной защиты (например, на выходе трубопроводов из реактора), а также для создания барьера, чтобы загрязненный воздух из реакторного зала не попадал в помещения, где находятся люди.

При проектировании защиты реактора следует всегда учитывать теньевую защиту — самоэкранирующие свойства компонентов (парогенератора, пульта управления, коридоров и др.), которые расположены вблизи реактора. Следовательно, некоторые участки обслуживаемых помещений защищаются естественными экранами и находятся как бы в тени защиты. Теньевая защита может полностью поглотить прямое излучение, падающее от реактора на внутреннюю поверхность вторичной защиты. В этом случае на участке теньевой защиты толщина вторичной защиты делается значительно меньше. Кроме того, теньевая защита используется для обеспечения непродолжительного доступа к некоторому оборудованию в помещении, окруженному вторичной защитой, во время работы реактора.

Конструкция биологической защиты реактора зависит от типа реактора.

Биологической защитой для реакторов типа ВВЭР является, прежде всего, сам металлический корпус толщиной 15 — 20 см (рис. 6.8), закрытый сверху крышкой. В средней части корпуса размещена активная зона. Управление реактором осуществляется сверху системой СУЗ, стержни которой проходят через крышку реактора.

Защиту реактора можно разделить на две: внутрикорпусную и внекорпусную. Первая выполняет функции как обычной биологической защиты, так и радиационной защиты корпуса, т.е. защиты, снижающей тепловой поток и плотность потока излучений на корпус до допустимых значений. Внекорпусная защита дополнительно ослабляет плотность потока нейтронов и γ -излучения до значений, определяемых допустимой мощностью дозы за защитой. Внутрикорпусная защита в радиальном от активной зоны направлении обычно представляет собой ЖВЗ (железобетонную защиту), т.е. чередующиеся слои стали и воды, причем первый от активной зоны слой стали — это так называемая шахта активной зоны, т.е. стальная цилиндрическая конструкция, ограничивающая активную зону. Толщина ЖВЗ 35 — 50 см. Например, в реакторе ВВЭР-440 толщина радиальной радиационной защиты 48 см, из которых 24 см — вода. Защита вверх обеспечивается слоем воды, крышкой и другими защитными устройствами. Так как толщина защитного слоя воды достаточно большая (у ВВЭР-440 — 60 см), то для радиационной защиты крышки каких-либо дополнительных слоев не требуется. При необходимости здесь также можно установить стальные листы. Вниз от активной зоны радиационная защита — вода или ЖВЗ.

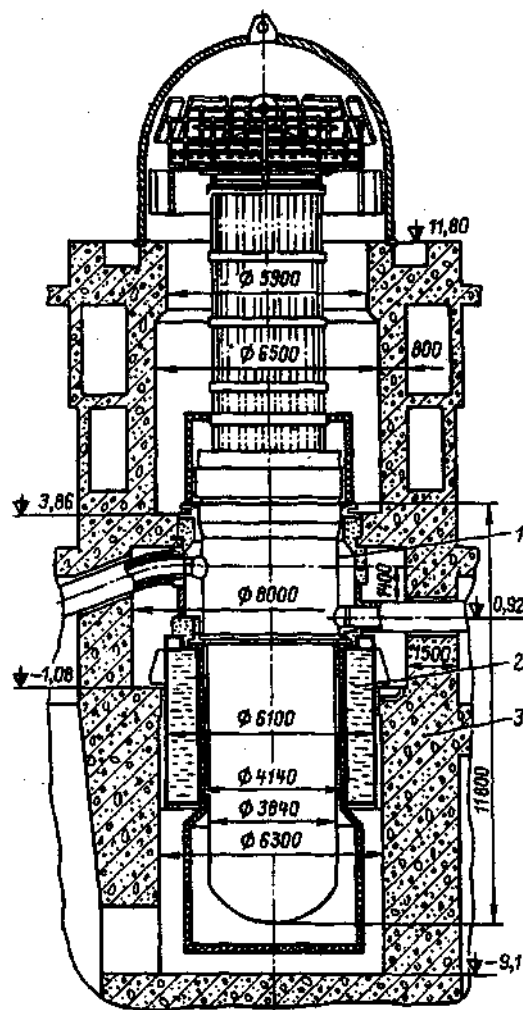


Рис. 6.8. Конструкция защиты реактора ВВЭР-440:

- 1 — корпус реактора;
- 2 — защита из воды (бак с водой);
- 3 — бетонная шахта реактора (обычный строительный бетон).

За пределами корпуса защита выполняется из бетона или из воды и бетона. Например, в радиальном направлении на АЭС с ВВЭР-440 (в более ранних вариантах) размещали стальной кольцевой бак, заполненный водой (95 см воды и около 2,5 см стали), а за ним слой бетона (300 см). На более поздних конструкциях и на АЭС с ВВЭР-1000 предусмотрена сухая боковая защита: вместо бака с водой слой серпентинитового бетона, охлаждаемый специальным технологическим контуром. Вверх от активной зоны в защите применяют различные конструкции и материалы, например защитный бетонный или металлический колпак.

Назначение такого колпака — не только ослабление плотности потока излучения, прошедшего через защиту, но и излучения, прошедшего через зазоры в каналах СУЗ и рассеянного приводами СУЗ. Вниз от активной зоны — защита из бетона.

Боковая бетонная защита образует шахту реактора, между стенками которой и корпусом остается зазор. Этот зазор сверху частично перекрывают бак с водой или сухая защита из бетона, над которой обычно выше патрубков, отводящих и подводящих теплоноситель, монтируют перекрытие из бетона, так называемую кольцевую бетонную консоль. Остающиеся и после этого зазоры перекрывают засыпной защитой, размещаемой в специальных кожухах. Засыпную защиту делают из серпентинита или из серпентинита и чугуновой дробы. Иногда в смесь добавляют карбид бора.

Засыпка и бетонная консоль являются также защитой от промежуточных нейтронов, натекающих в верхнее полупространство по корпусу реактора как по нейтроноводу.

Конструкция реактора РБМК-1000 и его биологической защиты показана на рис. 6.9. Реактор помещен в бетонную шахту квадратного сечения размером 21,6х21,6х25 м с толщиной стен 200 см. Графитовая кладка реактора и отражатель расположены в герметичной полости, образованной нижней и верхней цилиндрическими металлоконструкциями коробчатого типа и цилиндрическим кожухом реактора. В металлоконструкции сварены тракты технологических каналов. Нижняя металлоконструкция (диаметр 16,5 м, высота 2 м) является опорой реактора и установлена на крестообразной конструкции, которая образует подреакторное помещение, занятое разводкой трубопроводов с теплоносителем к технологическим каналам. Верхняя металлоконструкция (диаметр 19,5 м, высота 3 м) служит опорой технологических каналов. В радиальном от активной зоны

направлении установлен кольцевой бак, заполненный водой, толщина слоя воды 1 м.

Между отражателем и металлоконструкциями размещена защита из стали толщиной 20 — внизу и 25 см — сверху, обеспечивающая снижение плотности потока излучений из активной зоны на верхний и нижний листы коробчатых металлоконструкций. Введение этой защиты позволило применить для изготовления металлоконструкций низколегированные сорта стали: флюенс нейтронов ($E_n > 0,1 \text{ MeV}$) за 30 лет эксплуатации на металлоконструкции не превысит $5 \cdot 10^{10} \text{ см}^2$. Пространство между трактами технологических каналов в верхней и нижней металлоконструкциях заполнено серпентинитом — засыпка с объемной массой $1,7 \text{ т/м}^3$. Эта засыпка вместе с опорными плитами металлоконструкций выполняет роль основной защиты: толщина её по направлению вверх 2,8 м серпентинита и 0,3 м стали, а по направлению вниз 1,8 м серпентинита и 0,25 м стали. Верхняя часть шахты непосредственно над реактором перекрыта защитой из стали (4 см) и железобарийсерпентинитового цементного камня (ЖБСЦК). Толщина последней около 90 см. Эта защита выполнена в виде двух поясов — нижнего неразборного и верхнего разборного. Оба пояса собираются из блоков: нижний — из больших, а верхний — из индивидуальных для каждого технологического канала. Верхние блоки снимаются при перегрузке тепловыделяющих сборок.

Верхняя защита пронизана неоднородностями — технологическими каналами и щелями между блоками. Для снижения "прострела" по каналам в них вставлены специальные вкладыши и винтовые пробки. Верхний и нижний пояса защиты собраны из блоков так, чтобы щели между блоками перекрывались в нижнем ряду верхними, а в верхнем ряду нижними блоками.

Периферийная часть защиты реактора перекрыта металлическими коробами и балками, заполненными железобарийсерпентинитовым цементным камнем или засыпкой из смеси серпентинита с чугунной дробью, взятых в соотношении 14:86. Эта часть защиты выполняет двойную роль: с одной стороны, это периферийная часть защиты реактора, а с другой — основная защита части технологического контура, а именно трубопроводов, отводящих пароводяную смесь от технологических каналов к барабан-сепараторам (рис. 6.9, б). Металлические короба и балки этой защиты конструктивно выполнены так, что при сборке защиты между ними не образуется прямых сквозных щелей. Для предотвращения натекания излучения щели сделаны ступенчатыми.

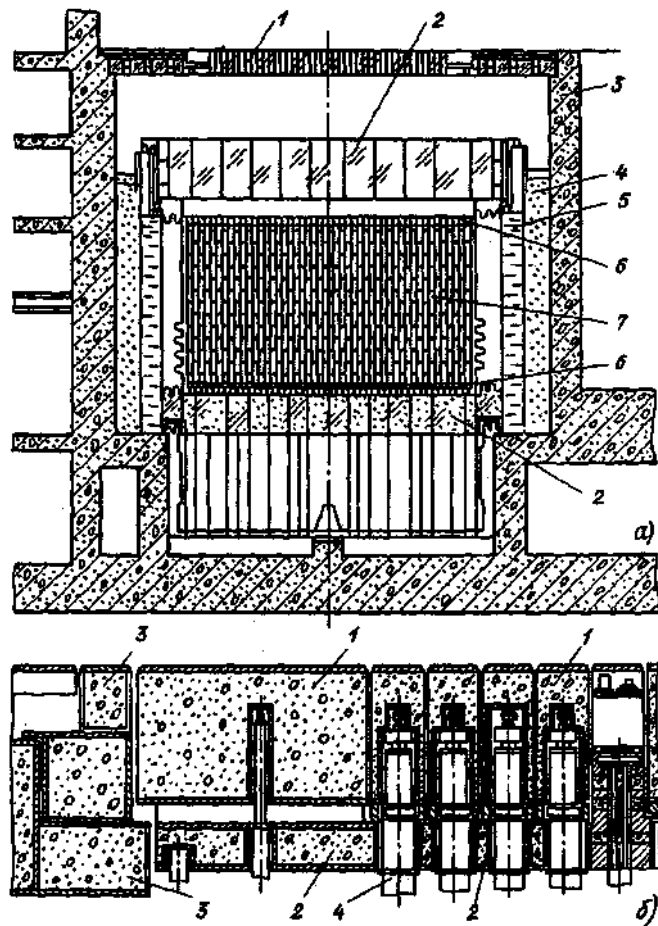


Рис. 6.9. Схема защиты реактора РБМК-1000 (а) и конструкция верхнего перекрытия реактора (б)

а: 1 — плитный настил (материал ЖБСЦК); 2 — засыпка из серпентинита в коробчатой металлоконструкции; 3 — бетонная шахта реактора (обычный строительный бетон); 4 — засыпка из речного песка; 5 — кольцевой бак с водой; 6 — графитовая кладка реактора; 7 — графитовая кладка реактора.

б: 1 — съемные блоки плитного настила (материал ЖБСЦК); 2 — нижние несъемные блоки (материал ЖБСЦК); 3 — периферийные блоки (материал ЖБСЦК); 4 — головки технологических каналов реактора.

В радиальном от активной зоны направлении защита состоит из слоев воды (кольцевой бак, толщина 1,2 м), слоя засыпки из речного песка ($\rho = 1,3 \text{ т/м}^3$, толщина 1,3 м), слоя обычного строительного бетона толщиной 2 м.

Температура основной защиты, размещенной в пределах верхней и нижней металлоконструкций, при работе АЭС достигает примерно 570 К (температура теплоносителя 540 — 555 К, радиационный разогрев), поэтому в каче-

стве материала выбран серпентинит, не меняющий своих защитных свойств при этой температуре. Использование серпентинита в виде засыпки исключило дополнительную нагрузку на тракты технологических каналов за счет расширения материала при нагреве. Верхние пояса защиты работают в условиях одностороннего нагрева при перепаде температуры около 520K. Поэтому материалом защиты выбран железобарийсерпентинитовый цементный камень, способный выдерживать такой перепад температуры и обладающий достаточно высокими защитными свойствами как по отношению к нейтронам, так и к γ -излучению. Так как оба материала используются в больших количествах, то немаловажно (при выборе их для защиты), что они доступны и недороги.

Применение воды в радиальной защите обусловлено не только необходимостью снизить плотность потока излучений на бетонные стены шахты реактора, но и снизить тепловой поток из активной зоны. Вода служит тепловым экраном, для отвода тепла от воды организован специальный технологический контур — контур охлаждения защиты.

Защита реактора РБМК-1000 в направлении вверх по данным расчета должна обеспечивать в центральном зале реактора мощность дозы 1,6 мкбэр/с (центральный зал — периодически обслуживаемое помещение); измерения показали, что при нормальной работе АЭС мощность дозы в центральном зале не превышает этого значения (в отдельных точках), а в среднем по центральному залу — не более 0,6 мкбэр/с.

Толщина и состав защиты в направлении вниз выбраны из условия: снизить плотность потока нейтронов до значения, не дающего заметной активации трубопроводов и металлоконструкций в необслуживаемом (при работе АЭС на мощности) помещении нижних водных коммуникаций. Контрольные измерения показали, что это условие обеспечено.

На АЭС с реакторами любого типа стены и перекрытия помещений, стены бассейнов выдержки, шахт ревизии оборудования выполняются, как правило, из железобетонных конструкций. Металлическими инструкциями биозащиты являются защитные двери, люки, плиты, закладные детали и т.п.

Вода в качестве материала биозащиты, кроме названных случаев, применяется также в бассейнах выдержки и перегрузки и в шахтах ревизии оборудования. Работы на реакторах по перегрузке ядерного топлива и ревизии внутрикорпусных устройств выполняются под водой с применением манипуляторов, контейнеров, телевизионной техники, дистанционных приспособлений и инструмента.

При выполнении эксплуатационных операций во время нормальной работы оборудования, кроме биологической защиты, в полной мере используются такие технические средства защиты, предусмотренные проектными решениями, как герметизация необслуживаемых помещений, дистанционное управление оборудованием с блочных и местных щитов или из коридоров обслуживания, дезактивация оборудования и поверхностей помещений.

При выборе конструкционных материалов для изготовления реакторной установки конструкторы обращают внимание на ограничение применения материалов, в результате активации которых образуются радионуклиды с большим периодом полураспада, испускающие фотоны высоких энергий. В процессе эксплуатации добиваются снижения активности отложений организацией и поддержанием водно-химического режима, способствующего уменьшению скорости коррозии, повышением эффективности очистки теплоносителя от радиоактивных продуктов коррозии и деления.

К техническим средствам радиационной защиты относятся также системы радиационного контроля.

ОРГАНИЗАЦИОННЫЕ МЕТОДЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

Основным организационным принципом обеспечения радиационной безопасности персонала и населения при эксплуатации АЭС является строгое соблюдение режима зон, устанавливаемых в соответствии с "Санитарными правилами проектирования и эксплуатации атомных электростанций", а также строгий контроль за пересечением установленных границ зон людьми и материалами. При разделении на зоны учитываются не только грузовые и людские потоки, но и технологический процесс, характер и возможная степень загрязнения помещений радиоактивными веществами.

При размещении производственных зданий и сооружений промышленная площадка АЭС должна быть условно разделена на чистую зону и зону возможного загрязнения. В чистой зоне располагаются административно-служебные помещения, столовые, мастерские по ремонту чистого оборудования и другие объекты, где не проводятся работы с радиоактивными веществами. В зоне возможного загрязнения располагаются главный корпус, хранилища радиоактивных отходов, здания спецводоочистки, спецгазоочистки, газгольдеры выдержки, мастерские для ремонта загрязненного радионуклидами оборудования и другие объекты, где могут проводиться работы с радиоактивными веществами.

Все здания и сооружения АЭС разделяются на две зоны: зону строгого режима и зону свободного режима. В зоне строгого режима возможно воздействие на персонал радиационных факторов: внешних гамма-, бета- и нейтронного излучений, загрязнения воздушной среды помещений радиоактивными газами и аэрозолями, загрязнения поверхности строительных конструкций и оборудования радиоактивными веществами. В зоне свободного режима практически исключается воздействие на персонал радиационных факторов. Радиационная безопасность в зданиях и сооружениях этой зоны регламентируется допустимыми уровнями непрофессионального облучения.

Вход в помещения зоны строгого режима осуществляется через санитарные пропускники с обязательным переодеванием персонала. Возможность входа в помещения зоны строгого режима из зоны свободного режима и выхода из них, минуя санпропускник, исключается. В санпропускнике осуществляется радиационный контроль чистоты рук и тела после санитарной обработки при выходе из зоны строгого режима. В состав помещений санпропускника входят: помещения для хранения и одевания личной одежды, душевые и умывальные помещения, помещения для хранения и одевания спецодежды и пункт дозиметрического контроля.

Помещения зоны строгого режима в свою очередь разделяются на:

необслуживаемые помещения — боксы, камеры и другие герметичные помещения, где размещается технологическое оборудование и коммуникации, являющиеся основными источниками излучения и радиоактивного загрязнения. Пребывание персонала в необслуживаемых помещениях при работающем технологическом оборудовании не допускается;

периодически обслуживаемые помещения — помещения для проведения эксплуатационного обслуживания и ремонта оборудования и других работ, связанных с вскрытием технологического оборудования, узлы загрузки и выгрузки радиоактивных материалов, временного хранения и удаления отходов;

помещения постоянного пребывания персонала — щитовые, операторские и другие помещения, где персонал может находиться в течение всей смены.

Для прохода персонала в необслуживаемые помещения и обратно при проведении ремонтных аварийных работ по ревизии оборудования, на входе в эти помещения или группы помещений оборудуются стационарные саншлюзы с принудительным дозиметрическим контролем проходящего через них персонала.

На наиболее радиационно-опасных участках работ, особенно при проведении ППР и перегрузок ядерного топлива, используются временные (переносные) саншлюзы, для размещения которых проектом предусмотрены специальные помещения.

Одной из важных организационных мер радиационной защиты является выдача разрешений на производство работ в зоне строгого режима. При проведении работ, требующих предварительной подготовки рабочего места, а также радиационно опасных работ, как правило, оформляется письменное распоряжение на производство работ — наряд. В нем указывается место, время и условия проведения работ, необходимые меры и средства обеспечения радиационной безопасности (дополнительные средства индивидуальной защиты и индивидуального дозиметрического контроля, дополнительная местная защита и т.п.), состав бригады и лица, ответственные за обеспечение радиационной безопасности при производстве работ. Перечни работ, выполняемых по нарядам, определяются распоряжением главного инженера АЭС.

При проведении радиационно-опасных работ по нарядам должны выполняться следующие условия:

- инструмент и приспособления, применяемые для работы с загрязненным оборудованием, хранятся в специально отведенных местах, отдельно от другого инструмента, а после окончания работ дезактивируются;
- перед началом ремонта оборудование подвергается дезактивации, при разборке сложного оборудования дезактивация осуществляется поэтапно; инструмент, демонтированные детали и радиоактивные отходы размещаются на поддонах из нержавеющей стали или пластика.

На дверях помещений с высокими уровнями внешнего гамма-, бета- и нейтронного излучения и концентрациями радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе наносится предупреждающий знак радиационной опасности.

МЕТОДЫ РАСЧЕТА ЗАЩИТЫ ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Задачи расчета защиты от излучений сводятся к вычислению показаний детектора в точке детектирования внутри или вне защитной среды, часто сложной по компоновке и геометрии. В общем случае для решения этой задачи надо знать пространственно-временную энергетически-угловую зависимость плотности потока частиц. В общем случае эта зависимость описывается интегродифференциальным уравнением баланса частиц, которое по аналогии с кинетической теорией газов называется кинетическим уравнением переноса частиц (уравнением Больцмана). Для стационарных задач, когда плотность потока частиц не зависит от времени, а число частиц в элементарном объеме сохраняется постоянным, аналитическое решение этого уравнения известно лишь для простейших случаев.

Наибольшее развитие получили численные методы решения кинетического уравнения, среди которых следует отметить методы полиномиальных разложений, заключающиеся в разложении всех функций угловых переменных в уравнении по какой-либо системе ортогональных полиномов. В результате кинетическое уравнение сводится к системе обыкновенных дифференциальных уравнений. К этим методам относятся, в частности, метод сферических гармоник и метод моментов.

К числу часто используемых численных методов относится метод дискретных ординат. Основная идея этого метода заключается в том, что угловой поток излучения аппроксимируется функцией, определенной в дискретных узлах угловой переменной.

Широкое распространение в практике расчетов переноса ионизирующих излучений получил метод Монте-Карло (метод статистических испытаний). Сущность метода заключается в том, что сложный статистический процесс прохождения частиц в веществе рассматривается как последовательность конечного числа элементарных случайных событий, таких, как движение частицы без взаимодействия на некотором пути, исчезновение её в результате поглощения и т.д. Зная вероятность каждого из процессов, и имея источник случайных чисел, можно воспроизводить историю жизни (движения) определенной частицы в среде. Рассматривая достаточно большое количество частиц, можно получить их распределение по углу, энергии и т.д. Существует широкий класс задач, для решения которых метод Монте-Карло является единственно возможным и оправданным с точки зрения временных затрат на вычисления.

Практические расчеты защиты часто выполняют с помощью макроскопических констант (метод макроскопических констант). Этот метод основан на использовании в расчетах защиты таких, например, величин, как фактор накопления для фотонного излучения, длина релаксации и сечение выведения для нейтронов. Такие константы получены расчетным путем решением кинетического уравнения переноса, например факторы накопления, или экспериментально, например сечения выведения. Использование макроскопических констант является основой продуктивных методов расчета, позволяющих быстро и с достаточной для практических целей точностью рассчитать необхо-

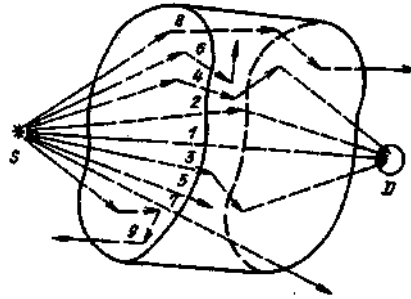
димую защиту.

Удобными экспрессными методами расчета защиты являются табличные, графические и другие инженерные методы. Для фотонного излучения, например, созданы универсальные таблицы, которые нашли широкое применение для расчета толщины защиты, построены номограммы для определения защиты от фотонного излучения отдельных точечных изотропных радионуклидов и протяженных источников, а также номограммы для расчета водной защиты от лабораторных (α , n)-источников нейтронов.

Удобство использования таблиц и номограмм состоит в том, что для нахождения защиты не требуется проведения трудоемких расчетов.

Геометрия широкого пучка

Рассмотрим слой вещества, помещенный между источником фотонов S и детектором D (рис. 6.10). В реальных условиях наряду с нерассеянными частицами, детектор будет регистрировать рассеянные в слое частицы.



Под рассеянными понимаются частицы, претерпевшие однократное или многократное рассеяние. Геометрия, при которой детектор регистрирует нерассеянные и рассеянные частицы, называют *геометрией широкого пучка*.

Рис. 6.10. Геометрия широкого пучка и типичные траектории частиц: S — источник; D — детектор.

В этой геометрии (рис.6.10) детектор, наряду с непрореагировавшими со средой частицами (1), регистрирует однократно (2) и многократно (3) и (4) рассеянные частицы; (5-9) — частицы, которые не достигают детектора из-за поглощения в веществе — (5, 6), из-за направления траектории за слоем не на детектор — (7, 8), из-за отражения от среды — (9).

Частицы, испытавшие рассеяние в среде, обычно учитывают введением в закон ослабления излучения в геометрии узкого пучка множителя — *фактора накопления*.

Пусть G_0 и G_p — некоторые функционалы поля излучения, характеризующие нерассеянный и рассеянный компоненты поля соответственно. Тогда фактор накопления по регистрируемому эффекту G

$$B_G = \frac{G_0 + G_p}{G_0} = 1 + \frac{G_p}{G_0} \geq 1 \quad (6.8)$$

Таким образом, фактор накопления показывает, во сколько раз данная характеристика поля для нерассеянного и рассеянного излучений больше характеристики поля только для нерассеянного излучения. Можно также сказать, что фактор накопления есть отношение показания детектора в геометрии широкого пучка к показанию детектора в геометрии узкого пучка. Фактор накопления зависит от энергии γ -излучения, атомного номера и толщины защитного материала, расположения источника и детектора по отношению к защите, геометрии и компоновке защиты.

Фактор накопления может относиться к различным измеряемым параметрам γ -излучения: числу фотонов (числовой фактор накопления); интенсивности излучения (энергетический фактор накопления); экспозиционной дозе излучения (дозовый фактор накопления) и поглощенной дозе излучения (фактор накопления поглощенной энергии).

Численные значения факторов накопления были получены из решения интегродифференциального уравнения переноса для точечного изотропного и плоского мононаправленного источников для бесконечной однородной среды при различных параметрах E_γ , Z , μx (энергии фотонов, атомном номере поглощающего вещества и длине свободного пробега).

При рассмотрении влияния рассеянного излучения в зависимости от протяженности поглощающей среды, относительно которой располагаются источник и детектор, возможны различные варианты:

- источник и детектор помещаются в бесконечной поглощающей и рассеивающей среде (фактор накопления B_∞);
- источник находится в бесконечной поглощающей и рассеивающей среде, а детектор — вне её и наоборот, геометрия полубесконечная (фактор накопления $B_{1/2\infty}$);

- источник и детектор разделены защитной поглощающей и рассеивающей средой с бесконечными поперечными размерами, барьерная геометрия — наиболее распространенный случай (фактор накопления B_6);
- источник и детектор разделены защитной поглощающей и рассеивающей средой с конечными поперечными размерами, ограниченная геометрия — ограниченные барьерные среды (фактор накопления B_0).

При расчете защиты в условиях барьерной геометрии удобно пользоваться поправочными коэффициентами, представляющими отношение дозового фактора накопления в барьерной геометрии к дозовому фактору накопления в бесконечной среде для точечного изотропного источника, т.е.

$$\delta_D(E_\gamma, Z) = \frac{B_6^D(E_\gamma, Z, \mu x)}{B_\infty^D(E_\gamma, \mu x)} \quad (6.9)$$

или отношение энергетического фактора накопления в барьерной геометрии к энергетическому фактору накопления в бесконечной среде для плоского мононаправленного источника, т.е.

$$\delta_\Sigma(E_\gamma, Z) = \frac{B_6^\Sigma(E_\gamma, Z, \mu x)}{B_\infty^\Sigma(E_\gamma, \mu x)} \quad (6.10)$$

Тогда уравнение (6.9) при учете фактора накопления и поправочного коэффициента для барьерной геометрии будет выражаться следующей формулой

$$\varphi = \varphi_{\omega_0} B_\infty^\Sigma(E_\gamma, Z, \mu x) \exp(-\mu x) \delta_\Sigma(E_\gamma, Z) \quad (6.11)$$

Значения дозового фактора накопления в бесконечной среде $B_\infty^D(E_\gamma, \mu x)$, дозового фактора накопления для барьерной геометрии $B_6^D(E_\gamma, Z, \mu x) = \delta_D(E_\gamma, Z) \cdot (E_\gamma, \mu x)$. Поправочного коэффициента $dD(E_\gamma, Z)$ взяты для точечного изотропного источника

Для расчетов можно представить фактор накопления в виде суммы двух экспоненциальных членов

$$B(E_\gamma, Z, \mu x) = A_1 \exp(-\alpha_1 \mu x) + (1 - A_1) \exp(\alpha_2 \mu x), \quad (6.12)$$

где α_1, α_2, A_1 — численные коэффициенты, не зависящие от μx . Они зависят от E и Z .

Защита от γ — излучения

Защита от воздействия γ -излучения может быть осуществлена временем, расстоянием и поглощающими экранами.

При расчете защиты в дальнейшем будем пользоваться формулами для точечных источников γ -излучения, т.е. источников, размеры которых малы по сравнению с расстоянием от них до облучаемого объекта. Расчет защиты от полей γ -излучения протяженных источников из-за его сложности не будет рассмотрен в настоящем издании.

Расчет защиты от γ -излучения при отсутствии защитных экранов. Экспозиционная доза $D_{\text{ЭКСП}}$ и мощность экспозиционной дозы $P_{\text{ЭКСП}}$, Р/ч, на расстоянии R сантиметров от точечного источника в отсутствие защитного экрана вычисляются по следующим формулам:

$$\begin{aligned} D_{\text{ЭКСП}} &= A \cdot \Gamma \cdot t / R^2; \\ D_{\text{ЭКСП}} &= M \cdot 8,4 \cdot t / R^2; \end{aligned} \quad (6.13)$$

$$\begin{aligned} P_{\text{ЭКСП}} &= A \cdot \Gamma / R^2 \\ P_{\text{ЭКСП}} &= 8,4 \cdot M / R^2; \end{aligned}$$

где A — активность нуклида в источнике, мКи;

Γ — гамма-постоянная нуклида, Р·см²/(ч·мКи);

t — время работы, ч;

R — расстояние от источника до объекта облучения, см;

M — гамма-эквивалент нуклида, мг-экв Ra; 8,4 — гамма-постоянная ²²⁶Ra, находящегося в равновесии с основными дочерними продуктами распада за платиновым фильтром толщиной 0,5 мм, Р·см²/ч·мКи).

Формула справедлива и для рентгеновского излучения точечных источников в непоглощающей и нерассеивающей среде.

Между гамма-эквивалентом нуклида M и его активностью A имеется связь, которая выражается формулой

$$M = (A \cdot \Gamma \gamma) / 8,4. \quad (6.14)$$

Согласно НРБУ-97, в отдельные годы, в качестве предела дозы облучения персонала (категория А) допускается использовать ПД = 5 бэр/год (но не более 10 бэр за 5 лет).

Для этого случая допустимая недельная доза 100 мбэр, что соответствует допустимой мощности дозы, мбэр/ч:

$$\text{ДМД} = \text{ПД}/t = 100/t, \quad (6.15)$$

где t = количество часов работы персонала в неделю, ч.

При $t = 36$ ч $\text{ДМД} = 100/36 = 2,8$ мбэр/ч = $0,772 \cdot 10^{-6}$ бэр/с.

Тогда при проектировании защиты принимается $\text{ДМД} = 2,8$ мбэр/ч, если время работы менее 18 ч в неделю и 1,4 мбэр/ч при постоянном пребывании в помещении в течение рабочего дня.

Коэффициент качества для рентгеновского и γ -излучений $k = 1$, поэтому в дальнейших расчетах можно принимать для биологической ткани $1 \text{ Р} \approx 1 \text{ бэр}$. Поглощенная энергия γ -излучения в 1 г облучаемой ткани при экспозиционной дозе в 1 Р составляет около 96 эрг/г = 0,96 рад. В соответствии с этим при расчете защитных экранов экспозиционную дозу (в рентгенах) и поглощенную дозу в ткани (в радах) часто отождествляют. Строго говоря, поглощенная доза γ -излучения (в радах или бэрах) в ткани равняется экспозиционной дозе (в рентгенах), умноженной на 0,96, а в практических расчетах они адекватны.

Допустимое расстояние от точечного источника γ -излучения, на котором может работать персонал,

$$R = \sqrt{A \Gamma_{\gamma} / \text{ДМД}} = \sqrt{M \cdot 8,4 / \text{ДМД}}. \quad (6.16)$$

Если персонал будет работать на определенном расстоянии от источника γ -излучения с определенной его активностью, то допустимое время работы

$$t_{\text{ДВ}} = \text{Д}_{\text{ДД}} \cdot R^2 / A \Gamma_{\gamma} = \text{Д}_{\text{ДД}} \cdot R^2 / 8,4 M, \quad (6.17)$$

где $\text{Д}_{\text{ДД}}$ — допустимая недельная доза, равная 100 мР (100 мбэр);

$t_{\text{ДВ}}$ — допустимое время работы, ч/неделя.

В практике работы дозиметрических служб встречаются случаи, когда по измеренной дозиметрическими приборами мощности дозы необходимо ограничить время работы персонала. В этом случае пользуются формулой

$$t_{\text{ДВ}} = 100 / P_{\gamma \text{ИЗМ}}, \quad (6.18)$$

где $P_{\gamma \text{ИЗМ}}$ — измеренная приборами мощность экспозиционной дозы, мР/ч.

Из приведенных формул становится ясно следующее:

- Доза излучения, полученная персоналом, прямо пропорциональна времени облучения, и поэтому все операции с γ -излучателями (это относится и к α -, β - и нейтронным излучателям) необходимо проделывать по возможности быстро.
- Доза излучения прямо пропорциональна активности радионуклида, поэтому необходимо работать с минимально возможным количеством радионуклида.
- Доза и мощность дозы убывают при удалении от точечного источника обратно пропорционально квадрату расстояния, поэтому все операции с радионуклидами необходимо проделывать по возможности на большом расстоянии от источника.

Выбор времени работы, расстояния, активности можно упростить, если принять в качестве допустимой дозы в формуле (6.15) не недельную экспозиционную дозу 0,1 Р, а дневную — 0,017 Р, тогда

$$\text{Д}_{\text{ЭКСП}} = 8,4 M / R^2 \leq 0,017 \text{ Р}, \quad (6.19)$$

откуда

$$M t / R^2 \leq 20 \quad (6.20)$$

где M — гамма-эквивалент источника, мг-экв Ra; t — время работы, ч;

R — расстояние до источника, м.

Для этих условий безопасности удобно пользоваться номограммой (рис.6.11).

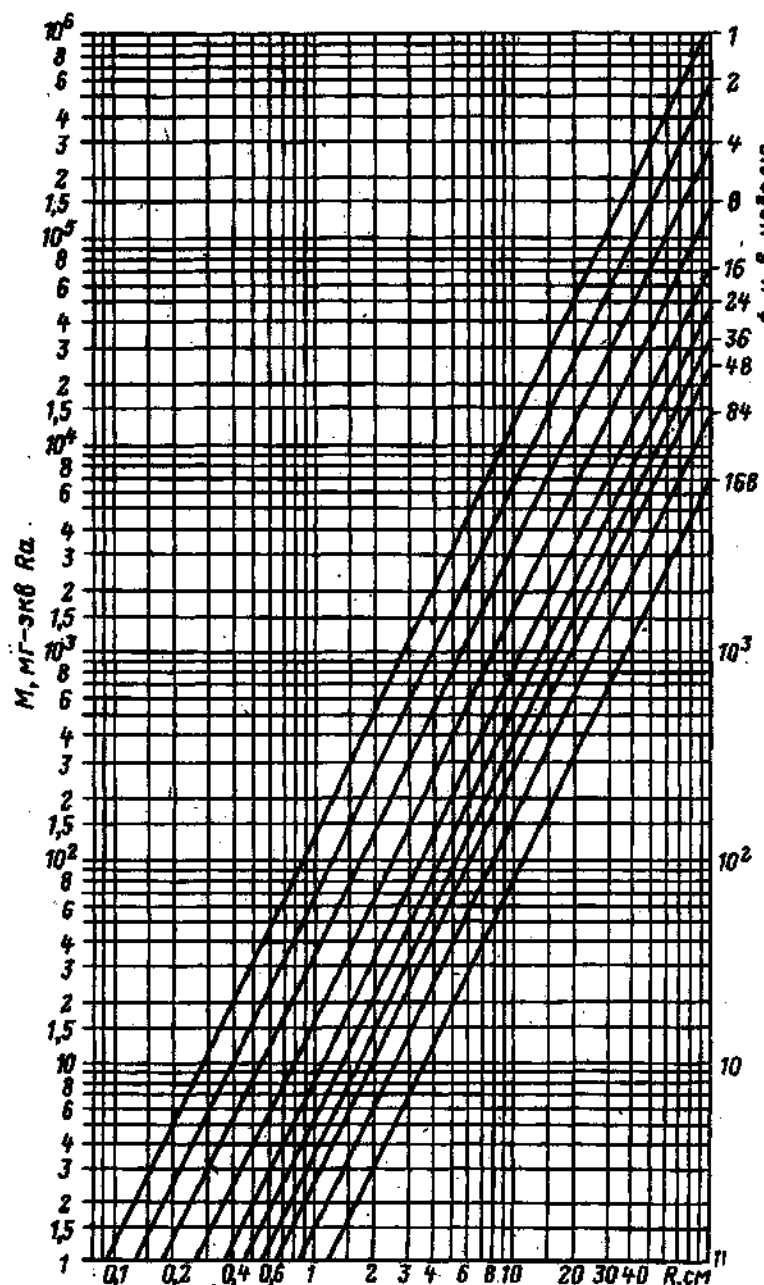


Рис. 6.11. Номограмма для расчета защиты временем, количеством и расстоянием

Защита временем, защита количеством радионуклида и защита расстоянием не всегда позволяет снизить дозу до предельно допустимого уровня, так как в производственных условиях нельзя безгранично уменьшать активность радиоактивных веществ, требующихся для работы, продолжительность работы или увеличивать расстояние до источника. В этих случаях для защиты работающих используют специальные защитные экраны (защитные стенки, боксы, укрытия, сейфы, контейнеры и прочее оборудование). Рассмотрим основные методы расчета физической защиты.

Расчет защиты по кратности ослабления экспозиционной дозы, мощности экспозиционной дозы и по заданной активности.

При расчете защиты от γ -излучения удобно применять универсальные справочные таблицы, вычисленные на основании теории ослабления в веществе широкого пучка γ -излучения от точечного источника.

Обозначим: k — кратность ослабления γ -излучения, которая представляет собой отношение измеренной или рассчитанной экспозиционной дозы — $D_{\text{эксп}}$ (мощности экспозиционной дозы $P_{\text{эксп}}$) без защиты к пределу дозы ПД (допустимой мощности дозы ДМД) в той же точке за защитным экраном толщиной x .

k определяется по формуле:

$$k(E\gamma) = \frac{D_{\text{ЭКСП}}}{\text{ПД}} = \frac{P_{\text{ЭКСП}}}{\text{ДМД}} \quad (6.21)$$

При определении по универсальным таблицам необходимой толщины защиты данного материала x , см, следует знать энергию γ -излучения, E , МэВ, и кратность ослабления k .

Расчет защиты по слоям ослабления

Слой половинного ослабления $\Delta_{1/2}$ для моноэнергетического γ -излучения и источника со сложным спектром в широком пучке γ -излучения зависит от толщины защиты. С увеличением толщины защиты $\Delta_{1/2}$ для моноэнергетического излучения уменьшается, для сложного спектра вначале увеличивается, а затем уменьшается. Поэтому в практических расчетах (при отсутствии универсальных таблиц) для быстроты определения примерной толщины защиты можно использовать приближенное значение слоя половинного ослабления γ -излучения в геометрии широкого пучка. Так, для ^{60}Co и других γ -излучателей значения $\Delta_{1/2}$ будут равны: для свинца 1,3 см, для железа 2,4 см, для бетона 6,4 см. При известной кратности ослабления k , полученной любым из приведенных способов, можно определить число слоев половинного ослабления n и, следовательно, защиту.

Зависимость между k и n можно выразить следующим образом. Пусть $\text{ДМД} = P_{\text{ЭКСП}} \exp(-\mu x)$. Тогда $k = P_{\text{ЭКСП}} / \text{ДМД} = \exp(\mu \Delta_{1/2}) = 2^n$ или в общем виде $k = 2^n$, откуда $n = \lg k / \lg 2$. При отсутствии экспериментальных данных слой половинного ослабления можно определить, пользуясь универсальными таблицами, рассчитанными для бесконечной геометрии защиты. В случае барьерной защиты при пользовании таблицами необходимо учитывать границы среды при помощи поправочных коэффициентов.

Зависимость между кратностью ослабления k и числом слоев половинного ослабления n приведена ниже.

$k \dots$	2	4	8	16	32	64	128	256	512	1024	2048	4096	8192	16384
$n \dots$	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14

Расчет защиты методом конкурирующих линий от немоноэнергетического источника

Метод конкурирующих линий позволяет перейти от расчета немоноэнергетических источников к расчету защиты моноэнергетических источников с использованием универсальных таблиц. При этом необходимо выделить энергетические интервалы с определенным значением энергии и соответствующим процентным содержанием.

Последовательность расчета этого метода следующая:

Шаг 1. Из условия задачи определить необходимую кратность ослабления k излучения источника защитой.

Шаг 2. Рассчитать парциальную кратность ослабления γ -излучения i -й энергетической группы по известному вкладу p_i :

$$k_i = k p_i. \quad (6.22)$$

Шаг 3. По найденным кратностям ослабления $k_1, k_2, k_3, \dots$, известным энергиям γ -излучения $E_{\gamma 1}, E_{\gamma 2}, E_{\gamma 3}, \dots$ и с использованием универсальных таблиц определяем необходимую толщину защиты $x_1, x_2, x_3, \dots$

Наибольшая толщина защиты будет соответствовать главной линии спектра, которую обозначим через x_r . Линия спектра, соответствующая следующей по величине толщине защиты, называется конкурирующей линией спектра. Обозначим эту толщину защиты x_k , разность $\delta = x_r - x_k$. Тогда выбор толщины защиты x определяют, исходя из следующих условий:

$$\begin{array}{ll} \text{если } 0 < \delta < \Delta_{1/2}, & \text{то } x = x_k + \Delta_{1/2}, \\ \text{если } \delta > \Delta_{1/2}, & \text{то } x = x_r, \\ \text{если } \delta = 0, & \text{то } x = x_r + \Delta_{1/2}. \end{array} \quad (6.23)$$

При этом $\Delta_{1/2}$ — наибольшее значение из слоев половинного ослабления для главной и конкурирующей линий (определяется по таблицам как разница толщин защиты между двумя кратностями ослабления, отличающимися в 2 раза) для толщины защиты x_r и x_k соответственно.

Следует иметь в виду, что главная линия сложного спектра может зависеть не только от энергии и процентного состава γ -излучения, но и от кратности ослабления (толщины защиты). Могут быть случаи, когда по мере увеличения толщины защиты главная и конкурирующая линии меняются местами или могут даже уступить место третьей линии, которая раньше не была первостепенной.

Пользуясь этим методом расчета, можно построить номограммы зависимости кратности ослабления k γ -излучения для определенных радионуклидов от толщины защиты d для конкретных защитных материалов (рис. 6.12 и 6.13) и в дальнейшем пользоваться ими в практической работе.

Расчет защиты от точечного изотропного источника плоским экраном

При плоской защите фотоны, испускаемые точечным изотропным источником под разными углами в направлении детектора (с учетом рассеяния), проходят различную толщину защиты. В зависимости от положения детектора по отношению к точечному моноэнергетическому источнику будет изменяться и экспозиционная доза:

$$D_{\text{ЭКСП}} = \frac{\Gamma \text{At} B_6^D}{r^2 \cdot \sec^2 \Theta} \exp(-\mu x \cdot \sec \Theta) \quad (6.24)$$

Если точечный источник немонотонноэнергетический, то

$$D_{\text{ЭКСП}} = \frac{\text{At}}{r^2 \cdot \sec^2 \Theta} \sum_i \Gamma_i \exp(-\mu x \cdot \sec \Theta) B_6^D \quad (6.25)$$

где Θ — угол между линией, перпендикулярной поверхности плоского экрана и линией, соединяющей источник и детектор.

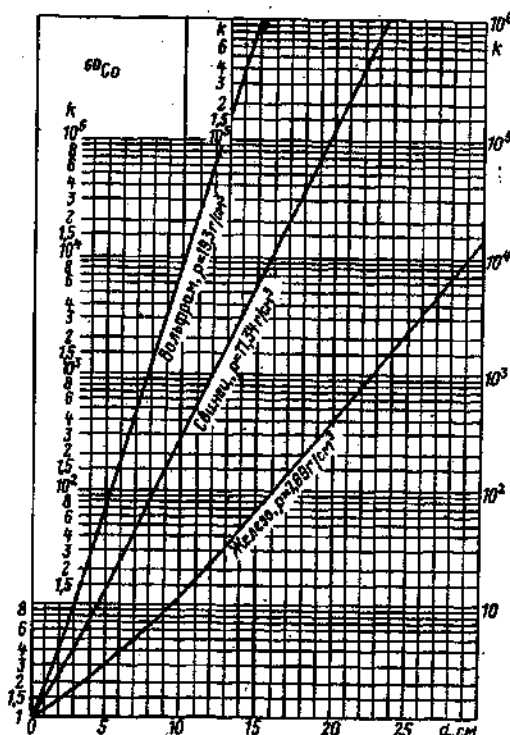


Рис. 6.12. Номограмма для расчета толщины защиты из вольфрама, свинца и железа по кратности ослабления от γ -излучения ^{60}Co .

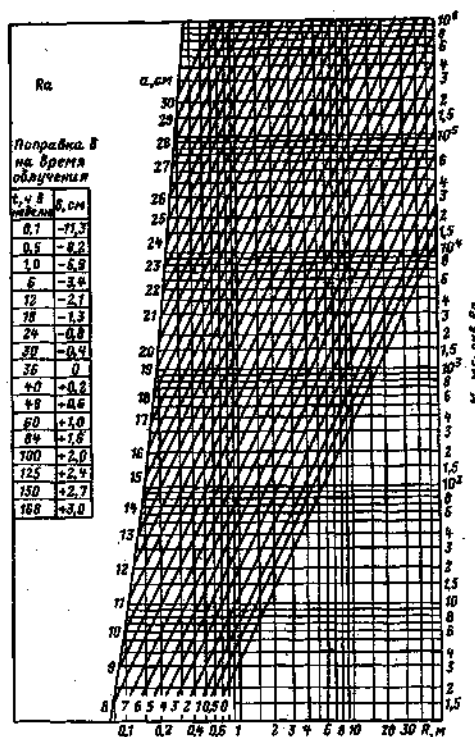


Рис. 6.13. Номограмма для расчета толщины защиты из свинца от γ -излучения радия при заданных расстояниях и гамма-эквивалентах.

Приближенные методы расчета толщины защитных экранов от нейтронного излучения

При рассмотрении расчета защиты от нейтронного излучения следует иметь в виду процессы взаимодействия нейтронов с веществом среды.

Защита от нейтронного излучения основывается на поглощении тепловых нейтронов. Быстрые нейтроны должны быть сначала замедлены.

Нейтроны с энергией свыше 0,5 МэВ рассеиваются на ядрах поглощающей среды, испытывая неупругие столкновения с выходом нейтронов меньшей энергии. При этом ядра переходят в возбужденное состояние и возвращаются в основное состояние, испуская γ -излучение или β -частицы.

Нейтроны, имеющие энергию до 0,5 МэВ, испытывают в основном неупругое рассеяние.

В результате неупругого рассеяния нейтроны замедляются до тепловых и приходят в тепловое равновесие с окружающей средой. Тепловые нейтроны, диффундируя в защите, могут либо выйти за ее пределы, либо быть поглощенными в самой защите. При этом возникает захватное γ -излучение, которое необходимо учитывать при расчете

защиты.

Под действием нейтронного облучения многие материалы активируются. Это следует учитывать при выборе защиты.

Ослабление узкого моноэнергетического пучка быстрых нейтронов происходит по экспоненте:

$$\varphi_x = \varphi \exp(-\Sigma_t x), \quad (6.26)$$

где φ_x — плотность потока нейтронов, нейтр./($\text{м}^2 \cdot \text{с}$), после ослабления в защите толщиной x , см; φ — плотность потока без защиты;

Σ_t — полное макроскопическое сечение защитного материала, см^{-1} ;

$\Sigma_t = \sigma_t n_A$ (n_A — число ядер, находящихся в 1 см^3 поглощающего вещества, $n_A = \rho \cdot 6,023 \cdot 10^{23} / A$), где A — атомная масса поглощающего вещества.

Для сложного состава защиты

$$\Sigma_t = \sigma_1 n_{A1} + \sigma_2 n_{A2} + \dots, \quad (6.27)$$

где σ_1, σ_2 — микроскопические сечения отдельных элементов, входящих в состав сложного вещества, см^2 ; n_{A1}, n_{A2} — числа ядер отдельных элементов, находящихся в 1 см^3 вещества.

Ослабление плотности потока нейтронов в зависимости от толщины защиты x и длины релаксации нейтронов λ может быть определено по формуле

$$\varphi_x = \varphi \exp(-x/\lambda), \quad (6.28)$$

где $\lambda = 1/\Sigma$.

Форма кривой ослабления (на начальном участке от источника в 2-3 длины релаксации) может отличаться от экспоненциальной формы. Это отличие учитывается введением коэффициента f . Для источников нейтронов спектра деления $f \approx 1$.

Тогда плотность потока нейтронов от моноэнергетического точечного изотропного источника за защитой толщиной x (защита находится между источником и детектором) будет равна

$$\varphi = \frac{Ff}{4\pi r^2} \exp(-\Sigma x) \quad (6.29)$$

где F — поток нейтронов, нейтр./с.

При расчете защиты от быстрых нейтронов можно использовать величину слоя половинного и десятикратного ослабления

$$\Delta_{1/2} = 0,693/\Sigma \quad \text{и} \quad \Delta_{1/10} = 2,303/\Sigma. \quad (6.30)$$

Зная кратность ослабления (отношение какого-либо параметра, например плотности потока без защиты, к аналогичной величине с защитой)

$$k = \varphi/\varphi_x = \exp(\Sigma x) = 2^n \cdot 10^n, \quad (6.31)$$

можно найти толщину защитного слоя

$$x = n\Delta_{1/2} + n\Delta_{1/10}. \quad (6.32)$$

Для расчета водной защиты от лабораторных (α, n)-источников нейтронов можно использовать номограммы.

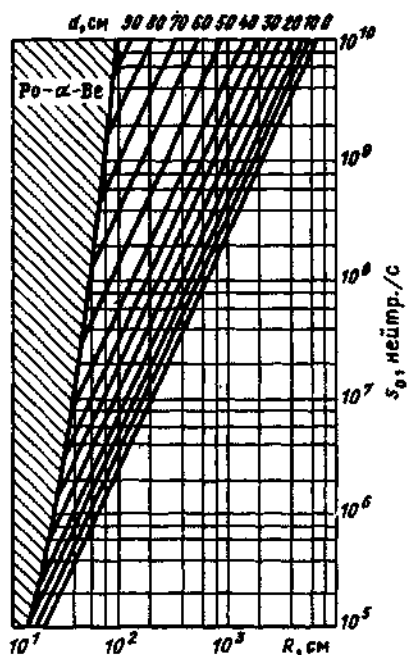


Рис. 6.14. Номограмма первого типа для расчета защиты от нейтронов Po-α-Be-источника.

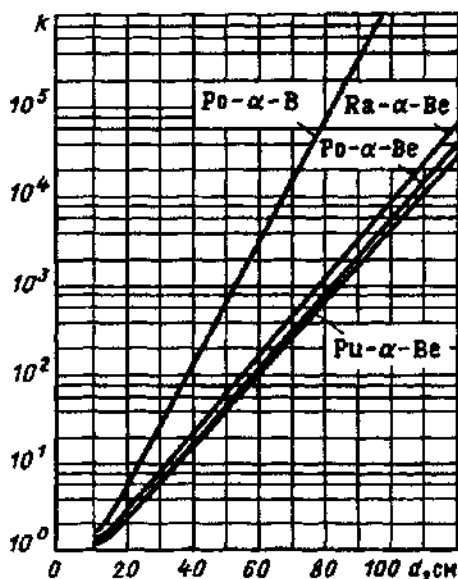


Рис. 6.15. Номограмма второго типа для расчета кратности ослабления нейтронов разных источников.

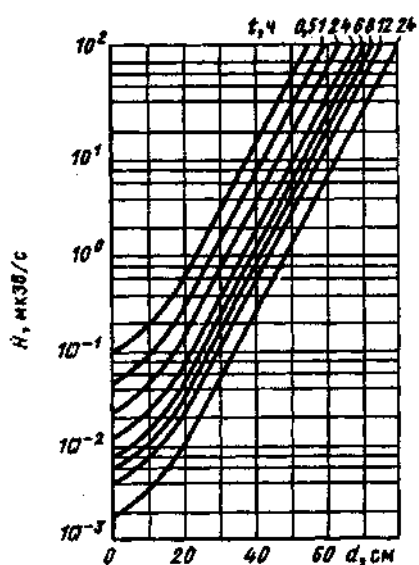


Рис. 6.16. Номограмма третьего типа для расчета защиты от нейтронов Po-α-Be-источника в зависимости от мощности дозы и t .

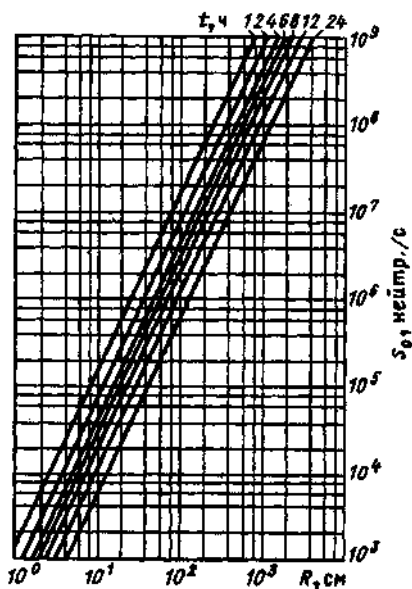


Рис. 6.17. Номограмма четвертого типа для расчета защиты без экранов.

Первая номограмма (рис.6.14) построена для допустимой эквивалентной дозы профессионального облучения 0,0167 сЗв (0,0167 бэр) в день, время облучения $t=6$ ч в день. Она связывает между собой поток излучения S_0 , нейтр./с, расстояние от источника до точки детектирования R , см, и толщину водной защиты d , см. Номограмма построена для Po-Be-источника.

Вторая номограмма (рис.6.15) показывает зависимость кратности ослабления k от толщины водной защиты d , см, для Po-B-, Ra-Be-, Po-Be- и Ри-Be-источников.

Третья номограмма (рис.6.16) построена для допустимой эквивалентной дозы профессионального облучения 0,0167 сЗв (0,0167 бэр) в день. Она связывает между собой измеренную или рассчитанную мощность эквивалентной дозы, мкЗв/с, расстояние от источника до детектора d , см, и время облучения t , ч, в сутки. Номограмма построена для Po-Be-источника.

Четвертая номограмма (рис.6.17) связывает между собой поток нейтронов S_0 , нейтр./с; расстояние от источника до детектора R , см, и время облучения t , ч, в сутки. При любом сочетании этих параметров выполняются допустимые условия работы при профессиональном облучении без защиты.

Первая и третья номограммы для Po-Be-источника могут быть использованы для Pu-Be-источников. Неточность расчетов для Pu-Be источников может быть оценена по второй номограмме, по которой можно определить длину релаксации нейтронов. Длина релаксации вводе для различных нейтронных источников следующая: Po-B $\lambda=6,3$ см; Ra-Be $\lambda=9,8$ см; Po-Be $\lambda=10,3$ см; Pu-Be $\lambda=10,5$ см.

При использовании в качестве защитного материала парафина его длина релаксации меньше длины релаксации в воде в 1,2 раза для Po-B-источника и в 1,6 раза для Po-Be- источника.

Защита от α - и β -излучений

Защита от внешних потоков α -частиц не представляет особых сложностей, т.к. обладая очень высокой плотностью ионизации, α -частицы теряют свою энергию и поглощаются в сравнительно тонких слоях вещества.

Для определения толщины слоя достаточно знать пробег α -частицы в данном веществе.

Средний пробег α -частиц можно рассчитать в приближении непрерывного замедления по формуле

$$\bar{R}_\alpha = \int \frac{dE}{(-dE/dx)_{\text{ион}}} , \quad (6.33)$$

где $(-dE/dx)_{\text{ион}}$ — ионизационные потери энергии α -частиц. Защиту от внешних потоков α -частиц рассчитывают по максимальному пробегу $R_\alpha \approx \bar{R}_\alpha$. Максимальный пробег α -частиц определяют также, используя приближенные эмпирические соотношения. Так, пробег в воздухе $R_{\alpha,B}$, см для α -частиц, испускаемых естественными радионуклидами ($E_0=4-7$ МэВ), можно рассчитать по формуле

$$R_{\alpha,B} = 0,31E_0^{3/2}. \quad (6.34)$$

где E_0 — энергия α -частиц, МэВ.

Для среды x пробег α -частиц $R_{\alpha,x}$, см, можно рассчитать по формуле

$$R_{\alpha,x} = \frac{10^{-4} \sqrt{A_x E_0^3}}{\rho_x} , \quad (6.35)$$

где E_0 — энергия α -частиц, МэВ; A_x, ρ_x — атомная масса и плотность среды x , г/см³.

Для многокомпонентных по составу сред расчет массового пробега R_w , г/см², можно выполнить по формуле

$$1/R = \sum_{i=1}^m (f_i / R_{\alpha,i}) , \quad (6.36)$$

где $R_{\alpha,i}$ — пробег α -частицы в материале i -го компонента, г/см², с весовым содержанием f_i ,

$$\sum_{i=1}^m f_i = 1$$

Проникающая способность α -частиц в средах невелика. Так, в воздухе пробег α -частиц, испускаемых, например, ^{222}Rn ($E_0=5,5$ МэВ), примерно равен 4см. Тем не менее при энергии $E_0>7,5$ МэВ пробег α -частицы в биологической ткани может превысить толщину слоя эпидермиса кожи (70 мкм) и достичь чувствительных клеток базального слоя.

Таким образом, для защиты от внешних потоков α -частиц достаточно тонких защитных экранов (тонкой фольги, листа бумаги, хирургических перчаток и т.п.).

Основная проблема здесь возникает при работе с открытыми α -источниками. В этих задачах необходима защита внешней среды от загрязнения ее радиоактивными веществами и предотвращения их попадания внутрь организма.

Проблема защиты собственно от электронов, позитронов и β -частиц в диапазоне энергий радионуклидных источников также не существует в связи с их небольшими пробегами в среде. Главная задача здесь состоит в защите от вторичного тормозного излучения, выход которого зависит от энергии β -частиц и атомного номера среды. Важная характеристика электронов и β -частиц при прохождении их в веществе — пробег, определяющий их проникающую способность. Различают три пробега электронов в веществе: средний R_β максимальный $R_{\beta\text{max}}$ и экстраполированный (или практический) $R_{\text{экс}}$.

Максимальный пробег моноэнергетических электронов — минимальная толщина слоя вещества, при которой ни один из электронов, падающих нормально на слой, из него не вылетает. На практике, однако, из-за трудности однозначного определения $R_{\beta\text{max}}$ находят так называемый *экстраполированный пробег*, который получается в точке пересечения экстраполированного линейного участка кривой с осью абсцисс (штриховая линия на рис.6.18). Средний пробег (или просто пробег) можно определить из формулы (6.33).

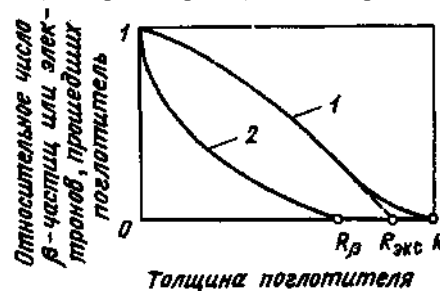


Рис. 6.18. Зависимость относительного числа моноэнергетических электронов (1) и β -частиц (2) прошедших поглотитель от толщины поглотителя.

На практике для расчета пробега β -частиц часто используют эмпирические зависимости. Так, максимальный пробег β -частиц в алюминии R_{A1} , г/см², с энергией в диапазоне 0,5 — 3 Мэв с погрешностью + 5% рассчитывается по формуле

$$R_{A1} = 0,52 E_\beta - 0,09, \quad (6.37)$$

где E_β — граничная энергия β -частиц, МэВ.

По пробегу β -частиц в алюминии R_{A1} , рассчитывают их массовый пробег R_x в любом веществе:

$$R_x = R_{A1}(Z/A)_{A1}/(Z/A)_x, \text{ г/см}^2. \quad (6.38)$$

Грубая оценка максимальных пробегов β -частиц в алюминии и воздухе $R_{\beta\text{max}}$, см, может быть получена из соотношений

$$R_{A1} \approx 0,25 E_\beta; \quad R_{\text{возд}} \approx 400 E_\beta, \quad (6.39)$$

где E_β выражено в МэВ.

Пробег β -частиц в любой среде приблизительно во столько раз меньше или больше их пробега в воздухе, во сколько раз плотность данной среды больше или меньше плотности воздуха:

$$R_{\text{среды}}/R_{\text{возд}} = \rho_{\text{возд}}/\rho_{\text{среды}} \quad (6.40)$$

Ослабление плотности потока β -частиц в поглотителе (кривая 2 на рис.6.18) приближенно подчиняется экспоненциальному закону

$$\phi(d) = \phi_0 \exp(-\mu_m d), \quad (6.41)$$

где d — массовая толщина поглотителя, г/см²; μ_m — массовый коэффициент поглощения электронов, см²/г.

Значения массового коэффициента поглощения μ_m , см²/г, могут быть определены приближенно из следующей зависимости от граничной энергии β -частиц E_β , МэВ:

$$\mu_m = 15,5 E_\beta^{-1,41} \approx 17 E_\beta^{-1,43} \approx 22 E_\beta^{-1,33}. \quad (6.42)$$

Защита от тормозного излучения электронов и β -частиц

При прохождении через вещество электроны и β -частицы расходуют свою энергию на ионизационные и радиационные потери. Механизм радиационных потерь состоит в торможении β -частиц (электронов) внешним полем ядер или электронов поглотителя, приводящим к образованию тормозного излучения. Для расчета защиты от тормозного излучения необходимо знать его выход и энергетическое распределение. Строгой теории, позволяющей рассчитать эти величины, нет. На практике для оценки можно пользоваться следующими приближенными формулами: при торможении β -частиц для выхода тормозного излучения Y_β , МэВ/расп.,

$$Y_\beta = 1,23 \cdot 10^{-4} (Z + 3) \sum_{i=1}^m (E_{\beta i})^2 \cdot n_{\beta i}, \quad (6.43)$$

Для моноэнергетических электронов Y_c , МэВ/расп., вычисляется из соотношения

$$Y_c = 5,77 \cdot 10^{-4} Z \sum_{i=1}^m (E_{ci})^2 \cdot n_{ci}, \quad (6.44)$$

где Z — атомный номер вещества, в котором происходит торможение электронов; $E_{\beta i}$ и E_{ci} — граничная энергия β -излучения и энергия моноэнергетических электронов i -й энергетической группы соответственно, МэВ; $n_{\beta i}$ и n_{ci} — выход β -частиц и моноэнергетических электронов на один распад ядра соответственно; m — число энергетических групп β -частиц или моноэнергетических электронов в спектре излучения радионуклида.

Формулы (6.43), (6.44) получены в предположении полного поглощения β -частиц и электронов в веществе защиты.

Для сложных химических соединений, в состав которых входит l разных элементов, используют среднее значение Z :

$$\bar{Z} = \frac{\sum_{i=1}^l a_i Z_i^2}{\sum_{i=1}^l a_i Z_i} \quad \bar{Z} = \frac{\sum_{i=1}^l a_i Z_i^2}{\sum_{i=1}^l a_i Z_i}, \quad (6.45)$$

где a_i — доля общего числа атомов соединения, имеющих атомный номер Z_i .

Соотношение (6.43) записано для радионуклидов, форма β -спектра которых сходна с β -спектром ^{32}P . Для радионуклидов с отличающейся формой β -спектра погрешность расчетов по этой формуле растет, достигая, например, для ^{35}S 42%. В меньшей степени форма β -спектра отражается на результатах, полученных по формуле

$$Y_\beta = 8,5 \cdot 10^{-4} (Z + 3) \sum_{i=1}^m (E_{\beta i})^2 \cdot n_{\beta i} \quad Y_\beta = 8,5 \cdot 10^{-4} (Z + 3) \sum_{i=1}^m (E_{\beta i})^2 \cdot n_{\beta i}, \quad (6.46)$$

где $E_{\beta i}$ — средняя энергия β -частиц i -й энергетической группы, МэВ.

Энергетическое распределение тормозного излучения для β -частиц моноэнергетических электронов приведено в табл. 6.3.

Таблица 6.3.

Энергетические распределения тормозного излучения

№ энергетической группы	Энергетич. диапазон в долях E_β или E_c	Процент полной энергии тормозного излучения		№ энергетической группы	Энергетич. диапазон в долях E_β или E_c	Процент полной энергии тормозного излучения	
		для β -частиц	для моноэнергетических электронов			для β -частиц	для моноэнергетических электронов
1	0-0,1	43,5	26,9	6	0-0,1	43,5	26,9
2	0,1-0,2	25,8	20,5	7	0,1-0,2	25,8	20,5
3	0,2-0,3	15,2	15,8	8	0,2-0,3	15,2	15,8
4	0,3-0,4	8,3	12,1	9	0,3-0,4	8,3	12,1
5	0,4-0,5	4,3	9,0	10	0,4-0,5	4,3	9,0

Информация, полученная по формулам (6.43) — (6.46) и из табл. 6.3, является исходной для расчета защиты от тормозного излучения. Далее в зависимости от требуемой точности можно рекомендовать следующие два метода.

В первом достаточно точном методе расчет защиты ведут в такой последовательности:

- по формулам (6.43) — (6.46) рассчитывают выход тормозного излучения;
- на заданном расстоянии от источника определяют мощность экспозиционной дозы тормозного излучения β -частиц или моноэнергетических электронов, Р/ч по формуле:

$$\bullet \quad P_{\text{YENI}} = \frac{A \cdot 3,7 \cdot 10^7 Y_{\beta} \cdot (\mu_{\text{en}})_{\text{m}} \cdot 1,6 \cdot 10^{-6} \cdot 3600}{4\pi r^2 \cdot 87,3}, \quad (6.47)$$

где A — активность источника, мКи; $3,7 \cdot 10^7$ — число распадов в 1с, соответствующее активности в 1 мКи; $(\mu_{\text{en}})_{\text{m}}$ — массовый коэффициент передачи энергии в воздухе (определяется по $E_{\text{эф}}$), $\text{см}^2/\text{г}$; $1,6 \cdot 10^{-6}$ — энергетический эквивалент 1 МэВ, эрг/МэВ; r — расстояние от источника, см; 87,3 — энергетический эквивалент 1 Р, эрг/(г·Р);

- рассчитывают требуемую кратность ослабления;
- по методу конкурирующих линий рассчитывают требуемую толщину защиты.

Во втором методе ведут оценочный расчет по универсальным таблицам с использованием эффективной энергии тормозного излучения. Под *эффективной энергией* понимается энергия фотонов такого моноэнергетического фотонного излучения, относительное ослабление которого в поглотителе определенного состава и определенной толщины такое же, как у рассматриваемого немонаэнергетического фотонного (в данном случае тормозного) излучения. Для радионуклидных источников эффективную энергию γ -излучения тормозного излучения $E_{\text{эф}}$ можно принять равной половине максимальной энергии β -частиц.

МЕТОДЫ РЕГИСТРАЦИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ РЕГИСТРАЦИИ И ДОЗИМЕТРИИ ИЗЛУЧЕНИЙ И ПРИНЦИПЫ ПОСТРОЕНИЯ ДЕТЕКТОРОВ ИЗЛУЧЕНИЯ

Развитие атомной промышленности, широкое использование ядерных технологий в самых различных областях народного хозяйства привели к необходимости создания надежных методов регистрации ионизирующих излучений.

Взаимодействие ионизирующих излучений с различными веществами приводит к разнообразным изменениям их физических и химических свойств. Эти изменения берутся за основу при разработке методов регистрации ионизирующих излучений. Неотъемлемая часть любого детектора — чувствительный объем, в котором энергия ионизирующего излучения в процессе взаимодействия с веществом преобразуется в определенный вид сигнала. Вещество, представляющее собой чувствительный объем, может быть газом, жидкостью, твердым телом, что и дает соответствующие названия детекторам: газовые, жидкостные, твердотельные.

В зависимости от характера взаимодействия ионизирующего излучения с веществом различают следующие методы его регистрации: ионизационные, сцинтилляционные, полупроводниковые, люминесцентные, фото-эмульсионные, химические, калориметрические и др.

Одна из основных характеристик детектора — *эффективность регистрации* излучения, равная отношению энергии, поглощенной в чувствительном объеме, к энергии излучения, проходящей через этот объем.

Измерительная аппаратура характеризуется *чувствительностью*, которая определяется минимальным уровнем регистрируемого сигнала детектора. Разнообразные регистрирующие устройства обязательно содержат следующие составные части (рис.7.1):

- ✓ Детектор для преобразования энергии ионизирующего излучения в другие формы энергии, более удобные для регистрации (электрическую, световую, тепловую и т.д.).
- ✓ Усилитель для усиления сигналов;
- ✓ Преобразующее устройство для преобразования сигналов по амплитуде, форме, количеству и длительности.
- ✓ Показывающее или регистрирующее устройство для преобразования сигнала в воспринимаемую человеком форму. Регистрирующим устройством может быть стрелочный прибор, самописец, электромеханический счетчик, цифровой индикатор, дисплей и т. д.
- ✓ Блок питания для питания отдельных блоков прибора стабилизированным напряжением. Для этой цели могут использоваться аккумуляторы, батареи, высоковольтные стабилизаторы и другие средства.

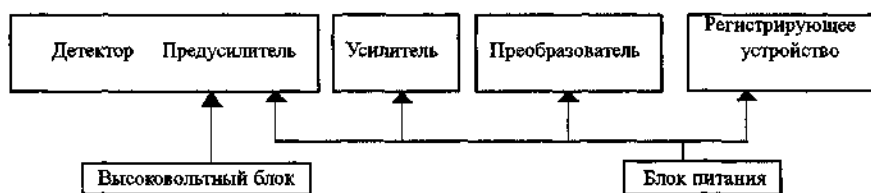


Рис.7.1. Структурная схема установки регистрации ионизирующего излучения.

Для того чтобы определить дозиметрические характеристики регистрируемого излучения необходимо установить связь между сигналом, сформированным детектором, и дозой (мощностью дозы) излучения. Рассмотрим на примере фотонного излучения наиболее важные понятия, определения и физические характеристики, необходимые для установления такой связи.

Электронное равновесие — это такое состояние взаимодействия фотонов с веществом, при котором поглощенная энергия излучения в заданном объеме вещества равна суммарной кинетической энергии электронов, освобожденных фотонами в том же объеме. Поглощенная энергия в объеме определяется соотношением:

$$\Delta E = (E_{\gamma} + E_e) - (E'_{\gamma} + E'_e). \quad (7.1)$$

где E_{γ} , E_e суммарная энергия всех фотонов, соответственно входящих в рассматриваемый объем и выходящих из него; E'_e , E'_e — суммарная кинетическая энергия всех входящих и выходящих электронов. Энергия входящих в объем фотонов преобразуется в суммарную кинетическую энергию электронов, возникающих в этом объеме E_k и энергию фотонов, выходящих из объема E'_{γ} :

$$E_{\gamma} = E'_{\gamma} + E_k. \quad (7.2)$$

При $\Delta E = E_k$ (по определению) из (7.1) и (7.2) получим:

$$E_e = E'_e. \quad (7.3)$$

т.е. при электронном равновесии суммарная кинетическая энергия всех электронов, входящих в рассматриваемый объем, равна суммарной кинетической энергии электронов, покидающих его.

Эффективный атомный номер вещества в дозиметрии — это атомный номер такого условного простого вещества, для которого коэффициент передачи энергии излучения, рассчитанный на один электрон среды, равен коэффициенту для данного сложного вещества.

В двух веществах с одинаковым эффективным атомным номером при электронном равновесии и тождественных условиях облучения поглощенная энергия излучения, приходящаяся на один электрон облучаемой среды, будет одинаковой.

Эффективный атомный номер определяется для каждого вида взаимодействия. Для фотоэффекта эффективный атомный номер сложного вещества определяется по формуле

$$Z_{\text{эф}} = \sqrt{\frac{a_1 Z_1^4 + a_2 Z_2^4 + a_3 Z_3^4}{a_1 Z_1 + a_2 Z_2 + a_3 Z_3}} \quad (7.4)$$

Для эффекта образования пар

$$Z_{\text{эф}} = \sum_i a_i \cdot Z_i^2 / \sum_i a_i \cdot Z_i \quad (7.5)$$

где $a_1, a_2, a_3 \dots$ — относительное число атомов соответственно элементов $Z_1, Z_2, Z_3 \dots$ в сложном веществе.

Для комптон-эффекта нет необходимости в определении $Z_{\text{эф}}$, так как для сложного вещества, состоящего из не очень тяжелых элементов, число электронов меняется незначительно и сечение пропорционально $Z/A = \text{const}$.

Средняя энергия ионообразования. Освобожденные фотонами электроны расходуют свою энергию на возбуждение, ионизацию и тормозное излучение. Кинетическая энергия первичного электрона равна

$$E_e = E_{\text{ион}} + E_s. \quad (7.6)$$

где $E_{\text{ион}}$ — энергия, затрачиваемая на ионизацию, E_s — энергия, переходящая в энергию характеристического и тормозного излучения.

Если принять что U_i — средний потенциал ионизации атомов среды, а $N_{\text{ион}}$ — полное число пар ионов, то получим

$$E_{\text{ион}} = N_{\text{ион}} \cdot e \cdot U_i. \quad (7.7)$$

где e — заряд одного иона; $e \cdot U_i$ — энергия ионизации. Из (7.6) и (7.7) получим среднюю энергию, необходимую на образование одной пары ионов:

$$w_0 = \frac{E_e}{N_{\text{эф}}} = e \cdot U_i \left(1 + \frac{E_s}{E_{\text{эф}}} \right). \quad (7.8)$$

Средняя энергия ионообразования включает в себя энергию ионизации и энергию возбуждения. В области энергий электронов до нескольких мегаэлектронвольт потерей энергии на тормозное излучение пренебрегают. Среднее значение W_0 для воздуха принято равным 33,85 эВ.

Соотношение Брегга-Грея устанавливает связь между поглощенной энергией в полости и в окружающей ее стенке. Теоретически соотношение получается при следующих предположениях:

- интенсивность первичного излучения постоянна в газовой полости и окружающем ее веществе;
- линейные размеры газовой полости значительно меньше, чем пробег электронов, освобожденных фотонами;

• газовая полость для достижения в ней электронного равновесия должна быть окружена слоем твердого вещества, толщина которого больше пробега наиболее быстрых электронов в твердом веществе.

Исходя из этих предположений, можно получить следующее соотношение:

$$\Delta E_Z = \bar{\rho} \cdot q \cdot W_0, \quad (7.9)$$

где ΔE_Z — энергия, поглощенная в единицу времени в единице объема твердого вещества вблизи полости;

$\rho = S_Z(E_e)/S_r(E_e)$ — среднее значение отношения тормозной способности (средней потери энергии на единице пути электронами с энергией E_e) твердого вещества и газа;

q — число пар ионов, образующихся в единице объема полости в единицу времени;

W_0 — средняя энергия ионообразования в воздухе.

Формула (7.9) называется формулой Брэгга-Грея. Произведение $q \cdot \omega$ в формуле равно энергии, поглощенной в единице объема полости ΔE_{Π} . В общем случае для любого наполнения полости и любого состава окружающего ее материала формула (7.9) имеет вид

$$\Delta E_Z = \bar{\rho} \cdot \Delta E_{\Pi} \quad (7.10)$$

Энергетическая зависимость чувствительности дозиметрических детекторов. Предположим, что показания прибора, предназначенного для измерения поглощенной энергии ΔE_0 в некотором образцовом веществе, пропорциональны поглощенной энергии в чувствительном объеме детектора. Если для детектора соблюдены условия Брэгга-Грея, то поглощенная энергия ΔE_Z в стенках, окружающих чувствительный объем детектора, связана с поглощенной энергией в самом чувствительном объеме ΔE_{Π} соотношением

$$\Delta E_Z = S_Z \cdot \Delta E_{\Pi} / S_r \quad (7.11)$$

При электронном равновесии

$$\Delta E_0 = \mu_{en,0} \cdot \Delta E_Z / \mu_{en,Z}, \quad (7.12)$$

где $\mu_{en,0}$ и $\mu_{en,Z}$ — коэффициенты поглощения энергии фотонного излучения образцового вещества и стенки детектора соответственно.

Так как показания прибора пропорциональны ΔE_{Π} , а измеряемая величина есть ΔE_0 , то чувствительность детектора пропорциональна отношению $\Delta E_{\Pi}/\Delta E_0$. Из (7.11) и (7.12) получим выражение для чувствительности

$$\frac{\Delta E_{\Pi}}{\Delta E_0} = \frac{\mu_{an,Z}}{\mu_{en,0}} \cdot \frac{S_r}{S_Z} \quad (7.13)$$

Рассмотрим энергетическую зависимость чувствительности $\Delta E_{\Pi}/\Delta E_0 = f(E)$ стеночной ионизационной камеры, наполненной воздухом, приняв воздух за образцовое вещество, в котором необходимо измерить поглощенную энергию в поле фотонного излучения. Тогда вместо (7.13) можно записать

$$\frac{\Delta E_{\Pi}}{\Delta E_0} = \frac{\mu_{an,\dot{Y},Z}}{\mu_{en,\dot{Y},\dot{A}}} \cdot \frac{S_{\dot{Y},\dot{A}}}{S_{\dot{Y},Z}} \quad (7.14)$$

где $\mu_{\text{en},\text{э,в}}$ и $S_{\text{э,в}}$ — соответственно коэффициент поглощения и тормозная способность для воздуха в расчете на один электрон среды;

$\mu_{\text{en},\text{э,з}}$ и $S_{\text{э,з}}$ — эти же величины для материала стенки камеры.

Отношение $S_{\text{э,в}}/S_{\text{э,з}}$ практически не зависит от энергии фотонов и, таким образом, энергетическая зависимость чувствительности детектора определяется отношением $\mu_{\text{en},\text{э,з}}/\mu_{\text{en},\text{э,в}}$

Изменения коэффициентов поглощения (а следовательно и чувствительности детектора) в зависимости от энергии первичного излучения называют ходом с жесткостью.

ИОНИЗАЦИОННЫЙ МЕТОД

Ионизационный метод основан на способности ионизирующего излучения вызывать ионизацию среды. Если взять какое-либо непроводящее электрический ток вещество и поместить его в поле действия ионизирующего излучения, то при взаимодействии излучения с веществом часть энергии передается атомам и молекулам этого вещества и расходуется на их ионизацию. В веществе появляются положительно и отрицательно заряженные ионы. При отсутствии электрического поля ионы рекомбинируют между собой и в результате в веществе устанавливается равновесная концентрация ионных пар (равенство скоростей ионизации и рекомбинации при постоянной интенсивности излучения).

Если к веществу приложить разность потенциалов, то в нем возникает электрическое поле, под действием которого положительные ионы перемещаются к отрицательному электроду, а отрицательные — к положительному электроду. В результате этого в цепи возникает электрический ток. При определенных условиях сила тока пропорциональна интенсивности излучения, воздействующего на вещество.

Ионизационные детекторы по конструкции подобны конденсаторам, то есть имеют два электрода, разделенные диэлектриком. В качестве диэлектрика обычно используют газ или смесь газов.

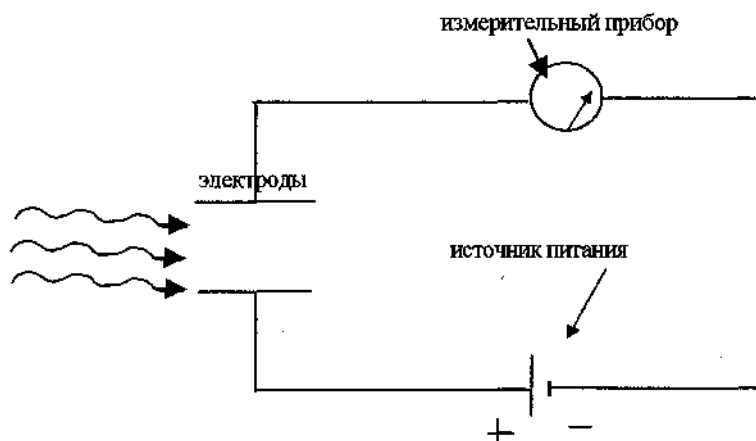


Рис. 7.2. Простейшая схема ионизационного детектора

На ион зарядом e в электрическом поле напряженностью E действует сила, равная произведению $e \cdot E$. Под действием этой силы ионы движутся к электродам, причем скорость их движения пропорциональна напряженности электрического поля. При достаточно большой напряженности скорость перемещения электронов (как более легких частиц) может возрасти настолько, что электрон на длине свободного пробега (от столкновения до столкновения) разгоняется до энергии, превышающей потенциал ионизации атомов и молекул газа. Неупругие столкновения с таким электроном приводят к ионизации атомов и молекул. Этот процесс, названный ударной ионизацией, увеличивает число пар ионов, образующихся в газе, и является механизмом газового усиления ионизационного эффекта регистрируемого излучения.

Все ионизационные детекторы делятся на:

- ионизационные камеры — детекторы с низким значением напряженности электрического поля в чувствительном объеме, недостаточном для возникновения ударной ионизации,

- газоразрядные счетчики — детекторы с высоким значением напряженности электрического поля, использующие механизм газового усиления.

Одной из важнейших характеристик ионизационного детектора является вольт-амперная характеристика (зависимость ионизационного тока от напряжения на электродах при неизменной интенсивности излучения).

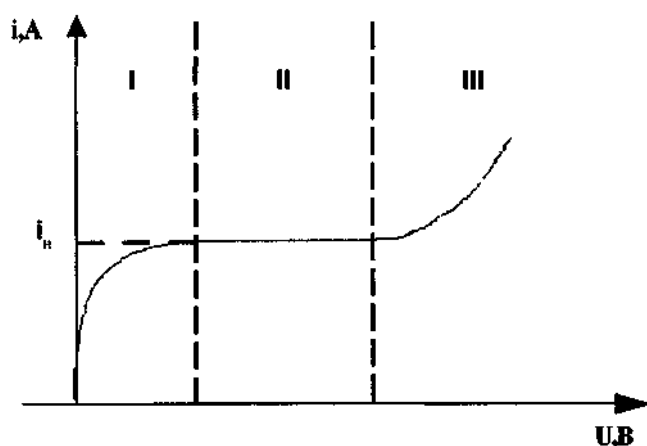


Рис. 7.3. Обобщенная вольт-амперная характеристика ионизационного детектора.

- I — область Ома,
- II — область ионизационных камер,
- III — область газоразрядных счетчиков (область газового усиления)

Область Ома.

В присутствии источника излучения в газе детектора, наряду с ионизацией, протекает рекомбинация. При небольших напряжениях, приложенных к электродам детектора, лишь малая часть зарядов достигает их, а остальные рекомбинируют. С увеличением напряжения возрастает скорость движения зарядов, уменьшается вероятность рекомбинации, все больше зарядов доходит до электродов и ионизационный ток растет пропорционально напряжению

Область ионизационных камер.

По мере увеличения напряжения на электродах ток растёт, и, наконец, разность потенциалов достигает такой величины, при которой практически все ионы, образованные в чувствительном объеме детектора, достигают электродов. Дальнейшее увеличение разности потенциалов не вызывает роста тока через детектор. В вольтамперной характеристике наблюдается плато, а ток через детектор в этом случае принято называть током насыщения.

Область газоразрядных счетчиков (область ударной ионизации).

С увеличением напряженности электрического поля скорость дрейфа ионов будет возрастать. При достижении определенной разности потенциалов кинетическая энергия ускоренных в электрическом поле электронов на участке между двумя соударениями достигает величины, при которой электрон сможет вызвать ионизацию нейтрального атома. Вновь образованные электроны также будут ускоряться в электрическом поле и производить ионизацию атомов, таким образом возникает лавинообразный процесс.

Область ударной ионизации имеет несколько подобластей, которые подробно будут рассмотрены далее.

Ионизационные детекторы, работающие в области II (ионизационные камеры), регистрируют суммарную ионизацию и используются для измерения энергии, переданной облучаемому веществу. Ионизационные детекторы, работающие в области III (газоразрядные счетчики) используются в основном для определения количества радиоактивных веществ

Ионизационные камеры.

По конструкции ионизационные камеры подразделяются на цилиндрические, плоские и сферические.

При конструировании и изготовлении ионизационных камер большое значение имеет выбор изоляционного материала между электродами. В качестве изолятора используются слюда, янтарь, фарфор, фторопласт и другие материалы.

Собирающий электрод в зависимости от применения изготавливается из вольфрама, стали, сплавов металлов, а корпус камеры — из меди, латуни, нержавеющей стали, графита, алюминия и др.

По назначению различаются ионизационные камеры для α -, β -, γ - и нейтронного излучений, α - и β -ионизационные камеры имеют специальное входное окно, закрытое тонкой пленкой слюды или алюминиевой фольги. Толщина пленок должна быть значительно меньше пробега α -частиц в слюде и β -частиц в фольге, γ -излучение регистрируется по электронам, образовавшимся в результате его взаимодействия с веществом. Ионизационные камеры для γ -излучения бывают двух типов: нормальные (или камеры со свободным газом) и стеночные. В качестве нормальных камер применяют плоские открытые и цилиндрические, корпусом которых служит редкая сетка из тонкой металлической проволоки. Ионизацию воздуха в нормальной камере вызывают электроны, возникающие при взаимодействии γ -излучения на расстоянии от камеры, равному пробегу электронов. Нормальные камеры используются для градуировки других ионизационных камер γ -излучения. В стеночных ионизационных камерах ионизацию газа-наполнителя вызывают электроны, возникающие в стенках камеры.

Если материал корпуса ионизационной камеры имеет атомный номер, близкий к эффективному атомному номеру воздуха, заполняющего рабочий объем камеры, то его называют воздушно-эквивалентным, а ионизационную камеру с такими стенками — воздушно-эквивалентной ионизационной камерой.

Поскольку для целей дозиметрии важно измерять энергию, переданную ионизирующим излучением живой ткани, которая по своему эффективному атомному номеру близка к воздуху, воздухоеквивалентность детектора имеет важное значение

В ионизационных камерах ток насыщения однозначно связан с числом пар ионов, образованных излучением в чувствительном объеме камеры. Так при равномерной по объему камеры ионизации

$$I_{\text{н}} = N_0 V e = V e \frac{P_{\text{эсп}}}{W_0} \quad (7.15)$$

где N_0 — число пар ионов, образованных излучением в 1 см^3 объема камеры за единицу времени;

V — чувствительный объем камеры,

e — заряд электрона,

$P_{\text{эсп}}$ — мощность экспозиционной дозы излучения;

W_0 — 33,85 эВ — средняя энергия новообразования

Количество электричества (заряд образованных ионов) для камеры, заполненной воздухом.

$$Q = \frac{e V D_{\text{эсп}}}{W_0} \quad (7.16)$$

где $D_{\text{эсп}}$ — экспозиционная доза излучения

Таким образом, из формул видно, что ток насыщения в камере пропорционален мощности экспозиционной дозы, а полное количество электричества, образованное в камере за некоторое время, пропорционально экспозиционной дозе излучения за то же время.

На практике такой способ определения мощности дозы имеет некоторые недостатки. Так для ионизационной камеры с чувствительным объемом 10^{-3} м^3 , значение ионизационного тока при мощности дозы 2,8 мбэр/ч равно $2,6 \cdot 10^{-13} \text{ А}$, поэтому схема, содержащая ионизационную камеру, неизбежно должна содержать блок усиления слабых сигналов

Ионизационные камеры, которые служат для измерения суммарного ионизационного эффекта, называются токовыми или интегрирующими камерами. Камеры, которые служат для измерения отдельных ионизирующих частиц, называют импульсными камерами. У токовых камер сопротивление входной цепи значительно больше, чем у импульсных (10^{15} Ом и 10^8 Ом соответственно) и следовательно больше постоянная времени — время, за которое заряд, накопленный на собирающем электроде, разрядится до первоначального значения (10^4 сек и 10^{-3} сек соответственно).

Токовая ионизационная камера, ионизация в чувствительном объеме которой создается электронами, возникающими в результате взаимодействия γ -квантов с воздухом, называется бесстеночной камерой.

Токовая ионизационная камера, ионизация в чувствительном объеме которой создается вторичными электронами, возникающими в результате взаимодействия γ -квантов со стенками, называется стеночной камерой.

Материал и толщина стенок влияют на зависимость чувствительности камеры от энергии излучения. Этот нежелательный эффект можно устранить изготовлением стенок из воздухоеквивалентных веществ, таких как плексиглас, полистирол и т. п. Однако, поскольку изготовление и практическое использование камер с такими стенками затруднено, часто используют камеры со стенками из алюминия. У таких камер ход с жесткостью отсутствует при энергии излучения выше 200 кэВ.

Энергетическая зависимость чувствительности камер с воздухоеквивалентными и алюминиевыми стенками приведена на рисунке 7.5.

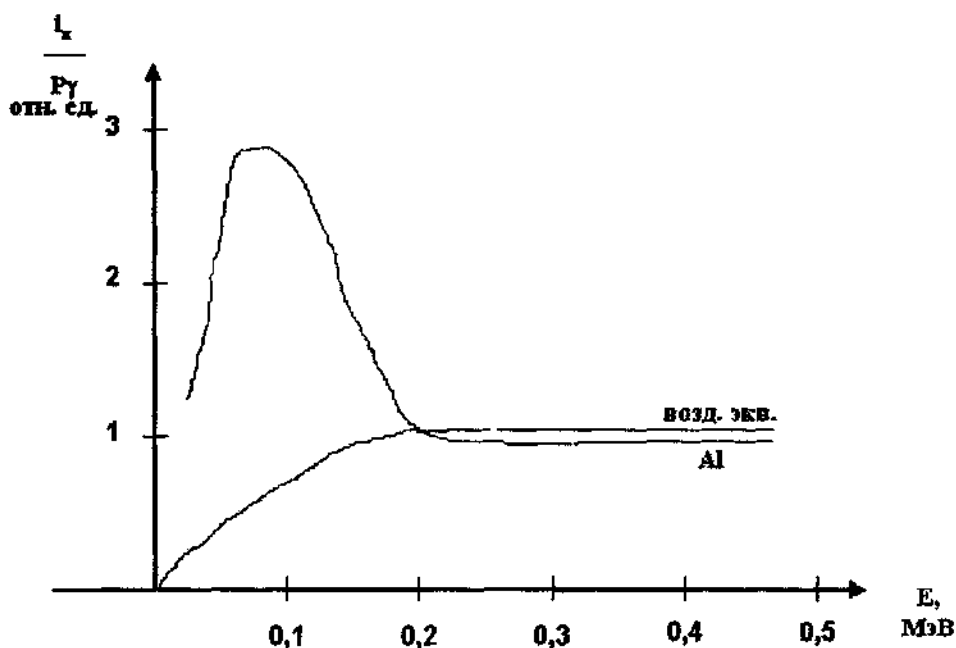
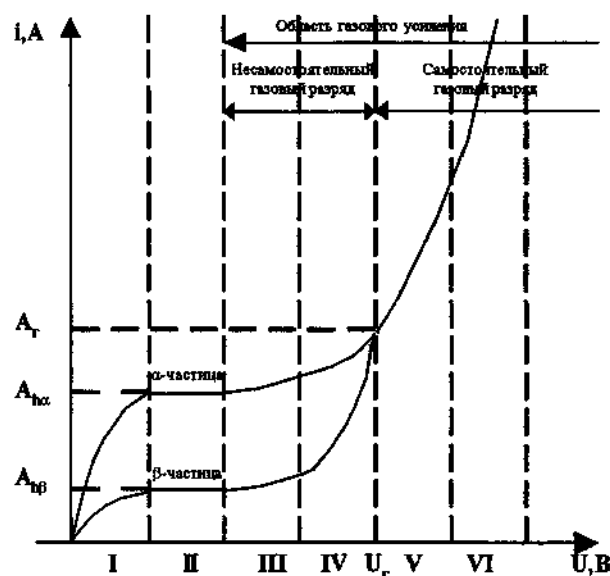


Рис. 7.5. Энергетическая зависимость чувствительности для ионизационного детектора с воздушноэквивалентными и алюминиевыми стенками.

Одной из широко применяемых разновидностей ионизационных камер является так называемая конденсаторная камера. Конденсаторная камера заряжается до определенной начальной разности потенциалов. Под действием излучения ионы, образовавшиеся в газовом объеме камеры, разряжают ее. Соответствующее изменение разности потенциалов пропорционально дозе излучения. Преимуществом конденсаторных камер является их более высокая чувствительность.

Еще большей чувствительностью к ионизирующему излучению обладают газоразрядные счетчики. По принципу устройства газоразрядные счетчики не отличаются от ионизационных камер. Отличие состоит лишь в величине напряженности электрического поля между электродами, которое приводит к возникновению в чувствительном объеме детектора газового усиления.

Главной характеристикой этого процесса является коэффициент газового усиления численно равный отношению количества ионов, пришедших на собирающий электрод, к общему числу первоначально образованных ионов. В зависимости от конструкции счетчика и приложенного напряжения коэффициент газового усиления может достигать 10^7 . Различают несколько типов газоразрядных счетчиков. Для понимания их различий рассмотрим вольтамперную характеристику. В целях большей наглядности будем рассматривать вольтамперные характеристики для α и β - частиц.



- I — область Ома,
 II — область насыщения,
 III — область пропорциональности,
 IV — область ограниченной пропорциональности,
 V — область самостоятельного разряда (область Гейгера),
 VI — область непрерывного разряда

Рис. 7.5. Зависимость амплитуды импульсов от напряжения для различных режимов работы ионизационного детектора.

Первые две области мы рассматривали ранее. Отметим только, что в области насыщения амплитуда импульса (сила тока) пропорциональна первичной ионизации, то есть энергии заряженной частицы, поглощенной в чувствительном объеме. Поэтому амплитуда импульса для α -частицы, образующей около 10^4 пар на 1 см, гораздо больше, чем амплитуда импульса для β -частицы, образующей на том же пути около 30 пар ионов.

Область пропорциональности.

С увеличением напряженности электрического поля электроны, образованные ионизирующим излучением при движении к собирающему электроду, вызывают ионизацию атомов газа-наполнителя. Вновь образованные электроны также будут ускоряться в электрическом поле и производить ионизацию, то есть возникает лавинообразный процесс. На начальном этапе амплитуда импульсов от α и β -частиц пропорционально возрастает. В данной области коэффициент газового усиления является постоянной величиной для данного детектора. Он зависит от напряжения на электродах детектора, от газа-наполнителя и его давления, а также от конструктивных особенностей детектора и не зависит от амплитуды импульса.

В данной области коэффициент газового усиления составляет от 1 до 10^4 , а счетчики, работающие в данной области, получили название пропорциональных.

По амплитуде импульса, возникающего в пропорциональном счетчике при прохождении через него ионизирующей частицы, можно получить сведения о природе или энергии частицы.

Область ограниченной пропорциональности.

При дальнейшем увеличении напряжения коэффициент газового усиления начинает зависеть от количества ионов в образующейся лавине, начинает сказываться своеобразное "насыщение" процесса газового усиления. При одном и том же напряжении коэффициент газового усиления будет различным для частиц с различной плотностью ионизации. Хотя различие между числом пар ионов, создаваемых α - и β -частицами в чувствительном объеме детектора, настолько велико, что в этой области еще можно различить тип частицы, проходящей через счетчик, однако параллельность вольтамперных характеристик для различных типов частиц нарушается.

Область ограниченной пропорциональности практически не используется для регистрации ионизирующих излучений.

Область Гейгера (область самостоятельного разряда).

Если еще больше повышать напряжение, приложенное к детектору, и перейти некоторое граничное напряжение U_g , то детектор будет переведен в область самостоятельного разряда. Если в области пропорциональности газовый разряд охватывает небольшую часть чувствительного объема детектора, то в области Гейгера — весь чувствительный объем. В данной области импульс тока не зависит от начального числа пар ионов в чувствительном объеме, а определяется только вторичной ионизацией.

Детекторы, работающие в данной области, называются счетчиками Гейгера-Мюллера.

Область непрерывного разряда.

Существование разряда в этой области не связано с ионизацией в чувствительном объеме детектора, а определяется напряжением, приложенным к его электродам.

Использование детекторов для регистрации ионизирующих излучений в данной области вольтамперной характеристики невозможно.

Рассмотрим подробно счетчики Гейгера-Мюллера.

Счетчиком Гейгера-Мюллера можно считать число ионизирующих частиц, не идентифицируя их природы, т.е. импульсы, созданные α - и β -частицами будут идентичными.

Нечувствительность счетчика к новым ионизирующим частицам в период протекания через него тока разряда, а также необходимость скорейшего его возврата в рабочее состояние, приводит к введению в схему элементов, предназначенных для гашения самостоятельного разряда после того, как он будет зарегистрирован.

Различают внешнее и внутреннее гашение.

При внутреннем гашении прерывание самостоятельного разряда достигается за счет изменения внутреннего механизма разряда, такие счетчики называют самогасящимися.

Под действием ионизирующего излучения в счетчиках возникает непрерывный заряд, обусловленный вырыванием фотоэлектронов из катода ультрафиолетовым излучением. Источниками ультрафиолетового излучения являются возбужденные атомы и молекулы, образующиеся в процессе прохождения в детекторе газового разряда.

Для гашения самостоятельного разряда в газоразрядный промежуток вводится специально подобранная смесь газов, поглощающая фотоны ультрафиолетового света. Такими добавками могут быть пары многоатомных органических газов (этиловый спирт, метан, ацетон и др.) либо галогенов (бром, хлор и др.).

Недостатками самогасящихся счетчиков с органическими добавками являются постепенное разложение добавок на более простые соединения, которые, как правило, не обладают гасящими свойствами, а также высокое рабочее напряжение (около 1000 — 1500 В).

Преимуществами галогенных самогасящихся счетчиков являются:

- практически неограниченный срок службы;
- низкое рабочее напряжение (300 — 500 В);
- широкий температурный диапазон работоспособности (от - 40° С до +60° С);
- большое количество электричества в каждом акте разряда (более простая электрическая схема),

Недостатками галогенных самогасящихся счетчиков являются:

- большое время развития разряда (10^{-5} сек против 10^{-7}) у высоковольтных самогасящихся счетчиков с органическими добавками;
- необходимость использования относительно толстых стенок корпуса и катода из коррозионно-стойкого материала.

При внешнем гашении прерывание самостоятельного разряда достигается за счет специальной гасящей радиотехнической схемы, понижающей напряжение, приложенное к электродам счетчиков до значений, при которых существование самостоятельного разряда невозможно. Такие счетчики получили название несамогасящиеся. Наибольшее распространение получили все-таки самогасящиеся счетчики (в первую очередь за счет своего быстрого действия). Эффективность регистрации α - или β -частиц, попавших в чувствительный объем счетчика, составляет практически 100 %. В действительности же эти частицы должны проникнуть в чувствительный объем через стенку датчика, что существенно снижает эффективность их регистрации. С целью уменьшения поглощения излучения в стенках счетчика используют торцевые счетчики с тонким входным окном, эффективность регистрации для таких счетчиков составляет 80 — 100 %.

Эффективность регистрации γ -квантов с помощью счетчика Гейгера-Мюллера крайне мала, что связано с малой толщиной стенки, и следовательно с малой вероятностью образования вторичных электронов, которые вызывают ионизацию в чувствительном объеме счетчика. В случае увеличения толщины стенки до размеров превышающих пробег электрона в веществе стенки, вновь образованные электроны не будут достигать чувствительного объема. В целом эффективность регистрации γ -квантов при помощи счетчиков Гейгера-Мюллера не превышает 1— 3 %.

У газоразрядных счетчиков наблюдается значительная зависимость эффективности регистрации от энергии падающего γ -излучения. Даже с использованием сглаживающих фильтров (фильтров, поглощающих γ -излучение определенной энергии) ход с жесткостью составляет ± 25 %.

Формирование импульса напряжения газоразрядного счетчика. Под действием ионизирующего излучения в газоразрядном счетчике возникает ионизационный ток (рис. 7.6). Этот ток заряжает конденсатор. Через некоторое время конденсатор начинает разряжаться, и разрядный ток проходит через нагрузочное сопротивление, вызывая на нем кратковременное падение напряжения — импульс напряжения. Слабый импульс напряжения после усиления поступает на преобразующее, а затем на регистрирующее устройство.

Параметры газоразрядных счетчиков. Газоразрядные счетчики характеризуются следующими параметрами, счетная характеристика, фон счетчика, разрешающая способность, эффективность, ход с жесткостью и срок службы счетчика.

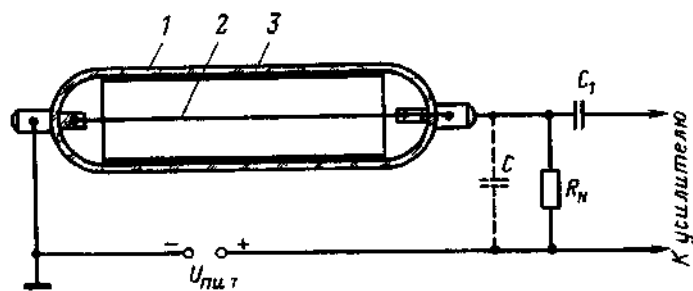


Рис.7.6. Устройство и схема включения газоразрядного счетчика:

- 1 — стеклянный баллон (корпус),
2 — металлическая нить (анод),
3 — металлический цилиндр или металлизированное покрытие (катод)

Счетная характеристика счетчика представляет собой зависимость скорости счета от напряжения на счетчике при постоянной интенсивности излучения и определенном пороге дискриминации регистрирующего устройства. Порог чувствительности обычно соответствует началу области Гейгера U_r . Счетная характеристика имеет участок 100 — 300 В, на котором скорость счета почти не изменяется с напряжением на счетчике (рис.7.7). Рабочее напряжение счетчика выбирают в середине или в первой трети горизонтального участка (плато). Плато счетчика имеет некоторый подъем (наклон), обусловленный появлением ложных импульсов. Наклон плато — относительное возрастание скорости счета при увеличении напряжения на 1 В равно

$$\eta = \frac{2 \cdot (N_{кп} - N_{нп})}{(N_{кп} + N_{нп}) \cdot \Delta U} \cdot 100, \% \quad (7.17)$$

где: $N_{нп}$ — скорость счета в начале плато; $N_{кп}$ — скорость счета в конце плато; ΔU — протяженность плато в вольтах. У большинства типов счетчиков наклон плато не превышает 0,1 — 0,15 %.

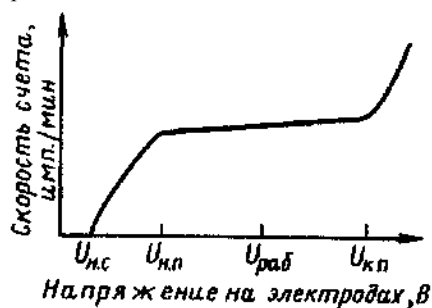


Рис 7.7. Счетная характеристика счетчика:

U_n — напряжение в начале счета,
 $U_{нп}$ — напряжение в начале плато,
 $U_{раб}$ — рабочее напряжение,
 $U_{кп}$ — напряжение в конце плато, на котором скорость счета начинает резко возрастать.

Фон счетчика N_{Φ} — средняя скорость счета счетчика при рабочем напряжении в отсутствие ионизирующего излучения. Фон счетчика в основном обусловлен космическим излучением, радионуклидами, входящими в материал счетчика (^{40}K , ^{14}C и др.), его загрязнением и ложными импульсами. Фон счетчика от космического излучения обычно равен 2 — 3 имп./мин на 1 см^2 поверхности трубки. Для уменьшения фона от космического излучения счетчики помещают в массивные (свинцовые, стальные, ртутные) светонепроницаемые экраны.

Разрешающая способность счетчика — это время, через которое счетчик может зарегистрировать следующую частицу. В результате внутренних процессов на некоторое время после регистрации частицы счетчик становится нечувствителен к очередной попадающей в него частице. Это время принято называть *мертвым временем* счетчика. Мертвое время счетчика приводит к просчетам, которые необходимо учитывать введением соответственных поправок. Истинная скорость счета N_0 при $N \cdot t_M < 1$ может быть определена из соотношения

$$N_0 = N/(1 - N t_M), \quad (7.18)$$

где N — экспериментальная скорость счета; t_M — мертвое время.

Эффективность счетчика ε — отношение числа частиц, вызвавших импульс (n_1), к общему числу частиц (n_2), попавших в счетчик в единицу времени:

$$\varepsilon = (n_1/n_2)100\%. \quad (7.19)$$

Эффективность газоразрядных счетчиков может быть от долей процента до 100%. Эффективность 100% означает, что счетчик на каждую влетевшую частицу выдает один импульс. Такую эффективность имеют некоторые β -счетчики. Эффективность газоразрядных счетчиков к γ -излучению ~ 1-3%. Эффективность зависит от конструкции, материала счетчика и энергии излучения.

Ход с жесткостью. Установим связь между скоростью счета и мощностью поглощенной дозы для счетчика, который используется для дозиметрии фотонного излучения. Выразим через Φ и Φ_E соответственно плотность потока фотонов и плотность потока энергии фотонов. Тогда мощность поглощенной дозы

$$P_\gamma = \mu_{\text{en},m} \Phi_E = \mu_{\text{en},m} E \cdot \Phi = \mu_{\text{en},m} \cdot E (n_{\text{сч}} / \varepsilon_{\text{сч}}), \quad (7.20)$$

где E — средняя энергия фотонов; $\mu_{\text{en},m}$ — массовый коэффициент поглощения энергии фотонов в воздухе; $n_{\text{сч}}$ — число разрядов в счетчике за 1 с, отнесенное к единице поверхности счетчика; $\varepsilon_{\text{сч}}$ — эффективность счетчика.

Преобразовав (7.20) к виду

$$n_{\text{сч}}/P_\gamma = \varepsilon_{\text{сч}}/(\mu_{\text{en},m} E), \quad (7.21)$$

получим выражение для энергетической зависимости чувствительности счетчика (ход с жесткостью). В дозиметрии фотонного излучения с помощью газоразрядных счетчиков зависимость их чувствительности от энергии играет большую роль и, по существу, определяет их пригодность для этого. Полностью избавиться от хода с жесткостью не представляется

возможным, однако использование специально подобранных многослойных фильтров позволяет добиться практически постоянной чувствительности по плотности потока энергии некоторых счетчиков в диапазоне энергий фотонов 0,09 — 2,5 МэВ.

Срок службы счетчика определяется общим числом зарегистрированных частиц без существенных изменений параметров счетчика. Например, срок службы высоковольтных счетчиков — порядка 10^9 — 10^{10} импульсов. Несамогасящие и галогенные счетчики характеризуются более длительным сроком службы.

Определение активности радионуклида на регистрирующих установках. Существуют два основных метода измерения активности радионуклида на регистрирующих установках: относительный и абсолютный.

Сущность относительного метода измерения активности радионуклида состоит в сравнении скорости счета от источника с известной активностью, со скоростью счета от источника с неизвестной активностью. Активность радионуклида определяется по формуле

$$A_x = A_{\text{изв}} \cdot N_x / N_{\text{изв}}, \quad (7.22)$$

где $A_{\text{изв}}$ — активность источника; N_x и $N_{\text{изв}}$ — скорости счета соответственно от источника с неизвестной и известной активностью.

Для определения активности радионуклидов относительным методом необходимо иметь большой набор источников, различающихся по активности, изотопному и химическому составу. При относительном методе определения активности вносятся поправки на разрешающее время и фон. Относительный метод прост и точен, но может иметь большую погрешность измерений из-за неэквивалентности сравниваемых источников.

Сущность абсолютного метода измерения активности сводится к определению полной (4π) активности источника. Активность источника рассчитывается как произведение измеренной скорости счета N от источника на ряд поправочных коэффициентов:

$$A = K_i \cdot N, \quad (7.23)$$

где K_i — суммарный поправочный коэффициент, или иначе, цена одного деления в импульсах.

Для регистрации нейтронов используют ионизацию, возникающую в результате ядерных реакций или упругих соударений с нейтронами. Для регистрации медленных нейтронов применяют счетчики с борными наполнителями (типа BF_3), а для регистрации быстрых нейтронов — с органическими наполнителями. Так как детектирование нейтронов, как правило, ведется при наличии высокого γ -излучения, которое вызывает ионизацию чувствительного объема вторичными электронами, (и следовательно ионизация меньше, чем от атомных ядер и протонов, образующихся при ядерных реакциях), то для регистрации нейтронов используют газоразрядные счетчики, работающие в пропорциональном режиме.

Основная задача в дозиметрии — определение поглощенной энергии в жизненно важных тканях организма человека. Так как эффективный атомный номер этих тканей $Z_{\text{эф}} = 7,42$ близок к эффективному атомному номеру воздуха $Z_{\text{эф}} = 7,64$, то можно определять поглощенную энергию в тканях организма человека по результатам измерения ионизации, создаваемой рассматриваемым излучением воздуха.

Установим связь между током насыщения в ионизационной камере и мощностью поглощенной дозы в воздухе. В соответствии с (7.12) при электронном равновесии

$$\Delta E_B = \mu_{en,B} \cdot \Delta E_Z / \mu_{en,Z}, \quad (7.24)$$

где ΔE_B — энергия, поглощаемая в единицу времени в единицу объема воздуха при нормальных условиях в месте расположения камеры.

На основании формулы Брэгга-Грея [формула (7.9)] с учетом (7.24) и соотношения $i_H = q \cdot V \cdot e$ [формула (7.15)], где $q = N$ и используя соответствующие коэффициенты поглощения энергии, рассчитанные на электрон, получим следующее соотношение между мощностью поглощенной дозы в воздухе P_γ и током насыщения в ионизационной камере:

$$P_\gamma = a \cdot \frac{\mu_{en,Z} \cdot S_{Z,Z}}{\mu_{en,Z} \cdot S_{Z,Z}} \cdot \frac{\omega}{V \cdot e} i_H, \quad (7.25)$$

где a — постоянный коэффициент, учитывающий размерность величин. Для чувствительности камеры получим отсюда следующее выражение:

$$i_H / P_\gamma = \frac{e \cdot V}{a \cdot \omega} \cdot \frac{\mu_{en,Z} \cdot S_{Z,Z}}{\mu_{en,Z} \cdot S_{Z,Z}}. \quad (7.26)$$

Если эффективный атомный номер материала стенок камеры равен эффективному атомному номеру воздуха, то $\mu_{en,Z} / \mu_{en,Z} = 1$.

Для камер с твердыми воздухэквивалентными стенками можно считать также, что $S_{Z,Z} / S_{Z,Z} = 1$. Тогда чувствительность ионизационных камер с воздухэквивалентными стенками равна $e \cdot V / (a \cdot \omega)$ и не зависит от энергии фотонов. Коэффициент a определяется из условия, что при мощности поглощенной дозы 1 Гр/с заряд, образующийся в 1 см³ камеры за 1 с, равен

$$\frac{\Delta E \cdot e}{\omega} = 3,8 \cdot 10^{-8} \text{ Кл} / (\text{с} \cdot \text{см}^3). \quad (7.27)$$

Отсюда

$$i_H = 3,8 \cdot 10^{-8} \cdot V \cdot P_\gamma, \quad P_\gamma = 2,6 \cdot 10^7 \cdot i_H / V, \quad (7.28)$$

где P_γ — мощность поглощенной дозы в воздухе, Гр/с; i_H — ток насыщения в камере, наполненной воздухом при температуре 0 °С и давлении 1013 гПа (760 мм рт.ст.), А; V — объем камеры, см³. Если ток насыщения измеряется при температуре t °С и давлении p_0 , гПа, то

(7.29)

$$\left. \begin{aligned} i_H &= 3,8 \cdot 10^{-8} \cdot \frac{273}{273 + t} \cdot \frac{p_0}{1013} \cdot V \cdot P_\gamma; \\ P_\gamma &= 2,6 \cdot 10^7 \cdot \frac{i_H}{V} \cdot \left[1 + \frac{t}{273} \right] \cdot \frac{1013}{p_0} \end{aligned} \right\}$$

При регистрации отдельных частиц ионизационными камерами амплитуду импульса

напряжения, поступающего на вход усилителя, определяют по формуле

$$\Delta U = eN/C. \quad (7.30)$$

где e — заряд электрона; N — число пар ионов, образованных за единицу времени в единице объема газа; C — электрическая емкость камеры.

СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫЙ МЕТОД

Название данного метода указывает, что в его основу положено явление сцинтилляции.

Некоторые вещества (сцинтилляторы) обладают той особенностью, что процесс прохождения через них ионизирующих излучений сопровождается слабыми световыми вспышками, которые могут быть обнаружены и измерены аппаратурой, обладающей высокой светочувствительностью.

Физическая основа сцинтилляционного метода — возбуждение и ионизация атомов и молекул вещества при прохождении через него заряженных частиц. Через определенное время они переходят в основное состояние, испуская световое излучение, спектр которого зависит от структуры энергетических уровней атомов и молекул вещества. Вспышка света может произойти и при прохождении через сцинтиллятор косвенно ионизирующего излучения за счет вторичных частиц. При прохождении фотонов это электроны отдачи и фотоэлектроны, а при прохождении нейтронов это ядра отдачи или заряженные частицы, появившиеся в результате (n, α) -, (n, p) -реакций и т.д.

Рассмотрим механизм высвечивания неорганического сцинтиллятора. Свечение связано с существованием центров люминесценции, обусловленных наличием каких-либо примесей.

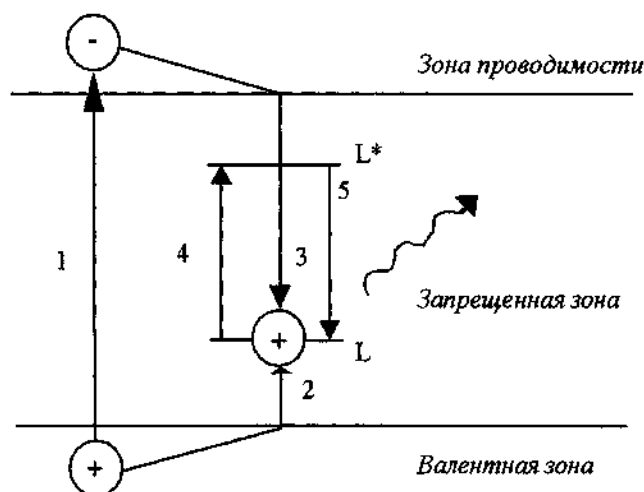


Рис. 7.8. Механизм высвечивания неорганического сцинтиллятора.

- 1 — переход электрона из валентной зоны в зону проводимости,
- 2 — захват дырки центром люминесценции,
- 3 — рекомбинация электрона с дыркой на центре люминесценции,
- 4 — возбуждение центра люминесценции,
- 5 — излучательный переход в основное состояние

Для объяснения протекающих процессов воспользуемся зонной моделью энергетических уровней электронов в кристалле. Электроны в изолированных атомах могут иметь лишь некоторые дискретные значения энергии. В результате существования химических связей между атомами в кристалле, каждый энергетический уровень электрона расщепляется в непрерывный набор разрешенных уровней, называемый зоной. Совокупность разрешенных энергетических уровней для свободных электронов называется зоной проводимости, а для электронов, которые участвуют в образовании валентных связей между атомами кристалла, — валентной зоной. Для перевода электрона из связанного состояния в валентной зоне в свободное состояние в зоне проводимости необходимо передать ему энергию, равную энергии валентной связи. Эта энергия определяет ширину запрещенной зоны, разделяющей зону валентных уровней и зону проводимости. Запрещенная зона не содержит энергетических уровней, если в кристалле отсутствуют примеси и дефекты структуры.

Под воздействием ионизирующего излучения происходит переход электрона из "валентной зоны" в зону проводимости". Дырка, или вакансия, которая образуется при этом, переходит из "валентной зоны" в "запрещенную зону" на уровень L и становится центром высвечивания (люминесценции). Электрон притягивается избыточным положительным зарядом и рекомбинирует с дыркой. Центр люминесценции переходит в возбужденное состояние, которое снимается излучением светового фотона.

Высвечивание органических сцинтилляторов объясняется внутримолекулярными процессами возбуждения одной из химических связей с последующим снятием возбуждения излучением светового фотона.

Сцинтилляторы характеризуются следующими параметрами:

- сцинтилляционной конверсионной эффективностью;
- световым выходом;
- временем высвечивания;
- прозрачностью к собственному излучению.

Конверсионная эффективность η_k — отношение энергии световых фотонов $E_{\text{фк}}$ энергии заряженной частицы E_n , поглощенной в сцинтилляторе (та часть поглощенной в сцинтилляторе энергии ионизирующего излучения, которая преобразовалась в энергию световой вспышки);

$$\eta_k = E_{\text{фк}} / E_n. \quad (7.31)$$

Значение η_k зависит от типа сцинтиллятора и изменяется в пределах от 0,01 до 0,3. Из соотношения (7.31) можно определить число фотонов $n_{\text{ф}}$, испущенных сцинтиллятором:

$$n_{\text{ф}} = \eta_k E_n / E, \quad (7.32)$$

где E — средняя энергия фотона.

Световой выход χ — отношение числа фотонов световой вспышки к энергии ионизирующего излучения, поглощенной в сцинтилляторе:

$$\chi = n_{\phi}/E_n = \eta_k/E. \quad (7.33)$$

Время высвечивания τ — среднее время жизни, которым характеризуются возбужденные состояния атомов. Это время характерно для каждого сцинтиллятора и колеблется в пределах 10^{-9} — 10^{-5} с. Временное распределение фотонов подчиняется экспоненциальному закону

$$n = [n_0 \cdot \exp(-t/\tau)]/\tau, \quad (7.34)$$

где n — число фотонов, испускаемых в единицу времени. Постоянная времени высвечивания τ характеризует время, необходимое для уменьшения максимального количества испускаемых фотонов в e раз.

Различают органические и неорганические сцинтилляторы. *Органические сцинтилляторы*

представляют собой монокристаллы некоторых органических соединений — антрацена, стильбена, нафталина, толана. Содержание водорода в органических сцинтилляторах позволяет

использовать их для регистрации быстрых нейтронов. Антрацен обладает наибольшей конверсионной эффективностью ($\eta_k \sim 0,04$) среди всех органических кристаллов, но очень чувствителен к резким изменениям температуры, которые приводят к потере сцинтилляционных свойств.

Более устойчивым монокристаллом является стильбен, который широко используется для регистрации быстрых нейтронов. Стильбен удобен также при использовании в аппаратуре

разделения при регистрации частиц разных типов. Он обладает очень малым временем высвечивания быстрой компоненты ($\tau \sim 6 \cdot 10^{-9}$ с) и относительно высокой конверсионной эффективностью ($\eta_k \sim 0,02$).

При детектировании тяжелых частиц, органические сцинтилляторы имеют низкий и нелинейный (в зависимости от энергии) световой выход.

Существуют также жидкие и пластические органические сцинтилляторы. В сцинтиллирующих пластмассах некоторые органические вещества образуют твердые растворы

в полистироле (например, терфенил в полистироле $C_{18}H_{14}$). *Пластмассовые органические*

сцинтилляторы состоят из растворителя, активаторов и сместителя спектра. Высокая прозрачность материалов позволяет изготовить детекторы больших размеров. Пластмассовые сцинтилляторы хорошо обрабатываются механически. Конверсионная эффективность пластмассовых сцинтилляторов 0,05 — 0,5 относительно антрацена, время высвечивания $(2 — 8) \cdot 10^{-9}$ с. При понижении температуры люминесцентные свойства пластмассовых сцинтилляторов улучшаются.

Жидкие сцинтилляторы являются растворами некоторых органических веществ, например паратерфенила, в органических растворителях — толуоле, ксилоле и др. Жидкие органические

сцинтилляторы подразделяются на двухкомпонентные (раствор и активатор) и многокомпонентные (раствор, активатор и сместитель спектра). Световой выход у жидких сцинтилляторов меньше, чем у органических кристаллов. Он составляет от 0,04 до 0,4 относительно светового выхода антрацена; конверсионная эффективность относительно антрацена та же, что и у пластиковых сцинтилляторов, время высвечивания меньше, чем у антрацена и составляет 10^{-9} с. Жидкие сцинтилляторы позволяют изготавливать детекторы больших размеров, имеют хорошую прозрачность, просты и дешевы, пригодны для регистрации всех видов излучений в геометрии 4π. Для регистрации тепловых нейтронов в раствор вводят соединения бора, кадмия, гадолиния и др.

Жидкие и пластмассовые сцинтилляторы имеют ряд существенных достоинств — возможно

приготовление сцинтилляторов очень большого объема, введение в них радиоактивных веществ, что особенно ценно при измерениях мягких β-излучателей (H^3 , C^{14} , S^{35}).

Неорганические сцинтилляторы, применяемые для детектирования и спектрометрии ионизирующего излучения, можно разделить на три группы: сульфиды (ZnS , активированные серебром или медью; CdS , активированные серебром); галогениды щелочных

металлов (NaI , CsI , LiI , активированные таллием; CaI_2 , LiI , активированные европием, CsF —

неактивированный) и вольфраматы ($CaWO_4$, $CdWO_4$). При выращивании кристаллов в большинство из них вводятся специальные примеси (активаторы), которые увеличивают плотность центров люминесценции. В таблице 7.1 даны характеристики некоторых неорганических кристаллических сцинтилляторов.

Таблица

7.1.

Характеристики некоторых неорганических сцинтилляторов

Материал	Длина волны при максимуме испускания, нм	Постоянная спада, мкс	Плотность, г/см ³	Гигроскопичность	Сцинтилляционная эффективность, %
$NaI(Tl)$	410	0,23	3,67	Да	100
$CsI(Na)$	420	0,63	4,51	Да	85
$CsI(Tl)$	565	1,00	4,51	нет	45
$^6LiI(Eu)$	470- 485	1,40	4,08	Да	35
$CaF_2(Eu)$	435	0,94	3,19	нет	50
BaF_2	325	0,63	4,88	нет	20
CsF	390	0,005	4,64	Да	3-5
$Bi_4Ge_3O_{12}$	480	0,30	7,13	нет	12
$ZnWO_4$	480	5,0	7,87	нет	26
$CdWO_4$	540	5,0	7,90	нет	40

В настоящее время в большинстве сцинтилляционных счетчиков используется йодистый натрий, активированный таллием. Химическая формула записывается как NaI(Tl). Добавки таллия позволяют увеличить световыход кристаллов при комнатной температуре. Когда при потерях энергии фотонов образуются фотоэлектроны, комптоновские электроны и электронно-позитронные пары, то в фосфоре они преобразуются в световую вспышку с длительностью около четверти микросекунды. Световые фотоны находятся в голубой области оптического спектра (длина волны около 4100 ангстрем или 410 нанометров). Из-за малого времени формирования вспышки счетчик может работать при больших скоростях счета. Интенсивность световой вспышки прямо пропорциональна энергии, потерянной фотоном в кристалле. Кристаллы NaI(Tl) почти исключительно используются для регистрации гамма-излучения. Основная причина — его гигроскопичность. Кристалл поглощает влагу из окружающего пространства. Незащищенный кристалл NaI, оставленный на неделю без соответственной упаковки, разрушится, превратившись в мелкий порошок. Это означает, что кристалл должен быть всегда в герметичной упаковке, предотвращающей его контакт с содержащим влагу окружающим воздухом. Преимущественно кристаллы упаковываются в алюминиевый стакан, покрытый изнутри светоотражающим составом. Кристалл NaI(Tl) плотно помещается в стакан и закрывается стеклянным или кварцевым окном (рис 7.9). Металлический контейнер эффективно защищает кристалл от попадания в него α - или β -частиц.

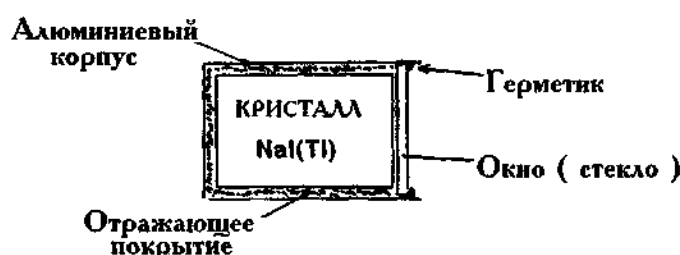


Рис 7.9 Упакованный кристалл NaI(Tl).

Для того, чтобы получить сцинтилляционный детектор, упакованный кристалл соединяется оптически с входным окном фотоэлектронного умножителя (ФЭУ) — электронного прибора, преобразующего слабые световые вспышки в большой электрический сигнал. Работа ФЭУ поясняется на чертеже, показанном на рис. 7. 10. Световые фотоны из сцинтиллятора (1) через светопровод попадают во входное окно ФЭУ. Внутренняя поверхность входного окна, покрыта материалом, который испускает электроны при попадании в него световых фотонов, называется фотокатодом. Электроны из фотокатода (2) через фокусирующую диафрагму (3) притягиваются к металлическим элементам (4), называемым динодами, благодаря приложенной снаружи разности потенциалов. Каждый ускоренный электрон, тормозясь в диноде, выбивает из него несколько вторичных электронов, которые благодаря специальной геометрии динода направляются на последующий динод

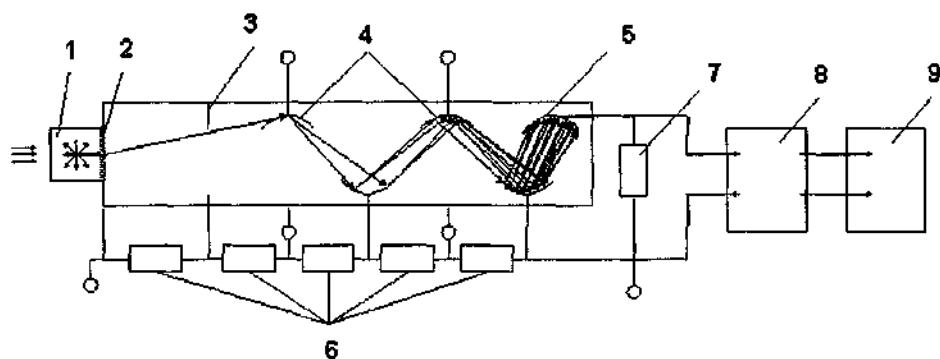


Рис 7 10 Принципиальная схема сцинтилляционного детектора

1. Сцинтиллятор
2. Фотокатод ФЭУ
3. Фокусирующая диафрагма
4. Диноды
5. Анод ФЭУ
6. Делитель напряжения
7. Выходное сопротивление
8. Усилитель
9. Пересчетный прибор

Поток электронов собирается на последнем диноде, называемом анодом (5). Питание ФЭУ осуществляется с помощью источника стабилизированного высокого напряжения с делителем (6). В цепь анода включается сопротивление нагрузки (7), на котором формируется импульс напряжения.

Количественной характеристикой процесса умножения электронов является коэффициент вторичной электронной эмиссии σ равный отношению числа выбитых из динода электронов к числу электронов падающих на его поверхность. Он зависит от материала и состояния поверхности динода, от энергии и угла падения электронов и может принимать значение от 5 до 10. Если в ФЭУ имеется n динодов, для каждого из которых коэффициент вторичной электронной эмиссии σ , то коэффициент умножения ФЭУ определяется из соотношения

$$M = \prod_{i=1}^n \alpha_i \sigma_i, \quad (7.35)$$

где α_i — коэффициент, определяющий долю электронов попадающих с одного динода на другой. В фотоумножителях обычно имеется от 10 до 14 динодов и таким образом полное усиление (коэффициент усиления) может достигать 10^6 .

В зависимости от измеряемой величины (среднее значение анодного тока или скорость счета импульсов тока) различают токовый и счетный режимы сцинтилляционного детектора.

Токовый режим сцинтилляционного счетчика. Рассмотрим зависимость анодного тока i_a от мощности дозы при регистрации фотонного излучения. Средний ток на аноде ФЭУ можно рассчитать, используя формулу (7.32), из соотношения

$$i_{\phi} = e \eta_k E_n g M/\bar{E}, \quad (7.36)$$

где e — заряд электрона, g — число фотоэлектронов на один испущенный световой фотон, M — коэффициент усиления ФЭУ

Пусть на торцовую поверхность цилиндрического сцинтиллятора с площадью торца S и высотой h нормально падает пучок фотонов. Тогда поглощенная в единицу времени энергия E_n в сцинтилляторе

$$E_n = \int_0^h I S \exp(-\mu x) \mu_{en} dx = \frac{I S \mu_{en}}{\mu} [1 - \exp(-\mu h)] \quad (7.37)$$

где μ_{en} — линейный коэффициент поглощения энергии фотонов в веществе сцинтиллятора, μ — линейный коэффициент ослабления фотонов в сцинтилляторе, I — плотность потока энергии падающих фотонов. Интегрирование проведено по высоте сцинтиллятора в предположении, что энергетический состав излучения существенно не изменяется. Мощность поглощенной дозы связана с плотностью потока энергии фотонов соотношением

$$P_{\gamma} = I \mu_{en,m}, \quad (7.38)$$

где $\mu_{en,m}$ — массовый коэффициент поглощения энергии в воздухе. Решая совместно уравнения (7.36) и (7.37), получим выражение, определяющее энергетическую зависимость чувствительности сцинтилляционного дозиметра (ход с жесткостью) работающего в токовом режиме

$$i_{\phi}/P_{\gamma} = \frac{e g M V \rho_z \eta_k}{E} \frac{1 - \exp(-\mu_z h)}{\mu_z h} \frac{\mu_{en,m,z}}{\mu_{en,m,b}}, \quad (7.39)$$

где V и ρ_z — объем и плотность сцинтиллятора соответственно

Выразив через постоянный множитель a параметры, не зависящие от энергии первичного излучения и считая постоянным значение η_k ,

$$i_{\phi}/P_{\gamma} = a \frac{1 - \exp(-\mu_z h)}{\mu_z h} \frac{\mu_{en,m,z}}{\mu_{en,m,b}} \quad (7.40)$$

Из выражения (7.40) видно, что ход с жесткостью будет отсутствовать лишь для тонких ($\mu_z h \ll 1$) воздухоэквивалентных ($\mu_{en,m,z} = \mu_{en,m,b}$) сцинтилляторов. С ростом толщины сцинтиллятора будет увеличиваться и ход с жесткостью, особенно в низкоэнергетичной области первичных фотонов. Так, с уменьшением энергии фотонов ниже 100 кэВ, чувствительность дозиметрического детектора с органическим сцинтиллятором может изменяться на десятки процентов, что делает его практически непригодным для использования

Для неорганических сцинтилляторов чувствительность, наоборот, увеличивается в области низких энергий.

Снижения хода с жесткостью можно добиться, используя комбинированный сцинтиллятор, в котором применяется органический кристалл, покрытый тонким слоем тяжелого неорганического сцинтиллятора. Рост чувствительности неорганического сцинтиллятора с понижением энергии приведет к компенсации снижения чувствительности органической части и наоборот. При удачном подборе параметров органического и неорганического сцинтилляторов можно обеспечить практическое отсутствие зависимости чувствительности от энергии вплоть до нескольких десятков килоэлектронвольт.

Главное преимущество сцинтилляционных счетчиков перед газонаполненными является их значительно большая эффективность при регистрации гамма-излучения. Это связано с двумя факторами: плотностью и атомным номером вещества чувствительной области детектора. Плотность кристалла NaI равна $3,7 \text{ г/см}^3$, в то время как плотность газов находится вблизи $0,001 \text{ г/см}^3$. Таким образом, на пути гамма-излучения оказывается в несколько тысяч раз больше атомов, что сильно увеличивает вероятность взаимодействия.

Счетный режим сцинтилляционного счетчика. В этом режиме каждая сцинтилляционная вспышка вызывает один импульс тока в анодной цепи ФЭУ. Если размеры сцинтиллятора больше пробега электронов, то практически каждый электрон, созданный первичным излучением в сцинтилляторе, создает вспышку, которая вызывает электрический импульс. Таким образом, скорость счета импульсов $n_{сч}$ если не точно равна числу электронов, освобождающихся в единицу времени в объеме сцинтиллятора, то пропорциональна этому числу.

Принимая, что каждое взаимодействие первичных фотонов со сцинтиллятором дает один электрон, для цилиндрического кристалла получим число электронов, высвобождаемых в единицу времени:

$$N_e = (S \cdot I / E_\gamma) [1 - \exp(-\mu_z h)] \quad (7.41)$$

где E_γ — средняя энергия фотонов в спектре первичного излучения.

Используя соотношение между интенсивностью излучения и мощностью дозы (7.38) и полагая, что скорость счета импульсов равна скорости высвобождения электронов в сцинтилляторе, получаем

$$n_{сч} / P_\gamma = [S / (E_\gamma \cdot \mu_{en,m,v})] \cdot [1 - \exp(-\mu_z \cdot h)] \quad (7.42)$$

Формула (7.42) определяет чувствительность и ход с жесткостью сцинтилляционного дозиметра в счетном режиме. Кривая зависимости чувствительности от энергии фотонов, определяемая уравнением (7.42), не имеет горизонтального участка, и ход с жесткостью будет значительным в любом диапазоне энергий.

Сравним чувствительность сцинтилляционного дозиметра в счетном режиме и газоразрядного счетчика. Полагая $\mu_z \cdot h \ll 1$, вместо соотношения (7.42) получим

$$n_{сч} / P_\gamma = V \cdot \mu_z / (E_\gamma \cdot \mu_{en,m,v}) \quad (7.43)$$

где V — объем сцинтиллятора. Для газоразрядного счетчика имеем из выражения (7.21)

$$n_{\text{сч}}/P_{\gamma} = S_{\text{сч}} \cdot \varepsilon_{\text{сч}} / (E_{\gamma} \cdot \mu_{\text{еп,м,в}}) \quad (7.44)$$

где $S_{\text{сч}}$ — площадь поверхности газоразрядного счетчика; $\varepsilon_{\text{сч}}$ — эффективность регистрации фотонов.

Из соотношений (7.43) и (7.44) получим отношение чувствительности сцинтилляционного счетчика к газоразрядному:

$$\delta = \frac{V}{S_{\text{сч}}} \cdot \frac{\mu_z}{\varepsilon_{\text{сч}}} \quad (7.45)$$

Площадь боковой поверхности цилиндрического газоразрядного счетчика связана с его объемом $V_{\text{сч}}$ соотношением

$$S_{\text{сч}} = 4V_{\text{сч}}/d_{\text{сч}}, \quad (7.46)$$

где $d_{\text{сч}}$ — диаметр газоразрядного счетчика. Приняв равными объемы газоразрядного и сцинтилляционного счетчиков, получим

$$\delta = \frac{d_{\text{сч}}}{4} \cdot \frac{\mu_z}{\varepsilon_{\text{сч}}} \quad (7.47)$$

Для сцинтиллятора NaI(Tl) при энергии фотонов 1 МэВ, $d_{\text{сч}} = 1$ см, $\varepsilon_{\text{сч}} = 1$ % расчет дает $\delta = 5,5$. Это свидетельствует о том, что чувствительность по мощности дозы сцинтилляционного

счетчика в несколько раз превосходит чувствительность газоразрядного счетчика. Очевидно,

что значительная энергетическая зависимость чувствительности сцинтилляционных счетчиков требует особой осторожности при их использовании в дозиметрии.

Применение сцинтилляторов для детектирования других видов излучений. Сцинтилляционные счетчики применяются для регистрации заряженных частиц, γ -излучения.

быстрых и медленных нейтронов. Сцинтилляторы ZnS, активированные серебром или медью,

применяют в виде монокристаллического порошка с толщиной слоя 25 — 50 мг/см² (из-за низкой прозрачности для собственного излучения) для регистрации тяжелых частиц, обладающих малым пробегом в кристалле. Конверсионная эффективность сернистого цинка

очень высока и достигает 28 % при возбуждении α -частицами. Сцинтиллятор CdS(Ag) может быть выращен в виде небольшого полупрозрачного монокристалла. Применяют его для регистрации α -частиц.

Для исследования γ -излучения лучшим щелочно-галогидным сцинтиллятором является NaI(Tl) из-за большого фото-выхода. Световой выход сцинтиллятора NaI(Tl) линейно зависит

от энергии β -частиц, протонов и дейтронов, а для α -частиц эта зависимость нелинейна. Световой выход уменьшается с увеличением плотности ионизации. Йодистый цезий по своим

сцинтиллирующим свойствам аналогичен йодистому натрию. Зависимость световых выхода органических сцинтилляторов (антрацен, стильбен) от энергии тяжелых заряженных частиц

(протонов, дейтронов и α -частиц) нелинейная.

Сцинтилляторы CaWO_4 и CdWO_4 используют в виде мелких кристаллов (из-за сложности выращивания монокристаллов) для регистрации тяжелых частиц.

Монокристаллы LiI , LiI(Tl) применяют для регистрации нейтронного излучения. Содержание водорода в органических сцинтилляторах позволяет использовать их для регистрации быстрых нейтронов. Особенно широко для этой цели применяется стильбен.

С целью практического удобства для регистрации нейтронов используют датчики, которые позволяют одним детектором регистрировать нейтроны всех энергий от тепловых до быстрых (включая промежуточные) в соответствии с их коэффициентом качества, то есть в единицах эквивалентной дозы.

Такой датчик состоит из водородсодержащего замедлителя (как правило плексиглас) оптимальных размеров, в центре которого расположен детектор тепловых нейтронов (сернистый цинк с добавкой солей бора или лития), а на поверхности — сцинтиллятор быстрых нейтронов. Сцинтилляции от быстрых нейтронов передаются по светопроводу к фотокатоду ФЭУ.

Промежуточные нейтроны после замедления регистрируются детектором тепловых нейтронов, тепловые — непосредственно.

Применение фотодиода в качестве ФЭУ. Наряду с традиционными детекторными сборками типа сцинтиллятор — ФЭУ (С-ФЭУ) для регистрации ионизирующих излучений применяются сцинтизлектронные детекторы излучений (СЭЛДИ) нового поколения типа сцинтиллятор — фотодиод (С-ФД). Детектор С-ФД по сравнению с конструкцией С-ФЭУ имеет существенно более широкую область применения что обусловлено следующими эксплуатационными преимуществами.

- широкий динамический диапазон (10^8 — 10^{12}), т.е. возможность регистрации мощности дозы излучений от уровней ниже фонового (1 мкбэр/час) до 10^4 — 10^6 бэр/час,
- энергетический диапазон не менее 10^3 (10 кэВ — 10 МэВ),
- миниатюрность (объем 0,5 — 2 см³), простота конструкции, надежность эксплуатации,
- отсутствие необходимости в высоковольтном питании, нечувствительность к магнитным полям,
- высокая стабильность и воспроизводимость характеристик.

Отмеченные преимущества обеспечили применение детекторов СЭЛДИ в дефектоскопических системах, использующих принцип компьютерной томографии, в приборах контроля багажа и ручной клади, для регистрации мощности дозы излучения медицинских рентгенодиагностических аппаратов. Высокая чувствительность и надежность детекторов СЭЛДИ позволила создать на их основе приборы контроля радиационной обстановки, прошедшие испытания в аварийной зоне Чернобыльской АЭС.

Таблица
Основные характеристики сцинтилляторов СЭЛДИ

7

2

г Парамтры	Сцинтилляторы			
	ZnSe	CWO	BGO	GSO
Световой выход с ФД относительно CsI(Tl), %	120-150	30-40	6-7,5	30-40
Время высвечивания, мкс	30-50	5-9	0,28-0,35	0,05
Эффективный атомный номер	33	66	74	58,60
Плотность, г/см ³	5,42	7,9	7,13	6,71
Максимум излучения, мкм	0,64	0,49	0,48	0,43
Энергетическое разрешение по Cs- 137, %	14-15	10-12	13-18	8-10
Радиационная длина, мм	28	10,6	10,5-11,2	13
Толщина 90%-го поглощения γ -излучения 150 кэВ, мм	14	3,0-3,5	2,3-2 44	6

Параметры сцинтилляторов, применяемых в СЭЛДИ представлены в табл 7 2
Конструкция сцинтизлектронного детектора излучений представлена на рис 7.11

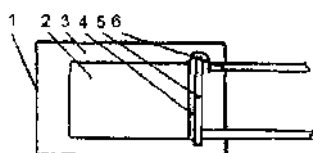


Рис 7 11 Конструкция СЭЛДИ

- 1 — светозащитный слой
- 2 — сцинтиллятор (ZnSe CdS, BGO CWO),
- 3 — отражающе-защитное покрытие,
- 4 — оптический контакт,
- 5 — кремниевый фотодиод,
- 6 — вывод

Использование фотодиодов позволяет применять детекторы как в токовом, так и в импульсном режиме.

Применение сцинтилляционных детекторов в гамма-спектроскопии. На аноде ФЭУ формируется импульс напряжения, амплитуда которого пропорциональна интенсивности световой вспышки, попавшей на фотокатод, а значит и энергии, потерянной в кристалле фотоном.

Так как амплитуда выходного импульса пропорциональна энергии гамма-излучения, то сцинтилляционные детекторы можно использовать для гамма-спектроскопии. В этом процессе

импульсы от ФЭУ сортируются по амплитуде прибором, называемым многоканальным амплитудным анализатором импульсов. Накопленная информация о количестве импульсов каждой амплитуды затем выводится на дисплей или распечатывается в виде амплитудного спектра. Вид такого спектра от гамма-источника с фотонами одной энергии показан на рис 7.12.

Энергия гамма-линии может быть измерена по положению фотопика (отметка E на рисунке). Этот пик так назван в связи с реакцией, приведшей к его образованию. Калибровка энергетической шкалы производится по измерениям спектров известных источников.

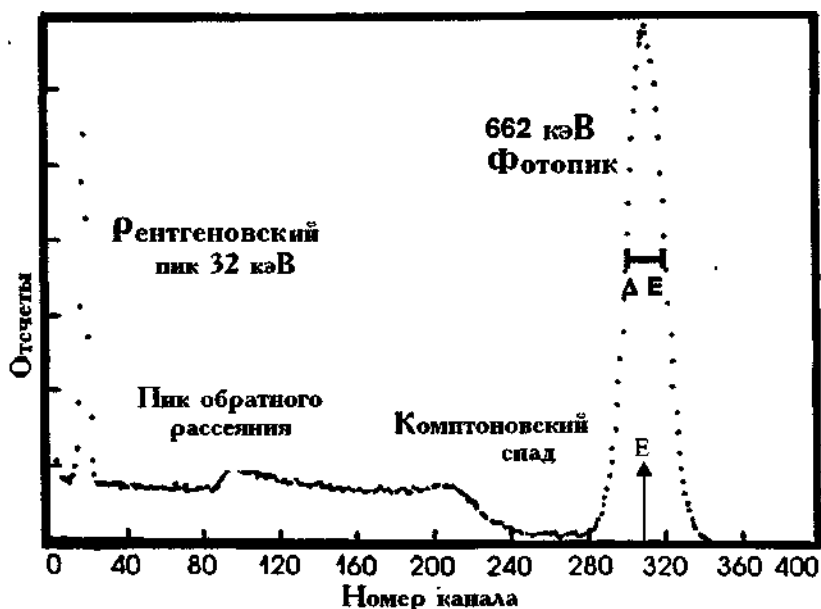


Рис 7.12 Амплитудное распределение сцинтилляционного детектора.

Энергетическое разрешение сцинтилляционного счетчика также иллюстрируется на рисунке. Оно определяется как ширина пика на полувысоте (ΔE на рис.7.12) деленная на энергию E и умноженная на 100%. Разрешение сцинтилляторов с кристаллом NaI обычно равно 7 — 9% при энергии гамма-излучения 662 КэВ (^{137}Cs). Это важный параметр гамма-спектрометра, так как он определяет насколько близко по энергии две гамма-линии могут быть отчетливо зарегистрированы как два отдельных пика вместо одного широкого пика. Энергетическое разрешение очень важно, когда регистрируется излучение неизвестного излучателя, т.к. фотоны, разница энергий которых меньше чем ΔE , не будут различаться. К сожалению, энергетическое разрешение сцинтилляционных детекторов с NaI(Tl) не достаточно для многих применений в радиационной защите.

ПОЛУПРОВОДНИКОВЫЙ МЕТОД

Общим признаком полупроводников является величина их электропроводности, которая занимает промежуточное место между электропроводностью металлов и диэлектриков. Диапазон значений удельной электропроводности у полупроводников лежит в пределах 10^{-10} - 10^4 Ом $^{-1}$ см $^{-1}$, у металлов 10^5 - 10^6 Ом $^{-1}$ см $^{-1}$, у диэлектриков менее 10^{-14} Ом $^{-1}$ см $^{-1}$).

С точки зрения зонной теории полупроводниковыми свойствами обладают такие вещества, ширина запрещенной зоны у которых не превышает 2 — 3 эВ. У диэлектриков запрещенная зона значительно шире, у металлов она практически отсутствует.

Полупроводник в качестве детектора ионизирующих излучений выступает как аналог ионизационной камеры, чувствительным объемом которой является твердое тело. Под действием ионизирующего излучения в полупроводнике образуются свободные носители заряда. Если к полупроводнику, находящемуся в поле ионизирующего излучения, приложить разность потенциалов, то по изменению проводимости полупроводника можно делать вывод о наличии и интенсивности ионизирующего излучения.

Использование твердого тела в качестве чувствительного объема позволяет за счет более высокой плотности вещества (примерно в 1000 раз) увеличить энергию, поглощенную в единице чувствительного объема. Кроме того, энергия, необходимая на образование одной пары ионов соответствует ширине запрещенной зоны, то есть примерно на порядок ниже, чем в газовых ионизационных камерах.

Таким образом в одном и том же поле излучения ионизационный эффект в полупроводниковом детекторе будет примерно в 10^4 раз выше, чем в ионизационной камере, то есть полупроводниковые детекторы обладают высокой чувствительностью даже при малом чувствительном объеме.

Другой важной особенностью полупроводниковых детекторов по сравнению с газовыми является высокая подвижность носителей заряда. Так например, у кремния при комнатной температуре подвижность отрицательных носителей заряда (электронов) равна 1300 см 2 /В·с, а положительных носителей заряда (дырок) — 500 см 2 /В·с. Для сравнения подвижность носителей заряда в воздухе при нормальных условиях около 1 см 2 /В·с. Высокая подвижность носителей заряда определяет малое время собирания электрических зарядов на электроды, и как следствие, высокую разрешающую способность детектора. Кроме того, малое время собирания существенно снижает вероятность рекомбинации положительных и отрицательных зарядов, а большая подвижность зарядов при прочих равных условиях обеспечивает большой ионизационный ток. В расчете на одинаковый ионизационный эффект полупроводниковый детектор требует на несколько порядков меньшего электрического напряжения, чем газовый.

Однако все сказанное относится к случаю, когда полупроводник находится при абсолютном нуле температуры. В этом случае валентная зона, образованная энергетическими уровнями внешних валентных электронов, заполнена полностью, а зона проводимости не содержит свободных электронов, то есть полупроводник является изолятором, и наложение внешнего электрического поля не приведет к появлению в нем электрического тока.

В реальных условиях, вследствие сравнительно малой ширины запрещенной зоны, электроны в полупроводнике могут переходить из валентной зоны в зону проводимости

вследствие теплового возбуждения, что приводит к появлению "фонового" электрического тока, который быстро растет с ростом температуры.

Рассмотрим подробнее природу и поведение носителей заряда в полупроводнике. Будем рассматривать в качестве полупроводников получившие распространение Si и Ge. Различают собственную и примесную проводимость полупроводника.

Si и Ge четырехвалентны, то есть имеют по четыре валентных электрона на внешней электронной оболочке. В случае перехода электрона из валентной зоны в зону проводимости за счет энергии теплового движения образуется пара носителей заряда, электрон — дырка, перемещение которых во внешнем электрическом поле создает электрический ток. Это собственная проводимость.

Введение в кристаллическую решетку полупроводника атомов другой валентности приводит к появлению примесной проводимости, которая связана с возникновением энергетических уровней в запрещенной зоне.

Допустим, что при выращивании кристалла полупроводника один из атомов кристаллической решетки заменен примесным пятивалентным атомом (например, фосфор или мышьяк).

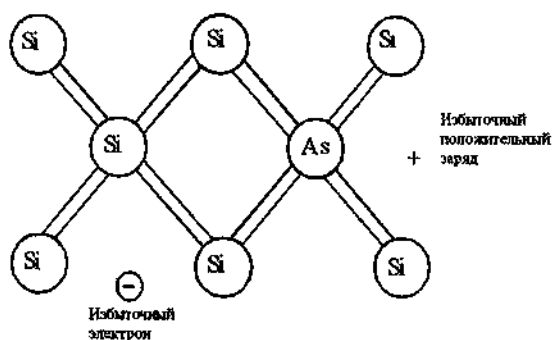


Рис. 7.13. Расположение зарядов в кристаллической решетке кремния при введении примесного пятивалентного атома.

Четыре валентных электрона примесного атома участвуют в создании связей с соседними атомами кристаллической решетки, а пятый остается неиспользованным, а следовательно слабосвязанным с атомами кристаллической решетки. Под действием энергии теплового движения этот электрон переходит в зону проводимости, примесный атом превращается в положительный ион. Примеси пятивалентных атомов, введенных в кристалл полупроводника, называют донорными примесями.

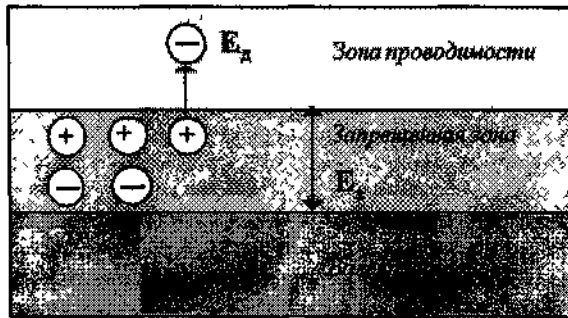


Рис.. 7.14. Зонная модель донорных энергетических уровней

Донорный энергетический уровень располагается в запрещенной зоне у нижнего края зоны проводимости, а величина E_d является энергией ионизации пятивалентного атома. Положительные ионы связаны в кристаллической решетке и не могут перемещаться во внешнем электрическом поле. Следовательно, проводимость полупроводников с донорными примесями обусловлена движением свободных электронов. Такие полупроводники называются полупроводниками n-типа (полупроводники с электронной проводимостью).

Введение в кристаллическую решетку вместо четырехвалентного атома полупроводника трехвалентного атома примеси (например, бора или индия) приводит к другому результату

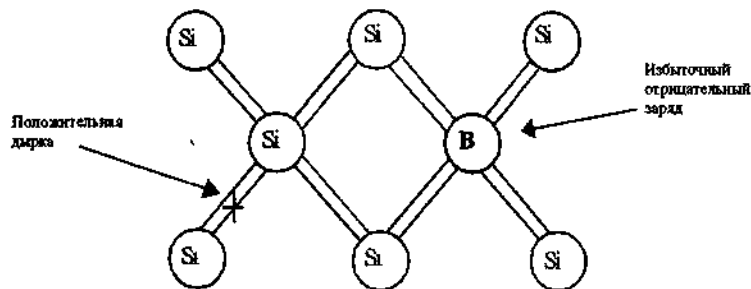


Рис. 7.15 Расположение зарядов в кристаллической решетке кремния при введении примесного трехвалентного атома.

Для образования четырех связей с соседними атомами кристаллической решетки у атома примеси не хватает одного электрона. Электрон для создания четвертой связи может быть получен от одной из других связей между атомами кристалла. Примесный атом после захвата электрона превращается в отрицательный ион, а оставшаяся незаполненная связь является дыркой в валентной зоне.

Примеси трехвалентных атомов, внедренных в кристалл полупроводника, называют акцепторными примесями.

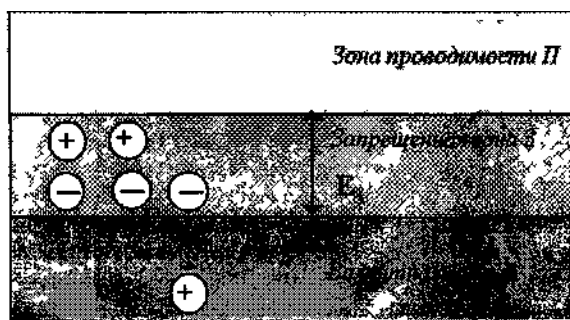


Рис 7. 16 Зонная модель акцепторных энергетических уровней

Акцепторные энергетические уровни располагаются в запрещенной зоне у верхнего края валентной зоны, а величина E_A является энергией ионизации трехвалентных атомов. Отрицательные ионы связаны в кристаллической решетке, следовательно, проводимость полупроводников с акцепторными примесями обусловлена движением дырок в валентной зоне. Такие полупроводники называются полупроводниками р-типа (полупроводники с дырочной проводимостью).

Как отмечалось ранее, проводимость полупроводников (как собственная, так и примесная) затрудняет использование полупроводников для регистрации ионизирующих излучений. Однако существует возможность создать в полупроводнике область, обедненную свободными носителями заряда. В этом случае электрическое сопротивление полупроводника резко возрастает а проводимость падает. Такая возможность основана на использовании свойств р-п и п-р переходов. Переходом называется область полупроводника, в которой происходит смена типа проводимости с электронной на дырочную или наоборот.

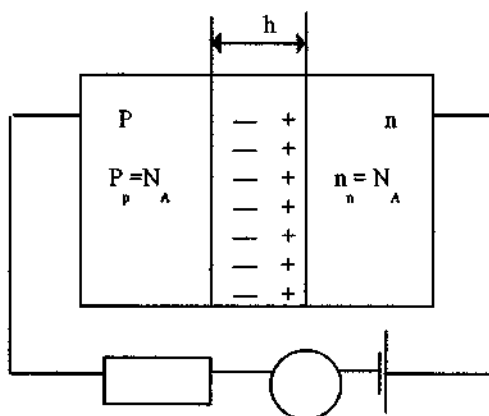


Рис. 7.17. Полупроводник с р-п переходом

P_p — концентрация дырок в области,
 n_n — концентрация электронов в области,
 h — ширина р-п перехода.

Предположим, что на грань полупроводникового кристалла, обладающего дырочной проводимостью нанесен слой полупроводника с электронной проводимостью. Концентрация электронов в n-области значительно превосходит их концентрацию. В p-области. В тоже время с концентрацией дырок наблюдается обратное соотношение. Такое различие в концентрациях приводит к тому, что электроны начинают диффундировать в p-область, а дырки, наоборот — в n-область. Ионизированные атомы донорного вещества, электроны которых переместились в p-область, создают нескомпенсированный положительный объемный заряд в n-области около границы раздела. В p-области, вследствие ухода дырок, образуется отрицательный объемный заряд. В результате создается двойной электрический слой у границы раздела. Электрическое поле этого слоя препятствует дальнейшему диффузионному переносу электронов и дырок. Через некоторое время после образования двойного электрического слоя устанавливается равновесное состояние, при котором результирующие потоки электронов и дырок равны нулю.

В области p-n перехода концентрация носителей заряда на несколько порядков ниже, то есть p-n переход обладает высоким электрическим сопротивлением. Обедненная носителями заряда область p-n перехода является основной рабочей областью полупроводникового детектора.

При отсутствии внешнего напряжения ширина области, обедненной носителями заряда, очень мала (примерно 10^{-6} — 10^{-5} метра). Если приложить к p-n переходу так называемое "обратное напряжение" (минус к p-области, имеющей отрицательный объемный заряд, а плюс к n-области, имеющей положительный объемный заряд), то направление внешнего поля и поля p-n перехода будут совпадать. Поэтому приложенное напряжение также будет удалять носители заряда из обедненной области, а следовательно ширина этой области возрастает.

Ионизирующее излучение, либо заряженная частица образует в области p-n перехода свободные носители заряда, и следовательно импульс тока. Амплитуда импульса будет пропорциональна числу пар ионов (электронов и дырок), образованных излучением в области p-n перехода.

Полупроводниковый метод регистрации получил широкое применение в спектрометрии. В этом случае выходной сигнал детектора подается на вход многоканального амплитудного анализатора (анализатора, в котором каждый канал регистрирует лишь импульсы определенной амплитуды).

По способу получения p-n перехода полупроводниковые детекторы подразделяются на диффузионные, поверхностно-барьерные и литий-дрейфовые.

В диффузионных детекторах на поверхность полупроводника p-типа наносится тонкий слой донорного вещества (например, фосфора). При температуре около 800°C в инертной атмосфере донорное вещество диффундирует в полупроводник и создает n-слой.

В поверхностно-барьерных детекторах поверхностный слой полупроводника n-типа окисляется кислородом воздуха и приобретает тонкий слой с p-проводимостью. В качестве электрода на p-слой в вакууме напыляется тонкий слой золота.

В литий-дрейфовых детекторах в полупроводник p-типа при температуре около 600°C вводятся донорные атомы лития, имеющие очень высокий коэффициент диффузии. Компенсация заряда акцепторных примесей производится за счет ионов лития, так как последние не связаны с кристаллической решеткой и могут перемещаться между ее узлами под действием внешнего электрического поля. Недостатком подобных детекторов является то обстоятельство, что их постоянно необходимо поддерживать при температуре жидкого

азота, т. к. в противном случае ионы лития уйдут из кристалла полупроводника за счет тепловой диффузии. Преимуществом является возможность создания очень большого чувстви-

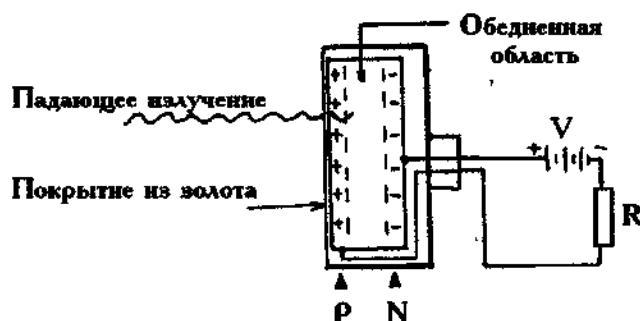


Рис.7.18. Схема включения поверхностно-барьерного полупроводникового детектора

На рис.7.18 показана схема включения поверхностно-барьерного диодного детектора. Участок полупроводника p-типа (в котором ток переносится положительно заряженными дырками) и участок полупроводника n-типа (в котором ток переносится отрицательно заряженными электронами) формируют анод и катод. При подключении напряжения согласно схеме рис.7.18 (называется смещением в обратном направлении), электроны и дырки притягиваются из центральной области полупроводниковой пластины к электродам соответствующей полярности, расширяя область, обедненную носителями зарядов. Эта обедненная область играет такую же роль, как и наполняющий газ в ионизационной камере. Ионизирующее излучение при взаимодействии с полупроводником в этой области образует электронно-дырочные пары в отличие от ионных пар, которые образуются. В материалах, отличных от полупроводников. Поверхностно-барьерный диод способен регистрировать только альфа- и бета-излучения. Для измерения их энергии эти частицы должны потерять всю свою кинетическую энергию в обедненной области. Это означает, что входное окно и слой полупроводника P-типа должны быть достаточно тонкими, чтобы обедненная область подходила к самой поверхности. Окно обычно делается напылением тонкой пленки из золота на слой полупроводника P-типа.

Поверхностно барьерные детекторы обычно используются в приборах отбора воздушных проб для определения альфа загрязнения от радоновой фоновой активности.

Германиевые счетчики бывают обычно двух типов: германий-литиевые дрейфовые детекторы, сокращенно Ge(Li), и детекторы из германия высокой чистоты. Эти детекторы используются для гамма спектроскопии и работают подобно описанным выше поверхностно-барьерным детекторам, но их конструкция несколько отличается. На рис 7.19 представлено устройство цилиндрического детектора. Большинство объема в центре детектора обеднено носителями заряда благодаря использованию германия высокой частоты или путем компенсации носителей дрейфом лития. Внешняя оболочка N-типа и маленькое пятно P-типа формируют

два электрода (катод и анод). Гамма излучение взаимодействует в обедненной области, где расходуется энергия на образование электронно-дырочных пар. Заряды собираются при приложении к детектору относительно высокой разности потенциалов, обычно свыше 1000 В. Импульс тока собранных электронов и дырок проходит через резистор и создает импульс напряжения (закон Ома).

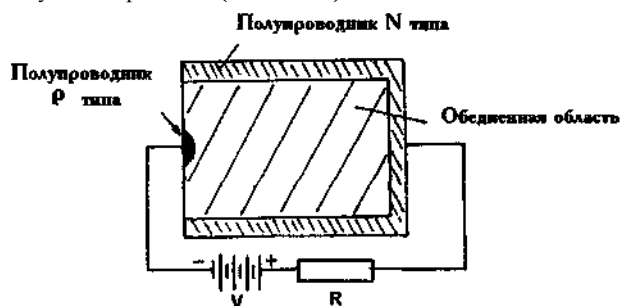


Рис. 7.19. Строение германиевого детектора.

В детекторе не происходит умножение зарядов, образовавшихся фотонами. Так как амплитуда импульсов пропорциональна потерянной энергии, то обычно выходной сигнал подается на вход многоканального амплитудного анализатора для набора энергетического гамма-спектра. Т.к. энергия ионизации мала, всего 2,9 эВ на электронно-дырочную пару в германии, то достигается значительно лучшее, чем в сцинтилляционных счетчиках с NaI(Tl), разрешение. Для сравнения на рис. 7.20 показали высокоэнергетичные пики от Co-60, измеренные с помощью полупроводникового и сцинтилляционного детекторов.

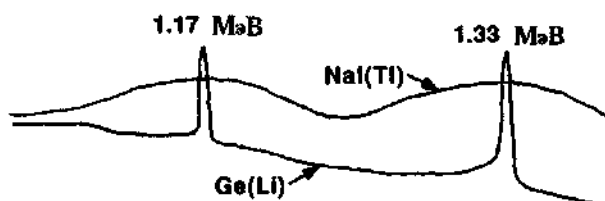


Рис.7.20. Сравнение энергетического разрешения Ge(Li) и NaI(Tl) детекторов

Кроме детекторов из Si и Ge для измерений ионизирующего излучения широко используется детектор из теллурида кадмия (CdTe). Это небольшой детектор гамма-излучения, который работает при комнатной температуре и не нуждается в фотоумножителе. Из-за высокого атомного номера ($Z_{эфф} = 50,2$) чувствительность его значительно выше, чем у германиевого ($Z = 32$). Детекторы бывают диаметром от 1 мм до 13 мм и толщиной от 1 до 2мм. Детекторы могут изготавливаться достаточно малых размеров для того, чтобы размещать их в иглах для подкожного введения при использовании в исследованиях мозга.

Энергетическое разрешение кадмий-теллуридных детекторов также вполне удовлетворительно. Благодаря высокой чувствительности при низких энергиях гамма-излучения, детекторы нашли применение в качестве дозиметров для работников, занятых на работах в плутониевых разрезах (рудниках)

CdTe детекторы работают в температурном диапазоне от -20°C до $+30^{\circ}\text{C}$ и требуют питающее напряжение всего 50 вольт. Полупроводник сам по себе не гигроскопичен и поэтому не требует особых правил обращения с ним.

Полупроводниковые детекторы работают как в импульсном, так и в токовом режиме, причем в токовом режиме можно использовать даже однородные полупроводники, хотя у однородных полупроводников нижний предел измерения достаточно высок из-за низкой временной постоянной.

Зависимость чувствительности от энергии излучения у полупроводникового детектора в токовом режиме отсутствует при энергиях излучения более 0,2 МэВ, а с применением дополнительных фильтров не превышает 10 %.

В импульсном режиме, если толщина чувствительной области больше длины пробега заряженной частицы, то зависимость между энергией частицы и амплитудой импульса линейна. Время собирания носителей заряда в полупроводнике составляет примерно 10^{-7}C . Дозовая чувствительность полупроводниковых детекторов в импульсном режиме значительно выше, чем в токовом, и позволяет регистрировать минимальные значения МЭД порядка 1 мкР/ч. Нижний предел измерений определяется уровнем фонового тока. Фонovou скорость счета можно существенно снизить, применив дискриминатор — устройство, не пропускающее импульсы с амплитудой меньше заданной. Данный предел называют порогом дискриминации и обычно выражают в единицах энергетической шкалы (кэВ) по аналогии с энергией, которая была бы поглощена в чувствительном объеме для создания такого импульса.

При постоянном значении порога дискриминации дозовая чувствительность линейно возрастает с увеличением обедненного слоя, то есть с ростом обратного напряжения. Чувствительность детектора линейно уменьшается с ростом порога дискриминации, то есть изменяя значение порога дискриминации можно менять ход с жесткостью.

ФОТОГРАФИЧЕСКИЙ МЕТОД

Фотографический метод основан на свойстве ионизирующего излучения, воздействовать на чувствительный слой фотоматериалов аналогично видимому свету. Для целей регистрации излучений обычно используют рентгеновские пленки, представляющие собой чувствительную эмульсию, нанесенную с одной или двух сторон на целлулоидную подложку. Основной составляющей эмульсии являются кристаллы бромистого или хлористого серебра (AgBr , AgCl) равномерно распределенные в слое желатина. Прохождение ионизирующего излучения через фотоэмульсию делает затронутые им кристаллы способными к проявлению. В результате поглощения излучения в кристаллах образуются центры проявления, состоящие из групп атомов металлического серебра. Совокупность этих центров создает скрытое изображение.

Обработка фотослоя, имеющего скрытое изображение, проявителем приводит к восстановлению металлического серебра во всех кристаллах, содержащих центры проявления достаточно больших размеров, в результате чего число атомов металлического серебра около центра скрытого изображения увеличивается в 10^{10} — 10^{12} раз. При последующей обработке фотопленки закрепителем (фиксацией) те кристаллы, которые не восстановились до

металлического серебра, растворяются и выводятся из эмульсии. Наличие на фотопленке металлического серебра приводит к тому, что фотопленка задерживает видимый свет, то есть имеет почернение. Оптической плотностью почернения называется величина

$$S = \lg J_0/J \quad (7.48)$$

где: J_0 — интенсивность видимого света, падающего на обработанную фотопленку.

J — интенсивность видимого света, проходящего через нее.

Плотность почернения изменяется от 0 до ∞ .

Практически приходится измерять плотность почернения не превышающую 3 единиц. (Почернение S равное 1,2,3 соответствует отношению J_0/J равному 0,1; 0,01,0,001).

Плотность почернения пленки зависит от экспозиции. Под экспозицией понимают произведение интенсивности излучения на время облучения. При неизменном спектральном составе экспозиция прямо пропорциональна дозе. Обычно, для наглядности, зависимость почернения от дозы изображают в полулогарифмическом масштабе (сенситометрическая характеристика фотопленки).

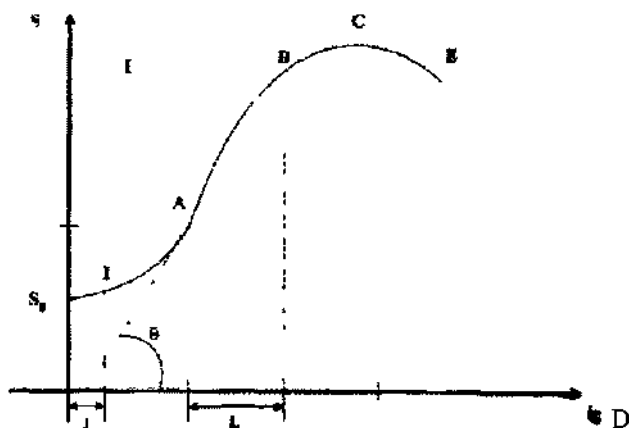


Рис. 7.21. Сенситометрическая характеристика фотопленки.

j — инерция,
 JA — область недодержек,
 AB — область нормальных экспозиций,
 BC — область передержек,
 CE — область соляризации

Прямолинейный участок сенситометрической характеристики является рабочей областью фотопленок, используемых для измерения ионизирующего излучения.

Угол θ определяет контрастность фотопленки (чем он больше, тем контрастнее фотопленка).

S_0 — вуаль пленки.

Вуаль — легкое почернение, которое образуется на фотопленке в процессе ее изготовления и хранения.

Обычно при определении дозы, которой облучались фотопленки, берут три вида пленок рабочие, контрольные и градуировочные. Контрольные пленки служат для определения фона (вуали). Градуировочные пленки (пленки, облученные известной дозой) служат для построения градуировочной кривой. Поскольку на плотность почернения пленки помимо дозы излучения влияют также сорт пленки, состав и температура проявителя, длительность проявления и т. п., все пленки, относящиеся к одной серии, должны проявляться одновременно. Затем для каждой серии пленок экспериментально строится градуировочная кривая (зависимость плотности почернения от дозы). С помощью градуировочной кривой по оптической плотности почернения рабочих пленок находят дозу облучения индивидуально каждой рабочей пленки.

Поскольку фотоэмульсия, состоящая из Ag, Br, AgCl и желатина, не является воздушноэквивалентным материалом, то степень ее почернения при одинаковой дозе излучения будет зависеть от энергии этого излучения.

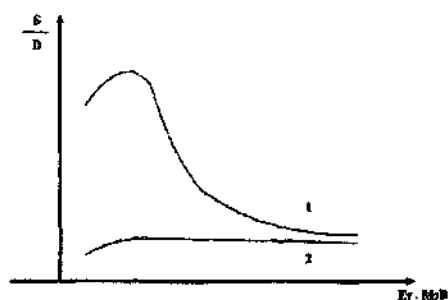


Рис 7.22 Зависимость отношения почернения/доза от энергии излучения

1 — фотопленка без фильтров
2 — фотопленка с фильтрами

Чувствительность большей части фотопленок имеет ярко выраженный максимум в области 40 — 50 кэВ, и для устранения хода с жесткостью применяют сглаживающие фильтры, предназначенные для ослабления излучения с энергией, соответствующей максимуму чувствительности фотопленки. Использование фильтров позволяет снизить энергетическую зависимость чувствительности до значений $\pm 20\%$ в диапазоне 0,03 — 3 МэВ.

Для регистрации тепловых нейтронов используются фотопленки, экранированные материалом с большим сечением захвата (кадмий, индий, гадолиний и т. д.).

Излучения, возникающие при захвате нейтронов материалом экрана, регистрируются фотопленкой. По разнице почернений пленки, расположенной под экраном и под свинцовым фильтром, находят дозу от нейтронов. Для регистрации быстрых нейтронов используют специальные ядерные фотоэмульсии, чувствительные к протонам отдачи, возникающим под действием нейтронов. Поскольку число протонов отдачи в фотоэмульсии убывает с ростом энергии подающих нейтронов, фотоэмульсию окружают чередующимися слоями водосодержащих веществ и алюминиевых поглотителей.

Погрешность измерения дозы излучения с помощью фотопленок зависит, кроме хода с жесткостью и статистического разбора показаний отдельных пленок, еще и от плотности почернения. Чем меньше плотность почернения, тем выше погрешность, поэтому срок экспозиции пленок должен быть достаточно длительным. В оптимальных условиях погрешность фотографического метода регистрации ионизирующих излучений составляет $\pm 30\%$.

Преимуществами фотографического метода являются:

- документальная регистрация результатов;
- невосприимчивость к внешним воздействиям (температура, вибрация и т. д.);

Недостатки:

- невысокая чувствительность (особенно при малых дозах);
- сложность обработки пленок;
- высокий ход с жесткостью.

ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЙ МЕТОД

Сущность метода заключается в том, что в некоторых веществах (люминофорах) образованные под действием ионизирующего излучения носители заряда (электроны и дырки) локализуются в центрах захвата, благодаря чему происходит накопление поглощенной энергии, которая может быть затем освобождена при дополнительном внешнем воздействии (возбуждении).

Чаще всего дополнительным возбуждением может быть либо освещение люминофора светом определенного спектра, либо его нагрев (фотолюминесценция и термолюминесценция).

Рассмотрим механизм термолюминесценции

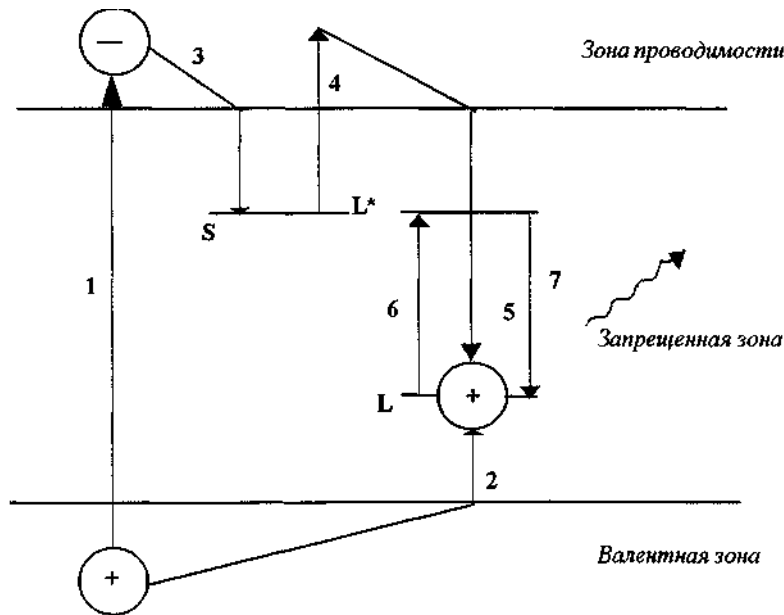


Рис. 7.23. Механизм термолюминесценции

- 1 — переход электрона из валентной зоны в зону проводимости;
- 2 — захват дырки центром люминесценции;
- 3 — захват электрона ловушкой;
- 4 — освобождение электронов при нагреве кристалла;
- 5 — рекомбинация электронов с дырками в центрах люминесценции;
- 6 — возбуждение центра люминесценции;
- 7 — излучательный переход в основное состояние.

Электрон, поглощая энергию ионизирующего излучения, переходит из валентной зоны в зону проводимости. Образующаяся дырка переходит в запрещенную зону и создает центр люминесценции. Если в запрещенной зоне имеется электронная ловушка, обусловленная дефектом кристалла или введением примесей, то она захватывает электрон и электрон переходит

в метастабильное состояние. Внешнее воздействие сообщает электрону дополнительную энергию и он вновь переходит в зону проводимости, после чего рекомбинирует с дыркой (центром люминесценции). Центр люминесценции переходит в возбужденное состояние, которое снимается излучением светового фотона.

В дальнейшем световые вспышки переводятся в электрический сигнал по механизму, аналогичному рассмотренному ранее (в сцинтилляционном методе — токовый режим).

Интенсивность люминесценции пропорциональна дозе облучения люминофора. Кривая высвечивания, как правило, имеет несколько максимумов, зависящих от количества энергетических уровней, на которых располагаются ловушки, т.к. выход электронов из различных энергетических уровней происходит при различной энергии, переданной внешним воздействием. На практике доза облучения определяется по площади некоторых определенных пиков люминесценции или по высоте пика главного максимума.

Механизм радиофотолюминесценции несколько иной.

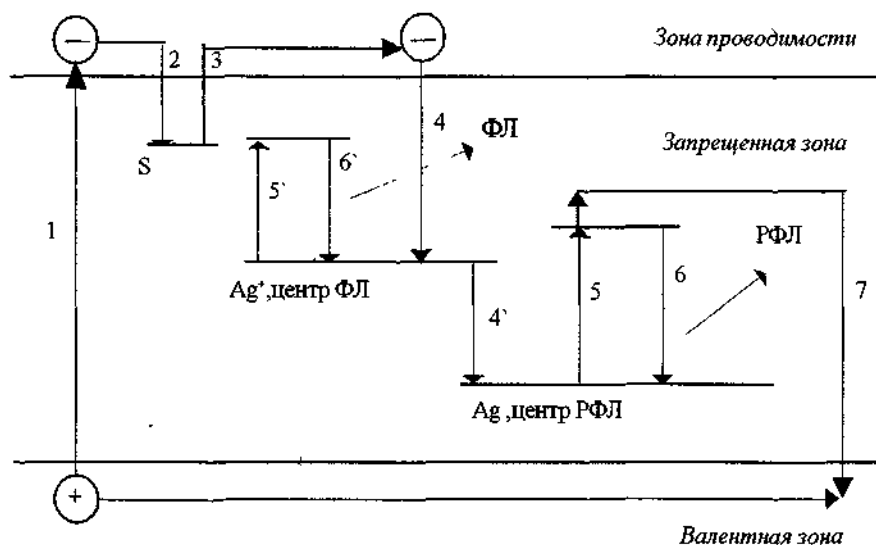


Рис. 7.24 Механизм радиофотолюминесценции (РФЛ) и фотолюминесценции (ФЛ).

1 — переход электрона из валентной зоны в зону проводимости под действием ионизирующего излучения;

2 — захват электрона ловушкой;

3 — термический переход электрона в зону проводимости;

4, 4' — захват электрона центром фотолюминесценции с последующим превращением центра фотолюминесценции в центр радиофотолюминесценции;

5, 5' — возбуждение центров РФЛ (ФЛ) коротковолновым излучением;

6, 6' — излучательный переход центров РФЛ(ФЛ) в основное состояние;

7 — рекомбинация электрона с дыркой.

При фотолюминесценции в качестве люминофоров используется NaI, LiF, NaCl фосфатные стекла и т.п., активированные серебром (Ag). Серебро образует в люминофоре центры радиофотолюминесценции, которые люминесцируют под действием света. Под действием излучения электрон переходит в зону проводимости и захватывается электронной ловушкой. В результате нагрева электрон выходит в зону проводимости и захватывается центром фотолюминесценции, переводя его в центр радиофотолюминесценции. Центр радиофотолюминесценции люминесцирует под действием света с длиной волны, отличной от той, которая вызывает фотолюминесценцию.

Интенсивность радиофотолюминесценции линейно зависит от дозы в диапазоне примерно 10 Гр.

У фотолюминесцентных детекторов существует эффект нарастания интенсивности люминесценции после прекращения облучения (эффект накопления или "созревания"). В связи с этим чувствительность ФЛД необходимо относить к определенному моменту времени после облучения. Время наступления максимума свечения для ФЛД содержащих серебро, например, определяется концентрацией серебра и температурой, при которой хранится ФЛД в период от облучения до измерения.

Максимальная люминесценция (по интенсивности) наблюдается при содержании серебра 1 — 2 %, однако при этом время наступления максимума больше. На практике содержание серебра составляет 3 — 5 %. Качество ФЛД тем выше, чем быстрее наступает максимальная люминесценция и чем дольше она сохраняется на этом уровне без заметного затухания.

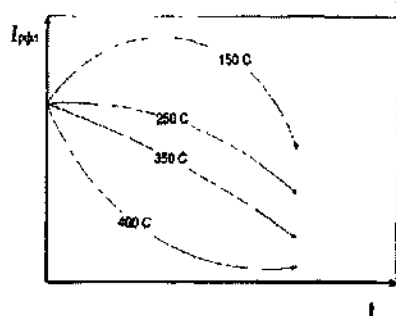


Рис. 7.25. Зависимость интенсивности радиофотолюминесценции от времени выдержки при различных температурах.

Некоторые типы ФЛД сохраняют информацию о дозе в пределах $\pm 10\%$ в течение нескольких лет, начиная с 2 часов после облучения..

При больших дозах (порядка $10 - 10^4$ Гр) вместо люминесценции можно использовать эффект потемнения ФЛД, так как при таких дозах из-за появления большого количества центров люминесценции они окрашиваются.

Центры люминесценции в ФЛД не разрушаются в процессе измерения. Они только возбуждаются и люминесцируют. Процесс измерения может проводиться многократно. В качестве термолюминесцентных детекторов (ТЛД) используют CaF_2 , LiF, CaSO_4 , Al_2O_3 .

В отличие от фотолюминесценции в ТЛД центры люминесценции разрушаются в процессе измерения. Для повторного использования ТЛД отжигают при высокой температуре около 400°C , чтобы полностью избавиться от прежних центров люминесценции. ТЛД по сравнению с ФЛД имеют больший линейный диапазон измерения дозы, однако измерения

можно проводить только 1 раз, а кроме того, для некоторых ТЛД многократность использования ограничена из-за снижения чувствительности детекторов вследствие укрупнения зерен детектора после отжигов.

Вследствие высокого эффективного атомного номера многие ТЛД (как впрочем и ФЛД) имеют большой ход с жесткостью и применяются со сглаживающими фильтрами.

ХИМИЧЕСКИЙ МЕТОД

Химический метод дозиметрии основан на измерении числа молекул ионов, образующихся или претерпевших изменения при поглощении веществом излучения.

Число образующихся молекул или ионов (выход радиационно-химической реакции) пропорционально поглощенной дозе излучения.

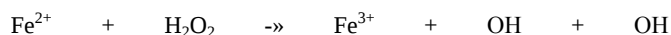
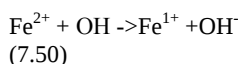
$$D = \frac{K \cdot C}{G \cdot \rho} \quad (7.49)$$

где: D — доза излучения;
 K — коэффициент пропорциональности;
 C — концентрация продукта радиационно-химической реакции;
 ρ — плотность вещества, подвергшегося облучению;
 G — (выход продукта) — выражается числом молекул атомов, ионов или свободных радикалов, образующихся или расходуемых при поглощении энергии 100 эВ;
 Радиационно-химический выход вещества можно разделить на четыре группы:

- $G < 0,1$
- $0,1 < G < 20$
- $20 < G < 100$
- $G > 100$

Высокий выход в веществах 3-й и 4-ой групп обусловлен, как правило, цепными химическими реакциями. Для целей дозиметрии наиболее пригодны вещества 2-й и 3-й групп, так как имеют лучшую воспроизводимость результатов и меньше чувствительны к влиянию освещения, примесей и колебаний температуры.

Многие химические дозиметры представляют собой водные растворы некоторых веществ. Наиболее распространенной химической системой применяемой при дозиметрии ионизирующих излучений является раствор соли FeSO_4 в разбавленной серной кислоте. В растворе в результате электролитической диссоциации присутствуют ионы двухвалентного железа Fe^{2+} . Под действием излучения происходит радиолиз воды (ионизация) с образованием свободных радикалов H , OH , и окислителей, которые окисляют двухвалентное железо до трехвалентного по реакциям



и некоторым другим

Появление Fe^{3+} изменяет оптическую плотность раствора, которая измеряется

спектрофотометром (прибором для измерения поглощения видимого света в различных областях спектра).

Изменение оптической плотности зависит от числа образовавшихся в результате облучения и завершения всех реакций ионов трехвалентного железа и служит мерой поглощенной энергии.

Энергия, поглощенная в химическом дозиметре, определяется соотношениями

$$\Delta E = M(S_{\text{обл}} - S_{\text{чист}}) \quad (751)$$

где $S_{\text{обл}}$ и $S_{\text{чист}}$ — оптическая плотность облученного и необлученного растворов, M — коэффициент, зависящий от свойств дозиметра и условий облучения

$$S_{\text{обл}} - S_{\text{чист}} = \epsilon C l \quad (752)$$

где ϵ — коэффициент поглощения, зависящий от температуры,

C — концентрация ионов трехвалентного железа,

l — толщина слоя раствора

Таким образом, по изменению оптической плотности раствора можно определить концентрацию продукта, образовавшегося в растворе под действием излучения. Зная концентрацию образованных ионов и радиационно-химический выход реакции их образования,

можно легко вычислить поглощенную дозу облучения.

Например, для ферросульфатного дозиметра радиационно-химический выход составляет $15,6 \pm 0,5$.

Основным компонентом данного дозиметра является вода, и эффективный атомный номер по поглощению фотонного излучения для раствора близок к эффективному атомному номеру

воды, а следовательно и живой ткани. Поэтому дозиметр практически не имеет хода с жесткостью в диапазоне энергий 100 кэВ — 2 МэВ. Погрешность измерения (особенно при

больших дозах) составляет не более 1 %.

В состав химических дозиметров тепловых нейтронов добавляют небольшое количество

солей бора или лития. Для учета действия γ - фотонов одновременно с нейтронным дозиметром

облучают аналогичный дозиметр без добавок бора и лития.

Известно некоторое количество различных веществ которые в результате окислительных

или восстановительных реакций, протекающих под действием ионизирующего излучения,

меняют свою окраску. Если в раствор такого вещества добавить около 10% желатина, а

раствор охладить, то получится гель-студенистое вещество сохраняющее свою форму. Если

облученный гель разрезать на части, то можно получить пространственное распределение

поглощенной дозы.

Обладая рядом бесспорных преимуществ, химический метод регистрации ионизирующих

излучений, тем не менее, крайне редко используется в практической дозиметрии, так как

у наиболее чувствительных химических дозиметров нижний предел измерения составляет

порядка 5 сГр.

ТРЕКОВЫЙ МЕТОД

Тяжелые заряженные частицы вызывают повреждения в твердых веществах с большим электрическим сопротивлением (в изоляторах) вдоль траектории движения. В местах повреждения вещество обладает повышенной растворимостью и при химическом травлении

удаление вещества из зон повреждения идет более интенсивно, чем из неповрежденных областей, в результате в местах пролета заряженных частиц проявляются видимые под микроскопом треки.

В некоторых веществах видимые треки оставляют только осколки деления, а α -частицы и

легкие ядра отдачи не могут быть зарегистрированы. В более чувствительных веществах (в веществах, в которых для повреждений требуется меньшие энергетические потери заряженной

частицы) треки от α -частиц становятся видимыми, и их легко отличить от треков, образованных

осколками деления. Последнее обстоятельство делает возможным применение этого метода

для нейтронной дозиметрии.

Для регистрации тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов используют делящиеся

вещества (нептуний, уран и др.) в виде слоев плотно прижатых к диэлектрику. Измеряемое число треков на единице площади детектора выражается соотношением:

$$n = \xi \cdot N \cdot \Phi \cdot \sigma_f, \quad (7.53)$$

где: n — количество треков,

ξ — доля образованных продуктов деления, попадающих в детектор;

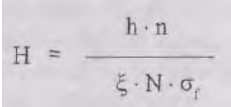
N — число делящихся ядер в единице объема;

Φ — флюенс нейтронов в данном энергетическом диапазоне;

σ_f — среднее эффективное сечение деления для нейтронов данного энергетического диапазона.

Поскольку спектр и угловое распределение продуктов деления одинаковые для всех делящихся веществ, коэффициент ξ можно считать одинаковым для всех детекторов.

Эквивалентную дозу можно вычислить, если имеется регламентированная зависимость ее от энергии нейтрона на единичный флюенс.


$$H = \frac{h \cdot n}{\xi \cdot N \cdot \sigma_f} \quad (7.54)$$

где: h — коэффициент пропорциональности, равный эквивалентной дозе на один нейтрон данной энергии.

Поскольку h и σ_f зависят от энергии нейтронов, для практических измерений на диэлектрик

наносят комбинацию делящихся материалов, каждый из которых избирательно реагирует на

нейтроны в определенном энергетическом диапазоне.

Разновидностью трекового метода регистрации нейтронов является использование детекторов на основе перегретой жидкости. Такие детекторы представляют собой равномерно

распределенные в полиакриламиде капли фреона, который при комнатной температуре находится в перегретом состоянии. При облучении нейтронами в каплях образуются пузырьки

газа, число которых пропорционально дозе облучения.

АКТИВАЦИОННЫЙ МЕТОД

Суть метода состоит в том, что под действием нейтронов в нерадиоактивных веществах могут образоваться радиоактивные ядра, т.е. нерадиоактивные вещества приобретают наведенную активность (активируются). Наведенная активность зависит от плотности потока нейтронов и энергии.

Активационный метод удобен тем, что позволяет определить большую (аварийную) дозу и спектр нейтронов в присутствии интенсивного γ -излучения, а при известном спектре нейтронов — эквивалентную дозу.

Для ядерно-энергетических установок приходится учитывать три группы нейтронов: быстрые, промежуточные и тепловые. Спектр быстрых нейтронов деления хорошо известен, сечения активации для пороговых детекторов (детекторов, которые активируются, начиная с какой-то определенной пороговой энергии нейтронов) не зависят от спектра нейтронов. Сечение активации веществ тепловыми нейтронами тоже величина постоянная. Таким образом зависимость активности детектора от плотности потока нейтронов в этих областях энергий можно выразить соотношениями:

$$A_t = \lambda \cdot t \cdot n \cdot \sigma_t \cdot \Pi_t \cdot e^{-\lambda t}$$
$$A_6 = \lambda \cdot t \cdot n \cdot \sigma_6 \cdot \Pi_6 \cdot e^{-\lambda t} \quad (7.55)$$

где: λ — постоянная распада образующихся радиоактивных атомов;
 n — количество исходных атомов в детекторах;
 σ_t , σ_6 — сечение активации тепловыми и быстрыми нейтронами;
 Π_t , Π_6 — плотность потока тепловых и быстрых нейтронов;
 t — время облучения.

Данные соотношения справедливы для случая, когда $t \ll T_{1/2}$.

Промежуточные нейтроны, образующиеся в результате замедления быстрых нейтронов, имеют спектр, соответствующий изменению энергии

$$\Pi_{\text{п}}(E) = \frac{a}{E} \quad (7.56)$$

где: a — постоянная величина;

Для промежуточных нейтронов зависимость активности детектора от плотности потока нейтронов имеет вид

$$A = \lambda \cdot n \cdot t \cdot e^{-\lambda t} \cdot \Sigma \quad (7.57)$$

где: Σ — резонансный интеграл, который определяет активацию под действием нейтронов во всем интервале энергии промежуточных нейтронов.

Для веществ, в сечении захвата которых имеется резонансный пик, Σ практически полностью определяется этим пиком.

Активационный дозиметр должен состоять из трех детекторов, каждый из которых регистрирует нейтроны в одной из областей энергии. Например аварийный дозиметр АИДА имеет три активационных детектора Cu^{63} и P^{31} в кадмиевом фильтре и Cu^{63} без фильтра. Кадмий практически полностью поглощает тепловые нейтроны. Таким образом, медный детектор в кадмии регистрирует только промежуточные нейтроны, без кадмия — тепловые и промежуточные, а фосфорный — быстрые. Под действием облучения детекторы активируются по реакциям



β -активность облученных детекторов измеряют на счетной установке. Доза от смешанного нейтронного потока будет равна сумме трех составляющих:

$$D = a_1 \frac{A_{\text{т+п}} - A_{\text{п}}}{\lambda \sigma_{\text{т}} n} + a_2 \frac{A_{\text{п}}}{\lambda n \Sigma} + a_3 \frac{A_{\text{б}}}{\lambda n \sigma_{\text{б}}} \quad (7.59)$$

где a_1, a_2, a_3 — коэффициенты, численно равные эквивалентной дозе на один нейтрон в данном диапазоне энергий,

$A_{\text{т+п}}$ — активность детектора, наведенная тепловым и промежуточным нейтронами,

$A_{\text{п}}$ — активность детектора, наведенная промежуточными нейтронами,

$A_{\text{б}}$ — активность детектора, наведенная быстрыми нейтронами;

λ — постоянная распада образующихся радиоактивных атомов,

$\sigma_{\text{т}}$ — сечение активации тепловыми нейтронами;

$\sigma_{\text{б}}$ — сечение активации быстрыми нейтронами,

n — количество исходных атомов в детекторах,

Σ — резонансный интеграл

Величины $A_{\text{т+п}}$, $A_{\text{п}}$ и $A_{\text{б}}$ получают в результате измерения наведенной активности детекторов, остальные вычисляют по таблицам как физические характеристики активационных детекторов.

ТЕПЛОВОЙ МЕТОД

Тепловой метод является единственным прямым абсолютным методом дозиметрии, так как он основан на непосредственном измерении поглощенной энергии в отличие от других методов, в которых измеряется косвенный эффект (ионизация, химическое разложение и т. п.)

Суть теплового метода состоит в том, что при взаимодействии ионизирующих излучений с веществом вся поглощенная в веществе энергия в конечном счете преобразуется в тепло (при отсутствии необратимых химических реакций) и вызовет нагрев вещества, который пропорционален дозе излучения.

Если теплоизолированному телу передать некоторое количество теплоты, то его температура повысится

$$\Delta Q = cm \Delta T \quad (7.60)$$

где ΔQ — количество теплоты переданной телу,
 c — удельная теплоемкость тела,
 m — масса тела,
 ΔT — изменение температуры тела

Пусть теплоизолированный поглотитель цилиндрической формы облучается пучком γ -квантов, направленным перпендикулярно торцу. Энергия, поглощенная в поглотителе за единицу времени

(7.61)

$$\Delta E = \frac{\mu_{kz}}{\mu_z} I S (1 - e^{-\mu_z h}),$$

где μ_{kz} — линейный коэффициент передачи энергии,
 μ_z — линейный коэффициент ослабления излучения для вещества поглотителя,
 I — интенсивность излучения
 S — площадь торца цилиндра,
 h — высота цилиндра
 Мощность поглощенной дозы
 $P_\gamma = \mu_{kmb} I$ (7.62)

где μ_{kmb} — массовый коэффициент передачи энергии для воздуха

Учитывая энергетический эквивалент рентгена, равный $8,8 \cdot 10^{-6}$ Дж на 1 грамм воздуха получим энергию поглощенную за время t

$$\Delta E = 8,8 \cdot 10^{-6} S \frac{\mu_{kz}}{\mu_{kmb}} \frac{(1 - e^{-\mu_z h})}{\mu_z h} P_\gamma t \quad (7.63)$$

Как уже было сказано поглощенная в веществе энергия, в конечном счете, переходит в тепло. Поскольку масса цилиндра может быть представлена в виде

$$m = \rho S h \quad (7.64)$$

предыдущую формулу можно переписать как

$$\Delta T = 8,8 \cdot 10^{-6} \frac{\mu_{kz}}{c \mu_{kmb}} \frac{(1 - e^{-\mu_z h})}{\mu_z h} D \quad (7.65)$$

$$\text{или} \quad \Delta T = k D \quad (7.66)$$

где ΔT — изменение температуры поглотителя.

k — константа, зависящая от вещества и размеров поглотителя.

D — поглощенная доза.

Оценим чувствительность теплового метода регистрации ионизирующих излучений для тканеэквивалентного поглотителя при $\mu_z h \ll 1$
 В этом случае $\mu_{kz}/\mu_{kmb} = 1$, $c = 4,2$ и следовательно $\Delta T = 2 \cdot 10^{-6} D$
 т.е. доза в 500 Р повысит температуру поглотителя всего на одну тысячную градуса

Рассмотрим устройство калориметрической системы

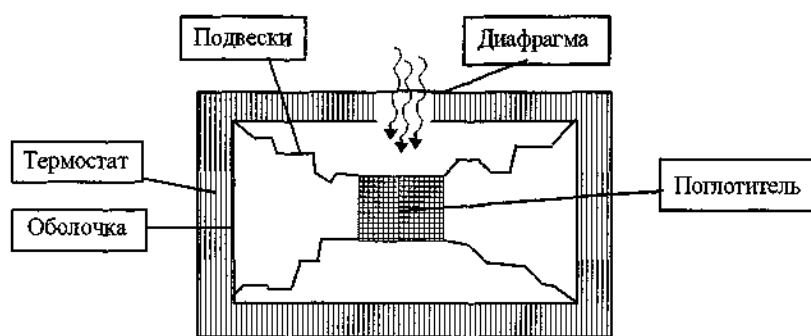


Рис 7 26 Принципиальное устройство калориметра

Поглотитель на подвесках помещен в термостат. Излучение, проходя через диафрагму, поглощается в поглотителе и нагревает его. Разность температур обычно измеряется между поглотителем и оболочкой.

При использовании калориметрической системы необходимо обеспечить минимальную передачу тепла от поглотителя в окружающую среду. Передача тепла осуществляется тремя

процессами: излучением, конвекцией и теплопроводностью. Уменьшение процесса излучения

достигается серебрением поверхности и установкой тонких экранов между поглотителем и оболочкой. Потери тепла конвекцией устраняются созданием достаточного вакуума в камере

термостата. С целью уменьшения теплопроводности крепления (подвески) поглотителя изготавливают из материалов с малой теплопроводностью (например, из нейлоновых нитей),

количество соединительных проводов с электрическими измерителями температуры (термопары, термостаты), вмонтированными в поглотитель, сводят к минимуму.

Помимо измерения разности температур количество тепла, поглощенного в поглотителе,

можно определить по изменению его объема.

$$\Delta V = \beta V \Delta T \quad (767)$$

где β — температурный коэффициент расширения.

В некоторых типах калориметров в качестве поглотителя используют жидкий азот. Количество выделенного газа служит мерой поглощенной энергии.

Необходимость измерять чрезвычайно малые изменения температуры, а также другие эксплуатационные трудности, ограничивают применение теплового метода регистрации ионизирующих излучений. Он используется в основном в лабораторных условиях для исследовательских целей. Тепловым методом измеряются и уточняются основные константы

других методов дозиметрии, например средняя энергия ионообразования, радиационно-химический выход и т. п.

Другая область применения теплового метода — прямое измерение плотности потока энергии излучения. Однако в этом случае при неполном поглощении излучения (например для γ -излучения) необходимо вносить поправку на ту часть энергии излучения, которая унесена за пределы поглотителя.

ГЛАВА 8

ПРИБОРЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ И ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ИЗМЕРЕНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ВЕЛИЧИН

КЛАССИФИКАЦИЯ ПРИБОРОВ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

Под приборами радиационного контроля следует понимать технические средства для измерения и регистрации количественных значений физических величин, характеризующих ионизирующее излучение. Приборы, как средства измерения, должны быть метрологически нормированными (метрология приборов радиационного контроля рассмотрена ниже). Технические средства измерения, метрологические характеристики которых не нормированы, называются индикаторами.

Классификация приборов радиационного контроля зависит от многих признаков, основные из которых следующие:

- вид радиационного контроля;
- функциональное назначение прибора;
- тип измеряемой физической величины;
- вид ионизирующего излучения;
- тип конструктивного исполнения.

По виду радиационного контроля приборы разделяются на два основных класса: приборы дозиметрического контроля и приборы радиационного технологического контроля. Приборы дозиметрического контроля обеспечивают получение необходимой информации о состоянии радиационной обстановки на АЭС, в окружающей среде, а также о дозе облучения персонала и населения. Приборы радиационного технологического контроля обеспечивают измерение радиационных параметров технологических сред и состояния защитных барьеров на пути распространения радиоактивных загрязнений.

Классификацию приборов радиационного контроля в зависимости от функционального назначения, типа измеряемой физической величины и вида ионизирующего излучения определяет государственный стандарт, который нормирует общие технические требования и порядок присвоения обозначений средствам радиационного контроля. В соответствии со стандартом, буквенное обозначение средств измерений должно включать три элемента. Первый элемент обозначает функциональное назначение прибора.

Д — дозиметры (дозиметрические установки),
Р — радиометры (радиометрические установки),
С — спектрометры (спектрометрические установки),
БД — блок детектирования,
УД — устройство детектирования.

Второй элемент буквенного обозначения прибора обозначает физическую величину измеряемую средством измерений:

Д — поглощенная доза облучения,
М — мощность поглощенной дозы,

Э — экспозиционная доза фотонного излучения,
 Р — мощность экспозиционной дозы фотонного излучения,
 В — эквивалентная доза излучения,
 Б — мощность эквивалентной дозы излучения,
 Ф — поток энергии ионизирующего излучения,
 Н — плотность потока энергии ионизирующего излучения,
 Т — перенос энергии ионизирующего излучения,
 И — активность радионуклида в источнике,
 У — удельная активность радионуклида,
 Г — объемная активность радионуклида в газе,
 Ж — объемная активность радионуклида в жидкости,
 А — объемная активность радиоактивного аэрозоля,
 З — поверхностная активность радионуклида
 Л — поток ионизирующих частиц,
 П — плотность потока ионизирующих частиц,
 Е — энергетическое распределение ионизирующего излучения,
 С — перенос ионизирующих частиц,
 Ч — временное распределение ионизирующего излучения,
 К — две и более физических величин
 Третий элемент буквенного обозначения прибора обозначает вид ионизирующего излучения
 А — альфа-излучение,
 Б — бета-излучение,
 Г — гамма-излучение,
 Н — нейтронное излучение,
 П — протонное излучение,
 Т — тяжелые заряженные частицы,
 С — смешанное излучение,
 Х — прочие излучения
 Примеры буквенных обозначений средств измерений
 ДДБ — дозиметр (дозиметрическая установка) поглощенной дозы бета-излучений,
 РЗА — радиометр (радиометрическая установка) поверхностной активности альфа-активного радионуклида (радиометр загрязнения поверхностей),
 СЕГ — спектрометр (спектрометрическая установка) энергетического распределения гамма-излучения,
 УДДГ — устройство детектирования поглощенной дозы гамма-излучения,
 БДПГ — блок детектирования переноса энергии гамма-излучения
Дозиметры (Д) предназначены для измерения и регистрации дозы ионизирующего излучения (экспозиционной, поглощенной, эквивалентной) и мощности дозы
Радиометры (Р) предназначены для измерения и регистрации плотности потока ионизирующего излучения и активности радионуклидов
Спектрометры (С) предназначены для измерения распределения ионизирующих излучений по энергии частиц или фотонов или по каким-либо другим параметрам В зависимости от вида ионизирующего излучения бывают альфа-, бета-, гамма-спектрометры
 Блок детектирования и устройство детектирования (БД и УД) предназначены для преобразования измеряемой величины в другую величину или сигнал измерительной информации удобный для последующей обработки Как правило БД и УД входят в состав других измерительных средств

Необходимо отметить, что промышленностью выпускаются также универсальные (многофункциональные) приборы, совмещающие функции разных типов приборов. Примером такого прибора может быть многофункциональный дозиметр-радиометр ИМКС-ОИРІ, в состав которого входят блоки детектирования дозы и мощности дозы гамма-излучения—Б ДКГ и нейтронного излучения—Б ДКН, а также плотности потока и флюенса ψ , β - и γ -частиц (Б ДКА, БДКБ).

Приборы радиационного контроля в зависимости от типа конструктивного исполнения разделяются на следующие группы:

- стационарные системы (комплексы) радиационного контроля
- стационарные приборы (установки) радиационного контроля,
- переносные приборы радиационного контроля,
- приборы индивидуального дозиметрического контроля

Из всей совокупности приборов радиационного контроля АЭС необходимо также выделить группу приборов лабораторного радиационного контроля, которыми оснащены радиометрические и спектрометрические лаборатории АЭС. Ниже будут рассмотрены характеристики приборов радиационного контроля применяемые на АЭС Украины.

СТАЦИОНАРНЫЕ СИСТЕМЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

Система радиационного контроля (СРК) предназначена для непрерывного обеспечения служб АЭС информацией о радиационной обстановке на АЭС и в окружающей среде, дозах облучения персонала и населения, радиационных параметрах технологических сред, а также о состоянии защитных барьеров на пути распространения радиоактивных загрязнений. В общей структуре СРК должны быть предусмотрены подсистемы, обеспечивающие измерение параметров радиационной обстановки по основным видам радиационного контроля:

- подсистема радиационного дозиметрического контроля (ПРДК),
- подсистема радиационного технологического контроля (ПРТК),
- подсистема радиационного контроля защитных барьеров (ПРКЗБ),
- подсистема радиационного контроля окружающей среды (ПРКОС),
- подсистема радиационного контроля за нераспространением радиоактивных загрязнений (ПРКНРЗ)

Все подсистемы должны быть объединены в СРК — составляющую часть единой информационно-обеспечивающей системы АЭС.

СРК включает в себя организационно-методическую и техническую части. Техническая часть СРК — это стационарная система радиационного контроля, которая объединяет в единый комплекс аппаратуру радиационного контроля (приборы) и другие технические средства для сбора и представления информации радиационного контроля АЭС. Стационарную СРК называют также *комплексом аппаратуры радиационной безопасности (АКРБ)*. Из таких комплексов в настоящее время наибольшее распространение на АЭС Украины получили "Сейвал" (АКРБ-03) "Горбач" (АКРБ-06), разработанные специально для АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК соответственно. До их внедрения в качестве АКРБ широко использовалась многоканальная установка "Система".

Перечень основных блоков и устройств детектирования стационарных комплексов АКРБ приведен в таблице 8.1

Таблица 8.1.
Перечень основных блоков и устройств детектирования
стационарных комплексов АКРБ

Обозначение прибора (блока, устройства)	Измеряемая величина	Диапазон измерения	Тип АКРБ	Применение в СРК
УДЖГ-04Р	Объемная активность теплоносит.	$3,7 \cdot 10^4$ — $3,7 \cdot 10^7$ Бк/м ³	АКРБ-03	Контроль герметичности ПГ Контроль СВО.
УЦЖГ-05Р	То же	$3,7 \cdot 10^5$ — $3,7 \cdot 10^8$ Бк/м ³	АКРБ-03	то же
УДЖГ-06Р	То же	$3,7 \cdot 10^5$ — $3,7 \cdot 10^8$ Бк/м ³	АКРБ-03 АКРБ-06	то же
УДЖГ-07Р	Объемная активность ⁸⁷ Kr в теплоносителе	$3,7 \cdot 10^8$ — $3,7 \cdot 10^{11}$ Бк/м ³	АКРБ-03	1 контур. Контроль состоян оболочек ТВЭЛов
ХЦЖГ-08Р	Объемная активность ¹³² In ¹³⁴ I в теплоносителе	$3,7 \cdot 10^8$ — $3,7 \cdot 10^{11}$ Бк/м ³	АКРБ-03	то же
УДЖГ-14Р1	Объемная активн. жидкости	$1,9 \cdot 10^3$ — $1,9 \cdot 10^6$ Бк/м ³	АКРБ-03 АКРБ-06	Контроль сбросов в окружающую среду
УДЖГ-14Р1-01	То же	$1,9 \cdot 10^3$ — $1,9 \cdot 10^6$ Бк/м ³	АКРБ-03	то же
УДЖГ-20Р	Объемная активн. теплоносителя	10^4 — $3 \cdot 10^8$ Бк/м ³	АКРБ-08	Контроль герметичн. ПГ КОНТРОЛЬ СВО
УЦЖГ-22Р	Объемная активн. жидкости	$1,9 \cdot 10^3$ — $3,7 \cdot 10^6$ Бк/м ³	АКРБ-08	Контроль норм сбросов в окружающ. среду
УДГБ-02Р	Объемная активность инертных радиоактивных газов (ИРГ)	$2,5 \cdot 10^4$ — $8 \cdot 10^9$ Бк/м ³	АКРБ-08	Контроль радиационной обстановки АЭС
УДГБ-02Р1	То же	$5 \cdot 10^7$ — 10^{12} Бк/м ³	АКРБ-08	Контроль СГО
УЦГБ-05-01	То же	$3,7 \cdot 10^8$ — $3,7 \cdot 10^{12}$ Бк/м ³	АКРБ-03 АКРБ-06	то же
УДГБ-08Р	То же	$7,4 \cdot 10^4$ — $5,2 \cdot 10^9$ Бк/м ³	АКРБ-03 АКРБ-06	Контроль радиационной обстановки АЭС
УДГБ-10Р	То же	$7,4 \cdot 10^4$ — $5,3 \cdot 10^9$ Бк/м ³	АКРБ-08	то же
БДАБ-05	Объемная активн. аэрозолей	$3,7$ — $3,7 \cdot 10^4$ Бк/м ³	АКРБ-03 АКРБ-06	то же
БДАБ-06	Объемная активность паров йода	$3,7 \cdot 10^2$ — $3,7 \cdot 10^7$ Бк/м ³	АКРБ-03 АКРБ-06	то же
БДАС-03П	Объемная активн. аэрозолей	$1,9$ — $1,9 \cdot 10^5$ Бк/м ³	АКРБ-08	то же
УДАС-02П	Объемная активность паров ¹³¹ I	8 — $8 \cdot 10^6$ Бк/м ³	АКРБ-08	то же
УДАБ-03П	Объемная активн. аэрозолей: ~ДЖН	$5 \cdot 10^2$ — 10^7 Бк/м ³ 10 – 10^8 Бк/м ³	АКРБ-08	Контроль выбросов в окружающую среду
УДБН-02Р	Мощность эквивалентной дозы нейтронов	$3 \cdot 10^{-9}$ — $3 \cdot 10^{-6}$ Зв/с	АКРБ-03	Контроль радиационной обстановки АЭС
БДМГ-02Р	МЭД γ -излучения	$7,2 \cdot 10^{-13}$ — $7,2 \cdot 10^{-10}$ А/Кг	АКРБ-03 АКРБ-06	то же

Обозначение прибора (блока, устройства)	Измеряемая величина	Диапазон измерения	Тип АКРБ	Применение в СРК
БДМГ-41	МЭД γ -излучения	$7,2 \cdot 10^{-12} — 7,2 \cdot 10^{-9}$ А/кг	АКРБ-03, АКРБ-06	то же
БДМГ-41-01	МЭД γ -излучения	$7,2 \cdot 10^{-11} — 7,2 \cdot 10^{-8}$ А/кг	АКРБ-03, АКРБ-06	то же
БДМГ-41-02	МЭД γ -излучения	$7,2 \cdot 10^{-8} — 7,2 \cdot 10^{-5}$ А/кг	АКРБ-03	то же
БДМГ-08Р-01	МЭД γ -излучения	$3,6 \cdot 10^{-11} — 7,2 \cdot 10^{-8}$ А/кг	АКРБ-08	то же
БДМГ-08Р-02	МЭД γ -излучения	$3,6 \cdot 10^{-8} — 7,2 \cdot 10^{-5}$ А/кг	АКРБ-08	то же
ХЦИН-02Р	Плотность потока запаздывающих нейтронов	$10^4 — 10^7$ 1/см ²	АКРБ-03	Контроль состояния оболочек ТВЭЛов
УЛИН-06Р	то же	$10^4 — 10^7$ 1/см ²	АКРБ-08	то же
ХЦПГ-03Р	Объемная активность острого пара	$3,71 \cdot 10^4 — 3,71 \cdot 10^7$ Бк/м ³	АКРБ-03	Контроль состояния оболочек ТВЭЛов, (1 контур, КМПП) герметичности ПГ (2 контур)
УДПГ-04Р	то же	$3,71 \cdot 10^4 — 3,71 \cdot 10^7$ Бк/м ³	АКРБ-08	1 контур. Контроль состояния оболочек ТВЭЛов

Кроме того, в состав АКРБ входят агрегатированные комплекты устройств сбора и обработки информации. К данным устройствам относятся: устройства накопления и обработки информации УНО 100М-01, УНО-06Р, УНО-17Р, устройства обмена информацией УИ-28, устройства передачи УВА-09 и т.д.. В соответствии с современными требованиями обработка информации в СРК должна осуществляться на базе локальных вычислительных сетей (ЛВС), автоматизированных рабочих мест (АРМ) и персональных компьютеров типа IBM. Примером построения современных систем радиационного контроля является *автоматизированная система контроля радиационной обстановки окружающей среды* (АСКРО) Запорожской АЭС. Следует отметить, что первой АСКРО АЭС на Украине была АСКРО 30-км Зоны отчуждения Чернобыльской АЭС, созданная в экстремальных условиях ликвидации последствий аварии на базе комплекса технических средств "Тунец" в 1986 году.

В настоящее время на Чернобыльской АЭС ведутся работы по разработке новой СРК ЧАЭС, которая должна обеспечить контроль параметров радиационной обстановки, ее прогноз и возможность контроля радиационных параметров во всех режимах эксплуатации ЧАЭС, в том числе в режимах аварии, ликвидации последствий аварии, а также в режиме преобразования объекта "Укрытие" в экологически безопасную систему.

Стационарные приборы (установки) — это функционально и конструктивно объединенный комплекс измерительных и вспомогательных устройств, расположенных в одном месте и выполняющих измерение одной или нескольких величин, а также первичную обработку результатов измерения и выдачу информации потребителю. Данные приборы (установки) в зависимости от количества измеряемых параметров могут быть одно- или многоканальными. В таблице 8.2 приведен перечень основных стационарных приборов и установок радиационного контроля, применяемых на АЭС Украины.

Таблица 8.2.
Перечень основных стационарных установок
радиационного контроля АЭС

Наименование прибора (установки)	Функциональное назначение и измеряемая величина	Диапазон измерения
Установки: РКС2-02, РКС2-03, "Калина"	Измерение объемной активности аэрозолей: ДЖН Паров ^{131}I ИРГ	$1 - 10^4 \text{ Бк/м}^2$ $10 - 10^4 \text{ Бк/м}^3$ $3,7 \cdot 10^6 - 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк/м}$
Установка РКС 3-01	Измерение объемной активности аэрозолей: ДЖН КЖН Паров ^{131}I ИРГ	$1 - 10^4 \text{ Бк/м}^3$ $5 \cdot 10^2 - 5 \cdot 10^6 \text{ Бк/м}^3$ $10 - 10^4 \text{ Бк/м}^3$ $3 \cdot 10^6 - 3 \cdot 10^9 \text{ Бк/м}^3$
Установка РЗБ-04-04	Контроль и сигнализация о загрязненности одежды и участков тела человека β -активными веществами	$10 - 2000 \text{ } \beta\text{-част/минсм}^2$
Установка РЗБ-05-01	Контроль и сигнализация о загрязненности рук β -активными веществами	$10 - 2000 \text{ } \beta\text{-част/минсм}^2$
Установка РЗГ-04-01	Контроль γ -излучения персонала на проходной	$0,5 - 5,0 \text{ мкЗв/ч}$
Установка РЗГ-05	Контроль γ -излучения транспорта на проходной	$0,5 - 5,0 \text{ мкЗв/ч}$
Сигнализаторы-радиометры СЗБ-03 и СЗБ-04	Контроль установленного порога загрязнения поверхности рук β -активными веществами и сигнализация о его превышении	$30 - 600 \text{ } \beta\text{-част/минсм}^2$
Установка РУСИ-1	Контроль и автоматическая сигнализация о наличии поверхностного загрязнения β -активными веществами кожных покровов и одежды персонала	$20 - 2000 \text{ } \beta\text{-част/минсм}^2$
Прибор РЖГ2-02 "Берест 1"	Контроль активности ^{132}I в теплоносителе первого контура	$3,7 \cdot 10^5 - 3,7 \cdot 10^9 \text{ Бк/кг}$
Прибор РЖГ2-03 "Берест 2"	Контроль суммарной γ -активности воды второго контура	$3,7 \cdot 10^1 - 3,7 \cdot 10^4 \text{ Бк/кг}$
Прибор РГБ-б	Автоматическое измерение объемной активности β -излучающих газов в воздухе рабочих помещений и выбросах предприятий атомной промышленности	Динамический диапазон одного варианта исполнения — 10^5

ПЕРЕНОСНЫЕ ПРИБОРЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

Переносные приборы радиационного контроля предназначены для измерения различных параметров радиационной обстановки непосредственно на рабочих местах при проведении радиационно-опасных работ, при исследованиях и т.п.

Перечень переносных приборов радиационного контроля приведен в таблице 8.3.

Таблица 8.3.

Переносные приборы радиационного контроля.

Наименование прибора	Измеряемая величина	Диапазон	Погрешность	Ход с жесткостью
Дозиметр ДРГ 3-01	Измерение мощности поглощенной дозы непрерывного и импульсивного фотонного излучения	0 — 1 мкГр/с	± 12%	±20%
Дозиметр ДРГ 3-02	Измерение мощности поглощенной дозы фотонного излучения	0 — 1 мкГр/с	±10-15%	±20%
Дозиметр ДРГ 3-03	Измерение мощности поглощенной дозы фотонного излучения	0 — 10 мкГр/с	±10-15%	±10-15%
Дозиметр ДРГ 3-04	Измерение мощности поглощенной дозы (или ее средней мощности) непрерывн. или импульсивного фотонного излучения максимальной поглощенной дозы (или ее средней мощности) в ткани	0,1 — 30 мкГр/с 0,1 — 30 мкЗв	± 15%	±15%
Дозиметр ДРГ-05 ДРГ-05М	Измерение в жестких условиях эксплуатации мощности дозы фотонного излучения и качественной оценки наличия β-излучения в диапазоне энергий 0,2-3 МэВ	10^{-3} — 10^{-2} мкГр/с 10^{-2} — 10^2 мГр	±20%	±20%
Дозиметр ДРГ-01Т	Измерение мощности поглощенной дозы фотонного излучения	28 нГр/с - 280 мГр/с	В режиме поиска: ±(30- 1D) В режиме измерения: ±(15+0,5/D)	±25%
Радиометр КРА-1	Контроль степени загрязненности поверхностей α-активными веществами	$1-10^4$ Расп./ (минсм ²)	±20%	—
Радиометр КРБ-1	Измерение β-загрязненности поверхностей.	$10-1\cdot10^7$ Расп./ (минсм ²)	±20%	—

Наименование прибора	Измеряемая величина	Диапазон	Погрешность	Ход с жесткостью
Универсальный дозиметр-радиометр МКС-01Р	Измерение: — плотности потока α -частиц; — флюенса α -частиц — плотность потока β -частиц — флюенса β -частиц; — МЭД фотонного излучения; — эквивалентной дозы фотонного излучения; — плотности потока нейтронов; — флюенса потока нейтронов; — МЭД нейтронного излучения; — эквивалентной дозы нейтронного излучения	1— $3 \cdot 10^4$ част/(мин $\cdot$ см 2) (мин $\cdot$ см 2) 1 — 10^5 (част $\cdot$ см 2) $_{-2}$ 1 — 10 част/(мин $\cdot$ см) 10 — 10^5 част/см 2 10^2 — 10^4 мкЗв/ч 0,1 — 10^5 мкЗв 1 — $3 \cdot 10^4$ част/(-м 2) 10^2 — 10^5 част/см 2 1 — 10^5 мкЗв/ч 1 — 10^5 мкЗв	$\pm 20\%$ $\pm 20\%$ $\pm 20\%$ $\pm 20\%$ $\pm 20\%$ $\pm 20\%$ $\pm 20\%$ $\pm 20\%$ $\pm 20\%$ $\pm 20\%$	—
Поисковый радиометр РГБ-03-01 "Ломонос"	Измерение объемной активности радиоактивных газов.	$3,7 \cdot 10^5$ — $3,7 \cdot 10^{11}$ Бк/м 3	$\pm 30\%$	—
Дозиметры ДБГ-01Н; ДБГ-06Т	Измерение МЭД и дозы фотонного излучения.	0,01 — 9,999 мР/ч Поиск: 0,1 — 99,99 мР/ч	$\pm 20\%$ $\pm 30\%$	—
Дозиметр ДКС-04	Измерение МЭД и ЭД фотонного и жесткого β -излучения	0,1 — 999,9 мР/ч 1 — 4096 мР	$\pm 20\%$	—

ПРИБОРЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

Приборы индивидуального дозиметрического контроля предназначены для измерения индивидуальных доз внешнего ионизирующего излучения, получаемых работником в процессе выполнения радиационно-опасных работ.

Перечень переносных приборов радиационного контроля приведен в таблице 8.4.

Таблица 8.4.

Перечень приборов индивидуального дозиметрического контроля

Наименование прибора	Назначение прибора	Диапазон измерения	Погрешность измерения	Ход с жесткостью
Комплект дозиметров КИД2, КИД6	Измерение дозы фотонного излучения (0,005-500 Р)	$5 \cdot 10^{-5}$ — 5 Гр	$\pm 10\%$	$\pm 20\%$
Комплект дозиметров: ДК-02	Измерение дозы фотонного излучения	10^{-4} — $2 \cdot 10^{-3}$ Гр (0,01 — 0,2Р)	$\pm 15\%$	-

Наименование прибора	Назначение прибора	Диапазон измерения	Погрешность измерения	Ход с жесткостью
Комплект дозиметров: ДКП-50	Измерение дозы фотонного излучения	до 0,5 Гр (50Р)	±15%	—
Комплект термолюминесцентных дозиметров КДТ-1 "Пахра"	Измерение дозы фотонного излучения при хроническом и аварийном облучениях.	0,001—100 Гр (0,1—10 ⁴ Р)	±25%	
Комплект термолюминесцентных дозиметров КДТ-02М	Измерение дозы фотонного излучения в полях рентгеновского и гамма-излучения	5·10 ⁻⁵ –10 Гр (5·10 ⁻³ —10 ³ Р)	±(15- 45)%	±30%
Комплект аварийных дозиметров ИКС-А	Измерение дозы фотонного излучения в аварийных условиях.	5·10 ⁻³ –80 Гр (0,5—8·10 ³ Р)	±15%	±20%
Универсальный комплект индивидуального фотоконтроля ИФКУ-1	Контроль эквивалентных доз фотонного, β-излучений и тепловых нейтронов.	5·10 ⁻⁴ 2·10 ⁻² ЗВ	±20% для фотонов и β-частиц	
Дозиметрический комплект TELDE	Измерение поглощенных доз фотонного излучения	10 ⁻⁴ — 10 Гр	± 20- 40% в зависимости	±40% (без фильтров) от поддиапазон
Индивидуальный дозиметр-сигнализатор ДКС-04 "Стриж"	Измерение мощности поглощенной дозы и дозы фотонного излучения в воздухе, обнаружение плотности потока тепловых нейтронов, фотон, и жестк. β-излучения с энергией более 0,5 МэВ.	0,3—400 Гр/с	±25%	±25%
Индикатор ионизирующего излучения ДРС-01	То же.	0,03 — 0,33 мГр/ч (3 — 33 мР/ч)	± 25%	±25% I
Индикатор ионизирующего излучения	То же и измерение поглощенной дозы.	10 ⁻⁵ —10 ⁻² Гр	±25%	±25%
Дозиметр-сигнализатор ДЭГ-07	Измерение дозы фотонного излучения.	10 ⁻³ — 5·10 Гр (0,1 — 5 Р)	±20%	±25%

Таблица 8.5.

Перечень приборов для лабораторного радиационного контроля

Наименование прибора, тип	Назначение	Диапазон измерения	Другие характеристики
Измерители скорости счета: УИМ2-2, УИМ2-3, "Актиния"	Измерение средней скорости счета импульсов блоков детектирования α -, β -, γ - и нейтронного излучения	$3 \cdot 10^1$ — $3 \cdot 10^4$ с ⁻¹	Автоматическое переключение 8 поддиапазонов скорости счета и сигнализация о превышении ее заданных пороговых значений
Приборы счетные одноканальные: ПСО2-4, ПСО2-5	Измерение числа импульсов, частоты следования импульсов, временного интервала	Объем регистрации 1 — 10^6 имп; максимальная частота — $5 \cdot 10^6$ имп/сек	Автоматическая экспозиция по времени и набору импульсов
Радиометры КРК-1 КРК-1-01	Измерение концентрации α - и β -активных изотопов в твердых, жидких и газообразных средах.	$7,4 \cdot 10^1$ — $7,4 \cdot 10^4$ Бк/м ² $1,4 \cdot 10^2$ - $3,7 \cdot 10^4$ Бк/м ² $7,4 \cdot 10^5$ — $3,7 \cdot 10^7$ Бк/м ³	
γ -спектрометр "Лангур"	Изучение энергетических спектров γ -излучения	60 — 3000 КэВ	Может использовать все виды детекторов полупроводников (германиев.),сцинтилляцион., пропорциональные счетчики; ионизационные камеры. Чувствительн. предусилителя не менее 0,5в/МэВ.
γ -спектрометр "Nokia"	Измерение активности газов, аэрозолей, жидкости	от 1 — 3 Бк до 10-15 кБк	—
Спектрометр излучен, человека (СИЧ) "Канберра"	Измерен, содержан. радионуклидов в организме человека	12 — 10^5 нКи по ^{137}Cs	—
"Скриннер-3М"	Измерение содержания инкорпорированных радионуклид, и "горячих частиц" в организме чел.	12 — 10^5 нКи по ^{137}Cs	—
Универсальные спектрометрические комплексы на базе спектрометрических процессоров EVT-SP в составе ПЭВМ типа IBM PC	Спектрометрия α -, β -, γ -излучения		
Бета-радиометр РКБ4 -1ем	Измерение удельной и объемной активности β -излучающих радионуклидов проб объектов внешней среды	Для воды: $1,9$ — $3,7 \cdot 10^3$ Бк/л Для сыпучих веществ: $1,8 \cdot 10^1$ — $3,7 \cdot 10^3$ Бк/кг	—

ПРИБОРЫ ЛАБОРАТОРНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

На АЭС обычно имеется несколько лабораторий, выполняющих дозиметрические, радиометрические и спектрометрические измерения источников (проб) ионизирующего излучения. Конкретные наименования лабораторий зависят от задач управления радиационной безопасностью. Для успешного решения своих задач лаборатории радиационного контроля должны быть оснащены наиболее современной измерительной аппаратурой и укомплектованы высокопрофессиональными кадрами.

Большинство радиометрических измерений выполняется с помощью приборов счета числа импульсов и скорости импульсов УИМ2-2, УИМ2-3, ПСО2-4, ПСО2-5 и т.д.

Однако во многих случаях необходима более полная информация об излучении ИИИ и, следовательно, более полная характеристика измеряемых импульсов. Измерение амплитуды, геометрической формы и времени появления импульсов от детекторов позволяет установить такие параметры ионизирующего излучения, как энергия, вид частиц, временные и пространственные характеристики частиц. Данные измерения выполняются с помощью устройств, составляющих самостоятельный класс приборов — спектрометры (спектрометрические анализаторы, анализаторы импульсов одноканальные и многоканальные).

Рекомендуемый перечень приборов для лабораторного радиационного контроля приведен в таблице 8.5.

МЕТРОЛОГИЯ ПРИБОРОВ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

Основные термины и понятия метрологии

Метрология приборов радиационного контроля (то же метрология ионизирующих излучений) есть область метрологии, которая занимается созданием методов и средств обеспечения единства измерений потоков излучений, дозиметрических величин и характеристик радионуклидов.

Метрология ионизирующих излучений в зависимости от типа измеряемых физических величин решает прикладные задачи в следующих направлениях:

- *метрология радионуклидов* — создает методы измерения активности нуклидов в различных формах и средах их существования, решает проблемы обеспечения единства измерения (эталоны, поверочные схемы, образцовые источники, растворы и стандартные образцы), исследует особенности измерения активности объектов внешней среды;
- *метрология α -, β -, γ -излучений* — исследует и создает спектрометрические методы измерения ИИИ, решает задачи создания и использования образцовых источников и схем для поверки и градуировки спектрометров;
- *метрология дозиметрических величин* — исследует и создает методы измерения экспозиционной дозы и ее мощности, поглощенной и эквивалентной дозы и производных от них величин, методы измерения доз при лучевой терапии, технологические методы дозиметрии, а также эталоны, поверочные и градуировочные схемы дозиметрических величин,

- *метрология нейтронного излучения* — исследует и создает методы измерения характеристик нейтронного поля на ядерно-физических установках, методы нейтронно-активационных измерений, принципы и методы применения образцовых источников нейтронов и т.д.

Метрология ионизирующих излучений тесно взаимосвязана с развитием ядерного приборостроения и имеет с ним общую теорию измерений.

Необходимо различать понятия метрологии, метрологического обеспечения и приборного обеспечения.

Метрология — научная основа метрологического обеспечения.

Метрологическое обеспечение — совокупность научных, технических и организационных мер (норм, правил, средств), необходимых для достижения единства измерений.

Приборное обеспечение — совокупность мер по обеспечению какого-либо технологического процесса измерительными средствами.

Приборостроение — отрасль промышленности, целью которой является приборное обеспечение других отраслей. Например, ядерное приборостроение обеспечивает атомную промышленность приборами измерения и контроля ионизирующего излучения.

Средством измерений называют техническое средство, используемое при измерениях и имеющее нормированные метрологические свойства. К средствам измерений относятся меры и измерительные приборы.

Мера — средство измерений, предназначенное для воспроизведения физической величины заданного размера. Например, источник ионизирующего излучения из ^{60}Co , аттестованный по активности, есть мера активности нуклида ^{60}Co .

Измерительный прибор — средство измерений, предназначенное для выработки сигнала измерительной информации в форме, доступной для непосредственного восприятия наблюдателем. В области радиационной защиты измерительными приборами являются дозиметрические приборы (дозиметры), радиометрические приборы (радиометры) и спектрометры ионизирующих излучений.

Метрологические характеристики (МХ) средств измерений — это характеристики средств измерений, которые оказывают влияние на результаты измерения.

Основные понятия, связанные с *характеристикой преобразования средства измерения* следующие:

- *чувствительность* — отношение изменения сигнала на выходе средства измерения к вызывающему его изменению измеряемой величины, например, 0,5 В/МэВ;

- *диапазон измерений* — область значений измеряемой величины, для которой нормированы погрешности средства измерений;

- *предел измерений* — наибольшее или наименьшее значение диапазона измерения.

- *ход с жесткостью* — отклонение номинальной чувствительности средства измерения от действительной чувствительности, зависящее от энергии ионизирующего излучения.

Все средства измерений по метрологической принадлежности подразделяют на рабочие и образцовые.

Образцовыми мерами и измерительными приборами называют меры и измерительные приборы, утвержденные в качестве образцовых и служащие для поверки по ним других средств измерений. Например, в области измерения ионизирующих излучений в качестве образцовых мер применяют образцовые α -, β -, γ - и нейтронные источники.

Для воспроизведения и хранения единицы измерения в общегосударственном или Международном масштабе служит средство измерений, называемое *эталон*ом. Порядок передачи размера единицы от эталона образцовым и рабочим средствам измерений регламентируется специальным документом — *поверочной схемой*.

Рабочее средство измерений — средство измерений, применяемое для измерений, не связанных с передачей размера единиц. Рабочие средства измерений используют в практике вседневных измерений.

Измерение называется *прямым*, если измеряемую величину непосредственно сравнивают с мерой этой величины или ее значение отсчитывают по показаниям приборов.

Наблюдение — экспериментальная операция, выполняемая в процессе измерения, в итоге которой получают одно из значений, подлежащих обработке для получения результатов измерения. Различают измерения с однократными и многократными наблюдениями. При измерении с однократным наблюдением термином "наблюдение" пользоваться не следует.

Погрешность измерения — отклонение результата измерения от истинного значения измеряемой величины. На практике имеют дело лишь с приближенной оценкой погрешности измерения, которую получают путем применения метода и средств измерения.

Абсолютной называют погрешность, выраженную в единицах измеряемой величины, а *относительной* — погрешность, выраженную в долях или процентах истинного значения измеряемой величины.

Систематическая погрешность — составляющая погрешности измерения, которая при повторных измерениях одной и той же величины, выполняемых при неизменных условиях, остается постоянной или закономерно изменяется. Источником систематической погрешности могут быть: погрешность метода измерения, допущенные упрощения при проведении измерений, индивидуальные особенности наблюдателя.

Случайная погрешность — составляющая погрешности измерения, изменяющаяся случайным образом при повторных измерениях одной и той же величины. Источником случайных погрешностей могут быть неконтролируемые изменения параметров внешней среды (температуры, влажности, давления), статистический характер измеряемой величины, психологические особенности человека и т.п.

Грубая погрешность измерения — погрешность измерения, существенно превышающая ожидаемую погрешность при данных условиях.

Промах — вид грубой погрешности, зависящий от наблюдателя и связанный с неправильным обращением со средствами измерения, неверным отсчетом показаний, ошибками при записи результатов и т.п.

Точность измерений — качество измерений, отражающее близость их результатов к истинному значению измеряемой величины. Чем меньше систематическая и случайная погрешности, тем выше точность измерений.

Результат измерения — среднее арифметическое результатов наблюдений, из которых исключены систематические погрешности.

Внешние факторы, влияющие на погрешность средств измерения, определяют нормальные и рабочие условия применения средств измерения.

Нормальные условия применения средств измерения — условия, при которых все влияющие на показания средства измерения величины внешних факторов находятся в пределах значений, установленных НТД на данное средство измерения и принятых в качестве нормальных. Для нормальных условий применения нормируются *основные погрешности средств измерения*.

Рабочие условия применения средств измерения — условия, при которых значения величин внешних факторов, влияющих на погрешность средства измерения, превышают пределы нормальной области значений. Для рабочих условий нормируются дополнительные погрешности средств измерения.

Поверка средств измерений — это определение погрешности данного средства измерения с целью установления его пригодности к применению в соответствии с требованиями НТД на него.

В основу всех методов поверки положен принцип, который заключается в том, что находят разность между показанием прибора и истинным значением измеряемой величины, т.е. определяют погрешность прибора. Истинное значение измеряемой величины определяют с помощью образцовых средств измерения.

Для приборов, измеряющих γ - и нейтронное излучение, применяют следующие методы поверки:

- метод замещения;
- метод одновременных измерений;
- метод образцового источника.

Метод замещения основан на измерении поглощенной дозы или мощности поглощенной дозы в одной и той же точке поля излучения последовательно образцовым и поверяемым приборами. При замещении образцового и поверяемого приборов необходимо обеспечить фиксацию центров чувствительных объемов их детекторов с погрешностью, не превышающей установленную нормативно-техническим документом на поверку.

Метод одновременных измерений заключается в том, что детекторы образцового и поверяемого приборов помещают одновременно в одно и то же сечение однородного поля.

Метод образцового источника (расчетный метод) заключается в том, что для определения (расчета) параметров поля, создаваемого образцовым источником излучения используют закон обратных квадратов:

$$I = I_0(R_0/R)^2, \quad (8.1)$$

где: I_0 — параметр поля, создаваемого образцовым источником на расстоянии R_0 ;

I — расчетный параметр поля в любой точке от образцового источника на расстоянии R .

Для расчета I используют данные, указанные в свидетельстве на образцовый источник.

Прибор считается выдержавшим поверку, если полученное значение погрешности не превышает значения, указанного в технических условиях на прибор (значения погрешности, приводимого в паспорте завода-изготовителя).

Метрологическая деятельность предприятия должна регламентироваться комплексом взаимосвязанных правил, требований и норм, определяющих методику проведения работ по оценке и обеспечению точности измерения. Эти правила и нормы устанавливаются НТД, входящими в государственную систему стандартов Украины (ДСТУ). К наиболее важным объектам стандартизации в области метрологического обеспечения средств измерения относятся:

- единицы физических величин и их обозначение — ГОСТ 8.417-81 и ДСТУ РД 50-454-84;
- метрологические характеристики средств измерения — ГОСТ 8.009-84;

- государственные эталоны — ДСТУ 3231-95;
- поверочные схемы — ГОСТ 8.061-80;
- образцовые средства измерений — МИ 1318-86;
- стандартные образцы — ДСТУ 3231-95;
- метрологическая экспертиза технических заданий на разработку средств измерений — МИ 1314-86;
- метрологическая аттестация средств измерений — ДСТУ 3215-95;
- поверка средств измерений — ГОСТ 8.042-83;
- метрологическая аттестация методик выполнения измерений — ГОСТ 8.467-82;
- государственный и ведомственный метрологический надзор — ГОСТ 8.002-86;
- государственные испытания средств измерений — ДСТУ 3400-96;
- поверка средств измерений — ГОСТ 8.513-84, ГОСТ 8.375-80;
- обеспечение качества средств измерения—ДСТУ ISO 10012-1.

Обработка результатов измерений

Методы обработки результатов, например, прямых измерений с многократными наблюдениями, регламентированы ГОСТ 8.207-76. В соответствии с этим стандартом при статистической обработке группы результатов наблюдений следует выполнить следующие операции:

- исправить результаты, исключить известные систематические погрешности из результатов наблюдений;
- вычислить среднее арифметическое исправленных результатов наблюдений, принимаемое за результат измерения;
- вычислить оценку среднего квадратического отклонения результата наблюдения;
- проверить гипотезу о том, что результаты наблюдений принадлежат нормальному распределению;
- вычислить доверительные границы случайной погрешности (случайной составляющей погрешности) результата измерений;
- вычислить доверительные границы погрешности результата измерения.

Рассмотрим некоторые этапы статистической обработки.

Для вычисления результата измерения следует из каждого результата наблюдения u_i исключить систематическую погрешность λ_i .

В итоге получим исправленный результат i -го наблюдения:

$$x_i = u_i - \lambda_i. \quad (8.2)$$

Затем вычисляют *среднее арифметическое* исправленных результатов наблюдений:

$$\bar{X}_n = (x_1 + x_2 + \dots + x_n)/n = (\sum_{i=1}^n x_i)/n, \quad (8.3)$$

где n —число наблюдений.

Среднее квадратическое отклонение группы наблюдений является характеристикой рассеивания результатов наблюдений, вызванного наличием случайных погрешностей при проведении измерений с многократными наблюдениями. Оно выражается в тех же единицах, что и сами результаты наблюдений. Ограниченное число наблюдений позволяет получить лишь оценку этой характеристики.

Оценку среднего квадратического отклонения S группы наблюдений вычисляют по формуле.

$$S = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (x_i - \bar{X})^2} \quad (8.4)$$

При 4 — 10 наблюдениях их рассеивание можно также характеризовать *размахом*:

$$R_n = x_{\max} - x_{\min} \quad (8.5)$$

где $x_{\max}$, $x_{\min}$ — соответственно максимальное и минимальное значение из группы наблюдений.

Среднее квадратическое отклонение результата измерения является характеристикой рассеивания результата измерения, вычисленного как среднее арифметическое данных наблюдений. Ограниченное число наблюдений позволяет получить лишь *оценку* этой характеристики $S(\bar{X}_n)$. (Такое обозначение означает, что S относится к среднему арифметическому переменной X_n , определенной из n наблюдений.)

Оценку среднего квадратического отклонения среднего арифметического вычисляют по формуле

$$S(\bar{X}_n) = \sqrt{\frac{1}{n(n-1)} \sum_{i=1}^n (x_i - \bar{X})^2} = S/\sqrt{n} \quad (8.6)$$

Все числовые значения характеристик и параметров, которые определяются при статистической обработке результатов измерений, имеют вероятностный характер. *Доверительная вероятность* — это величина, которая определяет степень надежности полученных результатов. Доверительная вероятность P выражается числом от 0 до 1 (или от 0 до 100 процентов) и показывает вероятность того, что действительное значение исследуемой переменной будет лежать в принятом (указанном) диапазоне.

Так, например, в интервал от $\bar{X}+S$ до $\bar{X}-S$ должно входить около 67% всех наблюдений, где $\bar{X}$ — среднее арифметическое группы наблюдений, распределенных по нормальному закону, а S — оценка среднего квадратического отклонения группы наблюдений, определенная по формуле (8.4).

Величиной, связанной с доверительной вероятностью, является *уровень значимости отклонений (выхода)* за принятые границы значений X_n ($q = 1 - P$).

Доверительная вероятность или уровень значимости отклонений должны задаваться лицом, выполняющим статистическую обработку результатов измерений, в соответствии с требуемым уровнем надежности результатов. Для технических и аналитических измерений

обычно принимают $P = 0,95$. Доверительные границы погрешности в долях $S(X)$ при этом равны $\pm 1,65$. Для ответственных измерений или измерений, которые нельзя повторить, принимают $P = 0,99$ с доверительными границами $\pm 2,6$ в долях $S(X)$. Чем более ответственные результаты, тем более высокую доверительную вероятность необходимо принимать.

Методика математической обработки результатов измерений зависит от их распределения. Наиболее полно математические методы разработаны применительно к *нормальному распределению*. Законом нормального распределения (законом Гаусса) можно удовлетворительно аппроксимировать распределения наблюдений в большинстве случаев практических измерений.

Среднее арифметическое результатов наблюдений является эффективной оценкой измеряемой величины именно при нормальном распределении результатов наблюдений. Если распределение результатов наблюдений описывается другими законами и имеет несимметричную форму, то использование среднего арифметического может привести к неправильным заключениям. При некоторых других распределениях для этой цели известны более эффективные оценки: наиболее вероятное значение (мода), медиана и др. В связи с этим, в последовательность статистической обработки результатов наблюдений включается этап проверки гипотезы о том, что результаты наблюдений принадлежат к нормальному распределению.

Проверка того, описываются ли полученные результаты наблюдений нормальным законом, может не проводиться, если есть достаточные теоретические основания полагать, что этот закон справедлив, или если такая проверка уже выполнялась ранее для аналогичных наблюдений. В остальных случаях проверка нормальности распределения необходима.

Доверительные границы случайной погрешности результата измерения в соответствии с ГОСТ 8.207-76 устанавливаются для результатов наблюдений, принадлежащих нормальному распределению.

Если это условие не выполняется, методы вычисления доверительных границ случайной погрешности должны быть указаны в методике выполнения конкретных измерений.

Доверительные границы случайной погрешности результата измерения — это тот интервал,

в который с заданной (принятой исследователем) вероятностью P должно попасть среднее арифметическое значение при бесконечном (теоретически) увеличении количества единичных наблюдений. Вероятность того, что это истинное значение все же будет находиться за пределами вычисленных доверительных границ, определяется значимостью этих отклонений $q = 1 - P$. Такая вероятность есть всегда, поскольку теоретически могут иметь место любые отклонения (колоколообразная кривая нормального распределения не имеет границ).

Ширина интервала доверительных границ для результата измерения определяется степенью разброса значений, измеряемого средним квадратическим отклонением, и степенью значимости допустимого выхода за эти пределы, которые устанавливает исследователь.

Доверительные границы случайной погрешности результата измерения находят по формулам:

$$X - t \cdot S(X_n), \quad (8.7)$$

$$X + t \cdot S(X_n), \quad (8.8)$$

где t — коэффициент Стьюдента, который, в зависимости от доверительной вероятности P

и числа результатов наблюдений, находят по таблице 8.6.

Таблица 8.6

**Значения коэффициента t для случайной величины X,
имеющей распределение Стьюдента с n-1 степенями свободы**

n-1	P=0,95	P=0,99	n-1	P=0,95	P=0,99
3	3,182	5,841	16	2,120	2,921
4	2,776	4,604	18	2,101	2,878
5	2,57	4,032	20	2,086	2,845
6	2,447	3,707	22	2,074	2,819
7	2,819	3,499	24	2,064	2,797
8	2,306	3,355	26	2,056	2,779
9	2,262	3,250	28	2,048	2,763
10	2,228	3,169	30	2,043	2,750
12	2,179	3,055	∞	1,960	2,576
14	2,145	2,977			

В случаях, когда систематические погрешности исключить из результата измерения нельзя, но точно известно, что они имеются, погрешность результата должна включать не исключенные систематические погрешности. При суммировании не исключенных систематических погрешностей они рассматриваются как случайные величины с равномерным распределением (если данных о виде распределения нет). Учет не исключенной систематической погрешности осуществляется в следующей последовательности:

- Оцениваются абсолютные величины не исключенных систематических погрешностей. Погрешности постоянных величин, входящих в формулы, равны половине единицы последнего разряда.

- Проводится сложение всех не исключенных систематических погрешностей и определение суммарной не исключенной систематической погрешности. Если не исключенные систематические погрешности определяются погрешностями величин, входящих в формулу в виде сомножителей, то суммарная не исключенная погрешность определяется по формуле

$$\Theta = 1,1 \bar{X}_n \sqrt{(\Theta_1/W_1)^2 + (\Theta_2/W_2)^2 + \dots + (\Theta_m/W_m)^2} \quad (8.9)$$

Если источниками ошибок являются слагаемые, то суммирование проводят по формуле

$$\Theta = 1,1 \sqrt{\Theta_1^2 + \Theta_2^2 + \dots + \Theta_m^2} \quad (8.10)$$

В этих формулах Θ — суммарная неисключенная погрешность; $\Theta_1, \Theta_2, \dots, \Theta_m$ — неисключенные систематические погрешности измерений $W_1, W_2, \dots, W_m$.

- Если $\Theta/S(X_n) < 0,8$, то неисключенные систематические погрешности можно не учитывать, т.е. в этом случае суммарная погрешность результата измерения определяется случайной погрешностью.

Если $\Theta/S(X_n) > 8$, то суммарная погрешность результата измерения целиком определяется неисключенными систематическими погрешностями и случайные погрешности можно не учитывать.

Если $\Theta/S(X_n)$ лежит в диапазоне от 0,8 до 8, то при определении суммарной погрешности результата измерения необходимо учитывать как неисключенные систематические, так и случайные погрешности. Для этого производят следующие вычисления.

- Вычисляют суммарное среднее квадратическое отклонение результата измерения:

$$S_s = \sqrt{\Theta_1^2/3 + \Theta_2^2/3 + \dots + \Theta_m^2/3 + S^2(\bar{X}_n)}, \quad (8.11)$$

где: $\Theta_1, \Theta_2, \dots, \Theta_m$ — систематические погрешности разных видов;

$S(\bar{X}_n)$ — среднее квадратическое отклонение результата измерения.

- Вычисляют коэффициент К:

$$K = \frac{\varepsilon + \Theta}{\sqrt{\Theta_1^2/3 + \Theta_2^2/3 + \dots + \Theta_m^2/3 + S^2(\bar{X}_n)}}, \quad (8.12)$$

где: ε — случайная погрешность результата измерения.

- Вычисляют суммарную погрешность результата измерения Δ :

$$\Delta = K \cdot S_s \quad (8.13)$$

Результат измерений записывают в виде $a = X \pm \Delta$ ($P = \dots$). Запись означает, что истинное значение измеряемой величины с вероятностью не менее P лежит в пределах от $X + \Delta$ до $X - \Delta$.

ИЗМЕРЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ГАЗОВ

Газо-аэрозольные выбросы в атмосферу нормально работающей АЭС разделяют на технологические выбросы и выбросы, связанные с вентиляцией помещений АЭС. Первые — это газовые сдувки из деаэраторов первого контура, эжекторные газы турбин, газовая продувка активной зоны и металлоконструкций реактора РБМК, сдувки из систем спецгазоочистки (например, после угольного адсорбера) и из некоторого технологического оборудования, например из баков с загрязненным теплоносителем первого контура, бассейнов выдержки отработавшего топлива, сдувки системы спецводоочистки. Вторые обусловлены незначительным поступлением этих газов и аэрозолей из необслуживаемых технологических помещений в периодически обслуживаемые и обслуживаемые помещения АЭС, а также

выделением газов и аэрозолей в воздух при пробоотборе теплоносителя (для регулярного анализа его удельной активности и радионуклидного состава).

Основными нуклидами, определяющими активность газов и аэрозолей, подлежащих удалению с АЭС, являются инертные радиоактивные газы, ИРГ (^{41}Ar , $^{85-87}\text{Kr}$, $^{133-135}\text{Xe}$), радионуклиды йода (главным образом ^{131}I), продукты коррозии и деления урана ($^{58,60}\text{Co}$, ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{137}Cs).

Формы существования ^{131}I и других изотопов йода различны и часто меняются по пути движения к вентиляционной трубе АЭС. Выброс ^{131}I в атмосферу идет в основном в летучей (паровой) форме в виде молекулярного йода I_2 и органических соединений (главным образом метилйодида CH_3I). В аэрозольной форме йод удаляется в количестве, не превышающем 10% его общего выброса.

В табл. 8.7 приведены некоторые физические параметры и $\text{ДК}_\text{А}$ радиоактивных газов.

Таблица 8.7.

Физические параметры некоторых радиоактивных газов

Радиоактивный газ	$\text{ДК}_\text{А}$, Бк/м ³	Энергия, МэВ		$T_{1/2}$
		β -частицы (α -частицы)	γ -излучение	
^{41}Ar	$7,4 \cdot 10^3$	1,18	1,37	1,8ч
^{133}Xe	$3,7 \cdot 10^4$	0,34	0,085	5,3 сут
^{131}I	31,1	0,595	0,364(80%)	8,06 сут
^{85}Kr	$3,7 \cdot 10^4$	0,74	—	10,6 года
^3H	$11,8 \cdot 10^3$	0,018	—	12,26 года
^{14}C	$13,0 \cdot 10^3$	0,156	—	5760 лет
^{222}Rn	12,3	α 5,486	—	3,82 сут
^{220}Rn	$3,7 \cdot 10^2$	α 6,282	—	54,5 с

Для ИРГ относительно большие допустимые концентрации $\text{ДК}_\text{А}$ 10^{-9} — 10^{-8} Ки/л ($3,7 \cdot 10^4$ - $3,7 \cdot 10^5$ Бк/м³) обусловлены тем, что эти β - и γ -излучатели не концентрируются в организме человека. Следовательно, сравнивая объем газа в легких и окружающем человека пространстве, легко прийти к выводу, что ИРГ опасны как внешние β -и γ -излучатели.

Свойствами равномерного распределения по телу человека (без концентрирования в определенных органах) отличаются также радиоактивные изотопы водорода ^3H и углерода ^{14}C , которые могут встречаться соответственно в форме паров воды и углекислого газа.

В отличие от изотопов инертных газов осколочного происхождения, ^3H и ^{14}C являются излучателями только низкоэнергетических β -частиц, их переход в стабильное состояние не сопровождается испусканием γ -квантов. Следовательно, эти изотопы в газообразной форме облучают только ткани, примыкающие непосредственно к органам дыхания или к местам

фиксирования радиоактивных атомов, поскольку пробег низкоэнергетических β -частиц в тканях незначителен (доли миллиметра). Значения $ДК_A$ этих радионуклидов сравнимы с $ДК_A$ для ИРГ только в силу больших периодов полураспада и, следовательно, большего Бремeни облучения прилегающих тканей.

Из перечисленных выше радионуклидов по $ДК_A$ — $4,2 \cdot 10^{-12}$ Ки/л ($1,55 \cdot 10^2$ Бк/м³) резко выделяется ¹³¹I. Как уже отмечалось, это связано с тем, что этот радионуклид эффективно концентрируется в малой по массе щитовидной железе и выделяет почти всю энергию распада в этом жизненно важном органе.

Измерение концентрации ИРГ основано на счете отдельных β -частиц или γ -квантов и на измерении ионизационного тока, создаваемого этими частицами (квантами).

Для практического использования при отборе проб и радиометрии β -активных газов удобны переносные цилиндрические камеры с торцовым счетчиком и складывающимися стенками из тонкого полиэтилена. Размеры камеры (радиус 15 см и высота 30 см) были выбраны оптимальными, ибо при дальнейшем увеличении размеров чувствительность растет очень слабо. Масса камеры не превышает 1 кг. Исследуемый воздух засасывается в камеру через отверстие в дне, закрытое аэрозольным фильтром, при ее раскладывании (действует подобно мехам).

Концентрация К газа в такой камере с торцовым счетчиком определяется по формуле

$$K = e n_{\beta} / (h \cdot S \cdot V), \quad (8.14)$$

где e — коэффициент, зависящий от выбранных единиц измерения;

n_{β} — скорость счета β -частиц;

h — коэффициент, зависящий от граничной энергии β -частиц, толщины окна торцового счетчика и размеров камеры с газом;

S — рабочая площадь входного окна счетчика,

V — объем камеры.

Минимальная регистрируемая этой камерой концентрация зависит от граничной энергии β -частиц газообразного радионуклида и находится в пределах $[(0,8 - 1) \cdot 10^{-9}$ Ки/л ($3 - 3,7 \cdot 10^4$ Бк/м³)] для ⁴¹Ar, ^{85m}Kr, ⁸⁸Kr, ¹³⁵Xe.

Для ¹³³Xe, имеющего более низкую граничную энергию частиц ($E_{\beta} = 0,346$ МэВ), минимальная регистрируемая концентрация составляет $3 \cdot 10^{-9}$ Ки/л ($10,7 \cdot 10^4$ Бк/м³). Эта камера непригодна для измерения концентрации таких газов, как ¹⁴C, ³H, имеющих еще более низкую граничную энергию β -частиц (менее 0,3 МэВ).

Для контроля таких газов применяют проточные ионизационные камеры или жидкие сцинтилляторы, в которые вводят отобранные из воздуха различными способами пробы, содержащие ¹⁴CO₂ или ³HNO. Для измерения концентрации ИРГ используют метод улавливания на активированных углях с последующей γ -спектрометрией нуклидов и установлением радионуклидного состава смеси ИРГ. Накопление криптона и ксенона в активированном угле дает возможность контролировать ИРГ при довольно низкой концентрации в воздухе [около $1 \cdot 10^{-12}$ Ки/л (37 Бк/м³)].

Исключительно низкая допустимая концентрация ¹³¹I вызывает большие осложнения при его измерении с необходимой чувствительностью и скоростью. Один из методов, отличающийся высокой чувствительностью, но и существенными затратами времени, состоит в прокачке контролируемого воздуха последовательно через два слоя тонковолокнистой противозаэрозольной фильтрующей ткани типа ФП. Первый слой улавливает все

радиоактивные аэрозоли (в том числе и ту часть йода, которая присутствует в воздухе в форме аэрозолей), а второй, пропитанный поташем или едким калием, улавливает парообразный йод. Выделив из первого фильтра йод радиохимическим путем, измеряют эту пробу и второй фильтр на радиометрической установке и находят, таким образом, удельную активность йода в прокачанном воздухе. Чувствительность метода порядка 10^{-12} Ки ($4 \cdot 10^{-2}$ Бк) при фильтрации 1 м^3 контролируемого воздуха, что может быть достигнуто за 20 мин при скорости прокачки 50 л/мин.

В другом случае измеряется активность пробы из фильтрующей ткани с осажденными на ней радиоактивными аэрозолями и парами йода до и после подогрева. В силу высокой летучести йода подогрев фильтра до температуры 400°C в течение 10 мин приводит к полному его уносу, благодаря чему активность йода может быть найдена разностным методом. Аналогично первому методу, этот метод также нуждается в лабораторной обработке проб и не нашел широкого применения на ядерно-энергетических установках.

Третий из методов, заслуживающих упоминания, состоит в измерении γ -излучения щитовидной железы человека, находившегося в зоне, загрязненной парами и аэрозолями йода. Находясь на небольшой глубине от поверхности тела, щитовидная железа, концентрирующая в себе ^{131}I , не полностью поглощает его излучение. Регистрируя излучение с помощью сцинтилляционного счетчика с кристаллом йодистого натрия в свинцовом коллиматоре, можно определить интенсивность γ -квантов с энергиями 0,36 и 0,64 МэВ и на этой основе найти активность ^{131}I в щитовидной железе. Прибор такого типа позволяет обнаруживать у людей 3,5 нКи (130 Бк) этого излучателя.

ИЗМЕРЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ

Радиоактивными аэрозолями называются любые взвешенные частицы, находящиеся в воздухе и имеющие естественную (продукты распада урана, тория и радия) или искусственную (продукты деления урана, активационные радионуклиды и др.) радиоактивность.

В зависимости от агрегатного состояния различают аэрозоли с твердой дисперсной фазой (пыль различных радиоактивных веществ, дым) и аэрозоли с жидкой дисперсной фазой (пар, туман или аэрозоли конденсации).

Естественными носителями радиоактивности атмосферного воздуха являются эманации (радон, торон, актион) и их дочерние продукты (радионуклиды полония, висмута, свинца и таллия), которые могут оседать на взвешенных в воздухе частицах, тогда как твердые продукты распада эманации в результате объемной конденсации сами могут образовывать аэрозоли различной дисперсности.

Радиоактивные аэрозоли образуются в процессах производства и обработки радиоактивных материалов (дробление, механическая обработка, выпаривание, кипячение и т. п.), при взрывах атомных и водородных бомб, при взаимодействии космического излучения с атмосферной пылью. Важнейшими источниками радиоактивных аэрозолей являются ядерный реактор и ядерное топливо АЭС. При нарушении целостности защитной оболочки ТВЭЛов продукты деления могут попасть в теплоноситель первого контура. В этом случае появится реальная опасность загрязнения воздуха нелетучими веществами (Sr, Ba, La, Zr, Ru, Ce и др.). В результате активации продуктов коррозии оборудования первого контура АЭС, в теплоносителе могут находиться радионуклиды ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{59}Fe , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{98}Zr и др. Кроме них, в воде образуются короткоживущие радионуклиды ^{16}N , ^{18}F , ^{24}Na , K^{42} и др., которые не представляют опасности при выходе в окружающую среду, и долгоживущий тритий в небольшом количестве вследствие активации дейтерия и ядерной реакции, происходящей на боре (борсодержащие материалы применяются для регулирования мощности реактора).

Размер аэрозольных частиц может находиться в различных пределах — от долей до нескольких десятков микрометров. Распределение этих частиц по размерам, массе и по активности подчиняется нормальному логарифмическому закону. В этом случае дисперсность аэрозольных частиц можно характеризовать медианным диаметром d .

Свойства аэрозольных частиц зависят от их размера. По дисперсности аэрозоли можно разделить на три группы:

- крупнодисперсные (неустойчивые) частицы ($d = 10$ мкм и более) быстро оседают, поэтому находятся в воздухе недолго;
- средней дисперсности (относительно устойчивые) частицы ($d = 1 — 10$ мкм) медленно оседают в неподвижном воздухе, поэтому находятся во взвешенном состоянии различное время в зависимости от размера частиц и их концентрации;
- мелкодисперсные (устойчивые) частицы ($d < 1$ мкм) движутся подобно молекулам воздуха, т. е. подчиняются законам броуновского движения.

При столкновениях между собой мелкодисперсные аэрозольные частицы укрупняются (коагулируют) и оседают так же, как и аэрозоли средней дисперсности. Коагуляция мелкодисперсных аэрозолей происходит тем быстрее, чем меньше размер частиц и чем больше их концентрация.

В таблице 8.8 приведены некоторые физические параметры и $ДК_A$ радионуклидов, входящих в состав аэрозолей.

Как видно из сравнения табл. 8.7 и табл. 8.8 значения $ДК_A$ для радиоактивных аэрозолей, как правило, на 2 — 7 порядков более жесткие по сравнению с $ДК_A$ для радиоактивных газов.

Таблица 8.8

**Физические параметры некоторых радионуклидов,
входящих в состав аэрозолей**

Радионуклид	$ДК_A$, Бк/м ³	Энергия, МэВ		$T_{1/2}$
		β -излучение (α -частицы)	γ -частицы	
⁸⁹ Sr	$10,4 \cdot 10^2$	1,46	—	50,5 сут
⁹⁰ Sr	$4,4 \cdot 10^1$	0,535	—	28 лет
⁹⁰ Y	$3,7 \cdot 10^3$	2,26	—	64,8ч
⁹¹ Y	$11,8 \cdot 10^2$	1,55	—	57,5 сут
¹³⁷ Cs	$5,2 \cdot 10^2$	0,55	0,66	30 лет
¹⁴⁰ Ba	$16,3 \cdot 10^2$	1,05	0,529	13 сут
²¹⁰ Po	$34,4 \cdot 10^{-1}$	α 5,3	0,773	138,5 сут
²²⁶ Ra	$9,3 \cdot 10^{-1}$	α 4,79	0,19	1622 года
²³⁹ Pu	$33,3 \cdot 10^{-3}$	α 5,15	0,42	$2,44 \cdot 10^4$ лет

Наиболее опасным из них является долгоживущий изотоп стронция ^{90}Sr ($T_{1/2} = 28,6$ года), который, распадаясь, образует относительно короткоживущее дочернее вещество ^{90}Y ($T_{1/2} = 64\text{ч}$), являющееся излучателем β -частиц высоких энергий. Отлагаясь в костях, ^{90}Sr и ^{90}Y облучают высокочувствительный к излучению костный мозг (один из главных органов кроветворения), и поэтому на их допустимую концентрацию налагаются особенно жесткие ограничения — ДКА ^{90}Sr установлена равной 0,044 Бк/л.

На примере ^{90}Sr видны сложности измерения столь малых объемных активностей аэрозолей, составляющих примерно 10^{-13} — 10^{-12} Ки/л (3,7—37 Бк/м³). Поскольку ни один детектор ионизирующих излучений не сможет зарегистрировать все без исключения акты распада, действительная скорость счета измеряемого эффекта будет ниже указанной. Следовательно, при измерении объемной активности аэрозолей на уровне ДКА и ее долей необходимо концентрировать радионуклиды из большого объема воздуха. Концентрирование аэрозолей производится либо на малой поверхности мембранных фильтров или мишени электрофильтра, либо в малом объеме жидкостных фильтров.

Еще более сложно измерение α -активных аэрозолей: для получения эффекта, как минимум равного фону α -радиометрических установок (примерно 1 отсчет/мин при эффективности около 25%), необходимо прокачивать 10—100 м³ контролируемого воздуха и концентрировать из них активность. К сожалению, при этом на фильтрующем материале оседает очень большая фоновая активность естественных радионуклидов радона и торона и продуктов их распада. Их обычная концентрация в атмосферном воздухе и воздухе рабочих помещений составляет 10^{-13} — 10^{-14} Ки/л [$3,7 \cdot (10^{-3} \text{—} 10^{-4})$ Бк/л], что значительно превышает измеряемый эффект.

Широкое распространение для контроля аэрозолей и очистки от них воздуха получили *тонковолокнистые фильтры ФП*. Ткани ФПП из перхлорвинила имеют средний диаметр волокон 1,5 и 2,5 мкм, обладают стойкостью к кислотам и щелочам, не смачиваются водой и могут использоваться при температуре до 333°К. Ткани ФПА из волокон ацетилцеллюлозы диаметром 1,5 мкм стойки к органическим растворителям (типа хлорированных углеводородов) и могут быть использованы до 423°К и влажности не более 80%. Механизм фильтрации аэрозольных частиц на тканях ФП заключается в следующем:

- для частиц больших размеров — инерционное осаждение при большой скорости фильтрации;
- осаждение частицы вследствие касания волокна при его огибании;
- осаждение вследствие диффузии и оседания мелкодисперсных аэрозолей;
- электростатическое притяжение аэрозольных частиц, которое имеет большое значение для фильтров ФП, так как они имеют высокий электростатический заряд;
- осаждение в поверхностном слое материала тех частиц, размер которых больше расстояния между волокнами фильтра.

В результате перечисленных процессов на фильтрах ФП достигается практически одинаковое улавливание аэрозольных частиц любых размеров вплоть до свободных атомов с эффективностью почти 100%, т.е. вероятность присоединения частиц к волокнам у фильтра ФП близка к единице. В то же время инертные радиоактивные газы, не осаждаясь, проходят через материал ФП, т.е. вероятность присоединения атомов ИРГ к волокнам близка к нулю. Это позволяет использовать фильтры ФП в качестве предосадителей аэрозолей на входе в ионизационные камеры и другие детекторы, используемые для контроля ИРГ.

Исследования показали, что максимальным проскоком сквозь материал ФП обладают частицы диаметром 0,1—0,2 мкм. Поэтому проскок фильтров ФП различных марок определяют и приводят в технических характеристиках по аэрозолям, имеющим именно эти размеры при стандартной скорости прокачки воздуха 1 см/с. Значения максимального проскока при этих условиях у фильтров ФП, используемых для определения концентрации α -, β -активных аэрозолей и их дисперсности, находятся в пределах 0,1—1,0 %.

Динамическое сопротивление фильтров составляет от 15 до 40 Па при скорости 1 см/с и линейно возрастает с увеличением скорости воздуха. Фильтры разных марок имеют разную толщину фильтрующего слоя: $3,0 \pm 0,5$ мг/см² (ФПП-15-1,5 и ФПА-15-2,0), $1,5 \pm 0,15$ мг/см² (НЭЛ) и $1,6 \pm 0,2$ мг/см² (ЛФС). Фильтры НЭЛ и ЛФС используются для улавливания α -активных аэрозолей в тонком лобовом слое фильтра, чтобы α -частицы не поглощались в объеме фильтра. В табл. 8.9 приведены характеристики аналитических круглых фильтров типа АФА для отбора проб аэрозолей.

Аналитические круглые фильтры для удобства работы с ними закладываются в бумажную обойму, которая предотвращает перенос активности с фильтра на оборудование и руки дозиметриста и обратное загрязнение фильтров.

Таблица 8.9

Характеристики некоторых аналитических фильтров АФА

Марка фильтра	Материал	Раб. пов, см ²	Сопротивление, Па	Макс, нагрузка, л/мин	Назначение
АФА-РМА-20	ФПА-15-2,0	20	40-60	100	Радиометрическое определение концентрации радиоактивных аэрозолей при повышенной температуре (423 К)
АФА-РМП-3	ФПП-15-1,7	3	40-60	60	То же при температуре 333 К; стоек к химически агрессивн. средам
АФА-РСП-40	ФПП-15-1,7	40	40-60	800	Радиоспектрометрическое определение радиоактивных аэрозолей
АФА-ХА-20	ФПА-15-2,0	20	20	140	Радиохимический анализ радиоактивных аэрозолей методом "мокрого" сжигания смесью концентрированных серной и азота, или уксусн. кислот
АФА-РТИ-3	ФПП-15	3	40-60	9	Радиографический анализ
АФА-ВП-20	ФПП-15-1,7	18	15	140	Определение массовой концентрации аэрозоля
АФАСИ	ФП с добавкой измельченного угля и AgNO ₃	3	30-75	—	Определение аэрозолей и паров молекулярного радиойода

Примечание: Сопротивление указано для стандартной линейной скорости фильтрации 1 см/с. Эффективность всех фильтров при этой скорости 99,9%.

Для анализа аэрозолей в воздухе применяется также *инерционное осаждение*. Инерционный осадитель (*импактор*) позволяет осуществить сепарацию частиц на несколько групп по размерам (по числу каскадов) от 0,2 до 20 мкм. Направление скорости воздушного потока в щели одного из каскадов, образованной соплом и мишенью в импакторе, резко изменяется, аэрозольные же частицы продолжают двигаться в первоначальном направлении, встречают на своем пути мишень и осаждаются на ней. Импакторы имеют высокую эффективность осаждения крупнодисперсных аэрозолей и низкую — мелкодисперсных.

Преимущество инерционных осадителей состоит в простоте конструкции, высокой производительности, возможности разделения аэрозолей по дисперсности. Недостаток их — низкая эффективность по осаждению мелкодисперсных аэрозолей, зависимость эффективности от температуры и влажности окружающей среды.

Измерив объем воздуха V , м³, пропущенного через тот или иной фильтр, и определив радиометрическим методом абсолютную активность фильтра A , Бк, устанавливают концентрацию аэрозолей в воздухе Q , Бк/м³, по формуле

$$Q = AV. \quad (8.15)$$

Установка, предназначенная для определения концентрации радиоактивных аэрозолей, состоит из следующих основных узлов: фильтра, устройства для прокачивания воздуха, прибора для измерения скорости или объема прокачиваемого воздуха, детектора и счетной установки для определения активности аэрозолей, накопившихся на фильтре.

Объемную активность Q радиоактивных аэрозолей в воздухе по активности, осажденной на фильтре, можно рассчитать по следующей формуле:

$$Q = N \cdot A_{\text{эт}} / (N_{\text{эт}} \cdot \eta \cdot w \cdot V),$$

(8.16)

где N , $N_{\text{эт}}$ — число импульсов в секунду за вычетом фона соответственно при измерении активности фильтра и при измерении эталонного источника известной активности;

$A_{\text{эт}}$ — активность эталонного источника, Бк;

$N_{\text{эт}}/A_{\text{эт}} = f$ — эффективность счета установки;

η — эффективность фильтра;

w — поправка на самопоглощение детектируемого излучения в объеме фильтра;

V — объем прокачанного воздуха, м³.

Формула (8.16) справедлива для расчета концентрации долгоживущих аэрозолей, у которых период полураспада $T_{1/2} \gg t$ (t — время прокачки воздуха через фильтр). Тогда не требуется внесения поправки в скорость счета N на радиоактивный распад аэрозолей, накопленных на фильтре за время t .

Рассмотрим некоторые основные методы измерения концентрации аэрозолей долгоживущих α -активных радионуклидов в присутствии естественного фона радона (Rn) и торона (Tn).

Один из методов (метод выдержки) основан на различии периода полураспада исследуемой (долгоживущие радионуклиды) и фоновой (Rn , Tn) активности. При наличии в воздухе долгоживущих радионуклидов и радона (эффективный период полураспада продуктов распада Rn составляет около 40 мин) достаточно выждать несколько часов, чтобы снизить скорость счета α -частиц от продуктов распада Rn (RaC , RaA), осажденных на фильтр. При

наличии на фильтре продуктов распада торона (ThC, ThA, ThC) (эффективный период полураспада около 10,6 часа) активность фильтра следует измерять не ранее чем через сутки. Следовательно, этим методом невозможно своевременно обнаружить в воздухе повышение концентрации радиоактивных аэрозолей долгоживущих радионуклидов.

Другой метод основан на различии в энергии α -частиц долгоживущих радионуклидов (например, ^{210}Po : $E_\alpha = 5,3$ МэВ, $T_{1/2} = 138,3$ сут; ^{239}Pu : $E_\alpha = 5,15$ МэВ, $T_{1/2} = 2,44 \cdot 10^4$ лет; ^{226}Ra : $E_\alpha = 4,79$ МэВ, $T_{1/2} = 1622$ года; ^{238}U : $E_\alpha = 4,2$ МэВ, $T_{1/2} = 4,5 \cdot 10^9$ лет) и короткоживущих продуктов распада Rn (RaC: $E_\alpha = 7,68$ МэВ, $T_{1/2} = 40$ мин; RaA: $E_\alpha = 6$ МэВ, $T_{1/2} = 3$ мин) и Th (ThC: $E_\alpha = 8,78$ МэВ, $T_{1/2} = 10$ ч, ThA: $E_\alpha = 6,77$ МэВ, $T_{1/2} = 0,16$ с; ThC: $E_\alpha = 6,08$ МэВ, $T_{1/2} = 10$ ч).

Следовательно, концентрацию долгоживущих радиоактивных веществ на фильтре можно определить, если проанализировать энергию α -частиц с помощью спектрометра. Для измерения спектров применяются спектрометры со сцинтилляционными или полупроводниковыми детекторами, а также с импульсными ионизационными камерами.

Кроме определения суммарной активности аэрозолей, иногда возникает необходимость установить и радионуклидный состав отобранных проб. Для этого можно использовать радиохимический и спектрометрический метод определения. Радиохимический метод определения состава аэрозолей дает высокую точность определения энергии, но трудоемок, требует использования большого количества различных химических веществ и значительных активностей отобранных проб. Спектрометрические методы более просты и обладают более высокой точностью, чем радиохимические.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ ЖИДКИХ И ТВЕРДЫХ ОТХОДОВ

Основными отходами радиоактивных жидкостей на АЭС являются отходы от очистки воды первого контура теплоносителя; утечки воды первичного теплоносителя; отработанные воды, применявшиеся в качестве охладителя системы регулирования, аварийной защиты и других узлов; воды, использованные при дезактивации и при стирке в специальных прачечных.

Жидкие радиоактивные отходы по удельной активности делятся на следующие категории:

- слабоактивные — ниже $3,7 \cdot 10^8 \text{ Бк/м}^3 (1 \cdot 10^{-5} \text{ Ки/л})$;
- среднеактивные — от $3,7 \cdot 10^8$ до $3,7 \cdot 10^{13} \text{ Бк/м}^3 (1 \cdot 10^{-5} - 1 \text{ Ки/л})$;
- высокоактивные — выше $3,7 \cdot 10^{13} \text{ Бк/м}^3 (1 \text{ Ки/л})$.

Активность и нуклидный состав исследуемых отходов определяют методом пробоотбора. При отборе проб необходимо обеспечивать их представительность, т.е. необходимо, чтобы пробоотборная линия; и сам процесс пробоотбора не искажали состава и формы существования нуклида в отходах.

Набор радионуклидов в сбросных водах довольно ограничен. Допустимые концентрации большинства α -излучателей в воде близки между собой. Поэтому контроль по этим радионуклидам может включать в себя только определение общей α -активности. Контроль концентрации β -излучающих радионуклидов ведут в двух направлениях:

- определяют чистые β -излучатели;
- определяют радионуклиды, имеющие γ -излучение.

Возможности β -спектрометрии без выделения отдельных β -излучателей весьма

ограничены. Это обусловлено формой β -спектра, наличием нескольких парциальных β -спектров у отдельных радионуклидов, близостью граничных энергий β -спектров распространенных радионуклидов. Поэтому анализ аппаратного β -спектра изучаемого препарата позволяет только сделать вывод о радиохимической чистоте выделенного радионуклида, либо выделить в β -спектре группы мягких и жестких β -излучателей. Все это обуславливает необходимость радиохимического выделения отдельных чистых β -излучателей. В первую очередь это относится к распространенному и долгоживущему ^{90}Sr , $\text{DK}_{\beta}^{\text{ingest}}$ которого является одной из самых низких.

Активность нуклидов, поступающих за пределы АЭС с жидкими отходами, настолько мала, что определить ее в обычно отобранной пробе весьма трудно или невозможно. В лучшем случае удастся определить так называемую суммарную β -активность, т.е. полную активность пробы вне зависимости от ее нуклидного состава. Для этого пробу воды выпаривают на подложку и активность определяют с помощью газоразрядного или сцинтилляционного бета-счетчика. Нуклидный состав жидких радиоактивных отходов и активность нуклидов определяют в средней пробе, отбираемой через ионообменную колонну или в большой по объему пробе, в которой радионуклиды концентрируют с осаждением и выпариванием.

Пробы с радионуклидами, испускающими при распаде γ -излучение, обычно подвергают γ -спектрометрическому анализу на спектрометрах с полупроводниковыми детекторами. Применяют либо простые однокристалльные спектрометры, либо спектрометры с улучшенной формой приборной линии (с защитой антисовпадениями, каскадные, суммирующие и др.). Нуклиды идентифицируют по пикам полного поглощения, а удельные активности a (Бк/кг) рассчитывают по формуле:

$$a_i = \frac{S \cdot G \cdot \exp(\lambda_i \cdot t)}{\epsilon_i \cdot M}, \quad (817)$$

где S — площадь под пиком полного поглощения γ -квантов i -го нуклида, G — геометрический коэффициент, учитывающий условия измерения; λ_i — постоянная распада радионуклида; ϵ_i — эффективность регистрации γ -квантов данной энергии, M — масса пробы; t — время от

момента отбора пробы до момента измерения. (Предполагается, что продолжительность отбора пробы и измерения γ -спектра значительно меньше $T_{1/2}$ i -го нуклида.)

Для облегчения расшифровки γ -спектрограмм и повышения чувствительности измерений целесообразно выделять некоторые γ -излучающие радионуклиды: ^{141}Ce , ^{144}Ce , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{131}I .

Активность жидких сбросов определяют с помощью прибора "Берест", однако его чувствительность для этого при нормальной работе АЭС мала, и его главная задача — сигнализация о повышении активности сброса выше заданной.

Источниками твердых отходов на АЭС являются детали технологического оборудования реактора и инструменты, вышедшие из строя и имеющие наведенную активность или загрязненные долгоживущими радиоактивными веществами. К твердым отходам относятся загрязненные радиоактивными веществами спецодежда, спецобувь, мусор, а также жидкие отходы, приведенные в твердое состояние.

Согласно СП АС-88 твердые отходы, образующиеся при работе АЭС, считают радиоактивными, если они удовлетворяют одному из следующих критериев:

первый критерий: мощность эквивалентной дозы γ -излучения на расстоянии 10 см от их поверхности превышает 1 мкЗв/ч (100 мкБэр/ч);

второй критерий: удельная активность для β -излучателей более $7,4 \cdot 10^4$ Бк/кг ($2 \cdot 10^6$ Ки/кг), а для α -излучателей превышает $7,4 \cdot 10^3$ Бк/кг ($2 \cdot 10^7$ Ки/кг). Для радиоактивных растворимых солей (хлориды, нитраты, бораты и др.) предельная активность

должна быть уменьшена в 10 раз;

третий критерий: поверхностная загрязненность превышает для β -излучателей 500 част/(см²·мин), а для α -излучателей — 5 част/(см²·мин).

В зависимости от характера твердых радиоактивных отходов, методов измерений и условий хранения выбирается один из перечисленных выше критериев.

Этот же подход используется и при классификации твердых радиоактивных отходов (табл. 8.10).

Таблица 8. 10

Классификация твердых радиоактивных отходов для гамма-, бета- и альфа-излучателей (используется любой из трех критериев)

№ критерия	Величина	Категория отходов		
		I низкая	II средняя	III высокая
I	мЗв/ч	$1 \cdot 10^{-3} - 3 \cdot 10^{-1}$	0,3-10	>10
	мБэр/ч	0,1-30	30-1000	>1000
II	Бк/кг	$7,4 \cdot 10^4 - 3,7 \cdot 10^6$	$3,7 \cdot 10^6 - 3,7 \cdot 10^9$	$> 3,7 \cdot 10^9$
	мкКи/кг	2-100	$100 - 1 \cdot 10^5$	$> 1 \cdot 10^5$
	Бк/кг	$7,4 \cdot 10^3 - 3,7 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^5 - 3,7 \cdot 10^8$	$> 3,7 \cdot 10^8$
	мкКи/кг	0,2-10	$10 - 1 \cdot 10^4$	$> 1 \cdot 10^4$
III	част/см ² ·мин	$5 \cdot 10^2 - 1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^4 - 1 \cdot 10^7$	$> 1 \cdot 10^7$
	част/см ¹ ·мин	$5 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^3 - 1 \cdot 10^6$	$> 1 \cdot 10^6$

Непосредственное определение радиоактивности твердых отходов связано с целым рядом трудностей, как правило, неизвестны радионуклидный состав отходов, распределение радиоактивности по объему отходов, плотность отходов и другие необходимые параметры. Поэтому погрешность указанного определения весьма велика и речь может идти лишь об оценке уровня радиоактивности отходов.

При контроле РАО по γ -излучению производится измерение мощности эквивалентной дозы на расстоянии 10 см от поверхности отходов для сортировки их по категориям.

При неразрушающем контроле упакованных РАО применяются методы, в которых используется регистрация как собственного γ -излучения радионуклидов, входящих в состав отходов (эмиссионные методы), так и исследование поглощения в упаковках с РАО излучения от внешнего источника γ -излучения (трансмиссионные методы).

Применение *эмиссионных* методов связано с высокой проникающей способностью γ -излучения и с тем, что методы регистрации и спектрометрии γ -квантов отработаны достаточно хорошо. Эмиссионные методы разнообразны: простейший метод для контроля полной активности отходов в упаковке путем регистрации γ -излучения РАО от всего объема

упаковки одним или несколькими детекторами; сегментное эмиссионное γ -сканирование, когда детектор регистрирует излучение от плоского слоя (сегмента), на которые условно разбивается упаковка, при вращении упаковки и осевом перемещении детектора от сегмента к сегменту, эмиссионная компьютерная томография, которая по принципу действия похожа на сегментное сканирование, но детектор регистрирует не полное излучение плоского сегмента, а узкую его часть.

В качестве примера приводим методику по определению объемной активности твердых радиоактивных отходов по измерениям мощности экспозиционной дозы, применяемую на ЧАЭС.

В общем случае мощность дозы гамма-излучения от объемного источника зависит от его линейных размеров, материала источника, удельной активности и изотопного состава радионуклидов. То есть, задача определения удельной активности источника по внешнему полю гамма-излучения достаточно сложна и зависит от многих неизвестных параметров. Практически задачу можно упростить и число неизвестных параметров значительно уменьшить. Так, для достаточно протяженного источника при заданных размерах и известном радионуклидном составе загрязнений, мощность экспозиционной дозы гамма-излучения P_γ однозначно связана с гамма-эквивалентом источника M (г-экв. радия/кг).

Для количественной оценки связи используется гамма-метод расчета, согласно которому на поверхности достаточно протяженной среды, экранированной защитой толщиной D , мощность экспозиционной дозы гамма-излучения определяется выражением;

$$P_\gamma = \frac{2\pi \cdot \Gamma_\gamma \cdot M}{g} \cdot E(m \cdot D) \quad (8.18)$$

где: Γ_γ — ионизационная гамма-постоянная;
 M — удельный гамма-эквивалент;
 g — массовый коэффициент поглощения,
 m — линейный коэффициент ослабления;
 E — интегрально-показательная функция.

Удельная активность источника определяется по формуле:

$$A(\text{Ки/кг}) = \frac{M(\text{г-экв. радия/кг})}{\sum_{i=1}^n \frac{\eta_i \cdot f_i \cdot 5 \cdot 10^{-8}}{A_{\text{экв}}^i(\text{Ки/кг})}} \quad (8.19)$$

где: M — рассчитанное по формуле (8.18) значение удельного гамма-эквивалента;
 $A_{\text{экв}}^i$ — эквивалентная удельная активность i -го нуклида;
 f_i — вклад бета-гамма-излучателей в суммарную активность;
 $i = 1 \dots n$ — число радионуклидов (излучателей).

Численные значения удельной активности нуклидов ($A_{\text{экв}}^i$) эквивалентные величине $5 \cdot 10^{-8}$ г-экв радия/кг по мощности дозы гамма-излучения от протяженного источника приведены в табл. 8.11:

Таблица 8. 11

Численные значения удельной активности нуклидов

Нуклид	Удельная активность ($A_{\text{уд}}$)	
	Ки/кг	Бк/кг
^{60}Co	$3,4 \cdot 10^{-8}$	$1,3 \cdot 10^3$
$\text{ICfR}_{1,} + \text{»}6_{\text{ph}}$	$4,5 \cdot 10^{-7}$	$1,7 \cdot 10^4$
^{134}Cs	$5,8 \cdot 10^{-8}$	$2,1 \cdot 10^3$
$^{137}\text{Cs} + ^{137}\text{Ba}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$5,8 \cdot 10^3$
$\text{ш}_{\text{св}} + \text{!«} \rho.$	$2,8 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^5$
^{54}Mn	$1,1 \cdot 10^{-7}$	$3,9 \cdot 10^3$
^{226}Ra	$5,0 \cdot 10^{-8}$	$1,9 \cdot 10^3$

Проведенные теоретические и практические исследования показывают, что применение данной методики возможно при выполнении следующих условий:

- Линейные размеры источника должны быть не менее 80х80х80 см.
- Плотность материала источника должна быть не менее 0,5 г/см³.
- Энергетический спектр гамма-излучения находится в пределах 0,15 — 1,5 МэВ.

На ЧАЭС контейнеры с радиоактивными отходами являются источниками, удовлетворяющими данным условиям.

Контейнеры для сбора твердых радиоактивных отходов (ТРАО) 1 и 2 группы, прямоугольной формы, толщина стенки 5 — 6 мм. Размеры контейнера не менее 100х100х100 см. Объем рассчитывается в зависимости от размеров.

Контейнеры для сбора ТРАО 3 группы стандартные цилиндрической формы. Наиболее распространенный тип — К-50, высота — 1200 мм, диаметр — 1100 мм, толщина стенки — 50 мм, объем—0,7 м³.

Поскольку основной измеряемой величиной в данной методике является мощность экспозиционной дозы гамма-излучения, то ее измерение необходимо проводить дозиметрическим прибором, удовлетворяющим следующим требованиям.

- Диапазон измеряемых энергий — 0,15 — 1,5 МэВ
- Диапазон измеряемых величин — 0,1 — 1000 мР/ч.
- Показания дозиметров в данных диапазонах не должны зависеть от энергии гамма-излучения.

С учетом данных требований наиболее целесообразно использование серийных дозиметрических приборов ДП-5В и МКС-ОП с датчиками БДКГ-01Р, БДКБ-01Р.

При обработке результатов измерения необходимо учитывать следующие погрешности:

- погрешность используемого при расчетах гамма-метода — 20%;
- погрешность дозиметрических приборов — 20%;

- погрешность, обусловленная зависимостью показаний детекторов от энергии гамма-излучения — 25%;

- погрешность измерений, возникающая вследствие неравномерности распределения радиоактивных веществ по объему контейнера — 40% (данная погрешность определялась модельными экспериментами).

С учетом вышеприведенного, суммарная погрешность результата измерений равняется 60% и соответствует величине доверительной вероятности 0,95.

Чувствительность методики определяется фоном гамма-излучения в месте измерения и погрешностью дозиметрического прибора. Так, при мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в месте измерения 0,1 — 0,5 мР/ч (реально сложившаяся на ЧАЭС радиационная обстановка), чувствительность составляет $2,5 \cdot 10^{-7}$ Ки/кг для контейнеров с толщиной стенки 5 мм и $9,5 \cdot 10^{-7}$ Ки/кг для контейнеров с толщиной стенки 50 мм.

Определение объемной активности ТРАО производится по результатам измерений мощности экспозиционной дозы от контейнера с отходами

Блок детектирования прибора помещают вплотную к середине боковой стенки контейнера (продольная ось блока детектирования направлена к центру контейнера) и производится измерение P_{γ} . Аналогично проводятся измерения на других боковых стенках контейнера. Для контейнеров цилиндрической формы производится четыре измерения P_{γ} на половине высоты контейнера по периметру через 90°.

Определяется среднее арифметическое показаний $P_{\gamma_{cp}}$.

$P_{\gamma_{\phi}}$ определяется как среднее арифметическое измерений P_{γ} от пустого контейнера. $P_{\gamma_{\phi}}$ определяется при постановке каждого контейнера под загрузку и заносится в журнал замеров.

Определяется содержание радиоактивных веществ в контейнере по формулам:

$$M(\text{г-экв.радия/кг}) = 1,2 \cdot 10^{-6} (P_{\gamma_{cp}} - P_{\gamma_{\phi}}) \quad (8.20)$$

для контейнеров с толщиной стенки 5 мм

$$M(\text{г-экв.радия/кг}) = 4,5 \cdot 10^{-6} (P_{\gamma_{cp}} - P_{\gamma_{\phi}}) \quad (8.21)$$

для контейнеров с толщиной стенки 50 мм.

По формуле (8.19) высчитывается удельная активность ТРАО в контейнере $A_{уд}$. При определении $A_{уд}$ для ТРАО, образовавшихся при производстве ремонтных работ на основном

технологическом оборудовании, используется эксплуатационный нуклидный состав загрязнения (^{60}Co — 90-95%; ^{137}Cs , ^{54}Mn — 5 — 10%), а для ТРАО, образовавшихся при работах на вспомогательном оборудовании либо строительного мусора, использованной тары и т.п., принимается аварийный нуклидный состав загрязнения (^{137}Cs — 85 - 90%, ^{134}Cs — 8 - 10%; ^{144}Ce — 2 - 5%). Данные по нуклидному составу ТРАО ежеквартально проверяются по наиболее представительным образцам.

При возникновении сомнений в нуклидном составе ТРАО, образцы ТРАО передаются на спектрометрический анализ.

Суммарная активность ТРАО в контейнере рассчитывается по формуле.

$$A_{\text{сум}} (\text{Ки}) = A_{\text{уд}} (1 + f_{\text{Sr-90}}) m \quad (8.22)$$

где: m — масса отходов в контейнере; f_{Sr-90} — доля стронция-90 в общей активности отходов.

Для эксплуатационного нуклидного состава загрязнения $f_{Sr-90} = 0$, для аварийного состава загрязнения $f_{Sr-90} = 0,22$.

В случаях, когда с достаточной уверенностью можно утверждать о загрузке в контейнер ТРАО аварийного или эксплуатационного загрязнения, активность ТРАО рассчитывается по упрощенной схеме.

Для контейнеров с толщиной стенки 5 мм

$$A_{\text{сум}}(\text{Ки}) = 3,4 \cdot 10^{-6} \cdot V \cdot k \rho (P_{\gamma_{\text{ср}}} - P_{\gamma_{\text{ф}}}) \quad (8.23)$$

при аварийном составе загрязнения ТРАО

$$A_{\text{сум}}(\text{Ки}) = 0,82 \cdot 10^{-6} \cdot V \cdot k \cdot \rho (P_{\gamma_{\text{ср}}} - P_{\gamma_{\text{ф}}}) \quad (8.24)$$

при эксплуатационном составе загрязнения ТРАО,

где V — объем контейнера, м^3 ;

k — коэффициент заполнения контейнера,

ρ — средняя плотность ТРАО, $\text{кг}/\text{м}^3$.

При заполнении контейнера неметаллическими отходами $\rho = 500$ — $600 \text{ кг}/\text{м}^3$. При заполнении контейнера металлическими отходами $\rho = 1000$ — $1500 \text{ кг}/\text{м}^3$ (в зависимости от : размера составных частей: обрезки труб, стружка). В случае заполнения контейнера строительным мусором (бетон, кирпич и т.п.) $\rho = 2000 \text{ кг}/\text{м}^3$.

Для контейнеров с толщиной стенки 50 мм, заполненных металлическими отходами с эксплуатационным загрязнением

$$A_{\text{сум}}(\text{Ки}) = 3,4 \cdot 10^{-6} \cdot V \cdot k \rho (P_{\gamma_{\text{ср}}} - P_{\gamma_{\text{ф}}}) \quad (8.25)$$

В случае, если $P_{\gamma} \sim P_{\gamma}$, суммарная активность отходов рассчитывается по формуле

$$A_{\text{сум}}(\text{Ки}) = A_{\text{уд}} \cdot V \cdot k \rho \quad (8.26)$$

где $A_{\text{уд}}$ — чувствительность методики, равная $2,5 \cdot 10^{-7} \text{ Ки}/\text{кг}$ для контейнеров с толщиной стенки 5 мм и $9,5 \cdot 10^{-7} \text{ Ки}/\text{кг}$ для контейнеров с толщиной стенки 50 мм.

Трансмиссионные методы во многом аналогичны эмиссионным, но, с целью повышения точности измерений и получения дополнительной информации, в них используется кроме собственного излучения отходов излучение внешнего источника. Так метод трансмиссионного γ -сканирования использует излучение от внешнего источника для коррекции результатов эмиссионных измерений по поглощению γ -излучения в объеме отходов, а метод трансмиссионной компьютерной томографии использует это излучение для восстановления картины распределения плотности отходов по объему и коррекции картины распределения радионуклидов в исследуемом объеме.

Контроль состава β -излучающих нуклидов в закрытых упаковках обычно невыполним ввиду низкой проникающей способности β -излучения. Без вскрытия объема можно определить активность и состав β -излучателей только косвенным путем с использованием известных или измеренных при выборочных проверках корреляционных соотношений между содержанием в РАО γ - и β -активных нуклидов.

В большинстве случаев определение содержания и состава β -излучающих нуклидов в РАО производится путем отбора проб отходов с последующей их радиохимической обработкой с целью получения достаточно тонких и концентрированных препаратов для последующей β -спектрометрии и определения состава и количества β -излучателей в пробе. Представительность методики отбора проб при этом играет важнейшую роль, так как именно от нее в большинстве случаев зависит точность определения суммарной β -активности в упаковке.

Для контроля содержания α -излучателей и делящихся элементов в РАО можно использовать методы:

- прямой регистрации α -частиц с поверхности отходов;
- α - и γ -спектрометрии;
- регистрации нейтронного излучения, возникающего при взаимодействии α -частиц с материалом РАО;
- регистрация γ - и/или нейтронного излучения, возникающего при спонтанном делении;
- регистрация γ - и/или нейтронного излучения, возникающего в результате деления ядер элементов, входящих в состав исследуемого объема при его облучении внешним источником проникающего излучения (обычно это нейтроны или γ -кванты в широком энергетическом диапазоне).

Преимуществом гамма-методов является то, что для регистрации γ -излучения требуется относительно простая, широко используемая в экспериментальной ядерной физике и технике аппаратура. Ввиду того, что при гамма-измерениях не требуется коррекция спектра излучения, в то время как в нейтронных измерениях, как правило, необходимы замедление (термализация) и т.д. нейтронов для обеспечения эффективности и чувствительности регистрации. Так как нейтроны имеют большую длину свободного пробега, то соответствующие блоки, например, замедлители обычно относительно велики, а сами установки имеют большую массу и габариты. Гамма-методы, таким образом, имеют несомненные преимущества, однако, в случае контроля α -радионуклидов и делящихся элементов, имеют и принципиальный недостаток — они являются косвенными методами. Второй недостаток γ -методов в данном случае связан с тем, что распад α -активных радионуклидов и делящихся элементов, за редким исключением, сопровождается γ -излучением весьма малой энергии, 50 — 200 кэВ, и в случае неоднородных, относительно плотных отходов, погрешность метода становится неприемлемой для его практического применения.

ДОЗИМЕТРИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Процессы взаимодействия нейтронов с веществом определяются как энергией нейтронов, так и атомным составом поглощающей среды.

Для регистрации нейтронов можно использовать различные виды вторичных излучений,

возникающих в результате ядерных реакций или рассеяния нейтронов на ядрах с передачей им энергии. Тепловые и надтепловые нейтроны регистрируют с использованием реакций

$^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$, $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$, $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$, а также деления тяжелых ядер ^{235}U и ^{239}Pu .

Пропорциональные счетчики. Если реакция с бором происходит внутри пропорционального счетчика, то результирующие ядра ^4He и ^7Li , разлетающиеся с энергией соответственно 1,6 и 0,9 МэВ, могут быть легко зарегистрированы. Обычно нейтронные пропорциональные счетчики имеют достаточно толстые стенки, чтобы исключить попадание в газ заряженных частиц извне. Бор включается в наполнение двумя способами. Во-первых, счетчики могут заполняться газом BF_3 , в котором ^{10}B входит в молекулу. Во-вторых, тонкий слой твердого вещества B_4C может наноситься на внутреннюю поверхность стенки счетчика (в этом случае в ионизации участвует только одна из частиц, так как другая поглощается стенкой). Поэтому камеры с газовым наполнением BF_3 более эффективны, чем камеры с твердым слоем B_4C .

Отметим, что вероятность (сечение) захвата быстрых нейтронов ядром ^{10}B очень мала. Только тепловые нейтроны захватываются с высокой вероятностью. С другой стороны

быстрые нейтроны становятся тепловыми при замедлении. Детектор тепловых нейтронов можно превратить в детектор быстрых, окружив его слоем замедлителя нейтронов, тем веществом с большим содержанием водорода (например, парафин или пластик). Такие "всеволоновые" детекторы выполняются из 2 — 3 водородсодержащих коаксиальных цилиндрических слоев с внутренним расположением борного счетчика или из нескольких полиэтиленовых шаров различных диаметров — замедлителей, надеваемых на детектор таким образом, чтобы он находился в центре шара.

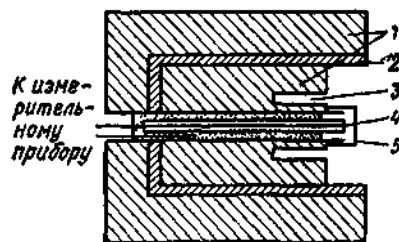


Рис 8.1 Всеволоновой счетчик

Конструкция всеволонового счетчика, который может регистрировать нейтроны в диапазоне от 0,1 до 5 МэВ с постоянной эффективностью, показана на рис 8.1. Счетчик состоит из двух цилиндрических парафиновых блоков (1), вставленных один в другой (диаметр 380 и 200 мм, длина 500 и 350 мм соответственно), между которыми находится экран (2), состоящий из слоя B_2O_3 . Экран и внешний цилиндрический парафиновый блок предназначены для уменьшения чувствительности всеволонового счетчика к рассеянными нейтронам, поступающим не с правого торца счетчика. Внутри парафиновых блоков устанавливают пропорциональный борный счетчик (4), который с правого торца закрывается кадмиевым колпачком (5) для экранировки от прямого пучка тепловых нейтронов. Для увеличения эффективности регистрации медленных нейтронов в торцевой части парафина по окружности высверлено несколько отверстий (3). Быстрые нейтроны проникают в парафин, где они замедляются и регистрируются счетчиком. При плотности потока нейтронов

1 нейтр/(см²·с) скорость счета всеволнового счетчика достигает 200 отсч/мин

Эффективность борного счетчика η , зависящую от длины рабочего объема l , энергии нейтронов E_n и давления газа p , можно определить по формуле:

$$\eta = 1 - \exp(-0,07 p l / E_n^{1/2}) \quad (8.27)$$

При $p = 0,1$ МПа, $l = 20$ см, $E_n = 0,0253$ эВ, $\eta = 0,9$

Камеры деления. Для регистрации нейтронов любых энергий можно использовать

деление тяжелых ядер в камерах деления, например ^{235}U и ^{239}Pu . Сечения деления для них изменяются незначительно в большом диапазоне энергий нейтронов и имеют наибольшие значения по сравнению с сечениями деления для других радионуклидов. Во избежание самопоглощения продуктов деления, делящееся вещество наносится тонким слоем (0,02 — 2 мг/см²) на электроды ионизационной камеры, заполненной аргонем (0,5 — 1,0 МПа). При делении урана образуются продукты деления с общей энергией около 165 МэВ, поэтому импульсы ионизационного тока получаются довольно большими. Наличие таких импульсов позволяет произвести дискриминацию малых импульсов другого происхождения (например, α -частицы сопровождающего γ -излучения).

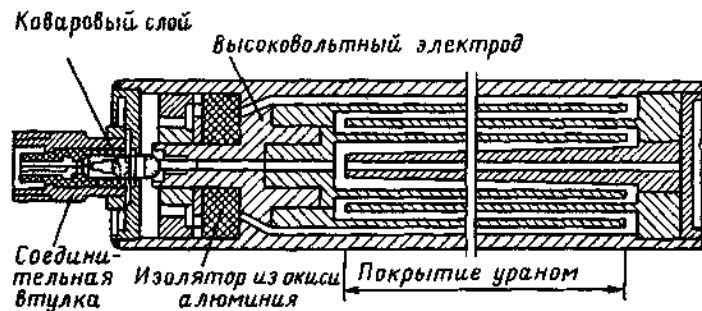


Рис. 8.2. Камера деления с высокой эффективностью.

По сравнению с борными счетчиками камеры деления более долговечны и могут работать при высокой температуре. Эффективность камер деления с ^{235}U равна 0,6%, т.е. значительно ниже, чем для борных счетчиков. Для увеличения чувствительности камер деления к нейтронному излучению необходимо увеличить поверхность электродов камеры.

Камера деления с высокой эффективностью имеющая четыре концентрических алюминиевых электрода показана на рис. 8.2. На электроды общей поверхностью до 0,1 м²

нанесен слой U_2O_3 , содержащий до 90 % ^{235}U . Диапазон измерения камеры составляет от 10 до $2 \cdot 10^5$ нейтр/(см²·с) при плотности потока γ -излучения до 10^{10} фотон/(см²·с)

Сцинтилляционные счетчики. Для регистрации быстрых нейтронов широко

используют сцинтилляционные счетчики со специальными сцинтилляторами.

Быстрые нейтроны при упругом рассеянии на ядрах водорода передают им большую часть своей энергии которая тратится на ионизацию водородсодержащей среды. Поэтому органические сцинтилляторы, содержащие большое количество атомов водорода (например, стильбен), обладают высокой эффективностью регистрации быстрых нейтронов. Однако эффективность регистрации γ -излучения такими сцинтилляторами также велика

Из-за этого регистрация быстрых нейтронов одним сцинтилляционным счетчиком в присутствии γ -фона без применения специальных электронных устройств затруднена. Для устранения указанных недостатков сцинтилляторы изготавливаются из смеси неорганических люминофоров, имеющих высокую конверсионную эффективность для протонов, и материала с большим содержанием водорода. Смеси приготавливают в виде таблеток из плексигласового порошка с вкраплением зерен ZnS(Ag) или из ZnS(Ag) в расплавленном парафине с полиэтиленом.

Для регистрации быстрых нейтронов, применяют также сцинтилляторы, содержащие водород и бор. Быстрый нейтрон после нескольких, упругих столкновений с ядрами водорода теряет свою энергию и становится тепловым. В результате счетчик регистрирует протоны отдачи, возникающие вследствие взаимодействия быстрых нейтронов с ядрами водорода, а также альфа-частицы и ядра лития, возникающие в ядерной реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ в результате взаимодействия тепловых нейтронов с бором.

Для регистрации тепловых нейтронов применяется спинтилятор из смеси ZnS(Ag) с B_2O_3 (толщиной около 80 мг/см^2), эффективность которого около 5%. Сцинтиллятор, состоящий из смеси $^6\text{LiI(Eu)}$ (или ^6LiF) и ZnS(Ag) , имеет большую эффективность, чем спинтилятор, содержащий природную смесь изотопов лития. Эффективность достигает 90 % для тепловых нейтронов и 4 % для нейтронов с энергией 1 кэВ (толщина кристалла 5 см).

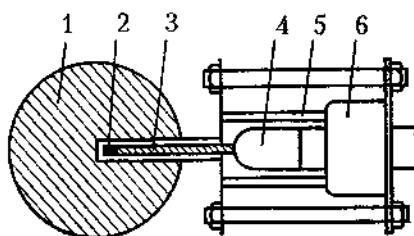


Рис. 8.3. Сцинтилляционный счетчик нейтронов с шаровым замедлителем.

Для измерения потока нейтронов в интервале энергий от 10^{-2} до 10^7 эВ можно применить сцинтилляционный детектор (рис. 8.3), который состоит из ФЭУ (4) с экраном (5), предусилителя (6), световода (3), сцинтиллятора $^6\text{LiI(Eu)}$ (2) со сменными полиэтиленовыми шаровыми замедлителями (1).

Трековые дозиметрические детекторы. В дозиметрии нейтронного излучения нашли

применение твердотельные трековые детекторы в чувствительном объеме которых регистрируется число треков заряженных частиц. Дозиметрическое применение этих детекторов основано на связи числа треков с дозой излучения.

В твердых веществах с большим электрическим сопротивлением тяжелые заряженные частицы образуют вдоль траектории движения зону структурных повреждений диаметром порядка 5 мкм. В местах повреждений вещество более чувствительно к химическому воздействию, чем в неповрежденных областях. Это приводит к тому, что при химическом травлении вещество удаляется из зон повреждения более интенсивно, в результате чего в местах пролета заряженных частиц проявляются видимые треки которые можно обнаружить и сосчитать с помощью обычного оптического микроскопа.

В результате сравнения треки становятся видимыми только, в том случае, если частицы

обладают досрочной линейной потерей энергии. Один из наиболее чувствительных материалов - нифоцеллюлоза - все частицы, имеющие потери энергии не менее чем $1,2 \text{ МэВ}/(\text{мг} \cdot \text{см}^{-2})$, могут быть зарегистрированы.

Все другие материалы требуют значительно больших потерь энергии. Например в фосфатных стеклах только осколки деления образуют видимые треки, в то время как α -частицы и легкие ядра отдачи не могут быть зарегистрированы. В некоторых материалах

треки α -частиц после химического травления становятся видимыми, и их легко отличить от треков осколков деления.

Последнее обстоятельство делает особенно целесообразным применение этого метода регистрации для нейтронной дозиметрии. Из делящихся материалов для целей дозиметрии

нейтронов наиболее пригодны ^{227}Np с пороговой энергией около 0,6 МэВ, природный ^{232}Th с пороговой энергией приблизительно 2 МэВ, природный уран и его изотопы ^{235}U и ^{238}U

"Травителем" может служить любое химическое соединение, разъедающее вещество детектора с достаточной скоростью. Наиболее распространенные травители - гидроксид калия КОН, гидроксид натрия NaOH, фтористоводородная кислота HF.

Выбор материала детектора и химического травителя определяется диапазоном

измеряемой дозы, способом измерения числа проявленных треков, устойчивостью вещества детектора к травителю и другими факторами.

Для практической дозиметрии нейтронов неизвестного энергетического состава необходимо создать, комбинацию нескольких детекторов, каждый из которых являлся бы дозиметром для определенной энергетической группы. Например в одном из вариантов такого комбинированного дозиметра в качестве детектора служит пластик. Делящиеся материалы

^{235}U , ^{237}Np , ^{238}U . Пластины из делящегося материала находятся в контакте с пластиком, поверхность которого разделена на четыре участка. Каждому участку соответствует определенная комбинация делящегося вещества и поглотителя. По четырем значениям числа регистрируемых треков можно найти не только суммарную эквивалентную дозу, но и вклад в дозу отдельных энергетических групп нейтронов. Существуют различные модификации подобных дозиметрических спектрометров.

Ядерные фотоэмульсии. Толстослойные ядерные фотоэмульсии можно использовать

для дозиметрии быстрых нейтронов. Фотографический эффект состоит в образовании следов протонов отдачи, возникающих в результате рассеяния нейтронов на водороде, который входит в состав эмульсии и окружающей среды.

Для технических толстослойных эмульсий след минимальной длины, состоящий из трех

зерен, образуется нейтронами, энергия которых не менее 0,25 МэВ. Этим определяется нижний энергетический порог метода. При наличии тепловых нейтронов протоны с энергией 0,63 МэВ могут возникать, при захвате этих нейтронов ядрами азота, находящимися в фотоэмульсии если регистрировать следы, длина которых соответствует энергии протонов больше 0,6 МэВ, то число зарегистрированных следов будет характеризовать поток только быстрых нейтронов. При упругом рассеянии моноэнергетических нейтронов могут создавать протоны с энергией от нуля до энергии нейтрона, по этому часть следов быстрых нейтронов

не будет зарегистрирована. Расчеты показывают, что если не регистрировать протоны, возникающие при захвате тепловых нейтронов то половина провзаимодействовавших нейтронов с энергией 1 МэВ также не будет зарегистрирована. Для энергии 2 МэВ число незарегистрированных следов уменьшается до 10%, а для нейтронов с энергией 5 МэВ составляет только 3 %.

Фотодозиметр отвечает своему назначению, если число зарегистрированных следов пропорционально тканевой дозе независимо от энергии нейтронов. Приблизительно это удается

обеспечить в ограниченном энергетическом диапазоне покрытием эмульсии специальными фильтрами.

Применение ядерных фотоэмульсий для дозиметрии медленных нейтронов по протонам, возникающим в реакции захвата ограничено тем, что следы тепловых нейтронов трудно отличать от следов протонов отдачи. Чувствительность фотоэмульсий к тепловым нейтронам можно значительно повысить, добавив в них ^{10}B или ^6Li .

В обычных не трековых фотопленках тепловые нейтроны можно регистрировать с использованием кадмиевого фильтра. При захвате тепловых нейтронов ядрами кадмия испускается гамма-излучение, которое приводит к увеличению оптической плотности пленки в области размещения фильтра по сравнению с окружающими областями. Этот способ плохо работает при наличии γ -фона.

Индивидуальную дозиметрию в смешанных полях γ -излучения и нейтронов различной энергии можно осуществить, применяя одновременно ядерные фотоэмульсии и обычные фотопленки. Кассета для пленки в этом случае состоит, по крайней мере, из двух металлических фильтров равной массы кадмиевого и оловянного. В кассету одновременно помещают пакеты с ядерной фотоэмульсией и обычной фотопленкой. Дозу γ -излучения в этом случае можно оценить по почернению обычной фотопленки под оловянным фильтром, дозу быстрых нейтронов по числу следов в ядерной фотоэмульсии под кадмиевым фильтром, а дозу тепловых нейтронов - по разности эффектов под оловянным и кадмиевым фильтрами.

Рассасывание треков со временем - основной недостаток ядерных фотоэмульсий. Оно существенно увеличивается при повышенной влажности. При нормальной влажности около половины треков, образовавшихся в соответствующим упакованных пленках, распадутся в течение двух недель. Не упакованная эмульсия будет иметь, время полураспада всего 2 дня.

Термолюминесцентные дозиметры. Характеристики фосфоров содержащих литий в качестве составной части, строго говоря, относятся только к материалу, в котором атомы лития представлены в их естественном изотопном составе 7,5% ^6Li и 92,5% ^7Li . Известно, что у ^6Li большое сечение (вероятность) захвата тепловых нейтронов. Энергия, выделяющаяся

при прохождении реакции захвата, локально передается веществу так как конечные продукты реакции имеют очень большую тормозную способность. Например если LiF содержащий изотоп ^6Li , облучать тепловыми нейтронами то фосфор покажет наличие дозы благодаря протеканию реакции захвата тепловых нейтронов. Если же LiF не содержит изотопа ^6Li , то и фосфор не покажет никакой дозы при облучении тепловыми нейтронами. Специальные фосфоры содержащие различные изотопы лития выпускаются фирмой Harshaw в США Фосфор, содержащий в основном Li-6, называется ТЛД-600. содержащий Li-7 известен под маркой ТЛД-700. Фторид лития с естественной смесью изотопов лития имеет марку ТЛД-100. Изотопный состав этих фосфоров дан в табл. 8. 12.

Таблица 8.12

Изотопный состав фосфоров, выпускаемых фирмой Harshaw		
Фосфор	Содержание ^6Li %	Содержание ^7Li %
ТЛД-100	7,5	92,5
ТЛД-600	95,6	4,4
ТЛД-700	0,07	99,93

Для измерений в поле тепловых нейтронов используется комбинация фосфоров ТЛД-600 и ТЛД-700. Отсчет от ТЛД-600 будет происходить благодаря тепловым нейтронам + гамма-излучению (которое идентично регистрируется как фосфорами с Li-6, так и с Li-7), в то время как отсчет от ТЛД-700 будет происходить только исключительно благодаря гамма-излучению. Разница отсчетов ТЛД-700 и ТЛД-600 в миллибэрах дает нам отсчет, который обусловлен только тепловыми нейтронами. Исследованиями показано, что эта разница (выраженная в мбэр гамма-излучения) должна быть умножена на коэффициент 0,0174 для получения дозы тепловых нейтронов.

Термолуминесцентные дозиметры, с тетраборатом лития в качестве фосфора ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ Cu), также можно использовать с выделенными изотопами лития. Кроме этого, необходимо осуществлять также обогащение и по ^{10}B , в то время как нечувствительный к нейтронам фосфор должен обогащаться по ^{11}B . Эти специальные фосфоры выпускаются Panasonic Industrial Co, представителем японского производителя Matsushita Electric Corp в США. Чувствительность фосфоров, выпускаемых Panasonic, и эффективность корректирующих фильтров представлены в таблице 8.13

Таблица 8.13

Чувствительность тетрабората лития и эффективность фильтров

	$^7\text{Li}_2^{11}\text{B}_2\text{O}_7$	$^7\text{Li}_2^{10}\text{B}_4\text{O}_7$	Sn	Cd
п тепловые	нечувствительный	очень чувствительный	проходят	поглощаются
п надтепловые	нечувствительный	чувствительный	проходят	проходят
п быстрые	нечувствительный	нечувствительный	проходят	проходят
γ -излучение	чувствительны (эквивалентно)		частично проходит (приблизительно эквивалентно)	

Активационный метод дозиметрии нейтронов В результате ядерных реакций, протекающих под действием нейтронов, образуются радиоактивные ядра. При использовании активационного метода измеряют наведенную активность детектора А, равную

$$A = \lambda N_t = [1 - \exp(-\lambda t)] n \int_{E_1}^{E_2} \phi(E) \sigma(E) dE,$$

где λ — постоянная распада образующихся радиоактивных ядер;
 N_t — число радиоактивных ядер в единице объема детектора при его облучении в течение времени t ;

n — число ядер нуклида мишени в единице объема;

$\phi(E)dE$ — плотность потока нейтронов, имеющих энергию в интервале от E до $E+dE$;

$\sigma(E)$ — сечение активации для нейтронов с энергией E в веществе детектора.

Пределы интегрирования E_1 и E_2 соответствуют нижней и верхней границам энергии в спектре нейтронов.

Сечение активации зависит от энергии нейтронов, поэтому применять формулу 8.28 можно, если известен нейтронный спектр. В дозиметрической практике часто приходится иметь дело с тремя группами нейтронов: быстрыми нейтронами деления, промежуточными, образовавшимися в результате замедления нейтронов деления, и тепловыми. Такое деление типично для излучения ядерно-энергетических установок. Спектр быстрых нейтронов деления хорошо известен. Промежуточные нейтроны, образующиеся в результате замедления быстрых, часто имеют энергетический спектр, соответствующий изменению энергии по закону $1/E$. Тепловые нейтроны имеют максвелловское распределение скорости и обладают наиболее вероятной энергией 0,025 эВ. Сечение активации также специфично в каждом рассмотренном энергетическом интервале.

В смешанном нейтронном потоке тепловые нейтроны можно выделить с помощью кадмиевого экрана. Кадмий практически поглощает все нейтроны, которые имеют энергию ниже 0,4 эВ. Активность детектора, экранированного кадмием, обусловлена практически полностью надтепловыми нейтронами; разность в активности участков детектора, не покрытого и покрытого кадмием, характеризует поток тепловых нейтронов. Сечение активации тепловыми нейтронами σ_0 , как правило, хорошо известно. Интеграл в уравнении (8.28) для тепловых нейтронов принимает вид

$$\int_{E_1}^{E_2} \phi(E) \cdot \sigma(E) \cdot dE = \sigma_0 \cdot \phi_{\text{тепл}}, \quad (8.29)$$

где $\phi_{\text{тепл}}$ — плотность потока тепловых нейтронов. Спектр нейтронов с энергией больше 0,4 эВ (надкадмиевые нейтроны) можно представить как $\phi(E) = a/E$, где a — постоянная величина. Тогда интеграл в уравнении (8.28)

$$\int_{E_1}^{E_2} \phi(E) \cdot \sigma(E) \cdot dE = a \int_{E_{Cd}}^{E_2} \sigma(E) \cdot dE/E = a \bar{\Sigma}, \quad (8.30)$$

где E_2 — верхняя граница энергии в спектре медленных нейтронов;

E_{Cd} — энергетический порог кадмия (0,4 эВ); $\bar{\Sigma}$ — резонансный интеграл

$$\Sigma = \int_{E_{Cd}}^{E_2} \sigma(E) \cdot dE/E \quad (8.31)$$

Сечение активации в области надкадмиевых нейтронов может иметь резонансные пики. Если большой резонансный пик попадает в область низких энергий, то резонансный интеграл определяется этим пиком, а вклад сечения, пропорционального $1/v$ невелик. В этом случае точное знание границ спектра E_{cd} и E_2 необязательно, так как небольшие изменения этих границ практически не влияют на резонансный интеграл.

Количественно роль сечения, пропорционального $1/v$, характеризуется интегралом

$$\int_{0.43B}^{\infty} \sigma_0 \frac{v_0}{v} \frac{dE}{E} = \int_{0.43B}^{\infty} \sigma_0 \left[\frac{0,025}{E} \right] \frac{1/2 dE}{E} \approx 0,5 \cdot \sigma_0, \quad (8.32)$$

где v_0 — скорость тепловых нейтронов.

Если резонансный интеграл значительно больше, чем $0,5 \cdot \sigma_0$, он определяется резонансным пиком. У некоторых нуклидов резонансные пики расположены при высоких энергиях, и для них резонансный интеграл определяется преимущественно сечением, изменяющимся по закону $1/v$. Подобные детекторы удобны для спектральных измерений.

Для спектра быстрых нейтронов деления точно определить $\sigma(E)$ затруднительно. В этом случае удобны пороговые детекторы, которые характеризуются большим и приблизительно постоянным значением сечения активации для нейтронов с энергиями выше некоторого порога. Если σ_π — сечение активации порогового детектора, имеющего энергетический порог E_1 , то

$$\int_{E_1}^{E_2} \varphi(E) \cdot \sigma(E) \cdot dE = \sigma_\pi \cdot \Phi_{\text{быстр}}, \quad (8.33)$$

где $\Phi_{\text{быстр}}$ — плотность потока быстрых нейтронов.

Применяя одновременно несколько пороговых детекторов, можно оценить плотность потока нейтронов в пределах отдельных энергетических интервалов.

Активационный метод широко применяют для измерения нейтронных потоков и дозы. Его основные преимущества: нечувствительность к фотонному излучению, простота конструкции детекторов, дешевизна, малые габариты, возможность разделения процессов облучения и измерения. Активационный метод удобен при оценке дозы в аварийных ситуациях, когда происходит кратковременное облучение большими потоками нейтронов. В этом случае время облучения мало и $\lambda \cdot t < 1$. Формулы для активности детектора в результате облучения применительно к различным энергетическим группам на основании формул (8.29), (8.30), (8.33) и (8.28) при кратковременном облучении будут иметь вид:

$$\left. \begin{aligned} A_{\text{тепл}} &= \lambda_{\text{тепл}} \cdot t \cdot n \cdot \sigma_0 \cdot \Phi_{\text{тепл}}, \\ A_{\text{яром}} &= \lambda_{\text{медл}} \cdot t \cdot n \cdot \Sigma, \\ A_{\text{быстр}} &= \lambda_{\text{быстр}} \cdot t \cdot n \cdot \sigma_\pi \cdot \Phi_{\text{быстр}}, \end{aligned} \right\} \quad (8.34)$$

для тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов соответственно. Различные λ соответствуют тому, что в общем случае нейтронные потоки различных энергетических групп измеряют разными детекторами.

В результате длительного облучения детектора постоянным нейтронным потоком наступает равновесное состояние, при котором число образующихся радиоактивных ядер равно числу распадающихся. В этом случае вместо формул (8.34) будем иметь:

$$\left. \begin{aligned} A_{\text{тепл}} &= n \cdot \sigma_{\text{т}} \cdot \Phi_{\text{тепл}} \\ A_{\text{пром}} &= n \cdot \sigma_{\text{п}} \cdot \Phi_{\text{пром}} \\ A_{\text{быстр}} &= n \cdot \sigma_{\text{б}} \cdot \Phi_{\text{быстр}} \end{aligned} \right\} \quad (8.35)$$

Формулы (8.34) и (8.35) позволяют оценить интегральный нейтронный поток и дозу по измеренным значениям активности. В табл. 8.14 и 8.15 приведены основные характеристики наиболее распространенных активационных детекторов тепловых нейтронов и пороговых детекторов.

Таблица 8.14

Характеристики радионуклидов, используемых для активационных детекторов

Элемент	Вещество детектора			Продукт активации		
	Сечение активации для тепловых нейтронов.	Первые резонансы, эВ	Резонансный интеграл	Радионуклид	Период полураспада	Энергия излучения, МэВ
^{55}Mn	13,2	340	11,8	^{56}Mn	2,58ч	β^- (2,81) γ (0,882)
^{197}Au	98,8	4,9	1558	^{118}Au	2,7 сут	β^- (0,963) γ (0,41)
^{115}In	155	1,46	2640	^{116}In	51 мин	β^- (1) γ (разные)
^{127}I	5,6	21	140	^{128}I	25 мин	β^- (1,25; 0,88; 0,42) γ (0,36; 0,76)
^{107}Ag	45	—	—	^{108}Ag	2,3 мин	γ (0,6; 0,51; 0,43)

Таблица 8. 15

Характеристики радионуклидов, используемых для пороговых детекторов

Реакции	Пороговая энергия, МэВ	Период полураспада	Вещество детектора
$^{32}\text{S}(n,p)$	1,7	14,5 сут	Плавная сера
$^{31}\text{P}(n,p)$	1,8	5,62 ч	$(\text{NH}_4)\text{H}_2\text{PO}_4$
$^{27}\text{Al}(n,p)$	2,6	10 мин	Al
$^{28}\text{Si}(n,p)$	4,4	2,27 мин	Si
$^{56}\text{Fe}(n,p)$	5,0	2,6 ч	Fe
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)$	6,5	15,06 ч	Al
$^{127}\text{I}(n,2n)$	8,5	13,3 сут	Кристалл NaI
$^{107}\text{Ag}(n,2n)$	9,6	24,0 мин	Ag
$^{14}\text{N}(n,2n)$	10,6	10,9 мин	NH_3
$^{31}\text{P}(n,2n)$	12,2	2,6 мин	$(\text{NH}_4)\text{H}_2\text{PO}_4$
$^{16}\text{O}(n,2n)$	16,5	2,1 мин	H_2O
$^{12}\text{C}(n,2n)$	20,3	20,5 мин	C ; кристалл антрацена

Детекторы нейтронов прямой зарядки. Для измерения плотности потока нейтронов в активной зоне реактора применяются детекторы нейтронов прямой зарядки (ДПЗ). Эти детекторы основаны на первичных эффектах: захвате нейтронов и β -распаде (захват нейтронов сопровождается мгновенным испусканием γ -излучения и эмиссией из возбужденных ядер высокоэнергетических электронов); выходе электронов отдачи и фотоэлектронов при поглощении внешнего γ -излучения.

Основные элементы ДПЗ показаны на рис.8.4. Эмиттер (2) (диаметром 0,5 — 1 мм), выполняется из материалов (родий, ванадий), в которых под действием нейтронного облучения образуются заряженные частицы. С эмиттера частицы переходят на коллектор (3) (нержавеющая сталь, внешний диаметр 1,5 мм), создавая разность потенциалов, которая определяет ток (измеряемый прибором 8), пропорциональный измеряемой плотности потока

нейтронов. Объем между эмиттером и коллектором заполняется изолятором (1) из окиси алюминия. Коллектор детектора (4) приваривается к оболочке из нержавеющей стали (6) (диаметром 1 мм), эмиттер — к нихромовой жиле(5). Объем между оболочкой и нихромовой

жилкой заполняют окисью магния (7).

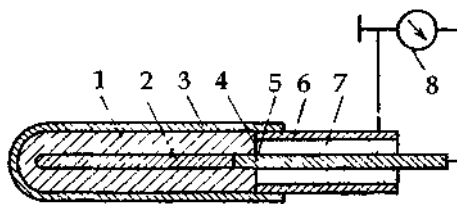


Рис 8 4 Детектор нейтронов прямой зарядки

Чувствительность родиевых ДПЗ составляет $(3 — 21) \cdot 10^{-20}$ А см² · с/нейтр, предел линейности более $10^{17} — 10^{20}$ нейтр /(см² · с), рабочая температура — от 250 до 700⁰С. Ресурс работы ДПЗ до 10^{22} нейтр /см². Максимальная допустимая погрешность в определении плотности потока нейтронов — $\pm 5\%$.

С помощью ДПЗ можно контролировать мощность реактора, определять плотность потока нейтронов по высоте и радиусу активной зоны.

Основные преимущества ДПЗ большой ресурс работы (несколько лет) при рабочей температуре до 700⁰С, малые габаритные размеры 1 — 2 мм, нечувствительность к фону реактора, взаимозаменяемость, линейность показаний тока в зависимости от плотности потока

нейтронов, простые вторичные электронные устройства, низкая стоимость изготовления. Они не требуют предварительной градуировки. Недостатки этих детекторов временная инерционность, большая чувствительность к изменениям нейтронного спектра и малый выходной ток с единичной длины детектора.

КОНТРОЛЬ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

Несмотря на герметизацию всего оборудования АЭС, содержащего радиоактивные среды, а также максимальную изоляцию всех помещений с этим оборудованием, небольшая часть газообразных и летучих радиоактивных веществ проникает в рабочие помещения, а затем, в основном через органы дыхания, попадает внутрь организма. В этом отношении наиболее опасными являются периоды проведения ремонтных и перегрузочных работ на остановленном реакторе.

Главными способами контроля внутреннего облучения персонала являются методы биофизического контроля (радиометрия проб крови и выделений из организма) и прямые измерения содержания или поступления радиоактивных веществ в организм, осуществляемые при помощи счетчиков или спектрометров излучения человека (СИЧ).

Биологический анализ. Термин биологический анализ относится к некоторой процедуре

определения природы и активности внутреннего загрязнения, присутствующего в организме путем исследования продуктов выделения. Предполагается, что концентрация радиоактивности в продуктах жизнедеятельности организма пропорциональна активности, находящейся в теле. Если известны особенности распределения активности в теле то может быть определено содержание в конкретном органе.

Существует множество продуктов выделения человека которые могут использоваться в процедуре биологического анализа: выдыхаемый воздух, обрезки ногтей, носовая слизь, моча, пот, слюна, волосы, фекалии. В программах биологического анализа почти исключительно

в качестве образца используют урину. Это связано с, простотой сбора и эстетическими

причинами. Мазки из носовой полости и образцы выдыхаемого воздуха (отбираемого в специальный баллон) также применяются в определенных отраслях атомной промышленности, где существует существенная вероятность ингаляционного поступления. Отбор мазков из носа обычно производится и после радиационных аварий.

Радиоактивные загрязнения, которые попадают в организм, часто разбиваются на две категории "растворимые" и "нерастворимые", где растворимость рассматривается по отношению к жидкостям организма. Перед проведением анализов определяют также путь поступления загрязнения в организм, который может быть:

- ингаляционным — через нос;
- пищевым — через рот;
- перкутанным — через кожу;
- травматическим — через повреждения в коже.

Первые два из перечисленных путей поступления являются преобладающими. Перкутанный путь соответствует поглощению радионуклидов непосредственно через поверхность кожи. Этим путем обычно поступает в организм тритий (H), так как размер его молекул очень мал.

Нерастворимые загрязнители обычно представляют более сложную проблему для измерения содержания нуклидов в организме. В случае пищевого поступления, из-за того, что радиоизотоп нерастворим, он проходит относительно невредимым прямо через ЖКТ. Если нуклид не испускает излучение, которое может быть зарегистрировано снаружи тела, то осуществляется анализ кала для измерения его содержания. В случае ингаляционного поступления нерастворимых радионуклидов, скорость очищения организма будет зависеть от скорости легочной вентиляции (объем и частота дыхания), и размера частиц (который определяет где частицы будут улавливаться в респираторном дереве). Так как загрязнения нерастворимы, то они, в конце концов, выводятся из органов дыхания с помощью волосовидных ресничек, расположенных в дыхательных путях и достигают надгортанника, где попадают в ЖКТ и выносятся наружу.

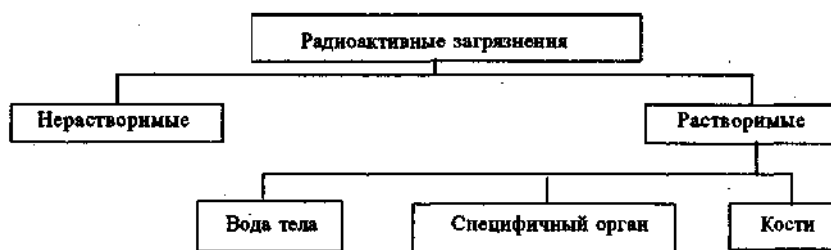


Рис.8.5. Классификация внутренних загрязнений

Загрязнения, которые растворяются в жидкостях организма, в свою очередь делятся на три подкатегории:

- загрязнители, которые растворяются в воде находящейся в теле;
- откладывающиеся в определенном органе (наподобие йода, который откладывается в щитовидной железе);

- обладающие способностью откладываться в костях скелетной системы (см. рис.8.5).

Первый случай — растворимые в воде тела загрязнения — наиболее прост в обработке. Обычно предполагается, что эти загрязнения равномерно распределяются по всем жидкостям тела. Так как моча является одной из этих жидкостей, то концентрация растворимых радионуклидов в моче принимается равной их концентрации в остальной воде тела. В целях радиационной защиты анатомические значения, используемые для вычислений в дозиметрии внутреннего облучения, берутся из публикации № 23 МКРЗ, в которой даются исчерпывающие данные о массах, размерах и строении человеческих органов и тел от рождения до зрелости.

У "среднего мужчины" и "средней женщины" общий вес воды в организме равен 42 и 29 кг соответственно. Полное содержание вещества в теле находят путем умножения концентрации этого вещества в моче на вес воды в теле.

Очищение или выведение радионуклидов, равномерно распределенных в воде тела, происходит простым поглощением в результате фильтрации в почках. Это приводит к тому, что концентрация растворимого радионуклида убывает экспоненциально со временем. Если эту зависимость построить в полулогарифмическом масштабе то график будет изображаться прямой линией.

Обычно подобный график в полулогарифмическом масштабе строится после аварийного поступления существенного количества радионуклидов. Отбирается и исследуется ряд анализов мочи, строится график и подгоняется наиболее подходящей к данным прямой линией. По этому графику легко получить период полувыведения — время, за которое выводится половина радионуклида. Для примера скажем, что период полувыведения трития человеческим организмом равен 10 дней.

Второй случай из трех — это растворимые загрязняющие вещества, поглощаемые каким-либо органом. Многие различные химические элементы или соединения концентрируются в определенных органах тела при нормальной активности обменных процессов. Йод, возможно, наиболее известный пример. Этот элемент необходим щитовидной

железе для производства гормонов. При прохождении крови через железу йод выделяется и накапливается. В нормальном возрасте от 25 до 30% йода, оказавшегося в крови в результате однократного поступления, будет выделяться и накапливаться в ткани щитовидной железы. Накопление закончится в течение двух дней после употребления пищи или введения внутривенно. Биологическое очищение самой щитовидной железы происходит с полупериодом около 70 дней. МКРЗ рекомендует для проведения вычислений в радиационной защите консервативную величину 120 дней. Как только йод выделяется из щитовидной железы, он опять попадает в воду тела, из которой он может выделяться почками и выводиться с мочой. МКРЗ рекомендует принять период полувыведения йода из воды организма равным 12 дней. Таким образом, полная "история жизни" йода протекает в две стадии и является типичной для всех радионуклидов, поглощаемых органами.

Вообще поступление из крови в какой-либо орган обычно происходит быстро. Затем нуклид выделяется из органа в воду организма, откуда он быстро выводится. Кривая зависимости концентрации нуклида в моче от времени в полулогарифмическом масштабе для случая загрязнения, поглощаемого органом, показана на рис. 8.6. Быстрое очищение вначале идет за счет выведения фракции радионуклидов, которая не поглотилась органом и оставалась в воде организма. После выведения этой фракции в моче появляется часть, медленно поступающая из органа в воду организма. Эта концентрация в моче полностью зависит

от скорости выведения из органа. Таким образом, полулогарифмическая кривая отличается от прямой линии. В самом деле, кривая, в действительности, является суммой двух процессов, выражающихся прямыми линиями: один — для части радионуклида, остающейся в воде тела

после начального поступления, и второй — для части, соответствующей медленному очищению органа (см. рис. 8.6). При графическом разложении на две прямые линии, в случае действительного поступления, оба периода полувыведения можно легко определить.

Последний случай растворимого загрязнителя получил название поглощаемого костями. Исторически дозиметрия внутреннего излучения началась в 1920 г. в результате несчастных случаев с раскрасчиками циферблатов приборов краской, содержащей радий. В промышленности для нанесения радия, в основном, использовались молодые женщины, у которых наблюдалось поступление радия в результате облизывания кончика кисточки для получения тонкого рисунка при рисовании мелких надписей. Радий накапливается в костях облученных, где альфа-излучение может привести к серьезным последствиям (разрушению тканей). Первый смертный случай наступил в 1925 г. Они умирали обычно из-за возникших вследствие облучения анемии, опухолей или рака кости.

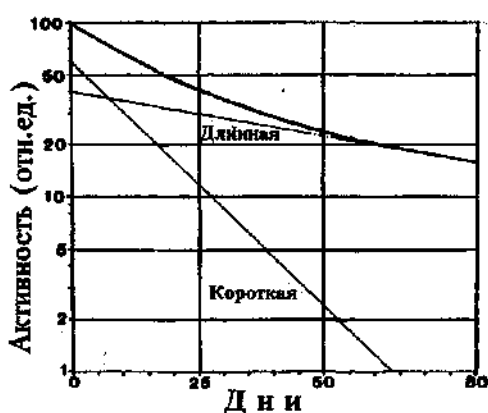


Рис.8.6. Кривая выведения для радионуклида, поглощаемого органом с выделенными составляющими.

Как семейство, накапливаемые в костях радионуклиды, имеют большое время удержания после внедрения в кость. Изотопы плутония имеют период биологического полувыведения из костных тканей порядка 200 лет. Если быть до конца последовательным, то накапливающиеся в костях радионуклиды должны быть отнесены к накапливаемым в органах. Тем не менее, чрезвычайно высокий период полувыведения в паре с обширным историческим опытом обращения с этими изотопами привели к их выделению в отдельную категорию. Для вычислений в целях радиационной защиты принимаются периоды полувыведения для изотопов кальция и радия 49 и 45 лет соответственно.

Практические применения биологического анализа. С помощью этой методики можно осуществлять раннее определение возможного ингаляционного поступления у работников, участвующих в инциденте. Хлопковый тампон обычно смачивается спиртом и легко снимается мазок с внутренней поверхности одной ноздри. Затем процедура повторяется для другой ноздри. После отбора образцов мазков их необходимо поместить в двойной мешок и промаркировать. При размещении второго мазка отдельно от первого уменьшается возможность перекрестного загрязнения. Эта проблема относится и к переносу активности на чистый образец с грязного (или на обратную сторону грязного образца), когда весь набор контейнеров упаковывается вместе для транспортировки в лабораторию.

Очень большое значение имеет правильная маркировка мазков. Принимая во внимание беспорядок, окружающий любой инцидент, ясно, что будет невозможно впоследствии определить какой образец, где и когда брался. Основная информация, которая должна быть изложена при маркировании образцов для биоанализа следующая дата отбора, время отбора, имя пострадавшего, номер дозиметра пострадавшего, имя отбирающего, необычные обстоятельства. Другое важное правило при отборе образцов из носа — это необходимость их отбора до принятия очищающего душа — если это не приводит к дополнительному риску существенного увеличения кожной дозы загрязненного человека. При мытье в душе работник должен тщательно промывать носовые отверстия, удаляя, таким образом, любые проникшие радиоактивные загрязнения. Это приводит к потере значимой информации, которая могла бы быть использована как основание для начального лечения пострадавшего.

Анализ мочи используется и в условиях инцидента и при нормальной эксплуатации на многих предприятиях, как обычная методика мониторинга, позволяющая обеспечить хорошие результаты. Любые, попавшие внутрь загрязнения, которые хотя бы слегка растворимы в жидкостях организма, немедленно проявятся в моче. В условиях инцидента применяются некоторые специальные правила. Если к моменту отбора анализа прошло менее 1 часа от начала инцидента, то пострадавшим предлагают вначале опорожнить мочевой пузырь, и затем отобрать первый образец, как только будет возможность. Требуется около 4 часов для того, чтобы наступил максимум концентрации в моче после острого поступления. Если не опорожнить первоначально мочевой пузырь, то моча, присутствовавшая в пузыре до инцидента, разбавит загрязнение и таким образом анализ покажет ложно низкую концентрацию.

Анализ мочи обычно отбирается в пропарафиненные контейнеры или полиэтиленовые бутылки. Если при отборе анализа прошло более часа после инцидента, то предварительно опорожнять мочевой пузырь не нужно. Другое важное правило состоит в том, что анализ необходимо брать после очищающего душа. Это обычно препятствует загрязнению образца от внешней активности тела, которая может попасть в него во время отбора. Такое внешнее загрязнение может легко привести к ложному диагнозу чрезвычайно высокого содержания радиоактивных веществ в теле. Если предвидится наличие трития, то отбор образцов для анализа необходимо производить в стеклянную тару.

Наконец, и носовые мазки, и отбор образцов мочи очень важно отбирать не только у потерпевших. Это позволяет произвести сравнение и разрешить проблемы, связанные с методикой отбора и используемым счетным оборудованием.

Счетные методики In Vivo. Второй основополагающий метод определения содержания радионуклидов в организме человека является счет in vivo. Это осуществляется путем

помещения внешних детекторов вокруг тела для измерения излучения от поступивших внутрь радионуклидов. Более знакомые слова для описания этой процедуры — счетчик излучения человека (СИЧ). Часто только часть тела подвергается обмеру, то есть осуществляется измерение излучения щитовидной железы, легких, и т.п. В отличие от методов биологического

анализа, обсужденных выше, счет *in vivo* работает только для тех радионуклидов, излучение которых может проникать сквозь ткани тела и регистрироваться снаружи. Практически это означает, что метод ограничен гамма-излучающими изотопами (или в некоторых случаях элементов с очень высоким Z , испускающих рентгеновское излучение после внутреннего преобразования). В основном используются сцинтилляционные или полупроводниковые счетчики с массивной защитой для уменьшения влияния фона.

В 1950-х годах разработка твердых и жидких сцинтилляторов открыла дверь практическому применению счетчиков *in vivo*. Конструктивные особенности счетчиков на твердых сцинтилляторах и счетчиков на жидком сцинтилляторе (в которых используется раствор сцинтилирующего вещества в светозащищенной емкости) привели к двум основным

типам счетчиков излучения человека.

Счетчик излучения человека на жидком сцинтилляторе. Этот тип счетчика был первым промышленным практически в целях радиационной защиты. Первая использовавшаяся

модель была изготовлена в США в 1955 г. для первой международной конференции по мирному использованию атомной энергии, которая проводилась в Женеве. В нем использовалась вертикальная емкость в виде спирального "листа" заполненная сцинтиллирующей жидкостью. Открытая сторона спирали была дверью. Емкость была защищена 10 тоннами свинца, толщиной 3 дюйма. Эффективность регистрации γ -излучения была около 25%.

Современный счетчик излучения человека на жидком сцинтилляторе содержит, по крайней мере, несколько сотен галлонов сцинтиллирующей жидкости, несколько сотен фотоумножителей и несколько тонн окружающей защиты. Обычно он исполняется в виде горизонтального цилиндра с открытым торцом как показано на рис.8.7. Типичная эффективность регистрации гамма-излучения в таких счетчиках находится между 15% и 30%. У этой разновидности счетчиков энергетическое разрешение достаточно плохое (около 1 МэВ). Это значит, что счетчик излучения человека на жидком сцинтилляторе не может определять конкретные радионуклиды, содержащиеся в теле. С другой стороны, высокая эффективность этих детекторов позволяет детектировать с большой чувствительностью внутреннюю активность за относительно короткий временной интервал.

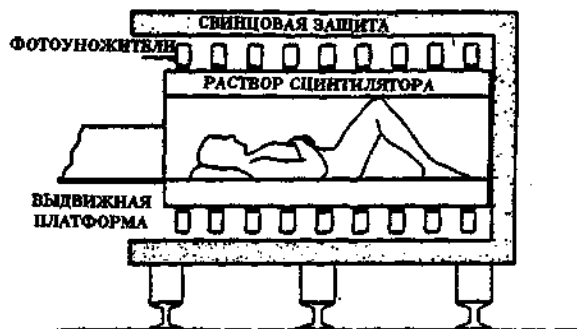


Рис. 8.7. Счетчик излучения человека с жидким сцинтиллятором

Счетчики излучения человека на твердых сцинтилляторах. Наиболее часто применяют обычный кристалл NaI(Tl). Для достижения необходимой чувствительности при измерении низких уровней радиации, связанных с большинством внутренне поступивших

радионуклидов, кристалл должен иметь большие размеры. Большие кристаллы, используемые в счетчиках излучения человека, обычно просматриваются несколькими фотоумножителями. Даже при использовании наибольших кристаллов их суммарный объем значительно меньше, чем объем жидкого сцинтиллятора.

На рис. 8.8 показаны различные варианты исполнения СИЧ с применением детекторов с твердым сцинтиллятором; человек лежит на спине, детекторы находятся сверху и снизу (а); человек сидит в кресле типа шезлонга, единственный детектор помещен над животом (б); человек лежит на дугообразном ложе, детектор расположен на расстоянии 1,5 — 2 м

в центре дуги (в); человек стоит, детектор установлен вплотную к разным точкам тела (г); человек стоит, детектор в защите со сменным коллиматором регистрирует γ -излучение щитовидной железы или легких (д); человек стоит на расстоянии 1,5 — 2 м от детектора (е); человек сидит, пригнувшись к коленям, детектор расположен у живота (ж).

Кроме перечисленных, применяется геометрия, в которой человек помещается на плоский стол и детектор "сканируется" вдоль тела с помощью механического механизма перемещения.

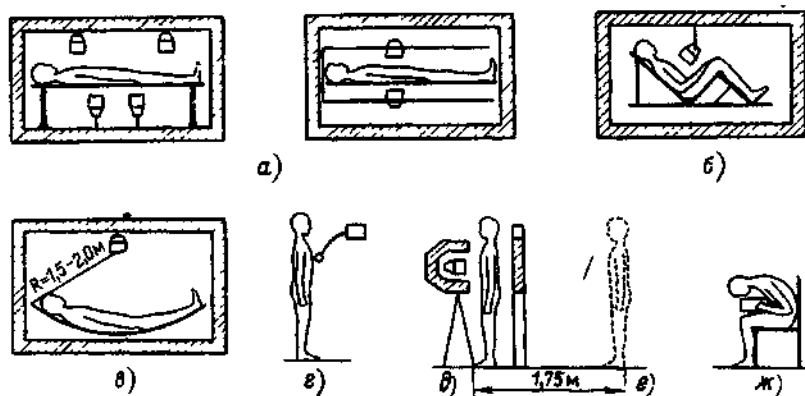


Рис. 8.8. Основные типы геометрии измерения активности, инкорпорированной в теле человека

Одно большое преимущество твердых сцинтилляторов над жидкими в счетчиках излучения человека заключается в энергетическом разрешении. С кристаллом NaI(Tl) возможно различить гамма-излучение, которое отличается по энергии на 50 КэВ. Это явно лучше по сравнению с 1 МэВ для жидких сцинтилляторов. Разрешение 50 КэВ достаточно для определения большинства инкорпорированных гамма-излучающих нуклидов. Так, если изотоп, определяющий внутреннее содержание, неизвестен, то с помощью счетчика излучения человека его можно определить.

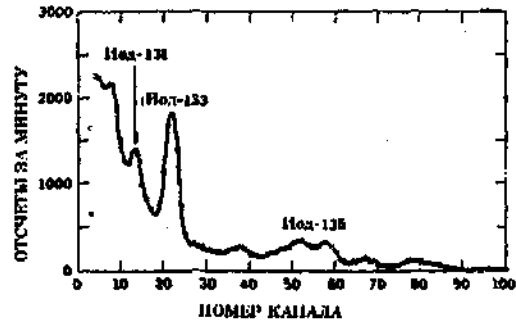


Рис.8.9. Спектр излучения пострадавшего, получившего ингаляционное поступление при утечке газа.

На рис. 8.9 и рис.8.10 показаны спектры, снятые у пострадавших при утечке газа на экспериментальном реакторе и при критическом инциденте на реакторе соответственно. В первом случае по спектру видно, что пострадавший вдыхал газ, содержащий три изотопа радиоактивного йода, а во втором случае большое количество γ -излучения с энергией 1,38 МэВ, испускаемого ^{24}Na , говорит о полученной дозе нейтронного излучения.

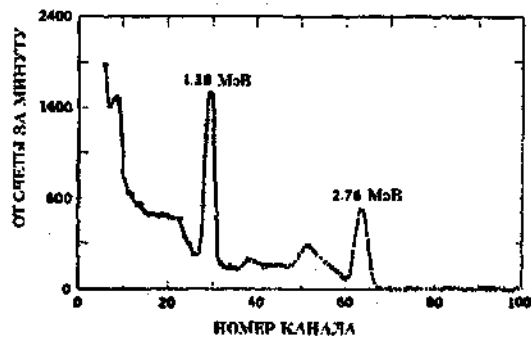


Рис.8.10. Спектр излучения человека, пострадавшего при критическом инциденте.

Недостатком счетчика с твердым кристаллом является его низкая чувствительность. Обычно его эффективность достигает лишь 10%. Другая проблема — это необходимость в защищенной комнате. Размещение детектора в защищенной комнате позволяет поднять чувствительность за счет уменьшения фона. Правильно сконструированная защита позволяет ослабить уровень фона в 50 — 100 раз в зависимости от энергии фоновое гамма-излучения. К тому же появляется необходимость того, чтобы использовать сталь, которая варилась до 1954 г. Сталь, выплавленная позже, имеет неожиданно высокое содержание выпавших радионуклидов, таких как Cs-137. К сожалению, эти продукты деления в спектре фона часто точно совпадают с ядрами, содержание которых определяется. Бронированные плиты с кораблей, выпущенных до второй мировой войны, успешно используются во многих

конструкциях защищенных комнат. В Хэнфордском центре по измерению излучения человека в штате Вашингтон, США защита оборудования от внешнего фона осуществляется стальными 10 дюймовыми плитами снятыми со старых боевых кораблей.

Более дешевой альтернативой защитной комнаты является "теньевая защита". В этом случае детектор помещается в защитный коллиматор так, что он может регистрировать фотоны только в узком определенном угле. Соответствующий участок тела располагается перед входом в коллиматор, а с обратной стороны тела располагается теньевая защитный экран. На рис.8.11 показана такая установка.

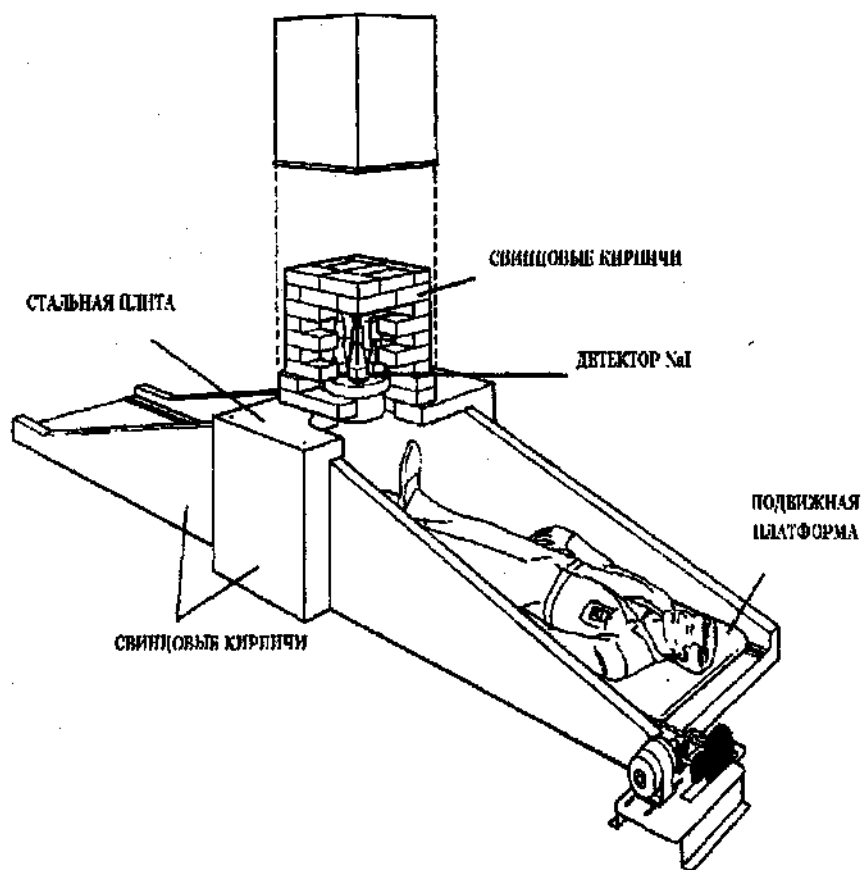


Рис.8.11. Счетчик излучения человека с теньевой защитой.

Счетчики *in vivo* частей тела. В практике радиационной защиты часто встречаются случаи, когда обстоятельства облучения достаточно хорошо известны, так что допустимо определить содержание нуклида только в конкретном органе. Классический пример — это опять йод. В случае облучения одним из изотопов йода достаточно определить его содержание в щитовидной железе. Разработано множество специальных счетчиков и процедур для измерения содержания в органах соответствующих изотопов.

В установку для измерения содержания ^{125}I в щитовидной железе входит сцинтилляционный детектор с кристаллом NaI(Tl) толщиной 1 мм и диаметром 25 мм с одноканальным импульсным амплитудным анализатором, который считает только импульсы соответствующие энергиям фотонов ^{125}I (от 22 до 40 КэВ). Выход анализатора подключен к блоку обработки. Система калибруется с использованием специального шейного фантома. Из-за малой энергии фотонов необходимо учитывать глубину расположения железы. Глубина учитывается тем, что вначале производится отсчет скорости счета от ^{125}I прямо над железой и затем второй отсчет на 90° от предыдущего (т.е. с боковой стороны шеи). Отношение этих отсчетов используется для определения глубины расположения щитовидной железы.

Счетчики легких могут быть полезны в условиях профессиональной деятельности, при которых возможно вдыхание радиоактивных загрязнений с воздухом. В установке со сцинтилляционными счетчиками два из них располагаются прямо над легкими лежащего человека, в то время как два других находятся над бедрами пациента и служат для определения величины фона, который затем вычитается из показаний первых счетчиков. Минимальная чувствительность этой системы для ^{235}U — около 40 нКи, для ^{239}Pu — 8 нКи и для ^{241}Am — 0,3 нКи. Нормальное время счета от 20 до 40 минут на пациента. Вводится поправка на толщину стенки грудной клетки. Установка, в которой используются 6 германиевых детекторов (по три на каждое легкое), имеет минимальную чувствительность по ^{239}Pu 2,4 нКи.

Проблемы анализа данных. Прежде, чем оценить поступление радионуклидов в организм или в отдельный орган необходимо принять во внимание несколько факторов. Первый — это экранирующий эффект тканей тела, находящихся между радиоактивным веществом и детектором. Если поглощенная активность находится близко к поверхности тела, то скорость счета будет значительно больше, чем при такой же активности, но расположенной глубоко в теле. Эта проблема стоит особенно остро в связи с детектированием фотонов относительно низких энергий. Ослабление гамма-излучения вследствие фотоэффекта сильно зависит от энергии. Низкоэнергетичные фотоны сильно поглощаются тканью. Например, рентгеновское излучение ^{123}I с энергией 28 кэВ ослабляется на 99% при прохождении 10 см мягкой ткани. Это половина толщины усредненного человека. Для учета эффекта самоэкранирования необходимо вводить поправочные коэффициенты.

Другая проблема — это коррекция, которая должна вводиться для необычно маленьких или больших людей, сильно отличающихся от усредненных. Использование фантомов различных размеров, заполненных радиоактивными растворами для моделирования этих различий одно из решений этой проблемы.

Коррекция на толщину стенки грудной клетки особенно важна для излучателей низкоэнергетических фотонов, осевших в легочных тканях. Толщина стенки груди у мужчин колеблется от 2 до 4 сантиметров. У женщин различия еще больше. Обычно при исследовании легких определяется активность плутония, чаще всего ^{239}Pu , который в 100% случаев испытывает α -распад. Тем не менее, дочерним продуктом распада является ^{235}U , который излучает характеристическое излучение с энергией 17 кэВ. Таким образом, содержание в

легких ^{239}Pu измеряется путем счета фотонов с энергией 17 кэВ. В человеческих тканях половина этих фотонов тормозится на каждые 0,7 см пути. Поэтому особенно важно произвести измерение толщины стенки грудной клетки, покрывающей легкие. Одним из методов является ультразвуковое измерение толщины стенки с точностью ± 1 мм. В случае, когда подобное оборудование недоступно, толщину стенки можно оценить по весу и росту пациента с использованием эмпирической формулы.

В дополнение к сказанному, другой проблемой при измерении активности легких может быть вероятность, что активность в действительности находится не в легких, а в ребрах. Для учета этого обычно проводят измерения активности лобной кости. Затем вводится коррекция, которая позволяет получить вклад легких и ребер в полную измеренную активность. Если голова загрязнена, то измеряют активность колена или лодыжки.

Уточненные компьютерные модели также позволяют вводить реалистичные коэффициенты для коррекции на нестандартный размер работника или на неравномерное распределение радионуклидов в человеческом теле. В разумных пределах, измерение активности всего тела может также быть значимым методом более полного изучения внутренней дозы как в условиях аварийной ситуации, так и при повседневных процедурах для сохранения доз, получаемых работниками настолько низкими, насколько разумно достижимо.

Вычисления в дозиметрии внутреннего облучения. Идентификация поступивших внутрь радионуклидов и содержания каждого из них в теле или органе является только первым шагом двухступенчатого процесса. Используя информацию, полученную из лаборатории по биологическому анализу или из лаборатории счета *in vivo*, необходимо вычислить действительные дозы, полученные индивидуумом. В этих вычислениях используются и знания физиологии человека и выбор математической модели (набор формул). Мы начнем с установления некоторых основных принципов.

В человеческом теле нет встроенного детектора ионизирующих излучений. Оно не может распознать стабильные и радиоактивные изотопы одного и того же элемента. Это означает, что радиоактивные загрязнения внутри тела будут участвовать в тех же физиологических процессах, что и их стабильные формы. Таким образом органы, поглотившие радионуклид, определяются химическими соединениями и физической формой радиоактивного загрязнения.

"Критический орган" определяется как орган тела, получающий наибольшие повреждения в результате радиоактивного поступления. Обычно это орган, имеющий наивысшую концентрацию радиоактивности. Так как йод концентрируется в щитовидной железе, то критическим органом по отношению к поступлению йода будет щитовидная железа. Первая всесторонняя система внутренней дозиметрии, нашедшая применение в радиационной защите, введенная в 1959 г. МКРЗ, определила критические органы для каждого элемента и затем определила дозы, поглощенные этими органами в результате поступления. Стандарты по радиационной защите были основаны на предположении неперевышения определенной величины дозы на критический орган. В конце 70-х годов МКРЗ осознал необходимость в более исчерпывающем подходе к внутренней дозиметрии, в котором бы рассматривались многие органы, а не только критические органы для конкретных изотопов. С использованием новых доступных компьютерных технологий была полностью пересмотрена система 1959 г. Эта новая модель давала дозовую информацию о всех органах, а не только о критических в результате поступления.

Последний принцип, который мы рассмотрим прежде чем перейдем к вычислениям, — это концепция емкостного моделирования. Она заключается в изображении человеческого

тела в виде набора емкостей, соединяющихся трубопроводами с вентилями. Вдыхание радиоактивных материалов изображается как поток радиоактивности по трубке, ведущей в емкость, представляющую легкие, или питание изображается как поток радиоактивности в емкость "желудок". Так как емкости между собой соединены, то активность с течением времени начинает разбавляться и перетекать в другие отделения. Для целей радиационной защиты предполагается, что активность передается в различные отделения мгновенно. Затем предполагается, что концентрация радиоактивности в емкостях подчиняется законам физики, т.е. уменьшается экспоненциально с течением времени.

Математика очистки. Очищение от радиоактивности, поступившей внутрь, идет посредством двух полностью независимых и отдельных процессов. Это потеря активности за счет физического распада радионуклидов и биологического выведения, происходящего при нормальном действии физиологических процессов. Т.к. физический распад ядер не зависит от какого-либо внешнего влияния, физического, химического или биологического, то поглощенные внутренне радионуклиды будут следовать нормальному закону радиоактивного распада. Они совершенно не подозревают, что окружены клетками вашей печени или щитовидной железы. Просто, как уточнялось выше, нормальные биологические процессы воздействуют на любые соединения, попавшие в организм. Тот факт, что эти соединения могут быть радиоактивными, не имеет никакого значения, этого организм не понимает. В представленных вычислениях предполагается, что и биологическое и физическое очищения следуют экспоненциальному закону. Физическое очищение записывается, как показано в выражении (8.36):

$$q_t = q_0 e^{-(\lambda_{\phi} + \lambda_{\delta})t} \quad (8.36)$$

q_t — количество радиоактивности (например, измеряемое в беккерелях или микроюри) в момент времени "t" в теле или в каком-либо органе. Индекс "ф" в постоянной распада показывает, что это постоянная физического распада. Подобное выражение можно записать и для биологического очищения:

$$q_t = q_0 e^{-\lambda_{\delta} t} \quad (8.37)$$

Опять же q_t и q_0 представляют активность в момент времени измерения и в начальный момент времени, соответственно. Здесь индекс "б" означает, что λ является постоянной биологического распада.

Выше отмечалось, что биологическое и физическое очищения полностью независимы. Следовательно, мы можем записать уравнение для содержания радиоактивности в теле или в органе q_t в зависимости от времени благодаря действию объединенных эффектов биологического и физического очищения:

$$q_t = q_0 e^{-(\lambda_{\phi} + \lambda_{\delta})t} \quad (8.38)$$

Следуя правилам алгебры это выражение можно переписать:

$$q_t = q_0 \cdot e^{-(\lambda_\phi + \lambda_\sigma)t} \quad (8.39)$$

Для упрощения выражения удобно определить новую постоянную распада — эффективная постоянная распада, $\lambda_{\text{эфф}}$ как показано в выражении:

$$\lambda_{\text{эфф}} = \lambda_\phi + \lambda_\sigma \quad (8.40)$$

Тогда выражение (8.39) можно переписать:

$$q_t = q_0 \cdot e^{-\lambda_{\text{эфф}} \cdot t} \quad (8.41)$$

Постоянные распада связаны с периодами полураспада следующими соотношениями

$$T_\sigma = \ln 2 / \lambda_\sigma, \quad T_\phi = \ln 2 / \lambda_\phi, \quad T_{\text{эфф}} = \ln 2 / \lambda_{\text{эфф}}, \quad (8.42)$$

Эффективный период полувыведения определяется как время, необходимое организму или органу для выведения половины начальной активности, принимая во внимание биологическое и физическое очищение. $T_{\text{эфф}}$ имеет чрезвычайно важное значение во внутренней дозиметрии. Внутренняя доза облучения прямо пропорциональна эффективному периоду полувыведения. Чем дольше радиоактивность выводится, тем большая доза облучения. Математическое соотношение между тремя периодами следующее:

$$T_{\text{эфф}} = \frac{T_\sigma \cdot T_\phi}{T_\sigma + T_\phi} \quad (8.43)$$

Переданная эквивалентная доза — это полная доза, полученная человеком за последующие 50 лет. Но необходимо помнить, что мощность дозы уменьшается экспоненциально со временем по мере выведения радионуклида. Половина дозы будет получена в течение первого периода полувыведения, 75% в течение двух периодов и т.д. Можно показать, что более 99% полной дозы будут получены в течение первых 7 периодов полувыведения. Основываясь на экспериментальных данных по очищению человеческого организма можно сделать вывод, что, за исключением некоторых накапливающихся в костях радионуклидов, большинство их выводятся в течение года после поступления. Поэтому МКРЗ рекомендует, что переданная эквивалентная доза может учитываться работнику в текущем году.

И последнее. Так как мы увидели, что эквивалентная доза, полученная в результате поступления радиоактивных материалов внутрь, пропорциональна эффективному периоду полувыведения, то может показаться, что дозу на загрязненного работника можно уменьшить, если мы сможем изменить период полувыведения. Конечно, физическая составляющая периода полувыведения неизменима. Тем не менее, во многих случаях можно воздействовать на скорость физиологических процессов. Например, в случае загрязнения воды, находящейся в организме, время биологического очищения можно уменьшить путем увеличенного потребления жидкости или использовать диуретики для ускорения работы почек. Так как это медицинские процедуры, то они должны проводиться по назначению физиотерапевта.

ГЛАВА 9. ОРГАНИЗАЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ АВАРИЯХ НА АЭС

КЛАССИФИКАЦИЯ АВАРИЙ И АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ

В соответствии с НРБУ-97 *радиационная авария* — незапланированное событие на каком-либо объекте с радиационной или радиационно-ядерной технологией, если при возникновении этого события выполняются два необходимых и достаточных условия:

- потеря регулирующего контроля над источником;
- реальное (или потенциальное) облучение людей, связанное с потерей регулирующего контроля над источником.

Любое незапланированное событие, отвечающее вышеперечисленным условиям и возникшее на энергетическом, транспортно-энергетическом, исследовательском или промышленном атомном реакторе, квалифицируется как радиационная авария независимо от причин и масштабов этой аварии.

В случае, если подобная аварии возникла с одновременной утерей контроля над цепной ядерной реакцией и возникновением реальной или потенциальной угрозы самопроизвольной цепной реакции, то такое событие квалифицируется как *авария радиационно-ядерная*.

К классу *промышленных* относятся такие радиационные аварии, последствия которых не распространяются за границы территорий производственных помещений и промплощадки объекта, а аварийное облучение получает лишь персонал.

К классу *коммунальных* относятся радиационные аварии, последствия которых не ограничиваются помещениями объекта и его промплощадкой, а распространяются на окружающие территории, где проживает население. Последнее становится, таким образом, объектом реального или потенциального аварийного облучения.

По масштабам коммунальные радиационные аварии более детально делятся на:

- *локальные*, если в *зоне аварии* проживает население общей численностью до десяти тысяч человек;
- *региональные*, при которых в *зоне аварии* оказываются территории нескольких населенных пунктов, один или несколько административных районов и даже областей, а общая численность втянутого в аварию населения *превышает десять тысяч человек*;
- *глобальные* — это коммунальные радиационные аварии, вследствие которых втягивается значительная часть (или вся) территория страны и ее население;
- *трансграничные* — это такие глобальные коммунальные аварии, когда зона аварии распространяется за пределы страны, в которой она произошла.

Аварии на АЭС подразделяют на проектные и запроектные.

Проектная авария — авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа систем безопасности или иной, независимой от исходного

события ошибки персонала, ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами.

Запроектная авария — авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными, по сравнению с проектными авариями, отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала, которые могут привести к тяжелым повреждениям или к расплавлению активной зоны. Уменьшение последствий запроектной аварии достигается управлением аварией и/или реализацией планов мероприятий по защите персонала и населения.

Аварийная ситуация — состояние АЭС, характеризующееся нарушением пределов и/или условий безопасной эксплуатации, не перешедшее в аварию.

Экспериментально установлено, что в случае самой тяжелой из возможных аварий в механическую энергию взрыва может перейти лишь 1 % энергии делящихся ядер. Это значит, что мощность теплового взрыва реактора в несколько сот раз меньше мощности взрыва номинальной атомной бомбы, эквивалентной 20000 т тротила. Таким образом, главная потенциальная опасность АЭС в случае аварии обусловлена в основном выбросом в окружающую среду радиоактивных продуктов деления, накопленных в реакторе за время его работы.

Международной группой экспертов под эгидой МАГАТЕ и Агентства по ядерной энергетике разработана международная шкала событий на АЭС (INES).

Главная цель шкалы — содействовать взаимопониманию между специалистами атомной промышленности, общественностью и прессой. С помощью шкалы делается попытка ввести дифференцированное восприятие происшествий и аварий, объясняя в доступной форме их значение и относительную важность для безопасности.

Она позволяет оперативно и согласовано оповещать общество о значимости (с точки зрения безопасности) событий на ядерных установках, о которых поступают сообщения. Реально характеризуя события, шкала может упростить достижение единого понимания событий ядерным сообществом, средствами массовой информации и обществом.

События классифицируются по семизначной шкале.

Шкала представлена в трех формах. Во-первых, в форме простой матрицы (табл 9.1) с ключевыми словами, в основном указывающими на значимость событий, для демонстрации трех отдельных критериев, использующихся для классификации событий и для выявления эквивалентности уровней по различным критериям, представленным в колонках матрицы. Слова в этой матрице выбраны таким образом, чтобы дать основное представление о значимости события с точки зрения безопасности, и не претендуют на точность и определенность.

Таблица 9.1,
Основная структура шкалы INES

Уровень, тип аварии	Критерии и тип аварии / Описание		
	Влияние за пределами площадки	Влияние на площадке	Деградация глубокоэшелонированной защиты
7 Крупная авария	Большой выброс: крупномасштабные влияния на здоровье и окружающую среду		
6 Серьезная авария	Значительный выброс: полное осуществление запланированных контрмер		
5 Авария, сопровождаемая риском за пределами площадки	Ограниченный выброс: частичное осуществление запланированных контрмер	Серьезные повреждения активной зоны реактора/ радиационных барьеров	
4 Авария, не сопровождаемая значительным риском за пределами площадки	Незначительный выброс: облучение населения по порядку сравнимо с установленными пределами	Частичное повреждение активной зоны реактора/ радиационных барьеров/ острые влияния на здоровье персонала	
3 Серьезный инцидент	Очень незначительный выброс: облучение населения на уровне долей установленных пределов	Крупное распространение загрязнения Переоблучение персонала	Близко к аварии повреждение барьеров эшелонированной защиты
2 Инцидент			Инциденты со значительными отказами устройств /; безопасности
1 Аномалия			Аномалия, выходящая за рамки разрешен, режима эксплуатации
О Отклонения (событие ниже шкалы)	Не имеет значения с точки зрения безопасности		
Событие, выходящее за рамки шкалы	Не касается безопасности		

Во-вторых, в виде дескрипторов, в форме, предназначенной для информирования общественности, объединяющей три критерия и предоставляя номер критерия и определения по каждому уровню шкалы. В-третьих, в форме подробного руководства для облегчения оценки инцидентов и аварий, для того, чтобы присвоить им позицию по шкале в соответствии с международными правилами. В этом подробном руководстве также содержатся примеры использования шкалы для распределения по категориям ряда реальных событий (табл. 9.2).

События в шкале INES классифицируются по семиуровневой шкале. Нижние уровни (1-3) называются инцидентами, а верхние (4—7) — авариями. События, не имеющие значимости с точки зрения безопасности, классифицируются как относящиеся к О уровню, находящемуся ниже шкалы, и называются отклонениями. События, не касающиеся вопросов безопасности, определяются как выходящие за пределы шкалы.

События рассматриваются с точки зрения трех характеристик или критериев безопасности, приведенных в каждой из трех шпонок влияния за пределами площадки, влияние на площадке и деградация глубоко эшелонированной защиты.

Все ядерные установки проектируются таким образом, что существует ряд барьеров безопасности, которые предотвращают возникновение значительного влияния на площадке или за ее пределами, а размеры предусмотренных барьеров безопасности в целом соответствуют возможности влияния на площадке или за ее пределами. Действие всех этих барьеров безопасности называют "глубоко эшелонированной защитой". Четвертая колонка матрицы связана с инцидентами на ядерных установках или во время перевозки радиоактивных материалов, во время которых деградировали свойства глубоко эшелонированной защиты. Инциденты классифицируются на уровнях 1 — 3.

Событие, включающее характеристики, представленные более чем одним критерием, всегда классифицируется на самом высоком уровне, соответствующем какому-либо отдельно взятому критерию.

При пользовании шкалой INES должны быть использованы следующие рекомендации

- Хотя шкала предназначена для использования непосредственно после события, возможны случаи, когда для того, чтобы понять и оценить последствия события, необходимо более длительное время. В этих редких случаях проводится предварительная классификация с последующим подтверждением. Возможно также, что в результате поступления дополнительной информации может понадобиться реклассификация события.
- Если радиационная аварийная ситуация возникает вблизи ядерной установки или во время перевозки радиоактивных материалов, то применяются существующие национальные планы противоаварийных мероприятий. Шкала не должна использоваться как часть официальных противоаварийных мер.
- Если для всех установок используется единая шкала, все-таки на некоторых типах установок физически невозможно возникновение событий, связанных с выбросом в окружающую среду значительного количества радиоактивных веществ. Для этих установок верхние уровни шкалы являются неприменимыми. К таким установкам относятся исследовательские реакторы, установки по переработке необлученного ядерного топлива и площадки для захоронения отходов.
- Промышленные аварии или другие события, не связанные с ядерными или радиационными операциями, не классифицируются и определяются как таковые, которые "выходят за рамки шкалы". Например, хотя события, связанные с турбиной или генератором, могут повлиять на оборудование, связанное с безопасностью, отказы, влияющие лишь на эксплуатационную готовность турбины или генератора, будут классифицироваться как таковые, которые выходят за рамки шкалы. Подобным образом такие события, как пожары, нужно считать такими, которые выходят за рамки шкалы, когда они не связаны с какой-нибудь возможной радиационной опасностью и не влияют на барьеры безопасности.
- Шкалу нельзя использовать как основу для отбора событий с целью учета опыта эксплуатации, поскольку часто важные уроки не извлекаются из событий, имеющих относительно небольшую значимость.
- Использование шкалы с целью сравнения показателей безопасности в разных странах является нецелесообразным. В каждой стране существуют свои особенные меры

относительно информирования общественности о незначительных событиях, но трудно обеспечить в международных масштабах точную слаженность при классификации событий на границе между уровнями 0 и 1. Статистически небольшое количество таких событий и отличие их количества год от года усложняет проведение достоверных международных сравнений.

- Критерии ядерной и радиационной безопасности, хотя в широком понимании и уравниены, но терминология, используемая для их описания, различается в разных странах INES разработана с учетом этих обстоятельств.

Таблица 9. 2

Международная шкала ядерных событий на АЭС

Для оперативной передачи сообщений о важности событий с точки зрения безопасности

Уровень аварии	Тип	Критерии	Примеры
7	Крупная авария	* Внешний выброс значительной части радиоактивного материала на большой установке (например из активной зоны энергетического реактора) Состоит из смеси коротко- и долгоживущих радиоактивных продуктов деления (в количествах, радио логически эквивалентных десяткам тысяч терабеккереллей ¹³¹ I Такой выброс приводит к возможности острого влияния на здоровье людей, задержанным влиянием на здоровье в большинстве районов, которые, возможно, охватывают территории нескольких стран, и к долгосрочным экологическим последствиям	Чернобыльская АЭС, 1986 год, СССР
6	Серьезная авария	* Внешний выброс радиоактивных материалов (в количествах, радиологически эквивалентных тысячам/ десяткам тысяч терабеккереллей йода-131) После такого выброса вероятно полное осуществление контрмер, предусмотренных местными планами противоаварийных мероприятий с целью ограничения серьезных последствий для здоровья	Завод переработки топлива в Кыштыме, 1957 год, СССР (Россия)
5	Авария, сопровождающаяся риском за пределами площадки	* Внешний выброс радиоактивного материала (в количествах, радиологически эквивалентных сотням или тысячам терабеккереллей йода-131) Такой выброс может привести к частичному осуществлению контрмер, предвиденных планами противоаварийных мероприятий с целью снижения вероятности влияния на здоровье * Серьезное повреждение ядерной установки Это может являться повреждением значительной части активной зоны реактора, большой аварией, связанной с критичностью, или большим пожаром или взрывом с выбросом большого количества радиоактивности в пределах установки	Реактор в Уиндскейле, Соединенное Королевство, 1973 год АЭС Три-Майл Айленд, США, 1979 год

Уровень аварии	Тип	Критерии	Примеры
4	Авария, не сопровождающаяся значительным риском за пределами площадки	* Внешний выброс радиоактивности, что приводит к дозе облучения наиболее облученных лиц за пределами площадки порядка нескольких миллизиверт* При таком выбросе необходимость в контрмерах за пределами площадки конечно маловероятная, за исключением, возможно, местного контроля продуктов питания * Значительное повреждение ядерной установки При такой аварии могут быть повреждения ядерной установки, в результате которых возникают серьезные проблемы с восстановительными работами, как, например, частичное расплавление активной зоны энергетического реактора и сравнимые события на неагрегаторных установках * Облучение одного или несколько работников, которое приводит к переоблучению с высокой вероятностью ранней преждевременной смерти	АЭС Сен-Лоран, Франция, 1980 г Критическая сборка в Буенос-Айресе Аргентина, 1983г
3	Серьезный инцидент	* Внешний выброс радиоактивности, превышающий установленные <i>пределы</i>, что приводит к дозе облучения наиболее переоблученных лиц за пределами площадки порядка десятых долей миллизиверта* При таком выбросе контрмеры за пределами площадки могут не понадобиться * Высокие уровни облучения и/или загрязнения на площадке в результате отказов оборудования или эксплуатационных инцидентов Переоблучение персонала (доза индивидуального облучения, превышающая 50 мЗв) * Инциденты, при которых дальнейший отказ систем безопасности может привести к аварийной обстановке, или ситуация, когда системы безопасности будут не в состоянии предотвратить аварию в случае возникновения определенных инициирующих событий	АЭС Вандельос, Испания, 1989г
2	Инцидент	* Технические инциденты или аномалии которые, хотя и не оказывают непосредственного влияния на безопасность станции, ведут к последующей переоценке мер безопасности	
1	Аномалия	* Аномалия, выходящая за пределы разрешенного режима эксплуатации Она может быть обусловлена отказом оборудования, ошибкой человека или неправильными его действиями (Такие аномалии следует отличать от ситуаций, при которых не превышаются эксплуатационные пределы и условия, отрегулированные в соответствии с процедурами Конечно, она классифицируются как такие, которые находятся 'ниже шкалы')	
Ниже шкалы 1/2/3/4	Отклонения	Не имеет значения с точки зрения безопасности	

* Дозы облучения определяются в эффективных дозах Эти критерии могут, также в зависимости от обстоятельств определяться соответствующими *пределами* годового выброса инфлюентов, разрешенных национальными компетентными органами

Все события на АС приведшие к отклонениям от нормальной эксплуатации, отклонениям от пределов и/или условий безопасной эксплуатации АС классифицируются в нормативных документах Украины как нарушения в работе АС. Все они подлежат учету и расследованию с целью установления:

- категорий нарушений в работе АС;
- порядка устранения нарушений в работе АС (определение непосредственных и коренных причин аномальных событий, приведших к нарушениям; оценка с точки зрения безопасности, разработка корректирующих мер для ликвидации последствий нарушений и предотвращения их повторения; повышения безопасности и надежности АС);
- порядка учета нарушений, формы и порядка сообщения АС о нарушениях.

Нарушение характеризуется последствиями, перечисленными в табл. 9.3.

В зависимости от тяжести этих последствий нарушения подразделяются на аварии (категории А01-А04) и происшествия (категории П01-П10)

Таблица 9.3.

Категории нарушений в работе АЭС

№п/п	Категория нарушения	Последствия, обстоятельства и признаки нарушений	Уровни событ. по шкале INES
1		Аварии	4,5,6,7
1.1	А01	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ радиоактивностью, эквивалентной 10^5 — 10^6 Ки ($3,7 \cdot 10^{12}$ — $3,7 \cdot 10^{13}$ Бк) ^{131}I , в результате которого возможны острые лучевые поражения населения, влияние на здоровье населения и загрязнение радиоактивными веществами большой территории. Возможен трансграничный перенос радиоактивности. Длительное воздействие на окружающую среду. <i>Примечание 1:</i> Мероприятия по защите персонала и населения осуществляются в соответствии с планами мероприятий по защите персонала и населения при радиационных авариях на АС. <i>Примечание 2:</i> Объем и характер мероприятий по защите населения определяются в соответствии с Критериями для принятия решения о мерах защиты населения в случае аварии ядерного реактора.	7
1.2	А02	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ радиоактивностью, эквивалентной 10^4 — 10^5 Ки ($3,7 \cdot 10^{11}$ — $3,7 \cdot 10^{12}$ Бк) ^{131}I , в результате которого будет достигнут верхний уровень дозовых критериев для принятия решения о мерах защиты населения (для детей и беременных женщин 50 мЗв (5 бэр) внешнего облучения на все тело или 500 мЗв (50 бэр) при ингаляции радиоактивного йода). Введение в действие планов мероприятий по защите населения, предусматривающих эвакуацию населения или отдельных его категорий в населенных пунктах. См. примечания 1.2 п. 1.1	6
1.3	А03	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ радиоактивностью, эквивалентной 10^2 — 10^4 Ки ($3,7 \cdot 10^9$ — $3,7 \cdot 10^{11}$ Бк) ^{131}I , при котором за границей санитарно-защитной зоны АС превышен нижний уровень, но не достигнут верхний уровень дозовых критериев для принятия решения о мерах защиты населения. Введение в действие планов мероприятий по защите персонала АС и населения (реализуются некоторые мероприятия, кроме эвакуации - временное укрытие, йодная профилактика и т.п.). Разрушение значительной части активной зоны, вызванное механическим воздействием или плавлением с превышением максимального проектного предела повреждения ТВЭЛов согласно ПБЯ РУ АС-89. См. примечания 1.2 п. 1.1	5
1.4.	А04	Выброс на площадку АС в окружающую среду такого количества радиоактивных веществ, при котором превышены годовые значения предельно допустимых выбросов и/или допустимых сбросов, но радиационная обстановка за границей санитарно-защитной зоны АС не требует специальных мер по защите населения. Контроль за радиационной обстановкой осуществляется в соответствии с Регламентом. Возможно облучение отдельных лиц населения сверх дозовой квоты, принятой для АС (0,2 мЗв (20 мбэр) за счет газоаэрозольных выбросов или 0,05 мЗв (5 мбэр) за счет жидких сбросов), но не выше 1 мЗв (100 мбэр). Повреждение активной зоны, при котором предел безопасной эксплуатации повреждения ТВЭЛов согласно ПБЯ РУ АС-89 нарушен, а максимальный проектный предел — нет. Облучение персонала дозами (порядка 1 Зв), вызывающими острые лучевые поражения. См. примечания 1.2 п. 1.1	4

№п/п	Категория нарушения	Последствия, обстоятельства и признаки нарушений	Уровни событий по UDcaenNES
2		Происшествия	1,2,3
21	П01/1	Разовый выброс в окружающую среду радиоактивных веществ, не превышающий значений предельно допустимых годовых выбросов и допустимых сбросов Возможные дозы облучения отдельных лиц из населения не превышают суммарной дозовой квоты для АЭС 0,25 мЗв (25 мбэр) Загрязнение площадки АЭС и санитарно-защитной зоны АЭС, приводящие к повышению мощности дозы гамма излучения более 240 мкР/ч Облучение отдельных лиц из персонала АЭС дозами, превышающими предельно допустимые для персонала, вызванное отказом оборудования, недостатком процедур и/или неправильными действиями персонала	1,2,3
211	П012	Разовый выброс в окружающую среду радиоактивных веществ, превышающий пятикратное значение суточного допустимого выброса Повышение объемной активности радионуклидов в воздухе обслуживаемых помещений зоны строгого режима АЭС сверх допустимой концентрации для персонала (Д К _а) Влияние на радиационную обстановку за пределами площадки АЭС отсутствует	1,2,3
22	П02	Нарушение пределов и/или условий безопасной эксплуатации АЭС в любых режимах эксплуатации энергоблока, не перешедшее в аварию, кроме происшествий категорий П03, П04	1,2,3
23	П03	Неработоспособность систем безопасности или каналов систем безопасности в количестве, исчерпывающих резерв в любом режиме эксплуатации энергоблока АЭС	1,2,3
24	П04	Неработоспособность отдельных каналов систем безопасности при сохранении их резерва в любом режиме эксплуатации энергоблока АЭС либо нерезервируемых элементов систем безопасности в течение срока, превышающего разрешенный технологическим регламентом	0,1,2,3
25	П05	Останов реакторной установки или отключение энергоблока от сети в любом режиме эксплуатации АЭС, вызванное отказом оборудования АЭС и/или неправильными действиями персонала либо внешним воздействием искусственного или естественного происхождения	0,1,2
26	П06	Падение и/или повреждение ТВС ТВЭЛов ПЭЛов при транспорте технологических операциях со свежим или отработанным ядерным топливом, вызванное отказом оборудования АЭС и/или неправильными действиями персонала, не приведшие к авариям, или происшествиям категорий П01 П02	1,2,3
27	П07	Отказы важного для безопасности АС оборудования и трубопроводов, относящихся к группам Аи В в соответствии с ПНАЭ Г 7 008-89, оборудования 1-го и 2-го классов безопасности по ОПБ-88 органов регулирования СУЗ с приводными механизмами, проявившиеся или обнаруженные в любом режиме эксплуатации, не приведшие к аварии и происшествиям категорий АО1 П06 П08 П 10	0,1
28	П08	Разгрузка энергоблока АЭС на величину 2 5° и более от уровня мощности непосредственно ей предшествовавшего вызванная отказом оборудования АЭС и/или неправильными действиями персонала, либо внешним воздействием естественного или искусственного происхождения	0
29	П09	Срабатывание любой системы безопасности или канала системы безопасности по прямому назначению в режиме, не связанном с обеспечением функции безопасности	0,1,2,3
210	П10	Неработоспособность каната (каначов) систем безопасности в любом режиме эксплуатации АЭС в течение срока, не превышающего разрешенного технологическим регламентом (за исключением вывода отдельных каналов системы безопасности для проведения регламентных проверок или планового технического обслуживания)	01

Каждое нарушение подлежит учету и расследуется комиссией в течение 15 суток с момента его возникновения (выявления).

Если в результате расследования устанавливается факт нарушения, т.е. невыполнение законодательных актов, норм, правил и стандартов по ядерной и радиационной безопасности, а также требований выданных лицензий, то оно оценивается по шкале, имеющей четыре уровня (табл. 9.4.)

Таблица 9.4

Оценка уровня нарушений

Уровень нарушений	Критерий оценки
Первый	Факт значительного нарушения, причинившего вред здоровью населения (персонала) или окружающей природной среде, или приближенного к нанесению такого вреда
Второй	Факт значительного нарушения, повлекшего за собой возникновение реальной угрозы безопасности здоровью населения (персонала) или окружающей природной среде
Третий	Факт нарушения, от которого зависит безопасность здоровья населения (персонала) или состояние окружающей природной среды
Четвертый	Факт нарушения, которое может повлиять на безопасность здоровья населения (персонала) или состояние окружающей природной среды

В зависимости от уровня нарушений устанавливается уровень штрафа, налагаемого на предприятие, ответственное за нарушение. В случае факта нарушения четвертого уровня штраф не налагается.

В США аварии на атомных станциях по тяжести подразделяются еще на четыре класса:

- Необычное событие.
- Опасное событие.
- Авария на площадке.
- Общая авария.

"Необычное событие" это некоторое ненормальное условие при эксплуатации станции, при котором не возникает угрозы здоровью населения. Пожар в складском помещении может попасть в этот класс, как и нарушения в подаче внешнего энергоснабжения на станцию или отказ одного или обоих аварийных дизель-генераторов. Нет необходимости обращаться к внешним организациям по безопасности.

"Опасное событие" — это следующий по тяжести класс. Инцидент приводит к действительному или потенциальному снижению безопасности станции, например, инцидент при обращении с отработавшим топливом. Необходимо обращение к внешним организациям по безопасности. Местные организации должны быть переведены в состояние готовности и ожидать дальнейшего развития событий. Никакие действия со стороны населения не нужны.

"Авария на площадке" заключается в действительном или вероятном отказе основных систем станции с потенциальным существенным выбросом радиоактивности. Событие, тем не менее не требует защитных мероприятий вне границ станции. Утечка в первичной охлаждающей системе объем которой больший чем объем компенсирующей емкости для восстановления количества воды, может быть примером аварии этого уровня.

"Общая авария" — это выброс или угроза выброса большого количества радиоактивности за границу станции. При такой аварии проводится полная мобилизация всех внешних аварийных организаций и вероятная тревога для населения в 10-км зоне. Нарушение целостности двух из трех барьеров на пути распространения продуктов деления — топливных оболочек, корпуса высокого давления и защитной оболочки вместе с потенциальной возможностью нарушения третьего барьера может обусловить общую аварию.

"Единичный отказ" означает происшествие которое приводит к потере возможности некоего элемента выполнять возложенные на него функции безопасности. Наложение ошибок, щгорые вытекают из единичного происшествия, рассматриваются как единичный отказ. Жидкостные и электрические системы считаются сконструированными в соответствии с принципом единичного отказа, если ни единичный отказ любого активного элемента (в предположении, что пассивный элемент функционирует соответствующим образом), ни единичный отказ любого пассивного элемента (в предположении, что активный элемент функционирует должным образом) не приводит к потере системой возможности выполнять свои функции.

В системе классификации по условиям облучения рассматривается четыре различные категории аварий:

При инциденте *не загрязняющем /наблюдаемом/* люди подвергаются внешнему облучению от источников или установок на протяжении относительно короткого известного периода времени. При этом типе инцидента не происходит выброс радиоактивности. Последствия ограничены малым пространством, обычно на площадке. Основной радиологической проблемой в этой категории инцидентов является устранение радиационного поля для предотвращения дальнейшего облучения людей и оценка доз, полученных персоналом, находившимся под воздействием этого поля.

Незагрязняющий /невывявленный/ инцидент похож на первый тем, что при нем не загрязняется окружающая среда и происходит только внешнее облучение персонала. Тем не менее инцидент этой категории существенно отличается тем, что радиационное поле присутствует длительное время перед тем, как его выявят, т е это неопределяемое немедленно нарушение в защитных устройствах для тех, кто может получить дозу. Примером для этой категории может быть инцидент на югославском исследовательском реакторе Винка в Белграде в 1958 г. В ходе обслуживания на одном из каналов самопроизвольно открылась защитная задвижка. Этот канал использовался для вывода радиационного пучка из активной зоны для экспериментальных целей. После запуска реактора множество людей ненамеренно проходили сквозь поле нейтронного и гамма-излучения. К тому времени, когда определили, что задвижка открыта, шесть человек уже получили высокие дозы, пять из них летальные.

Третьим типом инцидента, связанного с условиями облучения является *загрязняющий /наблюдаемый/ инцидент*. Он заключается в планируемой, кратковременной потере контроля над радиоактивными материалами в открытом виде. Потерянное загрязнение впоследствии вдыхается или попадает внутрь организма с пищей. Первоочередными задачами является ограничение дальнейшего распространения загрязнения и быстрое медицинское обследование загрязненных работников. Усилия по дезактивации требуют много времени, денег и являются источником ненужного облучения.

Последняя и наиболее сложная категория — это инцидент *загрязняющий /невывявленный/*. Он происходит при невивявленном выбросе радиоактивности. Радиологические проблемы подобны третьей категории кроме того что наблюдаются большие сложности определения людей которые могли облучиться за время между потерей

контроля и восстановлением нормальных условий. Это требует проведения широких поисковых работ для локализации возможных загрязненных мест, возникающих при непроизвольном переносе радиоактивности с места на место.

Как показывает международный опыт, наиболее тяжелые проектные аварии обусловлены самопроизвольными цепными реакциями (СЦР) в исследовательских реакторах и активных зонах критических сборок, используемых для проведения различных физико-технических экспериментов.

Условия для возникновения СЦР могут сложиться также при экспериментальной работе с делящимися веществами объемом, близким к критическому, в условиях радиохимической лаборатории или при производстве делящихся веществ. При СЦР имеет место преобладающее воздействие внешнего γ - n -излучения, если не происходит разрушение ТВЭЛов. Если ТВЭЛы разрушены, при выходе в обслуживаемые помещения газообразных

и аэрозольных продуктов деления и активации радиоактивные вещества могут поступить внутрь организма или привести к контактному β -облучению кожи. Однако по статистике вклад внутреннего облучения при радиационных авариях, связанных с СЦР незначителен и существенного вклада в формирование лучевого поражения не дает.

С момента открытия и начала практического использования цепной реакции деления во всем мире произошло несколько десятков радиационных аварий, обусловленных потерей контроля над этой реакцией или ее непредвиденным возникновением.

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

При получении сигнала об аварии, по команде начальника смены станции, начальник смены службы радиационной безопасности организует, обеспечивает и проводит экстренную оценку радиационной обстановки.

- снимаются показания по стационарным приборам и установкам;
- проводятся дозиметрические измерения (при необходимости) на территории и в помещениях АЭС переносными приборами.

Аварийная бригада с помощью переносных дозиметрических приборов оценивает радиационную обстановку на участке, где произошла авария, обозначает знаками радиационной опасности опасную в радиационном отношении зону, причем замеры уровней ионизирующих излучений проводят в определенной последовательности сначала внешней зоны аварийного участка, а затем, если это не представляет определенной опасности, внутренней. Все дозиметры, размещенные в аварийной зоне, снимаются и направляются на определение зафиксированных ими доз облучения. Доступ в аварийную зону до особого распоряжения руководства запрещается, если только это не вызвано спасением людей, ликвидацией пожара и другими неотложными мерами, связанными с предотвращением аварийной ситуации. Параллельно с этим определяются показания дозиметров у остальных пострадавших, собираются предметы, находящиеся у наиболее пострадавших людей (монеты, часы, кольца). В случае выброса радиоактивных веществ производится замер загрязненности спецодежды пострадавших.

Все сведения об индивидуальных дозах и поступлении радионуклидов внутрь организма по мере их получения передаются медицинской службе. Далее действия всех служб, в том числе и службы дозиметрии и радиационной безопасности проводятся согласно плану мероприятий и указаниям комиссии, назначенной руководством предприятия для ликвидации последствий аварии и расследования ее причин.

Для определения масштаба аварии и принятия оперативных решений по ликвидации ее последствий, прежде всего, необходимы сведения о дозе облучения у лиц, попавших в аварию, ее компонентном составе и распределении по телу человека. На их основе прогнозируются тяжести поражений и планируются рациональные объемы и сроки проведения лечебных мероприятий, а в дальнейшем устанавливают количественные закономерности формирования острого лучевого поражения человека. Все это определяет требования к срокам поступления дозиметрической информации, ее объему и точности, а получение этих сведений обеспечивает

система индивидуального аварийного дозиметрического контроля.

Система индивидуального аварийного контроля должна быть достаточно оперативной и точной. На месте аварии она должна обеспечить разделение людей на облученных и необлученных и получение значений максимальной дозы с погрешностью 100%.

В дальнейшем силами службы радиационной безопасности производится радиационная разведка по уточнению радиационной обстановки в зоне аварии. В конечном итоге, с места аварии должны быть представлены показания индивидуальных дозиметров пострадавших, тип дозиметров, вид измеряемых излучений, точность полученных данных, расположение пострадавших относительно источника во время облучения, перемещение относительно источника во время облучения, сведения о локальных загрязнениях пострадавших, сведения о максимальной мощности дозы в момент аварии, уровни внешнего излучения от пострадавших, компонентный состав излучения в аварийной зоне, результаты обсчета аварийных дозиметров, находившихся в аварийной зоне, и картограмма их размещения, сведения о загрязненности помещений, оборудования, воздушной среды, сведения об активации и загрязнении сопутствующих предметов, сведения о дозах, полученных пострадавшими от контактного облучения, рассчитанных по косвенным показателям (загрязненности одежды и кожных покровов, времени облучения, составу радионуклидов), прочие данные по требованию медицинского персонала, занимающегося лечением пострадавших, для выбора наиболее правильной тактики и методов лечения.

ИНДИВИДУАЛЬНАЯ АВАРИЙНАЯ ДОЗИМЕТРИЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Дозы γ -излучения наиболее точно измеряют радиотермо- (РТЛ) и радиофотолюминесцентными (РФЛ) и фотопленочными дозиметрами.

Хотя в лабораторных условиях фотопленочные дозиметры позволяют измерять дозу γ -излучения с допустимой погрешностью, их практическое применение для индивидуального аварийного контроля связано со значительными трудностями. Поскольку пленки имеют определенную плотность почернения, зависящую от длительности и условий хранения то вместе с облученными пленками должны проявляться необлученные, а также

облученные в известной дозе для градуировки пленок и денситометра. Необходимо тщательное соблюдение режима проявления. Значительная погрешность может возникнуть из-за различия в условиях хранения и ношения. К недостаткам относятся значительная энергетическая зависимость чувствительности, необходимость самой процедуры проявления и денситометрирования.

Кроме того, фотопленочные дозиметры чувствительны к климатическим условиям.

Все это привело к тому, что фотопленки в индивидуальной аварийной дозиметрии постепенно вытесняются радиофото- и радиотермолюминесцентными дозиметрами.

Принцип действия РФЛ-дозиметров основан на испускании видимого света при ультрафиолетовом возбуждении облученных твердых веществ. В дозиметрах до сих пор используются только метафосфатные стекла, активированные серебром. Аварийные РФЛ-дозиметры получили относительно широкое распространение за рубежом.

Если при радиофотолюминесценции созданные ионизирующим излучением центры захвата сохраняются после ультрафиолетового возбуждения, поскольку возбужденный электрон возвращается после испускания света в исходное состояние, то при радиотермолюминесценции

происходит рекомбинация электронов с дырками, что приводит к разрушению центров захвата. Этим принципиально различаются два явления радиолюминесценции: радиофотолюминесцентные дозиметры допускают многократное определение показаний без потери информации, а радиотермолюминесцентные после определения показаний могут быть использованы для нового облучения.

Для регистрации РТЛ люминофор помещают на нагревательное устройство перед фотоумножителем и измеряют зависимость интенсивности свечения от температуры или времени нагрева. С точки зрения удобства для практического применения, желателен люминофор с линейной зависимостью интенсивности РТЛ от дозы, нечувствительный к освещению, температурным и климатическим факторам. Выход РТЛ должен быть достаточно большим, а спектр достаточно удаленным от собственного свечения нагревательного устройства и соответствовать спектральной чувствительности используемого фотоумножителя. Учет всех этих требований привел к тому, что в аварийной дозиметрии широко используют только три типа термолюминофоров, а именно фтористый литий, фтористый кальций и термолюминесцирующие стекла.

На АЭС используются комплекты детекторов индивидуального дозиметрического контроля на основе LiF, которые могут регистрировать, в случае необходимости, дозы аварийного облучения.

Наиболее важное преимущество LiF которое обусловило его применение в индивидуальной дозиметрии, связано с небольшим эффективным атомным номером, равным 8,14 и близким к эффективному атомному номеру мышечной ткани. По этой причине у фтористого лития незначительная дозовая чувствительности от энергии фотонов.

После облучения в дозе более 100 рад фтористый литий необходимо подвергать регенерации путем длительной термообработки для снятия радиационных дефектов. LiF допускает многократное применение (до 100 раз) без изменения чувствительности при дозе до 1000 рад.

Эффективный атомный номер CaF_2 выше, чем у LiF , поэтому его чувствительность сильнее зависит от энергии фотонов.

Хотя такие дозиметры отличаются стабильными характеристиками, высокой точностью и большим сроком службы, но они сложны в изготовлении и довольно громоздки, особенно если речь идет об их объединении с индивидуальными дозиметрами нейтронов в общий аварийный дозиметр γ - n -излучения.

Было предложено и получило широкое распространение использование стекол в качестве термолюминесцентных дозиметров. Важным аргументом в пользу этого является возможность их изготовления в больших количествах с воспроизводимыми характеристиками. Наибольшее распространение получили алюмофосфатные стекла, ставшие основой метода термолюминесцентной дозиметрии ИКС.

Оказалось, что требования, предъявляемые к термолюминофорам, удается удовлетворить подбором состава стекла, выбором активатора, разработкой технологии изготовления стекла. Без активатора (лучшим оказался марганец) собственная радиолюминесценция у стекла не велика.

Так как эффективный атомный номер алюмофосфатного стекла равен около 12, что значительно больше, чем у биологической ткани, то в области низких энергий фотонов дозиметры обладают значительным ходом с жесткостью.

В случае необходимости повышенную чувствительность к тепловым нейтронам обеспечивают использованием лития, обогащенного по изотопу ^6Li до 90%. Дозовая чувствительность литиевых стекол к γ -излучению примерно такая же, как и стекол без лития. Отношение дозовой чувствительности к нейтронам и аналогичной чувствительности к γ -излучению для стекол с литием равно около 100.

Чувствительность алюмофосфатного стекла к тепловым нейтронам определяется, в основном, распадом продуктов активации алюминия и фосфора и зависит от времени между окончанием облучения и началом измерений. Удельная керма тепловых нейтронов в стекле равна $1 \cdot 10^{-11}$ рад $\cdot$ см² $\cdot$ нейтр⁻¹, что составляет 40% удельной тканевой кермы тепловых нейтронов. Относительная чувствительность стекол к быстрым нейтронам по сравнению с γ -излучением для нейтронов с энергией ниже 5 МэВ не превышает 3 — 5 %. С увеличением энергии от 7 до 14 МэВ чувствительность к нейтронам увеличивается до 17%.

Хотя по своим временным характеристикам термолюминесцирующие стекла уступают таким люминофорам, как LiF или CaF_2 , но тем не менее они являются довольно стабильными с точки зрения не только временного фактора, но и стабильности к климатическим и температурным условиям. Они устойчивы также к коррозии, тепловым ударам при быстром нагреве и охлаждении. Показания дозиметров в пределах $\pm 3\%$ не зависят от температуры при облучении в интервале от - 20 до + 60⁰С.

На основе алюмофосфатных стекол, промышленному выпуску которых присвоена марка ИС-7, создан комплект индивидуальных аварийных дозиметров γ -излучения ИКС-А и индивидуальный дозиметр кожной дозы β - и γ -излучений ИКС. У дозиметра ИКС-А полный диапазон по тканевой дозе γ -излучения от 0,5 до 1000 рад разбит на три поддиапазона от 0,05 до 10 рад, от 10 до 100 рад и от 100 до 1000 рад. Основная погрешность измерения дозы не превышает $\pm 15\%$.

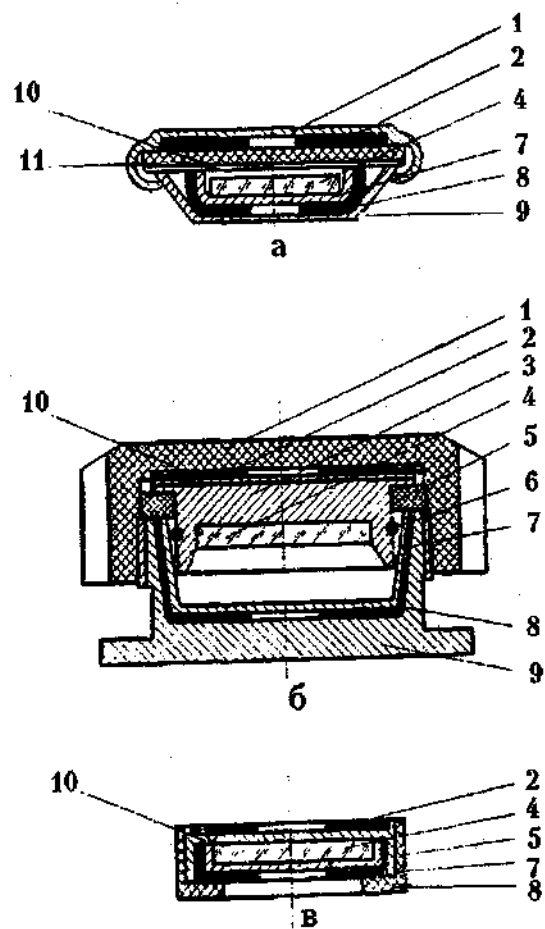


Рис .9.1. Индивидуальные дозиметры γ -излучения ИКС-А:

α — аварийные; β — многократного пользования; β — экспериментальные:

1 — крышка; 2 — свинцовый фильтр; 3 — держатель стеклянной пластины; 4 — стеклянная пластина; 5 — крепежное кольцо;

6 — пружина; 7 — фильтр го алюминия; 8 - свинцовый фильтр; 9 — основание кассеты; 10 — фильтр го алюминия;

11 — прокладка из резины.

Таблица 9.5

Свойства РФЛ, ТЛ и фотопленочных дозиметров

Параметр	ТЛ-стекло	ТЛ-LiF	ТЛ-CaF	РФЛ-стекло	Фотопленочный дозиметр
Нижний предел измерения, Гр	$2 \cdot 10^{-4}$	10^{-5}	10^{-5}	$5 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$
Верхний предел линейного участка измерений и общий	$10^2 - 2 \cdot 10^6$	$10^3 - 10^4$	$10^3 - 10^5$	$10^3 - 10^5$	С тремя эмульсиями 10^3
Фоновая доза, Гр		$5 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$	$10^{-1}, 5 \cdot 10^{-3}$	$(3-5) \cdot 10^{-4}$
Максимальный ход с жесткостью	3,5 - 10	1,35	14	4-8	15-35
Фединг	18%/мес	< 3%/3 мес	< 5%/2 мес	< 5%/3 мес	< 10%/мес
Срок хранения до облучения	не ограничен	не ограничен	не ограничен	не ограничен	1-2 года
Время снятия показаний	< 1 мин	< 1 мин	< 1 мин	> 10 мин	> 1ч
Повторное считывание показаний	невозможно	невозможно	невозможно	возможно	невозможно
Внешние влияния, искажающие показания	Нагрев > 60°C, интенсивное освещение	Нагрев > 80°C, интенсивное освещение	Нагрев > 80°C, интенсивное освещение	Нагрев > 150°C, интенсивное освещение, загрязнение	Нагрев > 40°C, освещение, влажность
Чувствительность к тепловым нейтронам по сравнению	~2,5	${}^7\text{LiF} \sim 2,5$ ${}^6\text{LiF} \sim 220$	< 0,1	~3	с Cd-фильтром ~1

В табл. 9.5 приведены для сопоставления свойства РФЛ, ТЛ и фотопленочных дозиметров.

ИНДИВИДУАЛЬНАЯ АВАРИЙНАЯ ДОЗИМЕТРИЯ НЕЙТРОНОВ

Анализ полей нейтронов в помещениях критических сборок и исследовательских реакторов показывает, что различные части спектра дают непостоянный вклад в дозу. Можно лишь сказать, что практически для всех условий более 80% дозы приходится на область энергии нейтронов ниже 3 МэВ. Доля нейтронов с энергией ниже 0,5 МэВ составляет только 20%, если активная зона невелика, а достаточно толстый отражатель увеличивает ее до 50%. Вклад тепловых нейтронов в дозу чаще всего мал, но при использовании замедлителей из тяжелой воды и графита формируемая тепловыми нейтронами часть дозы может достигать 15%, а иногда и больше.

В создании индивидуального дозиметра нейтронов всего спектра имеются большие принципиальные трудности. Задачу можно упростить, если использовать в индивидуальном дозиметре три детектора — тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов. Они дают три значения флюенса нейтронов в трех областях энергии, от которых переходят к дозе.

Граница между тепловыми и промежуточными нейтронами выбирается равной 0,4 эВ и соответствует границе поглощения нейтронов кадмиевым фильтром. Граница между промежуточными и быстрыми нейтронами выбирается либо произвольно в области 0,1 — 1,5 МэВ, либо совпадающей с началом чувствительности или эффективным порогом детектора быстрых нейтронов.

Одними из самых старых и распространенных до настоящего времени аварийных дозиметров являются активационные дозиметры.

В качестве детекторов тепловых нейтронов широкое применение нашли активационные детекторы в виде фольг из меди, золота или индия, в качестве детекторов промежуточных нейтронов — те же фольги в кадмиевом фильтре, а в качестве детекторов быстрых нейтронов — пороговые активационные детекторы из серы или фосфора. Для определения дозы измеряют скорость счета на счетных установках. По этой скорости находят значение

флюенса нейтронов в соответствующих областях энергии. Сумма трех значений дозы дает полную дозу (тканевую керму) нейтронов в месте расположения дозиметра.

Конкретным примером такого дозиметра является индивидуальный аварийный дозиметр "Аида".

Аварийный дозиметр "Аида" состоит из трех активационных детекторов, меди и фосфора в кадмиевом чехле, меди без кадмиевого чехла, позитивной низкочувствительной фотопленки со свинцовыми и гетинаксовыми фильтрами термолюминесцентного дозиметра типа ИКС-А.

Три нейтронных детектора, фотопленку и ИКС-А размещают в кассете ИФК и выдают

персоналу. Медный детектор [$^{63}\text{Cu} (n, \gamma) ^{64}\text{Cu}$ $T_{1/2}=12,8$ года] в виде пластины в кадмиевом чехле предназначен для измерения нейтронов с промежуточной энергией от 0,4 эВ до 1,5 МэВ, медный детектор без кадмиевого чехла — для измерения тепловых. И промежуточных нейтронов (по разнице показаний второго и первого детекторов определяют вклад тепловых нейтронов) детектор из фосфора в кадмиевом чехле в виде таблеток, приготовленных прессованием красного фосфора с полиэтиленовой крошкой, служит для измерения быстрых нейтронов с энергией более 1,5 МэВ, фотопленка предназначена для измерения поглощенной дозы γ -излучения от 10 до 10^3 сГр, ИКС-А — для измерения поглощенной дозы от 0,5 до $5 \cdot 10^3$ сГр.

Значительный прогресс в активационных индивидуальных дозиметрах нейтронов был достигнут благодаря применению для определения дозы изомерного родиевого детектора нейтронов. Этот детектор основан на образовании изомера Rh при неупругом рассеянии быстрых нейтронов ядрами ^{103}Rh с возбуждением уровня 40 кэВ. Образующийся в результате реакции $^{103}\text{Rh} (n, n) ^{103m}\text{Rh}$ изомер переходит в нормальное состояние с периодом полураспада 57 мин, вследствие чего возникает характеристическое рентгеновское излучение с энергией около 20, 2 кэВ. По этому излучению или конверсионным электронам судят о выходе изомера ^{103m}Rh .

Сечение реакции $^{103}\text{Rh}(n, n) ^{103m}\text{Rh}$ аналогично энергетической зависимости удельной тканевой кермы нейтронов в области энергии выше примерно 1 МэВ. Это позволило использовать изомерный родиевый детектор для измерения тканевой кермы быстрых нейтронов. Разброс его дозовой чувствительности составляет примерно $\pm 50\%$ и является наименьшим среди всех активационных детекторов. Это объясняется самым низким эффективным энергетическим порогом родиевого детектора (0,7 — 0,9 МэВ) по сравнению с другими активационными детекторами.

При использовании изомерного родиевого детектора сразу после аварийного облучения необходимо иметь в виду, что кроме изомера ^{103m}Rh в фольге за счет радиационного захвата

- 1 — слой кадмия;
2 — трековая поликарбонатная пленка;

Участки диэлектрика, находящиеся под слоями ^{235}U и ^{235}U , экранированного Cd, регистрируют соответственно треки, возникающие в результате деления ^{235}U тепловыми ($E_n=0,023$ эВ) и надтепловыми ($E_n> 0,4$ эВ) и только над тепловыми нейтронами. Участок диэлектрика, находящегося под слоем $^{237}\text{NpO}_2$, регистрирует треки, образующиеся при делении ^{237}Np нейтронами с энергией от 0,4 эВ до 1,5 МэВ. Участок диэлектрика, находящегося под слоем ^{238}U , регистрирует треки, появляющиеся в результате деления ^{238}U быстрыми нейтронами с энергией выше 1,5 МэВ.

После облучения стекло травят фтористо-водородной кислотой (концентрацией от 2,5 до 20%) в течение 5 — 20 мин. Количество треков на обработанном стекле определяют с помощью микроскопа.

Трековые нейтронные дозиметры имеют ряд преимуществ по сравнению с другими методами. К ним относятся нечувствительность к β - и γ -излучениям, отсутствие потери информации с течением времени, широкий диапазон измеряемых доз (влияние хода с жесткостью можно регулировать от 0,1 до 1 МэВ подбором соответствующего вещества), более простая обработка информации (процесс травления вместо проявления ядерных фотоэмульсий).

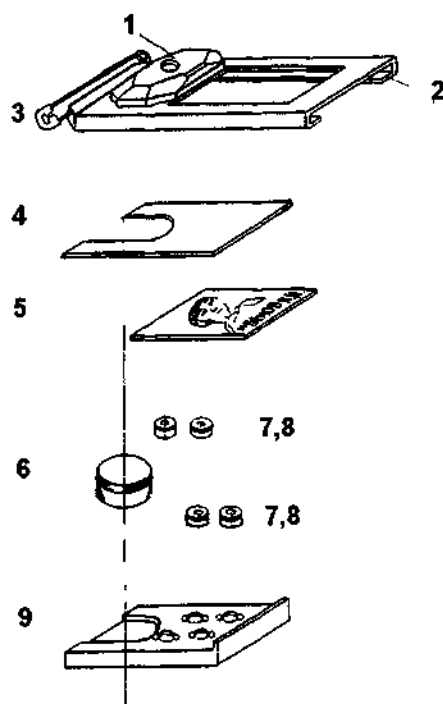


Рис 9 3 Конструкция аварийного дозиметра β -, γ - и нейтронного излучения ГНЕЙС

1 — бета-дозиметр, 2 — крышка кассеты индивидуального дозиметра ГНЕЙС, 3 — булавка, 4 — целлулоид, 5 — фотография с инициалами и фамилией, 6 — дозиметр промежуточных и быстрых нейтронов, 7 — дозиметры γ -излучения, 8 — дозиметры тепловых нейтронов, 9 — корпус кассеты индивидуального дозиметра ГНЕЙС.

Для определения доз при аварийных облучениях персонала, обслуживающего ядерные реакторы, критические сборки и другие системы, где имеется вероятность непредвиденных превышений критической массы, разработаны термолюминесцентные и трековые детекторы нейтронов, входящие в комплект индивидуальных аварийных дозиметров ГНЕЙС, рис 9.3.

В кассету комплекта ГНЕЙС входит восемь дозиметров, позволяющих определить индивидуальную дозу β -, γ - и нейтронного излучений при аварийном облучении. В корпусе кассеты ГНЕЙС имеется четыре гнезда, в которые вставлены два дозиметра γ -излучения ИКС и два дозиметра тепловых нейтронов ИКС. Дозиметр промежуточных и быстрых нейтронов ДИНА с двумя трековыми детекторами, изомерный родиевый и дозиметр кожной дозы размещены в крышке кассеты, которая вдвигается в корпус и фиксируется винтом и пломбой.

Дозиметр γ -излучения состоит из двух термолюминесцентных дозиметров на основе стекла ИС-7. В дозиметре используются пластинки диаметром 8 и толщиной 1 мм, помещенные в алюминиевые коробочки с компенсирующими фильтрами из свинца. Показания дозиметров определяются на измерительном пульте ИКС-А. Диапазон измерений от 0,5 до 5000 рад.

Дозиметр медленных нейтронов состоит из двух термолюминесцентных дозиметров на основе алюмофосфатного стекла с введенным в него литием. Конструкционное оформление то же, что и γ -дозиметра. Показание дозиметра медленных нейтронов является суммой показаний от дозы γ -излучения и кермы медленных нейтронов, причем дозовая чувствительность к нейтронам примерно в 100 раз выше, чем к γ -излучению. Для более точного определения кермы медленных нейтронов из показаний литиевого дозиметра нужно вычесть показания дозиметра γ -излучения с учетом разницы их чувствительности к γ -излучению. Показания дозиметра медленных нейтронов определяют на измерительном пульте ИКС-А. Диапазон измерения кермы медленных нейтронов 0,005 — 50 рад, основная погрешность $\pm 6\%$.

РЕТРОСПЕКТИВНЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ

Описанные индивидуальные дозиметры позволяют надежно измерять дозу γ -излучения при аварийном облучении персонала, обслуживающего ядерные реакторы, критические сборки и другие источники ионизирующего излучения. Однако не всегда аварийный контроль является всеобъемлющим, не всякий раз удастся и не всегда можно расположить на поверхности тела человека столько дозиметров, чтобы получить распределение дозы по телу. Наконец, довольно часто значительному переоблучению подвергаются пострадавшие при случайном облучении, когда индивидуальный дозиметрический контроль вообще отсутствует. Необходимы методы оценки дозы, работоспособные в отсутствие дозиметров.

В настоящее время не существует ни одного метода, применение которого способно полностью решить проблему ретроспективного определения доз. Только совокупность расчетных, физических и биологических методов с последующей экспертной оценкой дает необходимую достоверность результатов.

Поглощенные дозы можно рассчитать, пользуясь некоторыми начальными условиями. В благоприятном случае это могут быть и результаты моделирования. Восстановление доз целесообразно начинать методом имитационного моделирования, так как в силу расчетного характера этот метод применим для оценки любых, в том числе и очень малых доз. Если же получаемые дозовые оценки будут превосходить порог чувствительности других методов, тогда переходить к этим методам.

Метод имитационного моделирования был успешно реализован для ретроспективного определения доз, полученных участниками ликвидации последствий аварии (ЛПА) на ЧАЭС. Были разработаны три методики:

- методика ретроспективной оценки доз внешнего гамма- и бета-излучения участников ликвидации последствий аварии на ЧАЭС;
- методика ретроспективной оценки доз внутреннего облучения, полученных лицами из персонала 30-км зоны ЧАЭС в результате ингаляционного поступления радиоактивных продуктов выброса;
- ретроспективная оценка индивидуальных доз облучения щитовидной железы (ЩЖ) у персонала ядерного объекта в случае аварии, сопровождающейся радиоактивным выбросом.

В общем случае ретроспективная оценка доз внешнего облучения должна включать в себя оценку доз:

- по типу источника: от объемного источника; от поверхностного источника; от контактного источника;
- по продуктам деления: от короткоживущих нуклидов ($T_{1/2} < 1$ сут.); от долгоживущих нуклидов;
- по типу излучения, от гамма-излучения; от бета-излучения.

В методике, разработанной для ЧАЭС, рассмотрены вопросы ретроспективной оценки доз гамма- и бета-излучения от поверхностного источника, представленного долгоживущими радионуклидами.

Ретроспективное определение доз внешнего гамма- и бета-излучения выполняется для каждого отдельного участника ЛПА на основании подготовленного ведомством списка, по верифицированным данным о радиационной обстановке, верифицированного маршрутного листа, анкеты, данных о содержании радионуклидов в организме, измеренных на СИЧе и данных косвенной дозиметрии.

Полный алгоритм ретроспективной оценки доз гамма- и бета-излучения приведен на рис.9.4. Оценка доз облучения участников ЛПА производится в два этапа.

Первый этап — оценка экспертами исходных данных о возможных уровнях облучения на основе сведений из анкеты участника ЛПА, его "маршрутного листа", состоящего из ряда "эпизодов", описывающих законченный этап работ. Каждый эпизод представляется как совокупность "фреймов", характеризующих часть работы в течение определенного времени, когда мощность экспозиционной дозы и отношение мощностей поглощенных доз гамма- и бета-излучения можно считать постоянными величинами.

Второй этап — расчет доз внешнего гамма- и бета-излучения с использованием закономерностей формирования доз.

На основе рассчитанных величин ВСД (сумма произведений максимального значения мощности экспозиционной дозы в данном фрейме на продолжительность фрейма) и с применением теории нечетных множеств рассчитываются максимально возможные дозы внешнего γ -, β -излучения.

Наряду с расчетом доз внешнего гамма- и бета-излучения в методике учитывался вклад дозы внешнего облучения от загрязненной радионуклидами одежды с учетом ветрового подъема и вторичного переноса радионуклидов.

Для расчета доз внутреннего облучения щитовидной железы у персонала ЧАЭС принимались следующие исходные данные и условия.

В рекомендациях принято, что ингаляционное поступление "П" радиоизотопов йода

(131 — 135) и их предшественников для данной группы лиц могло быть реализовано преимущественно в течение первых 10 дней с 26.04.86 г. по 05.05.86 г., т.е. в период основного выброса радионуклидов из аварийного реактора в атмосферу. При расчетах учитывается возможность однократного и пролонгированного ингаляционного поступления радиойода в организм.

Пероральный путь поступления радионуклидов в организм считается нехарактерным для персонала ЧАЭС.

Йодная профилактика персонала ЧАЭС проводилась начиная с первого дня развития аварии.

Измерение мощности дозы (P_γ) гамма-излучения над щитовидной железой (ЩЖ) проводились с помощью дозиметрического прибора ДРГ-3-02 и радиометра СРП-68-01 в период с 30 апреля по 8 мая 1986 г.

Измерения проводились вплотную к основанию шеи (между долями ЩЖ).

Важнейшим условием измерений было отсутствие загрязнения одежды.

Фон прибора определялся путем измерения мощности экспозиционной дозы " P_γ " в области предплечья ладанного расположения ЩЖ при отсутствии человека.

Методика измерений на поздних этапах аварии (с 3-ей по 4-ю неделю), включает, кроме измерений ЩЖ, измерение плеча или голени с целью вычитания вклада радиоцезия организма.

Спектральный состав гамма-излучения при дозиметрическом обследовании персонала не учитывается.

В качестве базового массива данных могут быть использованы результаты дозиметрического обследования ЩЖ приблизительно у 600 сотрудников ЧАЭС.

Градуировка СРП-68-01 проводилась с помощью калиброванного источника гамма-излучения ^{137}Cs . В результате калибровки показания прибора из мкР/час переводились в единицу активности ЩЖ, мкКи.

В качестве основных моделей поступления радионуклидов йода в организм лиц из числа персонала ЧАЭС могут быть использованы:

- модель однократного (кратковременного) поступления;
- модель пролонгированного поступления при постоянной концентрации радиойода во вдыхаемом воздухе;
- комбинация моделей однократного и пролонгированного поступлений.

Уровень облучения ЩЖ, обусловленный поступлением ^{131}I , в общем случае рассчитывается по соотношению:

$$D = \frac{370 E}{m} \int_0^{\infty} \Pi(t) dt \quad (9.1)$$

где: D — доза, поглощенная ЩЖ, рад;

E — средняя энергия бета-излучения изотопа на акт распада ядра, Дж/расп;

m — масса ЩЖ, кг;

$\Pi(t)$ — содержание йода-131 в щитовидной железе на момент измерения, Бк (мкКи);

t — время прошедшее после аварийного выброса до момента измерения, суток;

В случае однократного (кратковременного) поступления радионуклида, содержание

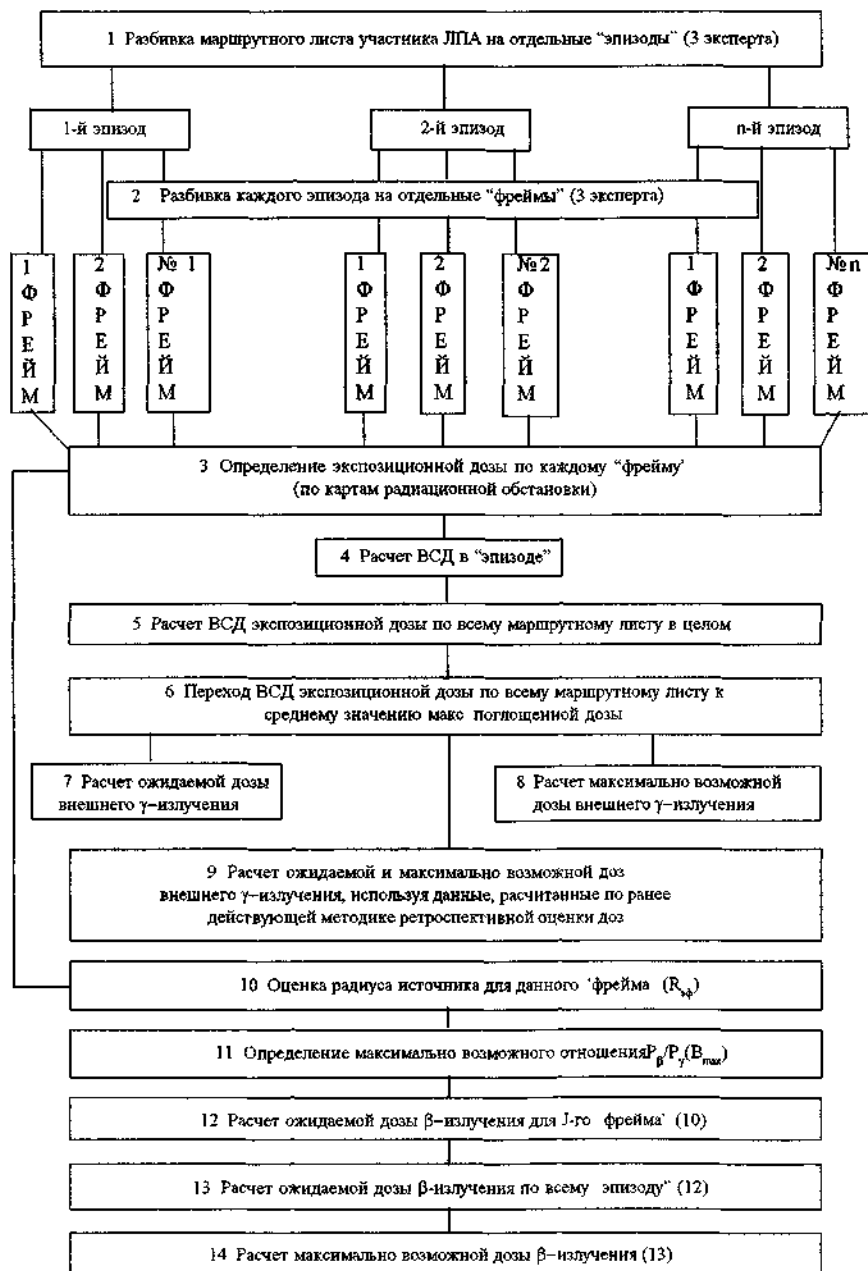


Рис 9. 4. Алгоритм ретроспективной оценки доз гамма- и бета-излучения

Иода-131 в щитовидной железе определяется по формуле:

$$\text{Щ}(t) = K [P_n(t) - P_f / t] / u \quad (9.2)$$

где: t — время, прошедшее после аварийного выброса до момента измерения, суток;

K — пересчетный коэффициент, Бк/(мР/ч) или Бк/(мкР/с), мкКи/(мР/ч), мкКи/(мкР/с),

P_n — максимальное значение мощности экспозиционной дозы гамма-излучения, измеренное при установлении датчика прибора вплотную к основанию шеи между долями щитовидной железы, мР/ч (мкР/с);

P_f — мощность экспозиционной дозы гамма-излучения при расположении датчика прибора вплотную к плечевой части руки (фон метода), мР/ч (мкР/с);

u — поправка на гамма-излучение ^{133}I в первые дни после начала аварии.

Момент измерения после начала аварии (суток)	1	2	3	4	5	6 и более
Значение поправочного коэффициента (отн. ед.)	3,1	1,8	1,3	1,2	1,1	1,0

Для приборов СРП-68 и ДРГ-01 пересчетный коэффициент для персонала старше 18 лет:

$$K = 10 \text{ мкКи}/(\text{мкР}/\text{с}) = 2,8 \text{ мкКи}/(\text{мР}/\text{ч}) = 3,7\text{Е} + 5 \text{ Бк}/(\text{мкР}/\text{с}) = 1,0\text{Е} + 5 \text{ Бк}/(\text{мР}/\text{ч}).$$

Для прибора ДП-5В $K = 4,0 \text{ мкКи}/(\text{мР}/\text{ч})$. При горизонтальном расположении датчика, измерение необходимо проводить с закрытым окном датчика, ориентированным к шее

Уровень облучения щитовидной железы, обусловленный ^{131}I , с момента измерения до полного выведения радионуклида из организма определяется по формуле:

$$D_1(t) = d \cdot \text{Щ}(t) \quad (9.3)$$

где: $\text{Щ}(t)$ — содержание ^{131}I , определенное по формуле (9.2);

d — для лиц старше 18 лет численно равно значению 5,9 бэр/мкКи.

Значение ожидаемой эквивалентной дозы, обусловленной обнаруженным содержанием ^{131}I в щитовидной железе, за время с момента вдыхания до полного выведения радионуклида из организма определяется по формуле:

$$D_2(t) = C(t, T) \cdot D_1, \text{ бэр} \quad (9.4)$$

где: $C(t, T)$ — поправка на время, прошедшее с момента поступления до измерения для лиц старше 18 лет, отн. ед.;

T — время после начала аварии до момента поступления, суток,

D_1 — ожидаемая эквивалентная доза по формуле, бэр.

Интервал времени t — T , суток	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Поправка $C(t, T)$ отн. ед	1,1	1,2	1,3	1,4	1,6	1,7	1,9	2,1	2,3

Целесообразно показания индивидуальных аварийных дозиметров сравнивать и дополнять другими данными о дозе, получаемыми по ходу дозиметрического и медицинского обследования в клинике и на стационарной аппаратуре. Так, при аварийном облучении нейтронами во всех случаях проводится оценка дозы по активации натрия в организме и крови пострадавших. Дополнительные сведения об ориентации тела относительно источника излучения могут быть получены по активации серы в волосах и одежде, по активации предметов, находящихся на пострадавших. Распределение дозы γ - n -излучения по телу пострадавших может быть сделано более детальным измерением интенсивности радиолюминесценции или электронного парамагнитного резонанса от образцов облученной одежды, документов, волос, ногтей и др.

В отсутствие индивидуальных аварийных дозиметров информация о дозе нейтронов может быть получена измерением наведенной активности в теле человека. Наиболее значительно активируются ^{37}Cl , ^{18}O , ^{23}Na , ^{26}Mg , ^{31}P и ^{41}K . Определяющими в активации являются натрий и хлор. В сумме они в момент облучения дают около 70% активности, а через 10 мин — 90%. Для более позднего времени (более 3 ч) основным в активности становится один ^{24}Na , а спустя много дней ^{32}P . Наиболее пригодным и широко используемым методом является измерение активности ^{24}Na . Этот нуклид образуется преимущественно при захвате тепловых нейтронов ^{23}Na и распадается с периодом полураспада 15 ч, испуская

β -частицы с граничной энергией 1,36 МэВ и фотоны с энергией 1,38 МэВ. Период полувыведения натрия из организма составляет 11—13 сут, что можно не учитывать при определении активности ^{24}Na после аварийного облучения.

Натрий встречается во всех тканях организма. Однако считают, что оценка дозы по активности ^{24}Na в крови более надежна, чем по его активности во всем организме.

Наличие других продуктов активации приходится учитывать при определении дозы нейтронов по ^{24}Na , особенно если измерения проводят в первые минуты после аварийного облучения и не спектрометрическими методами.

Особенно просто и с наименьшей погрешностью определяется флюенс нейтронов, если известен относительный вклад тепловых промежуточных и быстрых нейтронов в месте расположения человека при аварии, например, на основании заранее проведенных измерений пространственно-энергетического распределения нейтронов в помещении.

Необходимая для нахождения флюенса нейтронов и дозы активность ^{24}Na в теле человека определяется экспериментально либо измерением удельной активности ^{24}Na в пробах крови β -счетом и сцинтилляционными гамма-спектрометрами, либо измерением содержания ^{24}Na в организме с помощью счетчиков излучения человека (СИЧ). Минимальная удельная активность ^{24}Na в крови измеряемая со статистической погрешностью не более $\pm 10\%$ при проведении измерений в течение 30 мин составляет около $2,5 \cdot 10^{-5}$ мкКи·мл⁻¹. Для быстрой

ориентировочной оценки дозы нейтронов используют тот факт, что удельной активности ^{24}Na 1 пкКи·мл⁻¹ соответствует доза нейтронов 160 рад.

Содержание ^{24}Na в организме человека может быть измерено с помощью СИЧ. Этот счетчик представляет собой сцинтилляционный спектрометр с многоканальным анализатором. Минимальная измеряемая активность составляет 0,6 мкКи при статистической

погрешности не более $\pm 10\%$ и проведении измерений в течение 30 мин.

Для быстрой ориентировочной оценки дозы нейтронов в радах измеренную активность ^{24}Na , мКи, нужно умножить на коэффициент, равный 4 ± 1 .

Для оценки дозы нейтронов по наведенной активности в теле человека кроме ^{24}Na может быть использован ^{32}P , образующийся в волосах и ногтях по реакции $^{32}\text{S}(\text{n}, \text{p})^{32}\text{P}$ с порогом около 2,5 МэВ. Приведенные в литературе результаты анализа большого числа образцов волос свидетельствуют о постоянном содержании серы в волосах, равном 48 ± 5 мг серы на 1 г волос, независимо от их цвета, густоты, расположения, возраста и пола человека.

Содержание в волосах фосфора, на шток с сечением того же порядка идет реакция на тепловых нейтронах $^{31}\text{P}(\text{n}, \gamma)^{32}\text{P}$, составляет только $0,155 \pm 0,042$ мг г^{-1} , что позволяет не учитывать вклад в активность от последней реакции, за исключением спектров с большой долей тепловых нейтронов

Пороговый характер сечения реакции $^{32}\text{S}(\text{n}, \text{p})^{32}\text{P}$ позволяет определять дозу быстрых нейтронов, а при известном энергетическом спектре нейтронов — полную дозу от нейтронов всего спектра. Сравнивая активность образцов волос из различных частей тела, можно определить ориентацию тела человека во время аварии и получить дополнительную информацию к данным, основанным на измерениях содержания ^{24}Na в крови.

При содержании серы в человеческих волосах $\sim 5\%$ флюенс нейтронов с энергией выше

25 МэВ равен $F = 1,4 \cdot 10^8 A$, нейтр см^{-2} , где A — удельная активность ^{32}P , расп. $\text{мин}^{-1} \text{г}^{-1}$.

Для быстрого приблизительного определения дозы нейтронов с энергией выше 2,5 МэВ активность ^{32}P расп. $\text{мин}^{-1} \text{г}^{-1}$ нужно разделить на 2 для получения дозы нейтронов в радах.

К преимуществам указанной дозиметрической методики относятся большой период полураспада ^{32}P (14,3 сут) позволяющий проводить измерения через несколько суток или даже недель после облучения, возможность ориентировочной оценки распределения дозы на поверхности нулевой стоимости и доступность детектора, возможность использования простых и повсеместно распространенных низкофоновых установок для измерения β -активности. К недостаткам относятся возможность корректного сопоставления наведенной активности ^{32}P в волосах только по дозе быстрых нейтронов и сравнительно сложная методика выделения фосфора, невысокие чувствительность и точность, ограниченный энергетический диапазон, как и у серного активационного детектора.

Определенную информацию о дозе нейтронов может дать наведенная активность предметов, находившихся у пострадавших. В той или иной степени активируются одежда, документы, ключи, золотые коронки, часы, оправы очков и др. Разнообразие этих предметов, их формы и состава не позволяет дать заранее известные коэффициенты для перехода от измеренной на какой-либо установке скорости счета к дозе нейтронов. Исключением являются металлические монеты, которые отличаются постоянным составом, что облегчает интерпретацию результатов измерения наведенной активности. Кроме того монеты часто оказываются у пострадавших.

С точки зрения взаимодействия с нейтронами существенно, что в медных монетах содержатся медь и марганец, а в никелевых, кроме того никель. Активация меди и марганца определяется тепловыми и промежуточными нейтронами и может быть использована для нахождения их флюенса. Активация никеля может дать сведения о флюенсе и дозе быстрых нейтронов с энергией выше 2,3 МэВ.

Правда, точность оценок невелика, что связано с плохими дозиметрическими характеристиками активационных детекторов вообще.

Для оценки дозы нейтронов по активации сопутствующих предметов их образцы должны быть обчисланы на низкофоновой установке. При этом снимают кривую поглощения

β -излучения для выделения скорости счета от необходимого радионуклида. Если это не монеты, то проводят градуировку предметов в известном поле нейтронов для получения эффективности регистрации тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов.

Радиолюминесценция (РЛЛ) — это испускание света при растворении предварительно облученных твердых тел. Хотя известно это явление давно, но особый интерес к нему появился в последние годы благодаря исследованиям, которые использовали радиолюминесценцию для дозиметрии ионизирующих излучений. С этой точки зрения они изучали РЛЛ таких органических и неорганических веществ как хлориды щелочных металлов и сахариды (глюкоза, манноза, трегалоза и т. п.). Особенно привлекательны для дозиметрии органические вещества, поскольку их состав близок к элементарному составу биологической ткани. Выход РЛЛ для сахаридов велик и позволяет измерять дозу, начиная с десятых долей рада (трегалоза) или нескольких рад (манноза). РЛЛ устойчива к температуре и стабильна при длительном хранении сахаридов.

Сравнивая объективно характеристики радиолюминесцентных дозиметров с существующими, например, с радиотермолюминесцентными или радиофотолуминесцентными, следует сказать, что при всех преимуществах они вряд ли составят им значительную конкуренцию. Это связано с тем, что подобные дозиметры обладают сравнительно невысокой для серийных дозиметров воспроизводимостью показаний, чувствительны к влажности, требуют соблюдения режима растворения и пригодны лишь для однократного применения. Поэтому основное достоинство радиолюминесценции состоит не столько в возможности создания нового типа дозиметров, сколько в том, что благодаря растворению и освобождению запасенной при облучении энергии наблюдается люминесценция у веществ, которые обычно какой-либо радиолуминесценцией не обладают.

Возможно существование РЛЛ не только у сахаридов, но и других органических веществ, в частности у биологических тканей человека. Образцы таких тканей, как волосы, ногти, роговой слой кожи, всегда без ущерба могут быть взяты у человека, подвергшегося аварийному или случайному облучению, а по выходу РЛЛ этих образцов может быть определена доза излучения. Полученные данные об РЛЛ образцов из разных участков поверхности тела могут быть дополнением к имеющейся системе индивидуального аварийного контроля при определении распределения дозы по телу человека. Они также могут быть практически единственным источником информации о дозе при случайном облучении, когда какие-либо индивидуальные дозиметры вообще отсутствуют.

Для обнаружения РЛЛ биологических тканей используют сцинтилляционный датчик с фотоумножителем. Над фотокатодом располагается стеклянная кювета с растворителем. Образцы биологических тканей находятся в чашке на вращающейся оси и при поворачивании высыпаются в кювету. Импульс тока ФЭУ, вызванный свечением в момент растворения образцов, поступает на измерительную установку для определения параметров люминесценции.

РЛЛ обнаружена у таких биологических тканей, как волосы ногти, роговой слой кожи, при воздействии γ - β -излучением. В качестве растворителя использовали водный раствор сернистого натрия масса образцов составляла около 10мг. Дозовая чувствительность волос и ногтей различается в 1,5 — 2 раза, если оценку чувствительности проводить по амплитудному значению импульса тока ФЭУ, обусловленного РЛЛ.

Механизм возникновения РЛЛ биологических тканей, по-видимому, такой же, как и у других органических веществ. При их облучении образуются радикалы R, которые находятся

в связанном состоянии и потому в течение определенного времени устойчивы. При

растворении они приобретают подвижность и взаимодействуют с кислородом растворителя $R + O_2 \rightarrow RO_2$. Далее молекулы RO_2 объединяются с образованием бимолекулярной группы кислорода, находящейся в возбужденном состоянии: $RO_2 + RO_2 \rightarrow R + R + (O_2)_2$. При переходе этой группы в основное состояние испускается видимый свет с длиной волны около 480 нм. В использованном растворителе сернистый натрий обеспечивает растворение биологических тканей и подвижность радикалов, а вода является той средой, в которой происходит их взаимодействие с кислородом.

Вместе с человеком облучению подвергаются его одежда, документы и др. У образцов этих предметов также была обнаружена РЛЛ.

Дозовая чувствительность тканей и бумаги в 5 — 7 раз ниже, чем биологических тканей, но при добавлении в органический растворитель такого усилителя люминесценции, как люминол, в концентрации порядка 10^{-2} %, увеличивается более чем на порядок.

РЛЛ биологических тканей и сопутствующих предметов из органических веществ постепенно уменьшается после облучения, так как со временем спадает концентрация радикалов. Хотя некоторые типы радикалов исчезают уже в первые минуты после облучения, тем не менее, имеются радикалы с большим временем жизни. Они позволяют вызывать РЛЛ спустя длительное время после облучения, но требуют получения и введения поправки на временной спад РЛЛ при определении дозы для конкретного аварийного облучения, а также учета фоновой люминесценции.

Свободные радикалы, которые вызывают радиолюминесценцию органических веществ, могут быть зарегистрированы не только по испусканию света при их взаимодействии с кислородом, но и другими методами. Имея в своей электронной оболочке неспаренный электрон с определенным магнитным моментом, они могут быть обнаружены по электронному парамагнитному резонансу (ЭПР). ЭПР в биологических тканях (волосы, ногти) известен давно. Рассмотрена возможность его применения для аварийной дозиметрии. Наряду со многими веществами изучали ЭПР волос, ногтей, пуговиц от одежды.

Показано, что доза может быть измерена с помощью волос спустя длительное время после облучения, хотя чувствительность будет ниже, чем сразу после облучения. Образование радикалов в хлопчатобумажной ткани, составляющей основу при изготовлении халатов и комбинезонов, более пригодно для измерения дозы. Здесь положение благоприятнее, чем в случае облучения волос, поскольку большим по выходу оказался сравнительно долгоживущий радикал. Это придает методу ЭПР более высокую чувствительность и открывает для него более широкие дозиметрические возможности.

Что касается чувствительности, то она зависит от типа вещества, времени и условий проведения измерений. Для измерения спектров ЭПР при низких температурах спустя небольшое время после облучения чувствительность оценивается в несколько рад. При этом нужно иметь в виду, что в волосах и ногтях помимо радикалов, созданных ионизирующим излучением, имеются фоновые радикалы нерадикационного происхождения.

В необлученных веществах на основе целлюлозы (бумага, хлопчатобумажные ткани) свободные радикалы отсутствуют, поэтому проблемы исключения фоновых показаний здесь нет.

При применении биологических явлений для оценки поглощенной дозы заранее предполагается известной кривая доза-эффект для конкретного наблюдаемого результата, определенных качества излучения мощности дозы и степени равномерности облучения. Подобные кривые доза-эффект для человека плохо известны при любом сочетании физических

условий. И хотя продолжающиеся наблюдения и сбор данных неизбежно повышают применимость подобных биологических индикаторов дозы в конкретных условиях, эти методы в настоящее время имеют все же ограниченное применение в радиобиологической дозиметрии.

Задача экспериментального определения дозовых нагрузок, существовавших в отдаленном прошлом, оказывается принципиально разрешимой в связи с тем, что в природе достаточно широко распространены естественные дозиметрические кристаллы. Вообще говоря, многие твердые вещества сохраняют следы воздействия проникающих излучений. Однако стабильность таких следов и простота их наблюдения в наибольшей степени присущи диэлектрическим кристаллам. В настоящее время считается, что из природных веществ наиболее удобны для дозиметрии кварц и эмаль зубов человека и животных.

Кварц является известным дозиметрическим кристаллом. Под влиянием ионизирующей радиации в кварце возникают "радиационные центры" — электронные ловушки, захватившие свободные электроны, созданные радиацией. Концентрация радиационных центров пропорциональна поглощенной дозе. Дозиметрические свойства кварца первоначально были использованы для геологического датирования осадочных пород и археологического датирования керамики. Кварц, входящий в состав песка, разнообразен по составу примесей

и содержит ловушки электронов разной природы и разной глубины залегания. В связи с этим каждый исследуемый образец необходимо калибровать по чувствительности к радиации

посредством дооблучения от калиброванного источника γ -лучей. Детектирование радиационных центров в кварце осуществляется методом ТЛ и методом ЭПР.

Эмаль зубов человека и животных приблизительно на 97% состоит из кристаллического вещества карбонат - гидроксил - апатит (3% объема эмали приходится на органическое вещество лимфоэмаль). Апатит является широкозонным диэлектриком. Под влиянием ионизирующих

излучений в эмали возникают свободные электроны, которые захватываются примесным центром CO_3^{2-} и образуют парамагнитный радикал $\text{CO}_3^{\cdot}$. Концентрация парамагнитных центров пропорциональна дозе. Однако структура и примесный состав эмали могут в определенных пределах изменяться. Поэтому необходима индивидуальная калибровка чувствительности. Как и в случае кварца, она выполняется посредством дооблучения образца последовательно несколькими дозами от калиброванного источника γ -излучения. Детектирование парамагнитных радиационных центров в эмали зуба осуществляется методом электронного парамагнитного резонанса.

Для измерения дозы, накопленной кварцевыми частицами, необходимо использовать кварцевые частицы, извлеченные из керамических материалов, кирпича и черепицы, так как эти материалы в процессе изготовления проходят стадию высокотемпературного технологического отжига, в результате которого исчезают радиационные центры, накопленные при естественном облучении в течение очень длительных (геологических) периодов существования кварца.

Обычно кварцевые частицы в керамике используют для измерения внешнего γ -облучения. Для выделения кварцевых частиц кирпич или черепица измельчаются механическими способами до состояния крупнозернистого порошка. Затем порошок подвергается химической обработке и магнитной сепарации в результате чего получают фракцию кварцевой компоненты. Полученный таким образом образец подвергают термолюминесцентному анализу. Чувствительность зависит от разновидности методики ТЛ. В прямом методе ("метод

высокотемпературного пика") чувствительность составляет около 100 сГр. В более сложной

и трудоемкой методике ("метод предозы") чувствительность достигает 10 сГр. Возможно также применение метода ЭПР, однако в этом случае чувствительность в несколько раз ниже. В некоторых случаях метод ЭПР может иметь преимущество перед ТЛ, например, при исследованиях неотожженных частиц кварца в бетоне и других объектах.

Спектры ЭПР радиационных центров в эмали обычно наблюдаются на спектрометрах ЭПР при комнатной температуре. Линия ЭПР радиационных центров оказывается наложенной на линию ЭПР органического радикала, обычно присутствующего в спектре ЭПР зуба и не связанную с радиационными центрами. Это обстоятельство затрудняет наблюдение ЭПР радиационных центров, уменьшает чувствительность метода и требует компьютерной расшифровки спектра — разложения его на составляющие. Для приготовления образцов, пригодных для наблюдения ЭПР, эмаль отделяется от дентина с помощью механических приспособлений и измельчается в порошок с размерами зерен около 0,1 мм. Обычно масса образца 0,2 — 0,3 г. Чувствительность метода ЭПР эмали зуба около 20 сГр. Эмаль зуба используется для измерения дозы внешнего γ -излучения и не может быть использована для оценки внутренней дозы за счет загрязнения организма радионуклидами. Для определения концентрации радиационных центров в эмали зуба в настоящее время применяется только метод ЭПР.

Эти методы ретроспективной дозиметрии были использованы для регистрации доз радиационного поражения объектов в зоне отчуждения ЧАЭС. Так метод ТЛ дал ценную информацию о колебаниях дозовых нагрузок, связанных со значительными локальными неоднородностями выпадения радиоактивной пыли. С помощью ЭПР дозиметрии по эмали зубов выполнена реконструкция индивидуальных доз облучения группы ликвидаторов. Получены также данные об индивидуальных дозах диких животных в 30-км зона ЧАЭС (дикие кабаны, лоси, олени, косули).

В ситуациях, связанных с аварийным облучением людей, также можно косвенно использовать для оценки количества излучения, полученного тканью измерение степени биологической реакции этой ткани. Можно даже сказать, что в этом случае биологические методы дозиметрии исключительно полезны.

ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ПОСТРАДАВШИХ

Первой задачей, возникающей при радиационной аварии, является обнаружение лиц, подвергшихся переоблучению, и распределение их по тяжести поражения. Следующая неотложная задача состоит в том, чтобы предоставить клиницистам объективные физические данные о дозе излучения. Первые дозиметрические сведения должны быть получены практически сразу после аварии, а в первые сутки нужно иметь довольно полную дозиметрическую картину облучения. Очевидно, что дозиметрическое обследование должно быть четко организовано, и его необходимо проводить в последовательности, наиболее целесообразной для медицинского обеспечения пострадавших.

Первым этапом дозиметрического обследования является сам момент аварии или ближайшие минуты после ее начала. В это время персонал должен оперативно получить дозиметрическую информацию о внезапном превышении некоего порога дозы или мощности дозы.

Второй этап ограничен минимально-необходимым временем после аварии. За это время должны быть получены сведения о характере облучения, персональном составе участников аварии и лицах, подвергшихся облучению в дозе, представляющей опасность для здоровья.

Характер облучения определяется в основном типом реактора, на котором произошла авария, а также особенностями аварии. Необходимо получить сведения о том, было ли внешнее общее воздействие обусловлено рентгеновским излучением низкой энергии, β - и γ -излучением или их смесью, была ли возможность поступления внутрь организма β -, α - или γ -активных веществ, особенно тяжелых элементов.

Уточняют список лиц, подвергшихся при аварии общему облучению в максимальной дозе выше 2 Гр. Это позволяет определить показания к применению специальных лечебных препаратов и первоочередной госпитализации лиц данной категории.

Контроль аварийного облучения персонала производится в два этапа:

- в течение 5 минут после возникновения аварии служба радиационной безопасности обеспечивает включение аварийных приборов и, пользуясь показаниями стационарной системы радиационного контроля, выявляет помещения и участки на территории, где доза внешнего облучения может превышать 2 Гр за любой интервал времени (до 2-х часов после начала аварии), а доза облучения критических органов, включая щитовидную железу, за счет поступления радиоактивных веществ в организм персонала за указанный период может превысить 6 Гр;

- для определения указанных помещений и участков оперативный персонал просматривает показания контрольных точек, на дисплее системы радиационного контроля. При этом он должен определить и записать все контрольные точки, показания которых составляют по мощности гамма-излучения более 0,5 Р/ч, по активности ИРГ более $1 \cdot 10^{-7}$ Ки/л, по активности аэрозолей — более $6 \cdot 10^{-10}$ Ки/л. Используя указанные данные, вид аварии и экспликации помещений и схемы территории станции, специалисты РБ интерполяционными и эксполяционными методами определяют другие помещения и участки, где доза может превышать величину в 5 ПДД.

Помимо этого, необходимо обеспечить как можно скорее в условиях здравпункта или диагностического отделения:

- сбор первых порций мочи от момента аварийного поступления и кала — за первые сутки;
- измерение на спектрометрах излучения человека попавшей в организм активности нуклидов по их основному или по сопутствующему гамма-излучению;
- срочный анализ первых образцов биопроб (моча, кал), включая пробу крови;
- контроль полноты отмывания кожи, раны, а при показаниях дальнейшее проведение деконтаминации, включая местное и системное назначение средств эриотропной терапии;
- определение показаний к срочному оперативному вмешательству.

Полученные данные от дозиметрической службы предприятия должны поступить врану, руководителю предприятия и в специализированное медицинское учреждение. Первые два этапа обследования проводят на месте аварии.

Отличительной особенностью обследования пострадавших на месте аварии является необходимость получения дозиметрической информации хотя и с невысокой точностью но в очень сжатые сроки и в условиях когда проводят локализацию аварии или ее прекращение

и ликвидацию последствий аварии. Одновременно положение может быть осложнено необходимостью оказания неотложной помощи пострадавшим, в частности устранения поверхностного загрязнения тела или ускорения выведения радиоактивных веществ, в больших количествах попавших в организм.

Необходимость получения информации об уровне облучения в течение 10 мин после аварии требует, чтобы не только персонал, работающий на аварийно-опасном участке, был оснащен индивидуальными дозиметрами, но и чтобы при проведении работ в исправном и включенном состоянии имелаась аппаратура, позволяющая проводить экспрессное измерение дозы.

Персонал и прикомандированные к АЭС лица должны быть оснащены индивидуальными дозиметрами внешнего гамма-бета-излучения, соответствующими ЕТ ИДК-86 для определения поглощенных доз при возникновении аварии или при ведении аварийно-восстановительных работ.

Для экспрессной оценки уровней внешнего облучения персонал должен быть оснащен дозиметрами оперативного контроля, соответствующими ЕТ ИДК-86.

Служба РБ АЭС должна быть оснащена счетчиками излучения человека (СИЧ) для измерения содержания радиоактивных радионуклидов в организме и последующего расчета доз внутреннего облучения.

Служба РБ АЭС должна быть оснащена консервативными расчетными оценками дозовых нагрузок персонала по помещениям АЭС при проектных и запроектных авариях для принятия оперативных решений по защите и эвакуации персонала из опасных зон.

Служба РБ АЭС должна быть оснащена программой расчета аварийных доз облучения персонала и населения, находящегося за пределами территории АЭС для принятия решений по выбору маршрута эвакуации, защите персонала и населения.

При возникновении радиационной аварии и установлении ее типа персоналом службы радиационной безопасности по расчетным оценкам дозовых нагрузок персонала и показаниям переносных и стационарных гамма-датчиков определяются возможные дозы внешнего и внутреннего облучения по формулам.

$$D_{\text{внешн}} = \sum_{i=1}^n P_i T_i \quad (9.5)$$

где $D_{\text{внешн}}$ — доза внешнего гамма облучения персонала;

P_i — мощность экспозиционной дозы Р/ч в i -ом помещении;

T_i — время нахождения в i -ом помещении в час.

При отсутствии измерений, D внешнего облучения может быть оценена исходя из рассчитанных заранее возможных доз облучения.

$$D_{\text{внешн}} = \sum_{\text{вк за смену}}^n D_{\text{вк за смену}} T_i / 6 \quad (9.6)$$

Экспресс-оценка дозы на щитовидную железу определяется

$$D_{\text{щ}} = D_{\text{внешн}} \cdot K_1 \cdot K_2 \cdot K_3 \quad (9.7)$$

где K_1 — расчетное и экспериментальное (при запроектной аварии) соотношение дозы на щитовидную железу и дозы внешнего облучения.

K_2 — отношение дозы на щитовидную железу при применении йодистого калия к дозе без применения йодистого калия;

K_3 — величина проскока через средства индивидуальной защиты органов дыхания изотопов йода.

При неприменении СИЗ ОД и йодистого калия K_2 и K_3 равно 1.

Экспресс-оценка дозы на кожу определяется:

$$D_{\text{внешн.}} = D_{\text{внешн.}} \cdot K_4 \quad (9.8)$$

где: K_4 — расчетные соотношения дозы внешнего облучения кожи к дозе внешнего гамма облучения всего тела.

В течение нескольких часов после облучения уточняются дозы на щитовидную железу, для этого датчик радиометра СРП-68-01, ДРГЗ-01 или ДП-5В торцом прислоняется к поверхности шеи и определяется доза на щитовидную железу по формулам:

— для СРП-68-01 и ДРГЗ-01

$$D_{\text{щ}} = 0,01 (P_n - P_f), \text{ бэр}; \quad (9.9)$$

— для ДП-5В

$$D_{\text{щ}} = 0,015 (P_n - P_f), \text{ бэр} \quad (9.10)$$

где: P_n — максимальное значение мощности экспозиционной дозы гамма-излучения, измеренное при установлении датчика прибора вплотную к основанию шеи между долями щитовидной железы, мкР/ч;

P_f — мощность экспозиционной дозы гамма-излучения при расположении датчика прибора вплотную к плечевой части руки (фон метода), мкР/ч.

Аварийные дозы внутреннего облучения персонала в основном определяются. Дозами облучения щитовидной железы при аварийном поступлении радиоактивных изотопов йода.

Обязательное условие корректности измерения содержания ^{131}I в щитовидной железе является отсутствие наружного радиоактивного загрязнения тела и одежды. Для этого необходимо проконтролировать загрязнение с помощью гамма-радиометра (значения показаний радиометра не должны превышать фоновых).

Установленный порядок дозиметрического обследования пострадавших при радиационных авариях в радиологическом центре направлен на ускорение дозиметрического обследования и обеспечение достаточной его полноты.

При подозрении на нейтронное облучение или радиоактивное загрязнение в радиологическом центре у пострадавших отбирают пробы крови, волос с различных участков тела, делают мазки с поверхности тела для последующего радиометрического анализа. В специальный мешок складывают одежду, металлические предметы, монеты, кольца и т. д. для определения загрязнения радиоактивными веществами и активации нейтронами. Все перечисленные мероприятия выполняют в течение первого часа после поступления пострадавших в радиологический центр.

Следующий период дозиметрического обследования связан с установлением характера лучевого воздействия на пострадавших. Факт воздействия внешнего γ - п-излучения устанавливают по индивидуальным аварийным дозиметрам, данным стационарной

дозиметрической аппаратуры, показаниям пострадавших, сопровождающих лиц и имеющимся

документам. Воздействие нейтронов устанавливают дополнительно по наведенной активности ^{24}Na в крови и организме пострадавших, ^{32}P в волосах и по активации сопутствующих предметов. Если по условиям аварии нельзя исключить попадание радиоактивных веществ внутрь организма, то они могут быть обнаружены по резкому различию в оценках наведенной активности, сделанных по внешнему γ -излучению организма и по активности крови. Все эти мероприятия должны быть выполнены в течение первых 6 ч, а при большом числе пострадавших — в течение 24 ч, причем пострадавшие предположительно в наибольшей степени должны быть обследованы в первую очередь. Также в течение первых суток должна быть определена доза излучения. Дозу внешнего γ -п-излучения устанавливают по данным службы радиационного контроля с места аварии. Ее значения могут быть получены наиболее точно по показаниям индивидуальных дозиметров, находящихся на пострадавших. Если на пострадавших аварийные дозиметры отсутствовали, то оценку дозы излучения проводят по косвенным данным с места аварии.

При отсутствии на пострадавших индивидуальных дозиметров нейтронов, дозу нейтронов определяют по наведенной активности ^{24}Na в крови и организме пострадавших (это делается и при наличии индивидуальных дозиметров). Первоначальную оценку дозы проводят прибором УИМ2-2 или МКС-01Р. Датчик прикладывают вплотную к груди пострадавшего.

Более точное определение наведенной активности ^{24}Na в организме проводят с помощью счетчиков излучения человека.

При γ -облучении использование этих методов, естественно, невозможно. Определение дозы излучения при отсутствии дозиметров можно проводить измерением интенсивности радиолюминесценции или электронного парамагнитного резонанса образцов облученных биологических тканей человека (волосы, ногти, роговой слой кожи), одежды, документов и других сопутствующих предметов. В равной степени их можно использовать и для определения дозы нейтронов. Это же позволяет найти распределение дозы γ -п-излучения по телу пострадавших. Некоторую информацию о дозе, правда, с качественной стороны, может дать первичная реакция организма на облучение: сроки проявления и длительность тошноты, рвоты, сроки проявления и локализация покраснений кожи. Эти оценки проводит медицинский персонал, и в количественном отношении они весьма приближенные. Более пригодны они для уточнения дозы пострадавшего при аварии.

В целом следует определенно сказать, что при отсутствии индивидуального аварийного контроля оценка доз γ -п-излучения по косвенным, даже дозиметрическим, данным хотя и может случайно оказаться близкой к истине, но не удовлетворяет требованиям клиники ни на одном из этапов обследования пострадавших.

Еще сложнее обстоит дело с определением дозы на кожу и подкожные ткани при внешнем и контактном β -облучении. В некоторых случаях доза внешнего β -излучения может быть определена дозиметрами. Однако эта ситуация сложнее, чем при внешнем γ -п-излучении, поскольку облучение сильно локализовано, а число дозиметров ограничено. Подобные сложности возникают и при оценке доз от контактного облучения, связанного с радиоактивным загрязнением кожи и одежды.

В этих случаях локализация на коже и уровень доз устанавливаются приборами для определения поверхностного загрязнения путем непосредственного счета β -частиц с загрязненной поверхности, или методом мазков. По флюенсу β -частиц с кожи или на кожу

в случае идентификации изотопа может быть вычислена доза на базальный слой кожи и дерму с погрешностью $\pm 20\%$, а без идентификации — с погрешностью $\pm 70\%$. Хотя эти погрешности в основном приемлемы для нужд клиники на начальных этапах обследования, однако и их практическая реализация возможна далеко не всегда.

В наихудшем положении в смысле точности определения дозы находится внутреннее облучение, индивидуальная дозиметрия которого как таковая отсутствует. Хотя при внутреннем облучении уже на первых этапах дозиметрического обследования необходим достаточно точный прогноз степени поражения от попавших внутрь организма радиоактивных веществ, однако в большинстве случаев фактически можно лишь исключить или установить факт их попадания. Если подозревается попадание опасных количеств радиоактивных веществ

в организм, то немедленно, не дожидаясь окончания дозиметрического обследования, принимают меры к ускорению их выведения. В такой ситуации задача дозиметрии состоит в оценке возможного поступления радиоактивных веществ в организм пострадавшего по данным о радиационной обстановке в помещении после аварии и о характере аварии. По-видимому, это поступление может быть оценено с точностью до коэффициента 10. В дальнейшем непосредственным или косвенным путем определяют содержание радиоактивных веществ в организме пострадавшего, проводят их идентификацию и по полученным значениям вычисляют тканевые дозы на легкие, стенки желудка, тонкую кишку и т. д. на разные моменты времени после аварийного облучения. Погрешность в определении тканевых доз в этой ситуации составляет не менее 200 — 300%, что не соответствует предъявляемым клиническим требованиям в подобных случаях. Количественную, а не качественную характеристику поражения из всех биологических методов может дать, по-видимому, только анализ числа хромосомных aberrаций в клетках костного мозга.

После этого должно быть осуществлено моделирование аварии, если позволяют ее тип и сохранность активной зоны. Моделирование проводится на мощности дозы, близкой к аварийной, и на малой с последующим переходом к реальной ситуации по наиболее надежным параметрам, например, по соотношению наведенной активности ^{24}Na в теле пострадавших и в фантомах, по показаниям индивидуальных дозиметров на пострадавших и фантомах, зонных дозиметров, по активации предметов. Особое внимание должно быть уделено учету возможных неконтролируемых перемещений пострадавших, которые приводят к положениям дозиметров, невозпроизводимым при моделировании.

ДЕЙСТВИЯ ПЕРСОНАЛА АЭС ПРИ АВАРИЯХ

На стадии проектирования АЭС определяется набор проектных аварий, включая максимальную проектную аварию, которая устанавливается для каждого типа реактора. При этом в проекте предусматриваются технические меры, обеспечивающие безопасность АЭС в случае возникновения таких аварий.

В частности еще до завоза ядерного топлива на АЭС должен быть разработан и готов к осуществлению "План защиты персонала в случае радиационной аварии", который должен содержать:

- распределение обязанностей относительно информирования регулирующих органов, государственных административных органов и общественности;
- распределение обязанностей и ответственности относительно инициации вмешательства;
- типовые сценарии, рассматривающие разные состояния аварийного источника и

варианты распространения зоны аварии в помещениях и промплощадке объекта и за его пределами;

- все процедуры относительно обмена информацией между аварийным объектом и организациями, персонал которых примет участие в аварийных работах: пожарные, медицинские бригады, органы внутренних дел, службы гражданской обороны и т. д.;

- систему оценки масштабов и значимости аварийных выбросов и сбросов в окружающую среду, а также систему оперативного и долгосрочного прогноза развития аварии.

- основные мероприятия по защите персонала;
- организация аварийной службы;
- инженерная защита;
- подготовка персонала.

В плане должны быть предусмотрены меры относительно образования необходимых аварийных запасов, которые включают:

- дозиметрическую и радиометрическую аппаратуру и источники автономного питания к ней для условий работы в интенсивных гамма-полях и при интенсивных уровнях радиоактивного загрязнения;

- транспортные средства и аварийный резерв горюче-смазочных материалов;
- средства индивидуальной и коллективной защиты, включая спецодежду, респираторы и т. д.;
- средства фармакологической противорадиационной защиты, в том числе и для йодной профилактики;
- средства связи и управления;
- моюще-дезактивационные средства и приспособления;
- другие ресурсы для проведения аварийных работ.

Другими плановыми документами на АЭС должны быть строго регламентированы:

- контрольные уровни аварийной готовности и уровни вмешательства;
- средства оповещения об аварии и начале действия планов мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии;
- технические средства контроля и ликвидации последствий аварии.

В соответствии с ОПБ-88 на АЭС до завоза ядерного топлива должны быть созданы и поддерживаться в постоянной готовности *внешний и внутренний аварийные центры*, оснащенные необходимым оборудованием, приборами и средствами связи, из которых осуществляется руководство реализацией планов по защите персонала и населения в случае аварии.

В составе системы радиационного контроля должна быть предусмотрена *подсистема повышенной надежности* для эксплуатации в условиях аварии АЭС (СРК-А) СРК-А должна обеспечивать:

- контроль газоаerosольных выбросов АЭС;
- контроль полей ионизирующих излучений в производственных помещениях;
- контроль радиоактивного загрязнения объектов окружающей среды и полей ионизирующих излучений в контролируемом районе расположения АЭС;

- контроль метеорологических параметров, определяющих распространение радионуклидов в окружающей среде;
- информационное обеспечение администрации АЭС с целью оптимизации управления в условиях аварии.

Цель управления запроектной аварией заключается в возвращении АЭС в контролируемое состояние, при котором прекращается цепная реакция деления, обеспечивается постоянное охлаждение топлива и удержание радиоактивных продуктов в установленных границах и количествах.

Персонал АЭС должен быть подготовлен к действиям при проектных и запроектных авариях.

Действия эксплуатационного персонала при запроектных авариях должны регламентироваться специальными инструкциями, которые должны разрабатываться с учетом выполнения анализов проектных и запроектных аварий. Для подготовки персонала к действиям в аварийных условиях должны периодически проводиться противоаварийные тренировки.

Предписываемые специальными инструкциями действия персонала должны основываться на признаках происходящих событий и состояния реакторной установки и прогноза ожидаемых в процессе развития аварий условий. Основанные на прогнозе действия должны быть направлены на восстановление определяющих функций безопасности и на ограничение радиационных последствий аварии.

В условиях радиационной аварии все работы выполняются *аварийным персоналом*, в состав которого входят:

- *персонал* аварийного объекта, а также члены специальных, предварительно подготовленных аварийных бригад — *основной персонал*;
- привлеченные к аварийным работам лица — привлеченный персонал, который также должен быть предварительно обучен и информирован о радиационной обстановке на местах выполнения работ.

К работам по ликвидации последствий *промышленной радиационной аварии* привлекается *лишь основной персонал* как из числа работников объекта так и профессионально обученные работники аварийных бригад.

Ограничение облучения основного персонала занятого на аварийных работах, осуществляется таким образом, чтобы не были превышены установленные НРБУ-97 значения регламентов первой группы для *категории А*.

На время работ в условиях коммунальной радиационной аварии привлеченный персонал приравнивается к *категории А*. При этом, привлеченный персонал должен быть обеспечен в одинаковой мере с основным персоналом всеми табельными и специальными средствами индивидуальной и коллективной защиты (спецодежда, средства защиты органов дыхания, зрения и открытых поверхностей кожи, средства дезактивации и пр.), а также системой измерения и регистрации полученных в ходе проведения работ доз облучения.

Аварийный персонал должен быть постоянно проинформированным о полученных дозах облучения и соответствующих этим дозам рисках для здоровья.

В случаях, если работы в зоне аварии совмещаются с:

- осуществлением вмешательства для предотвращения серьезных поражений людей, которые очутились в зоне аварии,

- уменьшением численности лиц, которые могут получить аварийное облучение (предотвращение больших коллективных доз),

- предотвращением такого развития аварии, которое может привести к катастрофическим последствиям, допускается запланированное повышенное облучение лиц из состава аварийного персонала (за исключением женщин, а также мужчин до 30 лет).

При этом должны быть приняты все меры для того, чтобы величина суммарного облучения не *превысила 100 мЗв* (удвоенное значение максимального предела дозы профессионального облучения за один год).

В исключительных случаях, когда работы ведутся с целью сохранения жизни людей, должны быть применены все возможные меры для того, чтобы лица из числа аварийного персонала, выполняющие эти работы, не могли получить дозу, превышающую десятикратное значение максимального дозового предела облучения за один год, равной **500 мЗв**. Выполнение этого требования обеспечивает предотвращение детерминистических эффектов.

При осуществлении мероприятий, в которых доза может превышать максимальный дозовый предел (для одного года), лица из числа аварийного персонала, выполняющие эти работы, должны быть добровольцами, прошедшими медицинское обследование. Причем, каждый из них должен быть четко и всесторонне проинформирован о риске подобного облучения для здоровья, пройти предварительную подготовку и дать письменное согласие на участие в подобных работах.

Дозы, полученные в результате проведения аварийных работ, не могут служить основанием для отстранения работников, участвовавших в этих работах, от продолжения (или начала) профессиональной деятельности, связанной с производственным контактом с источниками ионизирующего излучения.

Однако, если участник аварийных работ получил дозу, в десять раз превышающую максимальный предел дозы для одного года (500мЗв), то дальнейшее его профессиональное облучение возможно лишь после квалифицированного медицинского обследования и всестороннего информирования о возможном риске для его здоровья, связанным с работами в сфере радиационных технологий.

В аварийных планах кроме организационно-технологических схем проведения аварийных работ должны быть определены:

- официальные лица, отвечающие за организацию и общее руководство работами;
- лица, отвечающие за проведение индивидуального и коллективного *дозиметрического контроля*;
- лица, отвечающие за медицинский контроль, информирование аварийного персонала и получение согласия работников на участие в аварийных работах, связанных с запланированным повышенным облучением.

Общие первоочередные действия оперативного персонала при возникновении аварийных ситуаций следующие:

- определение вида и причин аварии по показаниям приборов, работе сигнализации и сообщениям с рабочих мест;
- обнаружение места аварии и ее масштабов;
- обеспечение ядерной, радиационной и пожарной безопасности;

- обеспечение безопасности персонала в пределах блока и АЭС;
- локализация аварии и ликвидация ее последствий;
- обеспечение условий и пределов безопасной работы неохваченного аварийей оборудования;
- локализация возможного радиационного загрязнения помещений, блока АЭС и окружающей местности;

Критериями возникновения аварийной ситуации могут быть внезапное увеличение (изменение) до значений аварийных уставок и/или срабатывание аварийной сигнализации следующих характеристик:

- технологических параметров реакторной установки;
- мощности экспозиционной дозы гамма-излучения, активности йода, инертных радиоактивных газов (ИРГ), аэрозолей в производственных помещениях и вентиляционных системах;
- выброса ИРГ, изотопов йода, аэрозолей в атмосферу;
- активности продуктов деления в теплоносителе контура многократно-принудительной циркуляции (КМПЦ);

а также появление внешних признаков аварии (взрыв, шум, пар, течи и т.п.).

НСБ при поступлении сообщения об аварии, немедленно нажимает кнопку аварийного оповещения.

НСС при получении сигнала об аварии организует инженерную и экспертную радиационную разведку, дает команды оперативному персоналу цехов на проверку состояния АЭС и его соответствия пределам и условиям безопасной эксплуатации по показаниям контрольного осмотра, организует работы по предотвращению развития и локализации аварии, докладывает об аварии.

При инженерной разведке оперативный персонал АЭС проводит визуальный осмотр помещений и территории АЭС на наличие:

- возгораний и пожаров;
- парения оборудования, запаривания и загазовывания помещений;
- истечения воды, затопления помещений;
- посторонних шумов, стуков, толчков, вибраций;
- выхода пара из вестовых труб вентиляции или других источников;
- видимых разрушений строительных конструкций;
- разрыва или смятия трубопроводов;
- срабатывания звуковой или световой сигнализации.

Персонал, производящий радиационную разведку во время аварии должен принять содержимое индивидуальной противорадиационной аптечки, надеть средства индивидуальной защиты до начала разведки.

Разведку производить с помощью приборов, имеющих верхний предел измерения не менее 200 Р/ч.

При достижении прибором верхнего предела по мощности дозы (зашкал прибора) дальнейшую разведку необходимо прекратить и вернуться в безопасное место.

Персонал, производящий инженерную и радиационную разведку, должен быть обеспечен средствами оперативного индивидуального дозиметрического контроля.

Начальник смены службы радиационной безопасности сравнивает результаты разведки с перечнем возможных аварий, удельными значениями радиационных параметров и определяет вид аварии.

НСС делает заключение о виде радиационной аварии в течение не более 15 минут с момента появления признаков аварии.

План аварийных мероприятий вводится в действие после получения результатов экстренной проверки и подтверждения сигнала об аварии. Этот план вводится в действие лицом, ответственным за ликвидацию последствий аварии (обычно директором или главным инженером).

После этого начальник смены станции, где произошла авария, принимает срочные меры по отключению приточно-вытяжной вентиляции и вывода из аварийной зоны работающего персонала, останову аварийного блока и по согласовании с директором (главным инженером), а в их отсутствие самостоятельно, принимает решение об остановке неаварийных энергоблоков и эвакуации их персонала в убежище.

Дежурный дозиметрист определяет показания гамма-дозиметров у лиц, предположительно подвергшихся облучению в дозе больше 200 рад, и сообщают начальнику смены список лиц с максимальной дозой более 200 рад. Далее определяют показания гамма-дозиметров у остальных пострадавших в порядке уменьшения вероятной степени облучения.

Производится медицинская сортировка пораженных, в процессе которой должны быть решены следующие вопросы:

- необходимость в специальной (санитарной) обработке;
- срочность и объем медицинской помощи;
- очередность и способ эвакуации.

Основной задачей медицинской сортировки является выбор очередности оказания экстренной медицинской помощи, эвакуации и выбор профиля медицинского учреждения, где должен лечиться пораженный.

Все пострадавшие при радиационной аварии проходят под руководством медицинских работников здравпункта медицинскую сортировку по следующим группам.

Группа 1:

- лица с тяжелыми клиническими проявлениями (неукротимая рвота в течение первых 30 минут, первичная реакция с уменьшением АД, гипертермия, потеря сознания, ранняя эритема кожи с отеком);
- лица, получившие дозу внешнего общего облучения более 600 рад (6 Гр): — лица, получившие дозу внешнего локального облучения более 1200 рад (12 Гр);
- лица с острым отравлением радионуклидами.

Группа 2:

- лица, получившие дозу внешнего общего облучения от 100 до 600 рад (1 Гр — 6 Гр);
- лица, получившие дозу внешнего локального облучения от 1000 до 1200 рад (10 Гр — 12 Гр).

Группа 3:

- лица, получившие дозу внешнего общего облучения от 25 до 100 рад (0,25-1Гр);
- лица с поступлением радиоактивного йода с дозой на щитовидную железу от 75 до 225 рад (0,75 —2,25 Гр).

Группа 4:

- группа лиц, получивших дозу общего внешнего облучения менее 25 рад (0,25Гр).

Первая помощь оказывается персоналом предприятия или самими пострадавшими — в порядке само- и взаимопомощи. Контроль за выполнением экстренных лечебно-профилактических мероприятий возлагается на специализированную аварийную бригаду.

Первые мероприятия по ограничению поступления нуклида в организм, начинающиеся непосредственно на месте происшествия, должны включать следующее:

- срочный вывод пострадавших из зоны загрязнения;
- наложение жгута выше локализации загрязненной нуклидом раны для усиления венозного кровотечения;
- срочное последовательное снятие загрязненной одежды по заранее определенному порядку;
- полный или частичный обмыв тела, ограничение распространения активности по телу и поступления нуклида внутрь, герметизация повязкой (заклеивание) плохо отмываемого загрязнения и др.;
- полоскание рта, носа, промывание глаз — после отбора мазков, с обязательным сбором промывных вод в специальные четко маркированные емкости для радиометрического исследования.

После принятия экстренных мер на здравпункте, пострадавший направляется в медицинскую санитарную часть (МСЧ) с сопровождающим. Направление на обследование подписывается администрацией или начальником службы радиационной безопасности или дежурным персоналом здравпункта. В направлении-выписке указываются необходимые сведения о пострадавшем. Дозиметрическая и прочая информация, необходимая для выбора

диагностических приемов и мер медицинской помощи, формируется службой радиационной безопасности или персоналом смены на основании результатов предварительного экстренного расследования обстоятельств происшествия. Информация является предварительной, краткой и должна поступать в медицинское учреждение одновременно с пострадавшим в виде соответствующей карты гигиенического обследования.

Одежда, бывшая на пострадавшем в момент аварии, а также сопутствующие предметы (деньги, часы и пр.) должны быть сохранены и доставлены в специализированное учреждение для специальных дозиметрических исследований, позволяющих с наибольшей точностью определить дозу воздействия и ее распределение по телу. Карта подлежит постоянному хранению в учреждении, а при переводе пострадавшего в другое медицинское учреждение из нее делают необходимые выписки (эпикриз) или дублируют полностью.

Создается комплексная аварийная бригада. В ее обязанности должны входить: расследование радиационных аварий, возможно полное выявление контингента пострадавших, организация и проведение в необходимом объеме медицинской помощи.

Оказание медицинской помощи лицам, пострадавшим при радиационных авариях, включает:

- экстренную доврачебную помощь;
- экстренную медицинскую врачебную помощь;
- квалифицированное медицинское обследование и лечение в полном объеме в острый период;
- последующее динамическое медицинское наблюдение — в отдаленные сроки после радиационной аварии;
- проведение общих и специфических лечебно-профилактических и оздоровительных мероприятий;
- рациональное трудоустройство на основе экспертного заключения.

При получении сигнала оповещения о радиационной аварии, введении в действие "Плана защиты персонала..." и эвакуации всего персонала смены в защитные сооружения на своих рабочих местах остаются лица, необходимые для аварийной остановки блока.

Лица, оставшиеся на рабочих местах, обязаны:

- немедленно принять противорадиационные мед. препараты, надеть средства индивидуальной защиты (СИЗ) органов дыхания, глаз и кожных покровов;
- выполнять свои обязанности по останову блока согласно инструкций и директивных документов по ликвидации аварии;
- при явной опасности для своей жизни или переоблучения с разрешения НСС перейти на резервный щит управления;
- выполнять свои обязанности.

На рабочих местах и в медпунктах АЭС хранятся индивидуальные противорадиационные аптечки, в состав которых входят:

Таблица 9.6

Состав индивидуальных противорадиационных аптечек

Препарат	Единица измерения	Разовая доза	Количество доз
Препарат "Б-190"	таблетки	3 (таблетка 0, 15 г)	2 (6 таблеток)
Иодид калия	таблетки	1 (0,125 г)	1
Ферроцин (порошок)	упаковки	1(1г)	1
Диметкарб	таблетки	1	1
Биметил	таблетки	3	1 (3 таблетки)
Порошок "Защита"	упаковки	1 (50г)	1 упаковка

Индивидуальная противорадиационная аптечка предназначена для персонала, работающего на АЭС, и применяется с профилактической целью при прогнозируемой дозе облучения более 25 бэр.

Как видно из вышесказанного, ожидается, что дозиметрист должен играть очень активную роль в организации работы при преодолении последствий аварии в фазах аварии и

восстановления. В США для того, чтобы имелось руководство к действию, составлен шаг за шагом, план действий для дозиметриста, непосредственно принимающего участие в ликвидации аварии. Этот план приведен ниже в табл 9.7. Дозиметрист должен быть готов в любой момент оказать значимую помощь в случае возникновения радиационной аварии.

Таблица 9. 7

План действий дозиметриста при аварии

1. Найди минуту для того, чтобы ознакомиться с рабочим пространством. Не действуй слишком поспешно.
- 2 . Первая помощь пострадавшим - главный приоритет.
- 3 . Эвакуируй персонал в безопасное место. Убедись, что никого не забыли.
4. Перекрой каналы вентиляционной системы, совершите другие шаги для минимизации мгновенного распространения загрязнения.
5. Вызови помощь. Извести аварийный персонал предприятия.
6. Отдели раненых, загрязненных и/или облученных людей для немедленного лечения. Проследи чтобы этим жертвам аварии была оказана медицинская помощь.
7. Достань дозиметрические приборы защитную одежду и средства защиты необходимые в данных условиях.
8. Осторожно войди в зону загрязнения и определи основные опасные места. Измерения проводи быстро оцени уровни радиации и/или установи пробоотборники воздуха. Быстро покинь зону и запиши полученные данные.
9. Опроси очевидцев. Определи вовлеченные в инцидент источники радиации. Передай эту информацию присутствующим врачам.
10. Используй силы службы охраны для удаления зевак из зоны и для контроля за входом.
11. Установи "горячую линию" по периметру загрязненной зоны и пропускной пункт. Заведи книгу учета входа и выхода персонала с учетом полученных доз.
12. Организуй приемник для отделения загрязненного, облученного и раненого персонала, выходящего из зоны на протяжении восстановительных работ. Организуй соответствующее материальное обеспечение и чистую одежду.
13. Убедись, что зона физически достаточно изолирована и несанкционированный вход невозможен.
14. Передай полномочия персоналу занимающемуся восстановительными работами

При возникновении коммунальной радиационной аварии кроме неотложных работ относительно стабилизации радиационной обстановки (включая восстановление контроля над источником) должны быть одновременно осуществлены меры, направленные на:

- сведение к минимуму количества лиц из населения получивших аварийное облучение;
- предупреждение или снижение индивидуальных и коллективных доз облучения населения;

- предупреждение или снижение уровней радиоактивного загрязнения продуктов питания, питьевой воды, сельскохозяйственного сырья и сельскохозяйственных угодий, объектов окружающей среды (воздуха, воды, грунта, растений и т.п.), а также сооружений и сооружений.

Радиологическая защита населения в условиях радиационной аварии базируется на системе противорадиационных мер (контрмер), практически всегда являющихся вмешательством в нормальную жизнедеятельность людей, а также в сферу нормального социально-бытового, хозяйственного и культурного функционирования территорий.

При планировании и реализации вмешательств, направленных на минимизацию доз и численности лиц из населения, попавших в сферу действия аварийного облучения, следует руководствоваться тремя главными принципами радиологической защиты в условиях радиационной аварии:

- любая контрмера должна быть оправданной, то есть полученная польза (для общества и человека) от предотвращенной этой контрмерой дозы должна быть больше, чем суммарный ущерб (медицинский, экономический, социально-психологический и т.д.) от вмешательства, связанного с его проведением (**принцип оправданности**);

- должны быть применены все возможные меры (вмешательства) для ограничения индивидуальных доз облучения на уровне, ниже порога детерминистических радиационных эффектов, особенно порогов острых клинических радиационных проявлений (**принцип непревышения**);

- необходимо выбирать такую контрмеру (или комбинацию нескольких контрмер), чтобы разница между суммарной пользой и суммарным ущербом была не только положительной, но и максимальной (в сравнении с другими возможными решениями) (**принцип оптимизации**).

Все защитные контрмеры, используемые в условиях радиационной аварии, делятся на *прямые и косвенные*.

К *прямым* относятся контрмеры, реализация которых приводит к предупреждению индивидуальных и/или коллективных доз аварийного облучения населения.

К *косвенным* относятся все виды контрмер, не приводящих к предупреждению индивидуальных и коллективных доз облучения населения, но уменьшающих (компенсирующих) величину *ущерба* для здоровья, связанного с этим аварийным облучением.

К *косвенным*, в частности, относятся контрмеры, направленные на повышение качества жизни населения, получившее аварийное облучение: введение социально-экономических и медицинских льгот и денежных компенсаций, улучшение качества питания и др.

В зависимости от масштабов и фаз радиационной аварии, а также от уровней прогнозируемых аварийных доз облучения контрмеры условно подразделяются на *экстренные, неотложные и долгосрочные*.

С этого момента и далее под термином "контрмеры" следует понимать "прямые контрмеры".

К *экстренным* относятся такие контрмеры, проведение которых ставит целью предотвращение таких уровней доз острого и/или хронического облучения лиц из населения, которые создают угрозу возникновения клинически выявленных радиационных эффектов.

Контрмеры квалифицируются как *неотложные*, если их реализация направлена на устранение пороговых детерминистических эффектов.

К *долгосрочным* относятся *контрмеры*, направленные на предотвращение доз кратковременного или хронического облучения, значения которых, как правило, ниже порогов индуцирования детерминистических эффектов.

В Таблице 9.8 дано распределение разных видов контрмер по фазам радиационной аварии.

Таблица 9.8

**Потенциальные пути облучения, фазы аварии и контрмеры,
для которых могут быть установлены уровни вмешательства**

№	Потенциальные пути облучения	Фаза аварии	Контрмера*
1	Внешнее облучение от радиоактивного облака аварийного источника (установки)	Ранняя	Укрытие, эвакуация, ограничение режима поведения
2	Внешнее облучение от шлейфа осадков из радиоактивного облака	Ранняя	Укрытие, эвакуация, ограничение режима поведения
3	Вдыхание радионуклидов, содержащихся в шлейфе	Ранняя	Укрытие, герметизация помещений, отключение внешней вентиляции
4	Поступление радиоизотопов йода ингаляционно, с продуктами питания и питьевой водой	Ранняя	Укрытие, ограничение режимов поведения и питания, профилактика поступления радиоизотопов йода с помощью препаратов стабильного йода
5	Поверхностное загрязнение радионуклидами кожи, одежды, других поверхностей	Ранняя Средняя	Эвакуация, укрытие, ограничение режимов поведения и питания, дезактивация
6	Внешнее облучение от осадения радионуклидов на почву и другие поверхности	Средняя Поздняя	Эвакуация, временное отселение Постоянное переселение. Ограничение режимов поведения и питания. Дезактивация территорий, строений и сооружений
7	Ингаляционное поступление радионуклидов за счет их вторичного поднятия с ветром	Средняя Поздняя	Постоянное переселение. Дезактивация территорий, строений и сооружений. Временное отселение
8	Употребление радиоактивно загрязненных продуктов питания и воды	Поздняя	Сельскохозяйственные и гидротехнические контрмеры.

* Радиационный контроль объектов окружающей среды, продуктов питания и питьевой воды проводится на всех фазах аварии, но объем и структура этого контроля может быть разной. Это определяется специальным методико-регламентирующим документом.

ГЛАВА 10.

ПРАВИЛА РАБОТЫ С ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

КЛАССИФИКАЦИЯ РАБОТ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ

Источником ионизирующего излучения называют устройство или радиоактивное вещество, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение. Источники излучения подразделяются на закрытые и открытые. *Закрытым источником* называется радионуклидный источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан. *Открытым источником* называется радионуклидный источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нем радиоактивных веществ в окружающую среду.

Для разграничения производств с открытыми радиоактивными источниками по группам радиационной опасности введено понятие *минимально значимой активности* (МЗА). Под МЗА понимают наименьшую активность открытого источника на рабочем месте, при которой еще требуется получение специального разрешения органов Госсаннадзора на использование этого источника.

Радионуклиды как потенциальные источники внутреннего облучения разделяются по степени радиационной опасности на четыре группы.

- *Группа А* — радионуклиды с МЗА 0,1 мкКи.
- *Группа Б* — радионуклиды с МЗА 1 мкКи.
- *Группа В* — радионуклиды с МЗА 10 мкКи.
- *Группа Г* — радионуклиды с МЗА 100 мкКи.

Все работы с использованием открытых источников разделяются на три класса. Класс работ устанавливается в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида и его фактической активности на рабочем месте (табл. 10.1).

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

$$C = C_A + 0,1C_B + 0,01C_V + 0,001C_G, \quad (10.1)$$

где C — суммарная активность, приведенная к группе А радиационной опасности, мкКи;
 C_A , C_B , C_V , C_G — активность нуклидов с группой радиационной опасности соответственно А, Б, В, Г, мкКи.

Классом работ определяются требования к размещению и оборудованию помещений, в которых проводятся работы с открытыми источниками. На дверях помещений, где проводятся работы с открытыми источниками, вывешивается знак радиационной опасности с указанием класса работ.

10.1
Класс работ

Таблица

Группа радиационной опасности	Минимально значимая активность	Активность на рабочем месте, Класс работ		
		I	II	III
A	0,1	Более 10^4	От 10^4 до 10^5	От 0,1 до 1
B	1,0	Более 10^3	От 10^2 до 10^5	От 1 до 100
B	10	Более 10^6	От 10^3 до 10^6	От 10 до 1000
Г	100	Более 10^7	От 10^4 до 10^7	От 10^2 до 10^4

Примечания: 1. При простых операциях с жидкостями (без упаривания, перегонки, барботажа и т. п.) допускается увеличение активности на рабочем месте в 10 раз.

2. При простых операциях по получению (элюированию) и расфасовке порций короткоживущих радионуклидов медицинского назначения из генераторов, имеющих нормативно-техническую и эксплуатационную документацию и в которых при работе с закрытыми источниками более 200 мг-экв радия используются специальные устройства с дистанционным управлением, допускается увеличение активности на рабочем месте в 20 раз. Класс работ определяется по максимальной одновременно вымываемой (элюируемой) активности дочернего радионуклида.

3. При хранении открытых источников допускается увеличение активности в 100 раз..

Учреждения освобождаются от обязанности получения специального разрешения на работу с источниками ионизирующих излучений и последующего радиационного контроля, если:

- активность радионуклидов на рабочем месте меньше минимально значимой активности МЗА, а общая активность радионуклидов, находящихся в учреждении, не превышает указанное значение более чем в 10 раз;

- учреждения получают, используют или хранят любые количества веществ в виде растворов с концентрацией, не превышающей значения $ДК_{B}^{ingest}$ для воды;

- учреждения получают, используют или хранят любые количества веществ в твердом состоянии с удельной активностью: менее $2 \cdot 10^{-7}$ Ки/кг ($7,4 \cdot 10^5$ Бк) для источников альфа-излучения (кроме трансурановых элементов, удельная активность которых в источнике не должна превышать $1 \cdot 10^{-8}$ Ки/кг (370 Бк); менее $2 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг ($7,4 \cdot 10^4$ Бк) для источников бета-излучения; менее $1 \cdot 10^{-7}$ г-экв. радия/кг для источников гамма-излучения;

- мощность эквивалентной дозы в любой точке, находящейся на расстоянии 0,1 м от поверхности закрытого источника, не превышает 0,1 мбэр/ч, обеспечена надежная герметизация радиоактивных веществ, находящихся внутри источника, конструкция которого согласована с органами Госсаннадзора;

- используется оборудование, в котором происходит ускорение электронов до энергии менее 10 кэВ.

К числу основных профилактических мероприятий при работе с радиоактивными веществами в открытом виде относятся правильный выбор планировки помещения, оборудования, отделки помещений, технологических режимов, рациональная организация

рабочих мест, соблюдение мер личной безопасности работающими,
рациональные системы
вентиляции, защиты от внешнего и внутреннего облучения, сбора и
удаления радиоактивных
отходов.

Во всех учреждениях, предназначенных для работ с открытыми источниками, помещения для каждого класса работ рекомендуется сосредоточить в одном месте.

Работы с открытыми источниками, активностью ниже МЗА, а также с любыми количествами радиоактивных растворов с объемной активностью, не превышающей $ДК_B^{ingest}$ для воды, могут проводиться в помещениях, к которым не предъявляются специальные требования по радиационной безопасности.

Работы III класса проводятся в отдельных помещениях (комнатах), соответствующих требованиям, предъявляемым к химическим лабораториям.

Помещения для работ II класса должны размещаться в отдельной части здания изолированно от других помещений. В составе этих помещений должны быть санитарный пропускник, шлюз или душевая и пункт радиационного контроля на выходе. Помещения для работ II класса должны быть оборудованы вытяжными шкафами или боксами.

Помещения для работ I класса должны размещаться в отдельном здании или изолированной части здания с отдельным входом только через санитарный пропускник с обязательным переодеванием персонала.

Получение и поставка источников ионизирующих излучений производится по заявкам, согласованным с органами санитарно-эпидемиологической службы и внутренних дел. Поставка образцовых и контрольных альфа-, бета-, гамма- и нейтронных источников для градуировки и проверки дозиметрической и радиометрической аппаратуры проводится без специальных разрешений, если активность этих источников не превышает десятикратного значения МЗА.

Источники излучений должны приниматься ответственным за их учет и хранение лицом, которое назначается приказом директора АЭС. Ответственное лицо ведет систематический учет их наличия и движения на АЭС.

Выдача источников из мест хранения на рабочие места производится ответственным лицом только по письменному разрешению директора АЭС или лица, им уполномоченного.

Выдача и возврат источников регистрируется в приходно-расходном журнале. Расходование

радиоактивных веществ, используемых в открытом виде, оформляется внутренними актами, составляемыми исполнителями работ с участием лиц, ответственных за учет и хранение источников ионизирующих излучений, и представителей службы радиационной безопасности.

Акт утверждается администрацией учреждения и служит основанием для учета движения радиоактивных веществ.

Источники излучения, не находящиеся в работе, должны храниться в специально отведенных местах или соответственно оборудованных хранилищах, исключающих доступ к ним посторонних лиц.

На АЭС должен осуществляться строгий учет количества, движения и мест нахождения свежего и отработанного топлива, а также всех других делящихся материалов.

Передача с АЭС в другие учреждения образцов после облучения

в реакторе и других источниках излучения, которые по своей активности подлежат регистрации и контролю органами Госсаннадзора, осуществляется только с разрешения санитарно-эпидемиологической службы и органов внутренних дел. Передачу оформляют актом в двух экземплярах, один из которых направляют в бухгалтерию учреждения, передающего радиоактивные вещества, для списания, другой высылают учреждению, получающему радиоактивные вещества, для оприходования.

При работе с закрытыми источниками ионизирующих излучений персонал может подвергаться только внешнему облучению. Такие источники используются, например, в приборах контроля технологических процессов, в установках радиационной технологии, радиационной дефектоскопии, терапии и диагностики. В качестве источника в этих приборах и установках используются радионуклидные закрытые источники, а также рентгеновские аппараты и ускорители.

При проведении работ с закрытыми источниками человек подвергается воздействию ионизирующих излучений только в течении того промежутка времени, когда он находится вблизи источника излучения. Защита от внешнего облучения осуществляется путем создания стационарных или передвижных защитных ограждений, которые снижают уровень облучения до регламентируемых пределов.

К стационарным защитным ограждениям относятся: защитные стены, перекрытия пола и потолка, двери и дверные проемы, смотровые окна и т.д., к передвижным — ширмы различного типа, экраны, тубусы и диафрагмы рентгеновских, гамма-терапевтических, гамма-дефектоскопических и других установок, ограничивающих пучок лучей, контейнеры для транспортирования радиоактивных веществ. Применение тех или иных видов защитных устройств и способов защиты зависит от назначения источников излучения и условий их эксплуатации.

Специальные меры защиты следует предусматривать только тогда, когда мощность дозы на расстоянии 0,1 м от источника превышает 10^{-3} мЗв/ч (0,1 мбэр/ч). В этом случае все источники излучения в нерабочем положении должны находиться в защитных устройствах. Предусматриваются также системы дистанционного перемещения источников из положения хранения в рабочее положение.

Рабочая часть стационарных аппаратов и установок с открытым и неограниченным по направлению пучком излучения должна размещаться в отдельном помещении. Материал и толщина стен, пола и потолка этого помещения при любых реальных положениях источника и направлениях пучка должны обеспечивать ослабление излучения в смежных помещениях и на территории учреждения до допустимых значений.

При использовании приборов, аппаратов и установок с закрытыми источниками излучений вне помещений или в общих производственных помещениях предпочтительно направление излучения в сторону земли или в сторону, где отсутствуют люди. Длительность пребывания людей вблизи источников должна быть ограничена, должно предусматриваться применение передвижных ограждений и защитных экранов, вывешивание плакатов, предупреждающих об опасности, которые должны быть отчетливо видны с расстояния не менее 3 м.

При перезарядке установки, при извлечении радионуклидного источника из контейнера следует пользоваться дистанционным инструментом или манипуляторами. Запрещается

прикасаться к радиоактивным источникам излучения руками.

ПРАВИЛА РАБОТЫ С ОТКРЫТЫМИ ИСТОЧНИКАМИ

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 относятся: правильный выбор планировки помещений, оборудования, отделки помещений, технологических режимов, рациональная организация рабочих мест и соблюдение мер личной гигиены работающими, рациональные системы вентиляции, средства защиты от внутреннего и внешнего облучений, сбор и удаление радиоактивных отходов.

Во всех учреждениях, предназначенных для работ с применением радиоактивных веществ в открытом виде, необходимо руководствоваться принципом объединения помещений для работ каждого класса в одном блоке.

В помещениях, где проводятся работы с радиоактивными веществами в открытом виде, должна быть установлена контрольная дозиметрическая аппаратура для измерения возможных загрязнений кожных покровов и одежды работников. Во время проведения работ с радиоактивными веществами эта аппаратура должна находиться в рабочем состоянии.

При работе с радиоактивными веществами в учреждении должно быть выделено помещение или место для хранения средств ликвидации радиоактивных загрязнений (защитной спецодежды, дезактивирующих растворов, инвентаря для уборки помещений др.).

К оборудованию помещений атомных электростанций предъявляются требования, аналогичные требованиям к помещениям для работ I класса. В соответствии с этим помещения внутри АЭС и прилегающая территория разделяются на зоны. Вокруг АЭС устанавливаются санитарно-защитная зона (СЗЗ) и зона наблюдения (ЗН).

К санитарно-защитной зоне относится территория вокруг учреждения или источника радиоактивных выбросов или сбросов, на которой уровень облучения населения в условиях нормальной эксплуатации учреждения может превысить предел дозы ПД. В этой зоне устанавливается режим ограничений и проводится радиационный контроль. Здесь запрещается размещение жилых зданий, детских и оздоровительных учреждений, а также промышленных и подсобных сооружений, не относящихся к учреждению, для которого устанавливается СЗЗ.

Зона наблюдения — территория, где возможно влияние радиоактивных сбросов и выбросов учреждения и где облучение проживающего населения может достигать установленного предела дозы ПД. В зоне наблюдения проводится радиационный контроль.

Все здания и сооружения АЭС делятся на две зоны: зону строгого режима и зону свободного режима. Помещения зоны строгого режима, в свою очередь, подразделяются на:

- необслуживаемые помещения (боксы, камеры и т. д.), где размещаются технологическое

оборудование и коммуникации, являющиеся основными источниками излучения и радиоактивного загрязнения;

- периодически обслуживаемые помещения, предназначенные для проведения ремонтных работ, вскрытия технологического оборудования, загрузки и разгрузки радиоактивных материалов и их хранения;

- помещения, предназначенные для обслуживающего персонала, размещения пультов управления.

Во всех помещениях предусматривается специальная вентиляция с фильтрами для очистки воздуха.

При работе с открытыми радиоактивными веществами, когда возможно появление в помещении радиоактивных аэрозолей, обслуживаемый персонал обязательно снабжается респираторами для защиты органов дыхания.

ПРАВИЛА ПЕРЕВОЗКИ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ

По территории промышленной площадки и внутри помещений АЭС транспортировка источников ионизирующих излучений должна производиться с соблюдением условий специальной безопасности. Как правило, транспортировка осуществляется в контейнерах на специальных транспортных устройствах с учетом физического состояния радиоактивных источников, вида излучения, количества активности, габаритов и массы упаковки.

За пределами территории АЭС условия безопасности транспортировки радиоактивных веществ регламентируются специальными правилами ПБТРВ-73. В соответствии с ними радиоактивные вещества транспортируются на условиях неопасных в радиационном отношении грузов, если их активность меньше установленного предельно допустимого значения, которое изменяется для различных радионуклидов в диапазоне $(3,7 \cdot 10^{-2} \text{—} 37)$ МБк или имеющих удельную активность менее 74 кБк/кг (0,002 мКи/кг). При этом на поверхности упаковок мощность эквивалентной дозы не должна быть выше 3 мкЗв/час.

Для практических целей удобно все радиационные грузы подразделить на радиоактивное сырье, ядерное топливо, изотопную продукцию, радиоактивные отходы.

Радиоактивное сырье — это руды урана, тория и их концентраты.

Уровень мощности дозы излучений радиоактивного сырья невелик и, как правило, не превышает несколько десятков микрозивертов в час. Бедные урановые руды перевозят навалом в самосвалах и полувагонах, обогащенные руды и концентраты — в обычных деревянных или в металлических контейнерах, препятствующих рассеиванию радиоактивного сырья во внешнюю среду. Радиоактивное сырье, добытое методом выщелачивания, транспортирует в цистернах. Химические концентраты затаривают в металлические банки и перевозят в деревянных контейнерах.

Ядерное топливо — это вещества, в которых может поддерживаться цепная реакция деления атомных ядер (делящиеся вещества). Обычно к ним относят ^{233}U , ^{235}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{241}Pu и другие радионуклиды трансурановых элементов. Их можно перевозить в виде порошков, растворов, металлических изделий, но чаще делящиеся вещества перевозят в составе ТВЭЛов.

В процессе перевозки делящихся веществ соблюдаются все

условия радиационной
безопасности и дополнительно проводятся меры специальной,
ядерной безопасности,
направленные на предотвращение возникновения состояния
критичности перевозимого
вещества.

В мерах ядерной безопасности не нуждаются грузы, содержащие
делящиеся вещества в
низких концентрациях или в малом количестве:

- упаковки с минимальным внешним размером не менее 10 см,
автомобили, вагоны,
трюмы судов, в которых содержится не более 15 г ^{233}U , ^{235}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu ,
 ^{241}Pu или 15 г любой
их смеси, а также нейтронные источники на основе этих нуклидов
массой до 150 г;

- упаковки, в которых содержится менее 300 г ^{235}U или ^{239}Pu ;
- грузы с природным или обедненным ураном в любом состоянии;
- упаковки с отработавшим ядерным топливом, содержащим только природный или обедненный уран, облученный в реакторах, работающих на тепловых нейтронах, упаковки с ураном, обогащенным по ^{235}U максимально до 1 % массы U и распределенным равномерно по всему веществу, а не в виде решетки;
- упаковки, цистерны, танкеры с однородными водородсодержащими растворами при условии, что отношение числа атомов водорода H к числу атомов делящегося нуклида X в растворе было не более 5200; концентрация делящегося вещества в растворе не превышает 5 г/л; максимальная масса делящегося вещества для ^{235}U (с содержанием Pu и ^{233}U в количестве не более 1% массы ^{235}U) составляет 800 г на упаковку и 500 г для любого другого делящегося вещества;
- упаковки с содержанием делящегося вещества не более 5 г на 10 л, обеспечивающие установленные ограничения на распределение делящегося вещества во время перевозки в нормальных условиях;
- упаковки с содержанием в каждой не более 1 кг плутония, в котором ^{239}Pu , ^{241}Pu или их смесь составляет не более 20% (по массе);
- упаковки с растворами азотнокислого уранила, обогащенного максимально до 2% (по массе) ^{235}U с одновременным содержанием в растворе ^{233}U и Pu в количестве до 0,1 % массы ^{235}U .

Общим принципом ядерной безопасности при перевозке делящихся веществ является требование о том, чтобы в любых условиях перевозки, включая аварии и транспортные катастрофы, критичность груза не возникала.

Кроме того, отработавшее ядерное топливо испытывает постоянный саморазогрев, и при его перевозке помимо проблем радиационной защиты и ядерной безопасности возникают сложные задачи теплоотвода и температурного контроля.

Ядерно-взрывоопасные делящиеся вещества транспортируются в специальных типах упаковочных комплектов. Правила их транспортирования регламентируются специальными документами.

При использовании радионуклидов в различных областях науки и техники, так же как и в атомной промышленности, образуются радиоактивные отходы. Для перевозки отходов используют специальные автомобили, контейнеры, цистерны и вагоны.

Все изотопные приборы, выпускаемые промышленностью, соответствуют требованиям безопасности транспортирования, и их перевозят с входящими в их состав радионуклидами в обычной картонной или деревянной таре, предусмотренной техническими условиями поставщика.

Радионуклиды в чистом виде и меченные ими соединения перевозят небольшими порциями в стеклянных ампулах или флаконах в виде жидкости, порошка или газа. Это могут быть и α -, β -, и γ -излучатели. Активность стандартных фасовок радионуклидов колеблется в широких пределах: от 3,7 МБк до 927 ГБк (0,1 — 25000 мКи),

но чаще составляет
37 МБк — 3,7 ГБк (1 — 100 мКи).

Транспортирование радиоактивных веществ, осуществляется в транспортных упаковочных комплектах, которые представляют собой систему, состоящую из сочетания различных устройств, обеспечивающих безопасность доставки, сохранность радиоактивных веществ и предотвращающих попадание их в окружающую среду.

В зависимости от состояния и свойств, транспортируемых радиоактивных веществ, такая система может состоять из нескольких элементов (рис. 10.1).

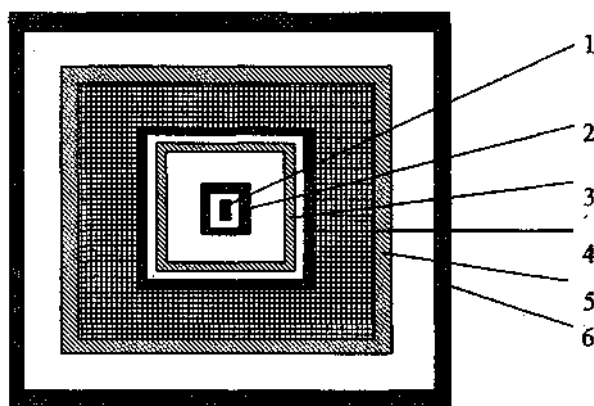


Рис. 10.1. Принципиальная схема упаковочного комплекта для перевозки радиоактивных веществ.

- 1 — радиоактивное вещество;
- 2 — первичная емкость;
- 3 — вторичная емкость;
- 4 — биологическая защита;
- 5 — защитный контейнер;
- 6 — наружная упаковка.

Таблица

10.2.

Транспортные категории упаковок

Транспортная категория	Цвет этикетки транспортной категории	Предельно допустимая мощность эквивалентной дозы излучения, мЗв/ч (мбэр/ч)	
		в любой точке на наружной поверхности	на расстоянии 1 м от любой точки
I	Белый	0,005 (0,5)	Не учитывается
II	Желтый	0,5(50,0)	0,01(1)
III	Желтый	2,0(200,0)	0,1(10)
IV	Желтый	10,0(1000,0)	0,5(50)

При небольшом размере упаковок (диаметром меньше 58 см) лимитирующим показателем будет мощность эквивалентной дозы на поверхность упаковки. Если диаметр упаковки больше 58 см, ограничивающее значение имеет мощность дозы излучения на расстоянии 1 м от упаковки.

На практике часто встречаются ситуации, когда по мощности доз излучения на поверхности упаковки ее следует относить к одной транспортной категории, а по мощности эквивалентной дозы на расстоянии 1 м от упаковки — к другой. В этих случаях для упаковки необходимо устанавливать наибольшую транспортную категорию.

Каждая радиационная упаковка должна иметь на обеих
противоположных боковых



Рис. 10.2. Этикетка транспортной категории радиационной упаковки.

Этикетка по форме представляет собой ромб, верхний треугольник которого подобен знаку радиационной опасности и имеет цвет, соответствующий транспортной категории упаковки. Нижний треугольник ромба для всех транспортных категорий имеет белый цвет. На нем крупно обозначены слово "Радиоактивность" и транспортная категория. Там же указаны основной радиоактивный элемент, содержащийся в упаковке, его активность и транспортный индекс.

Транспортным индексом упаковки является число, выражающее предельно допустимое значение мощности эквивалентной дозы излучения на расстоянии 1 м от любой точки поверхности радиационной упаковки, выраженное в миллибэрах в час.

Транспортное средство, на которое погружен радиационный груз, испускающий γ -излучение или нейтроны, становится источником излучения. Чтобы исключить опасное переоблучение людей, которые могут при различных условиях контактировать с транспортными средствами, загруженными радиационным грузом, на поверхности любого транспортного средства (автомобиля, вагона, самолета и др.) мощность эквивалентной дозы не должна превышать 2 мЗв/ч (200 мбэр/ч), а на расстоянии 2 м от транспортных средств — 0,1 мЗв/ч (10 мбэр/ч).

Общие принципы безопасности транспортирования радиационных грузов справедливы для перевозки их любыми видами транспорта. Вместе с тем условия перевозки грузов автомобильным, воздушным, водным и железнодорожным транспортом требуют дифференцированного подхода.

Автомобильный транспорт — один из самых удобных видов транспорта для перевозки радиационных упаковок всех транспортных категорий на сравнительно небольшие расстояния (до 500 км). Автомобильным транспортом перевозится треть общего количества упаковок, перевозимых всеми видами транспорта.

Упаковки I, II и III транспортных категорий допускается перевозить на грузовых и легковых автомобилях (в том числе и такси) без специального оборудования.

При перевозке количество упаковок I транспортной категории не ограничивается, а количество упаковок II и III транспортных категорий ограничивается суммой индексов 50, при этом упаковка должна размещаться в задней части кузова грузовых автомобилей и, по возможности, экранироваться другими грузами, а в легковых автомобилях перевозиться только в багажниках.

Для перевозки радиационных упаковок IV транспортной категории должны использоваться только специально оборудованные автомобили.

При междугородных перевозках (на расстояние свыше 500 км) в рейс назначаются два водителя, один из них выполняет обязанности сопровождающего.

Оборудование автомобиля, специально предназначенного для перевозки радиационных упаковок, должно включать экранирующие устройства радиационной защиты, влагостойкое покрытие, крепежные приспособления, закрытый кузов фургонного типа или брезентовый тент и другие устройства, комплект аварийных средств и первичных средств пожаротушения. Такие автомобили не разрешается использовать для перевозки пищевых продуктов и людей.

В кузове автомобиля, перевозящего радиационные упаковки II, III и IV транспортных категорий, не допускается присутствие людей, в том числе и сопровождающего персонала.

Грузоотправитель обязан измерить мощность эквивалентной дозы излучения и прикрепить с двух сторон на боковых поверхностях транспортных средств и универсального контейнера знак маркировки. Форма и изображение этого знака аналогичны форме и изображению этикетки радиационной упаковки.

Опыт транспортирования радиоактивных веществ показывает, что наблюдается фиксированное загрязнение после дезактивации на наружных поверхностях транспортных средств (вагонов-контейнеров для отработавшего ядерного топлива) или охранной тары транспортных упаковок. Поэтому оправданным представляется также регламентация допустимого уровня фиксированного радиоактивного загрязнения указанных поверхностей, соответствующего допустимому потоку частиц на кожные покровы для облучаемых лиц категории Б. При этом следует учитывать то, что фиксированные на поверхности транспортной упаковки или транспортных средств радиоактивные вещества являются

источниками внешнего облучения, в первую очередь рук. Это касается, естественно, только β -активных нуклидов. В качестве такого норматива (исходя из наиболее жестких условий) принят уровень фиксированного загрязнения, численно равный допустимому потоку (для категории Б) при облучении кожи β -частицами с энергией 0,5 — 0,6 МэВ (максимальный пробег около 180 мг/см²), т.е. 200 част./((мин · см²)).

Принятые значения ДЗ транспортных средств приведены в таблице 10.3.

Таблица 10.3.

Допустимый уровень радиоактивного загрязнения
поверхности
транспортных средств, Бк/м²[част./(мин·см²)]

Объект загрязнения	Снимаемое		Неснимаемое	
	α-активные	β-активные	α-активные	β-активные
Наружная поверхность охранной тары	Не допускается	Не допускается	Не регламентируется	$7 \cdot 10^4$ (200)
Наружная поверхность вагона	Не допускается	Не допускается	Не регламентируется	$7 \cdot 10^4$ (200)
Внутренняя поверхность охранной тары	$3,5 \cdot 10^2$ (1,0)	$3,5 \cdot 10^4$ (100)	Не регламентируется	$3,0 \cdot 10^4$ (2000)
Наружная поверхность транспортного средства	$3,5 \cdot 10^2$ (1,0)	$3,5 \cdot 10^4$ (100)	Не регламентируется	$3,0 \cdot 10^4$ (2000)

Менее жесткими должны быть требования к нормированию загрязнения наружных поверхностей самих контейнеров, которые размещаются в охранной таре либо в специальном вагоне-контейнере в случае транспортирования отработавшего ядерного топлива, а также внутренней поверхности вагона-контейнера. Контакт с такими поверхностями имеет в основном персонал (категория А), поэтому ДЗ неснимаемого (фиксированного) загрязнения для β-активных радионуклидов установлено на уровне допустимого потока β-частиц на кожу: $7 \cdot 10^5$ Бк/м² [2000 част./(мин·см²)]. Фиксированное загрязнение для α-активных нуклидов не регламентируется.

Снимаемое (нефиксированное) загрязнение нормируется с учетом возможности перехода радиоактивных веществ на кожу рук персонала в период транспортирования либо при перегрузке контейнеров, т.е. на уровне ДЗ_А для кожных покровов 1 част./(мин·см²) и 100 част./(мин·см²) для α- и β-активных радионуклидов соответственно.

Перед отправкой радиационных упаковок отправитель обязан измерить мощность эквивалентной дозы излучения каждой упаковки для определения транспортного индекса, проверить методом мазков, отсутствует ли "снимаемое" радиоактивное загрязнение радиоактивными веществами на наружной поверхности упаковки. Результаты радиационного контроля вписываются в накладную.

В пункте назначения после выгрузки радиационных упаковок грузополучатель обязан произвести радиометрическую проверку транспортных средств на отсутствие "снимаемого" загрязнения радиоактивными веществами.

Результаты радиометрической проверки оформляются актом радиометрического обследования транспортных средств и направляются местным органам санитарного надзора и грузоотправителю.

Перед выездом на линию автомобилей, выделенных для перевозки радиационного груза, администрация автохозяйства или грузоотправитель (по взаимной договоренности) должны

подробно проинструктировать водителей автомобилей о мерах безопасности. Во время инструктажа водителю и сопровождающему должен быть назван обязательный, наиболее безопасный и оптимальный маршрут движения, адрес и телефон получателя радиационного груза и организации, куда обращаться в случае возникновения аварийной ситуации.

При перевозке радиационного груза стоянка автомобилей в местах постоянного пребывания людей, а также заправка автомобилей на автозаправочных станциях общего пользования совместно с другими автомобилями запрещаются.

Воздушным транспортом перевозится приблизительно 40% общего числа радиационных упаковок, перевозимых всеми видами транспорта. Радиационные упаковки I, II и III транспортных категорий (кроме упаковок, с легковоспламеняющимися материалами) в любом сочетании можно перевозить на пассажирских, грузовых самолетах и вертолетах. Радиационные упаковки IV транспортной категории перевозятся только как "полный груз" на грузовых специально выделенных самолетах.

На судах морского флота перевозится менее 1% общего числа радиационных упаковок, перевозимых всеми видами транспорта, а на судах речного флота — крайне редко. В основном на судах морского флота перевозят упаковки в другие страны.

Перевозка радиационных упаковок железнодорожным транспортом составляет 20% общего количества перевозок всеми видами транспорта. Радиационные грузы можно перевозить грузовыми и пассажирскими поездами, кроме пригородных поездов.

В пассажирских поездах (в том числе в скорых и почтово-багажных) упаковки отправляются либо багажом, либо ручной кладью. В багажных вагонах пассажирских поездов перевозят мелкие партии радиационных упаковок I, II и III транспортных категорий.

Радиационные упаковки IV транспортной категории перевозят в отдельных крытых грузовых вагонах без тормозных площадок. Погрузку и выгрузку ведут отправители и получатели груза.

ДЕЗАКТИВАЦИЯ

На АЭС дезактивируют внутренние и внешние поверхности оборудования, спецодежду, помещения и т. п.

Дезактивация оборудования, т.е. удаление с помощью различных средств из теплоносителя и особенно из отложений на поверхностях оборудования активных продуктов коррозии и продуктов деления, — один из основных путей улучшения радиационной обстановки на АЭС.

Радиоактивное загрязнение наружных поверхностей оборудования, инструмента, лабораторной посуды, аппаратуры, поверхностей рабочих помещений, где проводятся работы с применением радиоактивных веществ в открытом виде не должно

превышать значений ДЗД.

Основные источники загрязнения поверхностей в помещениях АЭС — это радиоактивные продукты коррозии ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{59}Fe , $^{110\text{m}}\text{Ag}$ и небольшая доля продуктов деления ^{103}Ru , ^{134}Cs , ^{140}La , ^{144}Ce и др. В условиях АЭС практическую значимость с точки зрения радиационной безопасности имеют также радионуклиды ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{238-241}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{244}Cm .

Необходимо иметь в виду, что во время проведения ремонтных работ и перегрузки ядерного топлива в местах их проведения загрязненность возрастает в десятки раз.

Оборудование, инструмент и другие предметы, выносимые из радиационно-опасных зон в другие помещения, должны предварительно подвергаться дезактивации на месте для снижения загрязнения до значений контрольных уровней, установленных для этих помещений, или помещаться в контейнеры, упаковываться в пленочную или другую герметичную тару.

Во всех помещениях постоянного пребывания персонала, в которых ведутся работы с применением радиоактивных веществ в открытом виде, должна проводиться ежедневная уборка влажным способом. Периодически, не реже одного раза в месяц, должна проводиться полная уборка с мытьем стен, полов, дверей и наружных поверхностей оборудования. Сухая уборка помещений, за исключением вакуумной, запрещается. Уборочный инвентарь закрепляется за помещением для работ каждого класса и хранится в специально отведенных местах.

В помещениях постоянного пребывания персонала должен быть предусмотрен неснижаемый запас дезактивирующих средств и моющих растворов, подбираемых с учетом свойств радионуклида и его соединения, с которым проводится работа, а также характера поверхностей, подлежащих дезактивации. По окончании работ каждый работающий должен убрать свое рабочее место и при необходимости дезактивировать рабочее место и инструмент. Эти операции могут проводиться специально выделенным персоналом.

Необходимо контролировать эффективность дезактивации. Оборудование, инструменты, покрытия, являющиеся источником дополнительного облучения персонала, неподдающиеся очистке до допустимого уровня и не пригодные по этой причине для дальнейшего использования, подлежат замене и рассматриваются как радиоактивные отходы.

В случае разлива радиоактивного раствора необходимо собрать его и удалить, а при рассыпании радиоактивного порошка необходимо выключить вентиляционные установки, способные привести к распространению радиоактивных веществ, и затем принять меры к сбору и удалению его.

При работе с открытыми источниками должны быть предусмотрены средства ликвидации аварийных загрязнений (специальные растворы, инвентарь для уборки помещений, дополнительные индивидуальные средства защиты и т.д.). Набор таких средств должен быть определен заблаговременно.

В случае загрязнения радиоактивными веществами личной одежды и обуви они подлежат дезактивации под контролем службы радиационной безопасности, а в случае невозможности дезактивации — захоронению как радиоактивные отходы.

При дезактивации персонала, как правило, 90% загрязнения удаляются вместе с защитной одеждой, 7% с помощью душа. Неповрежденная кожа является великолепным барьером для радиоактивного загрязнения. Дезактивация, при которой нарушаются защитные свойства кожи, должна избегаться. Поэтому необходимо тщательно мыться слабым мыльным раствором и водой,

по крайней мере, вначале. Дезактивацию следует производить в направлении от чистых мест к более грязным. Необходимо уделять особое внимание загрязненности складкам на теле, ногтям и волосам. Также необходимо следить, чтобы загрязненная вода при мытье не разносила загрязнение дальше.

Дезактивация спецодежды и средств индивидуальной защиты. На АЭС при проведении дезактивации спецодежды, спецобувь и дополнительные средства индивидуальной защиты (СИЗ), как правило, условно подразделяются на 4 группы по степени загрязненности.

I группа — слабозагрязненные СИЗ, отправляемые на дезактивацию по гигиеническим соображениям. Уровень загрязнения не превышает 50 бета-частиц/(см²·мин).

II группа - загрязненные СИЗ. Уровень загрязнения в пределах КУ, установленных на АЭС.

III группа - сильнозагрязненные СИЗ. Уровень загрязнения в пределах от 1 до 10 КУ, установленных на АЭС.

IV группа - особо загрязненные СИЗ. Уровень загрязнения более 10 КУ, установленных на АЭС.

На некоторых АЭС СИЗ IV группы сразу направляются на захоронение.

В зависимости от группы спецодежды и средств индивидуальной защиты по загрязненности применяются различные способы дезактивации. Как правило, двухступенчатые способы дезактивации включают на первой стадии кислую обработку и на второй — щелочную (стирку и три полоскания).

Дезактивацию хлопчатобумажной и лавсановой спецодежды I и II групп можно производить вместе, но отдельно от спецодежды III и IV групп.

Пленочные СИЗ обрабатываются отдельно от других видов спецодежды в стиральных машинах, барабан которых разделен на секции, или в барботажных ваннах.

В качестве моющих средств применяются стиральные порошки, щавелевая кислота, лимонная кислота, кальцинированная сода, жидкое мыло, гексаметафосфат (или другая фосфорная соль), трилон Б и другие вещества.

Использование указанных веществ при соответствующих режимах обработки обеспечивает, как правило, снижение радиоактивного загрязнения спецодежды и СИЗ до допустимых уровней и не создает трудностей по очистке образующихся сточных вод.

Эффективность дезактивации и внешний вид спецодежды в значительной степени зависит от правильного полоскания. Полоскание удаляет загрязнения, перешедшие в раствор, а также моющие средства, использованные при стирке. Для предупреждения образования осадков на волокнах тканей необходимо при полоскании постепенно понижать температуру. Последнее полоскание проводят при комнатной температуре.

Контроль остаточной активной загрязненности проводится после сушки. Следует иметь в виду, что показания приборов после сушки могут увеличиться. Вся спецодежда III и IV групп загрязнения после стирки подвергается тщательному радиометрическому контролю и при наличии остаточной загрязненности выше предельно допустимого уровня возвращается на повторную обработку, а в случае если она не дает эффекта то направляется в радиоактивные отходы.

Моющие составы для дезактивации поверхностей помещений

и оборудования

готовятся с применением щелочных и кислых моющих средств и хранятся в виде порошка. Приготовление моющих растворов проводится на рабочем месте растворением порошка в воде. Так как вода недостаточно хорошо смачивает некоторые поверхности, то в водные растворы вводятся поверхностно-активные вещества (ПАВ). Смачивание создает необходимые предпосылки для замены воздушной среды на жидкую.

Загрязненные поверхности, неподдающиеся отмывке щелочными составами, обрабатываются кислым, а затем вновь щелочным. Время контакта водного моющего раствора с дезактивируемой поверхностью 5 — 15 минут, после чего он смывается и, при необходимости, наносится другой моющий раствор.

Если загрязненная поверхность не стойка к кислым или щелочным обработкам, то рекомендуется обрабатывать ее либо щелочными составами, либо кислыми составами 1 — 3 раза.

Сильнозагрязненные очаговые участки поверхностей окрашенных стен, оборудования, органических покрытий можно дезактивировать нанесением специальных паст, содержащих соли и кислоты.

Удаление старых лакокрасочных покрытий с поверхностей стен и оборудования можно производить смывками, выпускаемыми промышленностью, представляющими собой смесь растворителей с замедлителями процесса испарения.

При проведении дезактивации деталей и агрегатов наиболее эффективен двухступенчатый процесс с использованием на первой ступени механической обработки растворами щавелевой кислоты и перманганата калия (5 — 10 %) с последующей обработкой дезактивирующим раствором парожеткционным способом на второй ступени.

В случае дезактивации поверхностей некоторые загрязнения удаляют с применением липкой пленки. Необходимо защищать вновь очищенные поверхности листами пластиковой пленки во избежание повторного загрязнения. Очень полезны при дезактивации пылесосы влажного типа. Для защиты пылесоса от загрязнения необходимо использовать высокоэффективные фильтры. В таблице 10.4 даны некоторые рекомендации по дезактивации в различных ситуациях.

Таблица
10.4 Некоторые методы дезактивации
поверхностей

Метод	Поверхности	Действия	Методика	Преимущества	Недостатки
Вакуумная очистка	Сухие загрязненные поверхности	Удаление загрязненной пыли путем всасывания	Использование обычного вакуумного оборудования с эффективными фильтрами	Удобен на сухих пористых поверхностях. Позволяет избежать увлажнения.	Безопасна пылью, должна отфильтровываться и не попадать в выхлоп. Оборудование
Метод	Поверхности	Действия	Методика	Преимущества	Недостатки
Вода	Все непористые поверхности (металл, краска, пластик и т.д.). Не подходит для пористых материалов, таких как дерево, бетон, холст	Растворение и удаление	Используется для грубой очистки с использованием водяного душа и шланга высокого давления. Работать сверху вниз для исключения повторного загрязнения; с наветренной стороны, для избежания распыления; 4,5,6-метров оптимальное расстояние. Вертикальные поверхности должны быть очищены	Позволяет проводить дистанционную обработку. Загрязнение можно уменьшить на 50%. Водным раствором других дезактивирующих средств можно очистить оборудование	Необходимо контролировать слив воды. Пористые материалы будут поглощать загрязнение. Поверхности, покрытые жировой пленкой не дезактивируются. Неприменимо для сухих загрязненных поверхностей (использовать вакуум). Водяная пыль будет
Пар	Непористые поверхности (особенно окрашенные и лакированные)	Растворение и удаление	Работает сверху вниз в направлении ветра. Очищает поверхность со скоростью 1,2 кв. метра за минуту. Эффективность очистки паром	Пар снижает загрязнение на 90% на окрашенных поверхностях	Ограничения те же, что и с водой. Угроза распыления требует обязательного применения водозащитного снаряжения
Моющие средства	Непористые поверхности (особенно промышленные пленки)	Эмульгирующий агент, увлажняющий агент	Протирание поверхности в течении 1 мин. и вытирание сухой тряпкой. Используется чистая поверхность тряпки для каждого применения. Щетки, приводимые во вращение	Растворяет промышленные смазки, которые удерживают загрязнение. Загрязнение удаляется на 90%	Требует контакта с поверхностью, мягкий метод, неэффективен на старых загрязнениях
Комплексные образующие агенты (оксалаты, карбонаты)	Непористые поверхности (особенно не подвергавшиеся атмосферному влиянию; не ржавые, не покрытые известняком)	Образует растворимые комплексы с загрязняющими материалами	Раствор может содержать 3% (по весу) агента. Раствор распыляется на поверхность. Выдерживается 30 минут, периодически распыляя раствор. После выдержки смыть материал водой. Агенты можно использовать повторно	Загрязнение удерживается в растворе. Загрязнение (не подверженные воздействию атмосферы поверхности) уменьшается на 75% за 4 минуты. Хорошо хранятся, карбонаты не токсичны	Требуются применение в течении 5-30 минут. Малая проникающая способность на подвергшихся атмосферным воздействиям поверхностях
Органические растворители	Непористые поверхности (жирные, окрашенные, или ограниченные пластиком)	Растворение органических материалов (жиры, краски и т.д.)	Очищаемый предмет погружается в растворитель. Можно применять и при стандартных моющих процедурах.	Быстро растворяющего действия. Восстановление дистиллированным	Требует хорошей вентиляции и противопожарных предосторожностей. Токсичен для персонала. Материалы горючие

ГЛАВА 11

АЭС И ОКРУЖАЮЩАЯ СРЕДА

Как любое другое промышленное предприятие атомная электростанция взаимодействует с окружающей средой. В процессе своей деятельности предприятие, потребляя определенные природные ресурсы, производит полезную для человека продукцию. Как правило, при этом, в процессе производства, образуются какие-то ненужные, или вредные отходы. Соотношение между тем полезным эффектом, который Производит предприятие, и тем вредом, который оно наносит человеку и окружающей природной среде, и должно являться решающим аргументом внедрения технического новшества в жизнь.

Рассмотрим с этой точки зрения атомную электростанцию. Какие природные ресурсы ей необходимы? Во-первых, все сооружения станции занимают определенную площадь, отчуждая эту территорию из природопользования. Во-вторых, станция для своей работы потребляет большое количество воды, необходимое для охлаждения конденсаторов турбин. Кроме того, АЭС необходимо ядерное топливо, которое производится в процессе длительного и также ресурсо-потребляющего процесса. Этот процесс обычно называется ядерно-топливный цикл. Таким образом, хотя и опосредованно, АЭС использует для своей работы и богатства подземных недр. Использование природных ресурсов — это один путь экологического взаимодействия, пока неизбежный для технического прогресса человека.

Другим следствием технического прогресса, также пока практически повсеместным, является тот факт, что любое производство образует отходы. АЭС, в этом случае, не исключение. Схема взаимодействия АЭС с окружающей средой приведена на рис. 11.1.

Как видно из рисунка, АЭС является источником поступления во внешнюю среду: радиоактивных веществ в виде газоаэрозольных выбросов, жидких сбросов и твердых отходов, источником тепловых сбросов, а также электромагнитного излучения.

Как отмечено ранее, определяющим фактором развития каких-либо технологий является соотношение "польза — вред", то есть выгода, польза для человечества должна быть выше того ущерба, который данное производство может причинить. Прошло 43 года с момента пуска первой АЭС. В 1996 году количество энергоблоков АЭС в мире составило 437, а общая установленная мощность достигла 344 512 МВт, доля АЭС в мировом производстве электроэнергии составила 17% [17]. Не так уж плохо, учитывая, какое количество противников у ядерной энергетики, большую стоимость энергоблоков и многое другое. Некоторые страны ушли далеко вперед от среднего уровня развития атомной энергетики. Например, по данным компании "Электрисите де Франс" в 1996 году 77% всей электроэнергии Франции вырабатывалось АЭС. В 1997 году был пущен в работу энергоблок Шуз Б-1 мощностью 1455 МВт, после чего общая установленная мощность АЭС Франции составила 59 795 МВт с общим количеством работающих реакторов 57. И хотя после аварии на Чернобыльской АЭС темпы развития ядерной энергетики в мире несколько снизились, ядерная энергетика остается одним из основных источников энергии для человечества.



Рис. 11.1. Схема экологического взаимодействия атомной электростанции с окружающей природной средой

АЭС, КАК ИСТОЧНИК РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ВНЕШНЕЙ СРЕДЫ

Рассмотрим несколько подробнее образование радиоактивных отходов на атомной электростанции. Радиоактивные вещества образуются на АЭС в активной зоне реактора в результате ядерной реакции деления ядер ^{235}U и ^{239}Pu . Это главный источник образования радиоактивных веществ на АЭС. Кроме этого, они могут образовываться и в результате реакций активации потоком нейтронов различных материалов (конструкционных, продуктов коррозии), находящихся в активной зоне реактора при работе его на мощности.

Активность продуктов деления ядерного топлива чрезвычайно велика и становится тем больше, чем дольше работал реактор на мощности. Некоторое представление о количестве радионуклидов, образующихся в реакторе мощностью 1 ГВт (эл.) в течение года, может дать таблица 11.1

Большая часть образующихся радионуклидов имеет короткий период полураспада, поэтому после остановки реактора они достаточно быстро распадаются. Однако многие продукты деления имеют период полураспада от нескольких часов до десятков, сотен и более лет, что и обуславливает радиационную опасность ядерного реактора.

При нормальной эксплуатации АЭС накопленные в реакторе радиоактивные вещества практически не могут попасть в окружающую среду благодаря ряду защитных барьеров на пути их возможного выхода (см. рис. 11.2).

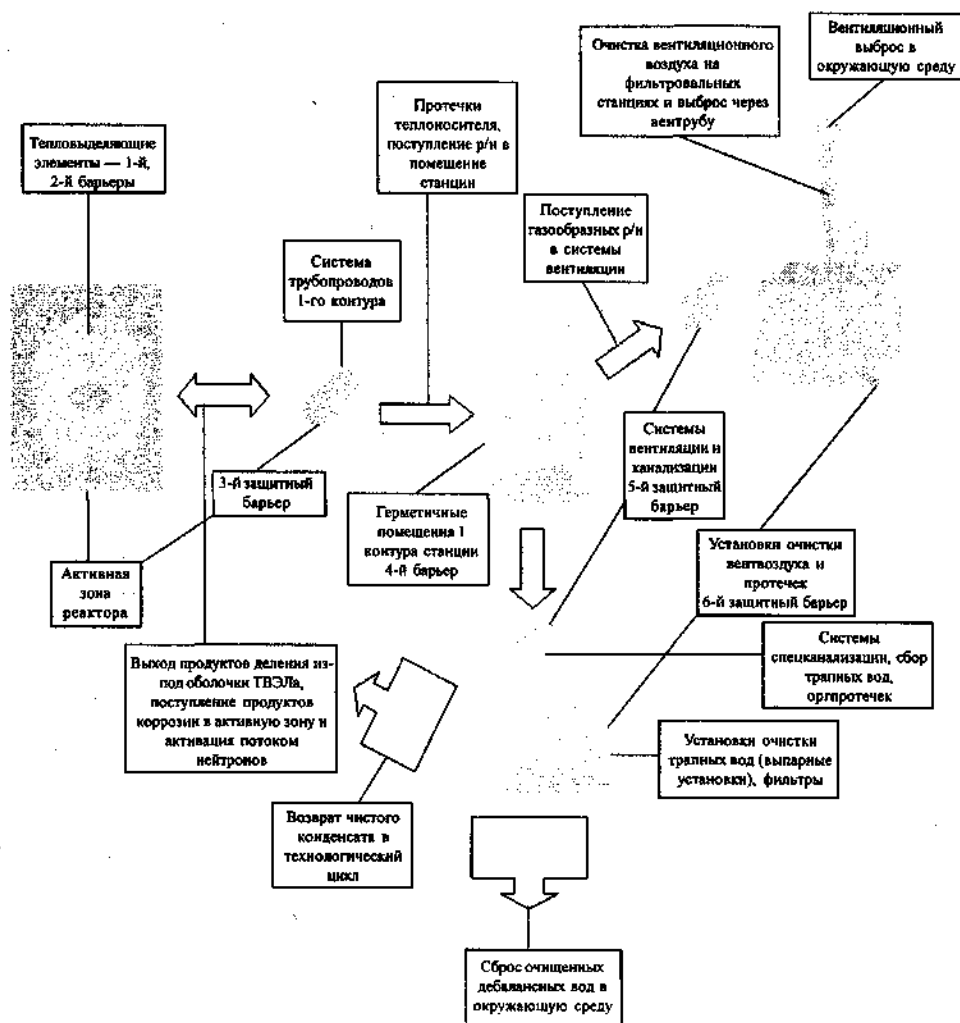


Рис. 11.2. Схема защитных барьеров на АЭС и пути поступления радионуклидов в окружающую среду.

Таблица 11.1

**Продукты деления, образующиеся в реакторе
мощностью 1 ГВт (эл.) в течение 1 года работы.
(Активность - ТБк= 10^{12} Бк)**

Радионуклид	Активность ТБк	%	Радионуклид	Активность ТБк	%
Ксенон-133	2046,1	8,19	Йод-132	1365,3	5,47
Барий-140	1912,9	7,66	Рутений- 103	1143,3	4,58
Лантан- 140	1912Д	7,66	Родий-103	1143,3	4,58
Цирконий-95	1820,4	7,29	Церий-144	987,9	3,96
Иттрий-91	1809,3	7,25	Празеодим- 144	987,9	3,96
Ниобий-95	1783. 4	7,14	Йод-131	932. 4	3,73
Церий-141	1768,6	7,08	Неодим-147	806,6	3,23
Празеодим- 1	1676, 1	6,71	Стронций-90	52,91	0,21
Стронций-89	1413,4	5,66	Цезий-137	39,96	0,16
Теллур-132	1365,3	5,47	Цезий-136	1,924	0,01
Суммарная активность продуктов деления				24969,894	100

Первым защитным барьером является, собственно, сам способ приготовления топлива — спекание диоксида урана в таблетки топливной композиции. Спеченная топливная композиция представляет собой очень прочный, твердый материал, структура которого хорошо удерживает образующиеся продукты деления. Свыше 99,9% от общей их активности сосредоточено именно в топливных таблетках двуокиси урана работающего реактора.

Вторым защитным барьером на пути выхода радионуклидов является герметическая металлическая оболочка тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ). Оболочка удерживает поступающие газообразные продукты деления, кроме того, при температурах свыше 1200°C , структура топливной композиции может изменяться и под оболочку ТВЭЛа могут поступать и другие продукты деления не только с поверхностного слоя топлива, но и из внутренних его слоев. В том случае, когда оболочка ТВЭЛа теряет герметичность, радионуклиды поступают в теплоноситель, циркулирующий через активную зону реактора по системе трубопроводов 1 контура. Процесс потери герметичности оболочки тепловыделяющего элемента можно разделить на две стадии. Первая, когда имеют место микротрещины и из под оболочки выходят только газообразные продукты деления, а величина выхода их зависит от температурных нагрузок. И вторая, когда дефект становится достаточно большим, чтобы обусловить выход твердых веществ или собственно топливной композиции. На АЭС с реакторами канальной схемы системы контроля целостности этого барьера, так называемые системы КГО (контроль герметичности оболочек), обычно позволяют своевременно обнаружить возникновение микротрещины ТВЭЛа и выгрузить отдельную дефектную ТВС (тепловыделяющую сборку). В результате не допускается значительное развитие дефекта и опасное повышение активности теплоносителя. На АЭС с корпусными реакторами (типа ВВЭР-1000) контроль осуществляется по содержанию продуктов деления в теплоносителе.

В соответствии с требованиями Общих положений обеспечения безопасности АЭС (ОПБ-88) допустимое количество ТВЭЛ, имеющих газовую неплотность, составляет 1%. Процент ТВЭЛ, имеющих дефекты, обуславливающие контакт топлива с теплоносителем, когда наблюдается выход твердых продуктов деления, не должен превышать 0,1%. В случае превышения указанных пределов реактор подлежит останову. Наблюдаемое на действующих АЭС содержание продуктов деления в теплоносителе обычно во много раз ниже допустимых значений. Так, например, на АЭС с ВВЭР — 440 удельная активность продуктов деления в воде первого контура в режиме нормальной эксплуатации составляет:

- Инертные радиоактивные газы — $5 \cdot 10^4$ — $1 \cdot 10^6$ (^{133}Xe — $1 \cdot 10^6$, ^{135}Xe — $2,5 \cdot 10^6$, $^{85\text{m}}\text{Kr}$ — $5 \cdot 10^4$, ^{88}Kr — $5 \cdot 10^4$) Бк/м³
- Изотопы йода — $1,5 \cdot 10^4$ — $2 \cdot 10^5$ (^{131}I — $1,5 \cdot 10^4$, ^{133}I — $1 \cdot 10^5$, ^{135}I — $2 \cdot 10^5$) Бк/м³

На АЭС с РБМК — 1000 характерные значения некоторых продуктов деления представлены в таблице:

Таблица 11.2.

**Характерные значения удельной активности продуктов деления
в теплоносителе АЭС с РБМК**

Нуклид	^{131}I	^{137}Cs	^{141}Ce	^{103}Ru	^{106}Ru	^{134}Cs
Удельная активность, в Ки/кг	$4 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-9}$

Другим источником образования радиоактивных веществ на АЭС, кроме ядерной реакции деления, служит процесс активации. Теплоноситель и переносимые им примеси, в первую очередь продукты коррозии металла трубопроводов контура, попадая в активную зону, подвергаются мощному облучению потоком нейтронов и становятся радиоактивными. Так, если теплоноситель вода, то при захвате нейтрона с испусканием протона ядром атома ^{16}O образуется радиоактивный изотоп ^{16}N . Кроме того, в воде всегда присутствует воздух, а следовательно, газ аргон, который, активируясь, образует радиоактивный изотоп ^{41}Ar . В воде обычно всегда имеются продукты коррозии конструктивных элементов реактора и трубопроводов контура. В результате их активации образуются радионуклиды ^{60}Co , ^{59}Fe , ^{56}Mn и др.

Не все радионуклиды имеют одинаковое значение с точки зрения радиационной безопасности и защиты окружающей среды. Например, изотоп ^{16}N имеет очень малый период полураспада ($T_{1/2} = 7,11$ сек), поэтому он просто не успевает выйти за пределы АЭС (являясь, мощным γ -излучателем, он в основном обуславливает необходимость биологической защиты реактора и трубопроводов 1 контура при работе на мощности). Основное значение, с точки зрения радиационной безопасности и охраны окружающей среды, имеют ряд газообразных

радионуклидов, таких как ^{85}Kr , ^{41}Ar и др., а также радионуклиды с большим периодом полураспада и большой биологической активностью, такие как ^{137}Cs , ^{90}Sr .

Следующим защитным барьером является полностью замкнутая система трубопроводов первого контура, не допускающая поступление радионуклидов в помещения АЭС. Накоплению радиоактивных продуктов в теплоносителе препятствует система постоянной очистки, так называемая система байпасной очистки 1 контура.

В результате нарушения герметичности задвижек или других устройств первого контура, радиоактивные вещества с протечками могут попадать в помещения АЭС. И затем, за счет выхода газообразных радионуклидов, загрязнять воздух и образовывать загрязненные радионуклидами трапные воды. Однако и в этом случае, их выходу во внешнюю среду препятствует следующий защитный барьер.

Все газообразные радионуклиды собираются системами вентиляции станции и направляются на специальные установки очистки, и только после очистки до допустимых уровней содержания радионуклидов они могут поступать во внешнюю среду.

Загрязненные трапные воды также собираются, очищаются и возвращаются в технологический цикл, или очищенные до нормативных безопасных уровней сбрасываются во внешнюю среду.

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ АЭС

Радиоактивные отходы (РАО) — неиспользуемые жидкие и твердые вещества или предметы, образующиеся в результате деятельности учреждения, общая активность, удельная активность и радиоактивное загрязнение поверхностей которых превышает уровни, установленные действующими нормативными документами.

Любая деятельность в сфере обращения с радиоактивными отходами на Украине регулируется Законом Украины "Об обращении с радиоактивными отходами". В соответствии с данным Законом *обращение с радиоактивными отходами* — деятельность, связанная со сбором, переработкой, транспортировкой, хранением и захоронением радиоактивных отходов.

Сбор радиоактивных отходов осуществляется силами и средствами учреждения, в котором образуются радиоактивные отходы, отдельно от обычного мусора и строго отдельно с учетом:

- физического состояния (твердые, жидкие);
- происхождения (органические, неорганические, биологические);
- периода полураспада радионуклидов, находящихся в отходах (до 15 суток, более 15 суток);
- взрыво-и огнеопасности (опасные, безопасные).

Система обращения с радиоактивными отходами должна включать в себя сбор отходов, временное их хранение, переработку, удаление и захоронение. Должны назначаться лица, ответственные за сбор и передачу на захоронение радиоактивных отходов в учреждении, которые обязаны вести учет радиоактивных отходов. На каждую партию радиоактивных отходов, передаваемых на захоронение, необходимо оформлять паспорт.

Контейнеры для радиоактивных отходов должны быть типовыми. Размер и конструкция контейнеров определяется типом и количеством радиоактивных отходов, видом и энергией излучений радионуклидов. Внутренние поверхности контейнеров для многократного использования должны плавно сопрягаться, быть гладкими, выполненными из

слабосорбирующего материала, допускающего обработку кислотами и специальными растворами, и иметь достаточную механическую прочность. Контейнеры должны закрываться крышками. Конструкция контейнеров должна быть такой, чтобы была возможна их механизированная погрузка и выгрузка. Мощность дозы излучения на расстоянии 1 метр от сборника с радиоактивными отходами допускается не более 10 мбэр/ч.

Транспортировка, переработка и захоронение радиоактивных отходов производится пунктами захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) или специализированными комбинатами.

Хранение радиоактивных отходов — размещение РАО в объекте, в котором обеспечивается изоляция от окружающей природной среды, физическая защита и радиационный мониторинг, с возможностью последующего извлечения, переработки, транспортировки и захоронения. На АЭС хранение жидких и твердых РАО осуществляется соответственно в хранилищах жидких отходов (КЖО) и хранилищах твердых отходов (ХТО). Хранение РАО может осуществляться как по месту образования РАО, так и по месту переработки и захоронения РАО.

Захоронение радиоактивных отходов — размещение РАО в объекте, предназначенном для обращения с РАО без намерения их использования.

Захоронение РАО во временных ПЗРО, как правило, запрещается. Но в отдельных случаях допускается захоронение РАО во временных могильниках. Таким примером может быть захоронение РАО в процессе ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 году. Извлечение РАО из временных могильников зоны отчуждения ЧАЭС, их переработка и захоронение являются актуальной проблемой до настоящего времени.

Степень радиационной опасности при сборе, транспортировке, переработке и захоронении радиоактивных отходов зависит от следующих основных факторов:

- величины активности;
- вида и энергии излучения;
- степени токсичности радиоактивных веществ, со держащихся в отходах;
- периода полураспада радионуклидов;
- физического состояния отходов (жидкие, твердые);
- вида и состояния тары.

ТРО и ЖРО, содержащие короткоживущие нуклиды с периодом полураспада до 15 суток, выдерживают в течение времени, обеспечивающего снижение активности до безопасных уровней, а затем удаляют как обычный мусор на организованные свалки, а ЖРО — в хозяйственно-бытовую канализацию при обязательном радиационном контроле.

Отработанное ядерное топливо АЭС, которое не подлежит переработке, после соответствующей выдержки хранится в специальных хранилищах отработанного ядерного топлива (ХОЯТ), оборудованных техническими средствами извлечения топлива из этого хранилища.

На протяжении всего времени хранения или захоронения РАО регулярно осуществляется контроль за их состоянием, радиационной обстановкой в хранилищах и окружающей природной среде.

В необходимых случаях для учреждений устанавливаются допустимые сбросы радиоактивных веществ в поверхностные водоемы.

В хозяйственно-бытовую канализацию допускается сброс радиоактивных сточных вод с

концентрацией, превышающей $ДК_B^{ingest}$ для воды не более чем в 10 раз, если обеспечивается

их десятикратное разбавление нерадиоактивными сточными водами в коллекторе данного учреждения, а суммарный сброс радиоактивных веществ в водоем не превысит установленного

допустимого уровня. При малых количествах жидких радиоактивных отходов (менее 200 л),

а также при невозможности их разбавления, отходы должны собираться в специальные емкости для последующего удаления и захоронения.

При удалении сточных вод непосредственно из учреждений или общегородской канализации в открытые водоемы концентрация радиоактивных веществ в сточных водах у места спуска их в водоем не должна превышать допустимой концентрации $ДК_B^{ingest}$ для воды.

Запрещается удаление жидких радиоактивных отходов в поглощающие ямы, колодцы, скважины, на поля орошения, поля фильтрации, в системы подземного орошения.

Газообразные радиоактивные выбросы

Наиболее значительную роль в формировании радиационной обстановки в районе размещения АЭС играют инертные радиоактивные газы (ИРГ) и изотопы йода. В целом, в состав газообразных радионуклидов осколочного происхождения входят: 18 изотопов криптона, 15 изотопов ксенона и 20 изотопов йода. С точки зрения радиационной опасности

для населения, наибольшее значение имеют радионуклиды криптона, ксенона и йода. Кроме

этих нуклидов весьма значительную роль играют аэрозольные выбросы изотопов стронция - 89, 90 и цезия - 134, 137, которые являются продуктами распада газообразных нуклидов.

Механизм выхода летучих радиоактивных веществ в окружающую среду из технологического цикла АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК имеет ряд различий. Основным путем поступления газо-аэрозольных выбросов в окружающую среду от реакторов ВВЭР являются дегазация и испарение воды теплоносителя первого контура. Вода насыщается радиоактивными веществами в результате активации (3H , ^{14}C , ^{41}Ar) и непосредственного ее

контакта с негерметичными оболочками ТВЭЛов (изотопы I, C, Kr, Xe, Sr, Ce, Ru). Непосредственным источником поступления в атмосферный воздух летучих радиоактивных

веществ (в особенности 3H) от реактора ВВЭР является вентиляционная система герметичных

помещений первого контура и самого реактора.

Нуклидный состав газообразных выбросов АЭС с РБМК, в основном определяется газа-

ми, поступающими с эжекторов турбины — это радионуклиды продуктов деления (радионуклиды криптона и ксенона). Кроме этого, в состав газообразного выброса входит газ активационного происхождения — Ar, образующийся в газовом контуре и циркуляционных трубопроводах и баках контура охлаждения СУЗ. Активность и нуклидный состав крип-

тона и ксенона зависит, вообще говоря, от радиационного состояния активной зоны реактора,

а активность Ar — от мощности реактора. При длительной работе реактора на мощности радиационное состояние его активной зоны стабилизируется и при реализации оптимального

управления радиационным состоянием поддерживается практически на одном уровне. Это

значит, что нуклидный состав газообразных продуктов деления также стабилизируется и мало меняется в условиях нормальной эксплуатации реактора.

Радионуклиды йода присутствуют в выбросе в трех физико-химических формах:

- в аэрозольной, т.е. это радионуклиды, сорбированные на аэрозольных частицах;
- в газообразной, где основную массу составляет молекулярный йод (I_2);

- в виде органического соединения — йодистого метила (CH_3I). трудно сорбируемого и обладающего высокой проникающей способностью через фильтры.

Йод, как продукт деления, образуется в атомарном виде, но в теплоносителе КМЩ уже присутствует во всех формах. В выбросе нормально функционирующих АЭС соотношения между формами йода следующие:

- аэрозольная 1 — 2%;
- молекулярная 40 — 50%;
- органическая 50 — 60%.

Изотопный состав йода представлен ^{131}I и ^{133}I , причем доля их в выбросе примерно одинакова (см. табл. 11.3).

Таблица 11.3.

**Нуклидный состав йодных выбросов
Чернобыльской АЭС**

Точка контроля	Йод-131 (%)	Йод-133 (%)
ВТ-1 (1-я очередь)	48	52
ВТ-2 (2-я очередь)	58	42

Изотопный состав аэрозолей долгоживущих нуклидов (ДЖН) в выбросе, в общем, представлен 20 — 25-ю радионуклидами. Среди них можно выделить 7 — 10 нуклидов, имеющих повышенную по сравнению с другими объемную активность, вклад этих радионуклидов в суммарную мощность выброса представлен в табл. 11.4.

Таблица 11.4

Нуклидный состав выбросов ДЖН ЧАЭС, %

Радионуклид	Вклад, %	Радионуклид	Вклад, %
Йод-131	10 — 30	Марганец-54	1,5 — 2,5
Хром-51	35 — 55	Железо-59	0,8 — 1,6
Кобальт-60	2,5 — 4,5	Цезий-137	5 — 7
Кобальт-58	1,3 — 2,3	Цезий-134	3 — 5

Радионуклиды продуктов деления по номенклатуре и активности присутствуют в составе ДЖН в количестве, зависящем от того, каково радиационное состояние активной зоны реактора, то есть сколько и с какими дефектами эксплуатируется негерметичных ТВЭЛ в активной зоне. Радионуклиды продуктов коррозии накапливаются в теплоносителе в зависимости от сроков работы АЭС.

Третьим важным источником радиоактивных выбросов АЭС с реакторами РБМК являются активированные и насыщенные летучими осколочными продуктами деления газы, которыми продувается графитовая кладка реактора.

Химические формы газо-аerosольных выбросов АЭС разнообразны: ИРГ поступают в атмосферу в своих молекулярных формах; тритий в виде ^3HNO , ^3HN , $^3\text{H}_2$; ^{14}C — в виде $^{14}\text{CH}_4$, $^{14}\text{CO}_2$ и ^{14}CO ; изотопы йода — в форме метил-йодида и других простых органических соединений, а также в форме I и I_2 ; $^{89-90}\text{Sr}$, $^{131,137}\text{Cs}$, ^{144}Ce — в виде сульфатов, нитратов, хлоридов, карбонатов; изотопы плутония — в виде нерастворимой окиси PuO_2 и растворимого $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$, адсорбированных на частицах размером 0,2-0,8 мкм.

Все парогазовые и aerosольные выбросы АЭС проходят систему очистки (в частности, выдерживаются определенное время в газгольдерах (камеры выдержки) для распада короткоживущих радионуклидов) или очистку на специальных установках подавления активности (УПАК).

Для очистки вентиляционного воздуха от aerosолей, в составе вентсистем на АЭС, предусматриваются фильтровальные станции. Это блоки с различными адсорбирующими фильтрами (угольными, aerosольными). Эффективность очистки на таких фильтрах довольно высока, например эффективность aerosольных фильтров типа ДКЛ—23 составляет 90 — 95%.

Кроме рассмотренных выше радионуклидов, в выбросах АЭС присутствуют также изотопы трития — сверхтяжелого водорода, и углерода 14.

Тритий, содержащийся в воздушных выбросах и водяных сбросах АЭС, входит в состав паров воды и практически беспрепятственно проходит системы очистки. Радиобиологическая роль трития определяется его химическими свойствами, которые полностью соответствуют обычному водороду, в результате чего тритий может входить в состав любых органических и неорганических соединений. Поскольку период полураспада трития довольно велик (12,26 года), он мог бы представлять серьезную радиационную опасность если бы не являлся очень мягким бета-излучателем (средняя энергия бета-излучения трития составляет 5,8 кэВ). Доля трития, выбрасываемого в атмосферу АЭС с реактором ВВЭР-1000, составляет 32% от его общего поступления в окружающую среду АЭС (остальное количество ^3H содержится в жидких сбросах). Средняя концентрация изотопа в воздушном выбросе реактора данного типа — 1 — 2 Бк/л. Для реакторов РБМК эти показатели в 10 — 100 раз ниже.

^{14}C — также биогенный элемент, который может участвовать в биохимических и биологических процессах, наряду со своим стабильным изотопом. Его излучение (чистый бета-излучатель, со средней энергией 54 кэВ) не представляет серьезной радиационной

опасности. Однако, благодаря своему большому периоду полураспада (5730 лет), углерод-14 может накапливаться и, в связи со своей биологической активностью, имеет важное значение. ^{14}C образуется в естественных условиях в верхних слоях атмосферы в результате

взаимодействия космических нейтронов с азотом воздуха. На АЭС он образуется в результате активации ^{13}C , ^{14}N , и ^{17}O . Основная масса ^{14}C удерживается в месте его образования,

в активной зоне, и за ее пределы не поступает, и АЭС не играют существенной роли, как источник ^{14}C . В связи с тем, что большие количества ^{14}C образовывались при ядерных испытаниях, а также при переработке облученного ядерного топлива, в настоящее время во всем мире проводится контроль его содержания в объектах внешней среды, однако допустимых норм его содержания в выбросах АЭС не установлено.

Жидкие радиоактивные отходы

Технологический процесс на атомной электростанции сопровождается образованием жидких отходов. Для поддержания необходимого водно-химического режима теплоносителя

и снижения его радиоактивности, часть теплоносителя постоянно подвергается очистке на специальных фильтровальных установках. На АЭС с кипящими реакторами постоянной очистки подвергается и конденсат. В качестве фильтрующих материалов применяются специальные ионообменные смолы и перлиты. Регенерационные воды этих фильтров, а также пульпы отработанных смол и перлита, являются жидкими радиоактивными отходами. Кроме того, выполнение требований обеспечения радиационной безопасности и санитарии (уборка помещений, стирка спецодежды, мытье в душевой и т.д.) также приводит к образованию жидких радиоактивных отходов.

Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО), образующиеся на АЭС, считаются радиоактивными, если содержание радионуклида в них превышает допустимую концентрацию $\text{ДК}_\text{в}^{\text{ingest}}$ для питьевой воды, а в случае наличия смеси радионуклидов — если сумма отношений их концентраций к соответствующей ДК превышает единицу.

По объемной активности ЖРО подразделяются на три категории:

- низкоактивные — менее $3,7 \cdot 10^5$ Бк/л ($1 \cdot 10^{-5}$ Ки/л);
- среднеактивные — от $3,7 \cdot 10^5$ Бк/л ($1 \cdot 10^{-5}$ Ки/л) до $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/л (1 Ки/л);
- высокоактивные — более $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/л (1 Ки/л).

Основные виды жидких отходов на АЭС:

• трапные воды — сточные воды, образующиеся в результате неорганизованных протечек теплоносителя, обмывочные воды и растворы дезактивации, стирки и т. д.;

• организованные протечки;

• пульпа отработанного фильтроперлита — намывных механических фильтров

установок

очистки теплоносителя контуров многократной принудительной циркуляции и конденсата;

- пульпа ионообменных смол установок спецводоочистки (теплоносителя и трапных вод);
- регенерационные воды ионообменных фильтров;
- кубовые остатки после переработки трапных вод;
- лабораторные сточные воды.

По своему радиохимическому составу эти воды существенно различаются и, соответственно, отличается технология их переработки. Выбор схемы переработки и удаления отходов находится в прямой зависимости от многих факторов: характеристика отходов (активность, агрегатное состояние, радиохимический состав); количество отходов, подлежащих обезвреживанию; требуемая степень очистки с учетом санитарных правил; способ окончательного хранения концентрата (см. рис. 11.3).

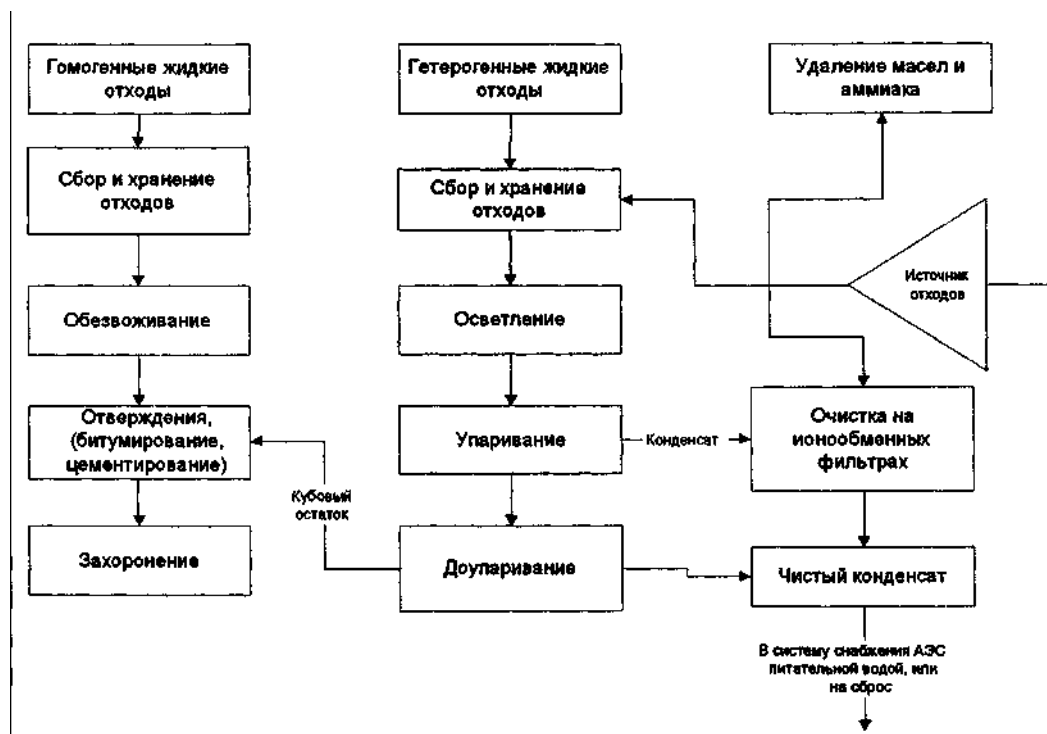


Рис. 11.3. Схема очистки жидких радиоактивных отходов на АЭС.

Для переработки жидких радиоактивных отходов на АЭС используют термические, сорбционные и мембранные методы. Поскольку ни один из известных методов в отдельности не обеспечивает эффективной очистки, они обычно применяются комплексно. Поэтому система очистки ЖРО на станции представляет собой целую цепочку различных установок. Наиболее часто применяются термические и сорбционные методы. Термический метод (дистилляция или упаривание) производится на специальных выпарных установках, отличается относительной простотой и эффективностью (K очистки, достигает $10^4 - 10^6$). Термический метод обычно дополняют сорбционные методы — удаление радионуклидов в результате адсорбции, ионного обмена, адгезии и т.д. Сорбционные установки представляют собой

насыпные или намывные фильтры со специальными ионообменными смолами (типа АВ-17-8 или КУ—2-8 и др.). Мембранные способы очистки (использование молекулярных фильтров) на действующих АЭС в нашей стране применяется недостаточно широко, однако они являются весьма перспективным методом обработки жидких радиоактивных отходов.

В результате очистки вода очищается от всех примесей, в том числе и радионуклидов, настолько хорошо, что может быть возвращена обратно в технологический цикл или сброшена в виде дебалансных вод, активность которых на АЭС с реакторами ВВЭР составляет 2-40

МБк/год (10^{-4} - 10^{-3} Ки/год). Аналогична и величина активности дебалансных вод на АЭС с РБМК.

На Чернобыльской АЭС применяется установка для очистки трапных вод от солей и радиоактивных примесей до степени чистоты, позволяющей сбрасывать очищенные воды в пруд-охладитель или использовать в оборотном цикле. Очистке подвергаются протечки контура, не попадающие организованному сбору и попадающие в трапы спецканализации, минерализованные воды и растворы от дезактивации оборудования и регенерации ионообменных смол, частично обмывочные воды помещений, воды спецпрачечной и др.

Очистка трапных вод является многоступенчатым процессом, включающим:

- коагуляцию на гидроокиси железа для удаления солей жесткости, гидроокисей тяжелых металлов и частично мыла;

- очистку дистилляцией на трехкорпусной выпарной установке от нелетучих примесей (соли, продукты коррозии и др.);

- дегазацию для удаления из конденсата выпарной установки инертных радиоактивных газов (ксенон, криптон) и углекислоты, образующейся из бикарбонатов за счет их разложения при выпаривании;

- доочистку конденсата выпарной установки фильтрацией на фильтре с активированным углем от органических примесей и на ионообменных фильтрах от растворимых солей.

Раствор из последнего, третьего, корпуса выпарного аппарата насосами подается в доупариватель, где происходит его глубокое упаривание. Пар доупаривателя конденсируется и возвращается в емкость коагулированной воды, а кубовой остаток перекачивается в емкости ХЖО.

Очищенная вода через фильтр-ловушку направляется в баки чистого конденсата, из которых после контроля на радиоактивность и солесодержание сбрасывается или пускается в оборотное водопользование.

В таблице 11.5 представлена характеристика сбросов ЧАЭС, причем необходимо отметить, что приведенные значения учитывают смыл радионуклидов с территории станции, загрязненной после аварии 1986 г.

Таблица 11.5

Характеристика жидких сбросов Чернобыльской АЭС (после аварии 1986 г)

Радионуклид	Годовые регламентируемые ДС, Ки*	Годовые регламентируемые КС, Ки*	Фактический годовой сброс за 1997 г., Ки
⁵⁴ Mn	6,7	0,4	—
⁶⁰ Co	1,6	0,5	0,17
¹³⁴ Cs	1,6	0,7	
¹³⁷ Cs	1,6	1,0	0,68
⁹⁰ Sr	1,6	0,3	0,27

* — (ДС) допустимые, (КС) контрольные уровни сбросов в водоем-охладитель ЧАЭС

В дебалансной воде обычно содержится остаточное количество трудно улавливаемых при очистке продуктов деления, коррозии и активации самой воды. Из них наибольший интерес представляет не улавливаемый системами водоочистки тритий. Из других радионуклидов для стоков АЭС весьма актуальны ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs .

Хранение концентратов ЖРО среднего уровня активности на АЭС осуществляется в виде кубовых остатков и пульп фильтрующих материалов (перлита, ионообменных смол, активированного угля и др.). Гомогенные (кубовые остатки) и гетерогенные (пульпы) концентраты хранят раздельно, поскольку последующее обращение (удаление из емкости, отверждение) с ними неодинаково.

Хранение преследует как минимум две цели: изолировать отходы от окружающей среды до создания и пуска установок по более надежной локализации — отверждению; выдержать отходы для распада короткоживущих радионуклидов.

Хранилище жидких отходов представляет собой систему цилиндрических емкостей, как правило из нержавеющей стали, помещенных в железобетонные колодцы такой же формы для более надежной изоляции. Объем каждой емкости составляет несколько сот кубометров. Для случая аварийной протечки емкостей на дне колодцев предусмотрены приямки и системы откачки протечек из этих приямков.

Количество выделяемого в емкостях тепла при распаде продуктов деления невелико и не требует обычно организации специального теплоотвода. Необходимость в нем возникает, как правило, при активности концентратов более $4 \cdot 10^{11}$ Бк/л. Во избежание накопления в емкостях взрывоопасных газовых смесей с продуктами радиолиза их вентилируют и периодически продувают азотом или воздухом.

Емкости обычно заглублены в землю, однако степень заглубления лимитируется уровнем грунтовых вод. Для исключения проникновения грунтовых вод в ХЖО уровень их должен быть на 4 м ниже дна емкостей. Для исключения контакта с атмосферными осадками емкости

сверху закрывают гидроизолирующими покрытиями.

Контроль за возможным выходом радионуклидов из емкостей обеспечивают установкой на расстоянии 5 — 10 м от ХЖО наблюдательных скважин.

Объем хранилищ ранее принимали, исходя из времени их эксплуатации, 20 — 30 лет. Однако в настоящее время продолжительность хранения жидких отходов определяется сроком ввода в эксплуатацию систем отверждения.

Хранение ЖРО высокой активности. Состав и свойства жидких отходов высокой активности обуславливают необходимость их хранения в строго контролируемых условиях. На свойства отходов существенно влияет энергия, выделяемая в результате распада радионуклидов. Тепловыделение высокоактивных отходов приводит к тому, что температура в резервуаре может достигать точки кипения. Считается необходимым поддерживать температуру при хранении высокоактивных жидких отходов в резервуарах не выше $50 - 60^\circ\text{C}$ в течение всего периода хранения. С этой целью резервуары снабжают специальной системой охлаждения, для чего используют чаще всего змеевиковые холодильники.

Важным фактором, определяющим условия хранения жидких отходов высокого уровня активности, является радиолиз составных частей отходов. Сложный химический состав отходов

обуславливает целый комплекс радиационно-химических превращений в процессе их хранения. С точки зрения определения условий хранения наиболее важны процессы, ведущие к выделению газообразного водорода и появлению твердой фазы. С учетом способности водорода образовывать взрывоопасные смеси с кислородом воздуха и окислами азота, при хранении отходов высокого уровня активности, в газовом пространстве резервуара предусматривают продувку воздухом или инертным газом.

Срок изоляции радиоактивных отходов от окружающей среды определяется наличием не только долгоживущих радионуклидов, но и вредных для окружающей среды стабильных химических соединений. С этой точки зрения надежная изоляция должна быть вечной. Необходимость периодической замены резервуаров и строгого контроля в процессе их эксплуатации не позволяет признать этот способ хранения приемлемым для постоянного хранения отходов высокого уровня активности.

Отверждение отходов среднего уровня активности. Концентраты ЖРО после их переработки должны храниться в течение сотен лет в изоляции от окружающей среды. Изоляция жидких концентратов обеспечивается их хранением в емкостях из нержавеющей стали, помещенных в железобетонные отсеки. После гарантированного срока службы емкостей (около 20 лет) их необходимо освобождать во избежание возможной коррозии материала и утечки концентратов в окружающую среду. Утечек отходов из емкостей можно избежать переводом их в не текучее твердое состояние. Простейший вариант перевода в твердое состояние — получение твердых кристаллов или плава кристаллогидратов (солевого плава) в виде монолита.

Солевой плав получают в результате переработки кубового остатка на установках глубокого упаривания (УГУ). Химический состав кубового остатка определяется химическими компонентами, используемыми на АЭС, а также технологиями переработки трапных, борсодержащих, душевых вод и воды спецпрачечной.

Кубовой остаток — это щелочной боронитратный солевой раствор с примесями (2 — 3%) оксалатов, карбонатов, сульфатов и хлоридионов с солесодержанием от 200 до 500 г/л. В кубовом остатке могут со держаться ионообменные смолы.

Солевой плав получается на УГУ при температуре 125 °С и заливается в металлические контейнеры. Контейнеры выдерживаются не менее 24 часов и после затвердевания солевого плава и контроля на отсутствие влаги направляются на хранение.

Однако получение солевого плава не устраняет возможности вымывания из отходов растворимых компонентов, в том числе и радионуклидов, при попадании в него воды из окружающей среды (грунтовые воды, атмосферные осадки). Чтобы устранить эту возможность, необходимо концентраты перевести в такую твердую форму, из которой вымываемость была бы минимальной, исключающей загрязнение открытой гидросети выше допустимых норм. Обычно для этой цели используются специальные материалы (связующие), совместимые с компонентами концентрата отходов, обладающие хорошими гидроизолирующими свойствами и другими характеристиками. Концентраты обезвоживаются

и смешиваются со связующими, образуя твердый продукт с низкой вымываемостью из него радиоактивных веществ.

Обезвоживание концентратов жидких радиоактивных отходов осуществляется двумя способами: механическим (для пульпы) и термическим (для кубовых остатков).

Механический путь более выгоден, так как требует значительно меньше энергетических затрат, однако для гомогенных систем он неприемлем. Механическое обезвоживание обычно осуществляют центрифугированием или фильтрованием на вакуумных или напорных намывных фильтрах, а также отжатием воды вальцами. Содержание воды в конечном продукте при этом составляет 40 — 80% и зависит как от способа обезвоживания, так и от свойств пульпы. Обезвоженная пульпа, как правило, нетекуча. Поэтому транспортирование и дозирование ее на смешение со связующим обычно осуществляется шнеком.

Термическое обезвоживание обеспечивается методами сушки. Применительно к обезвреживанию радиоактивных продуктов методы сушки целесообразно подразделить на две группы, отличающиеся подводом тепла к высушиваемому продукту, который осуществляется либо непосредственным контактом теплоносителя с продуктом, либо контактом через теплопередающую поверхность. Большее распространение при обезвоживании концентратов ЖРО среднего и низкого уровня активности получили методы второй группы.

Отверждение концентратов отходов осуществляется путем включения их в *связующие*, которые можно разделить на три основные группы: *термопластичные* (битум и др.); *неорганические* (цемент, гипс и др.); *термореактивные* (смолы полиэфирные, карбамидные и др.).

В связующие первой группы концентраты отходов включают при повышенной (180—230⁰С), а второй и третьей групп — при комнатной температуре. Поэтому, в конечном продукте, получаемом с использованием связующих первой группы, воды практически не остается (влажность менее 5 % по массе) вне зависимости от исходной влажности концентрата, а в случае включения в связующие второй и третьей групп, остается практически вся вода, которая поступила вместе с концентратами на смешение.

Связующее, предназначенное для включения концентратов отходов, должно соответствовать следующим требованиям: низкая вымываемость; хорошая совместимость с составляющими концентрата отходов; прочность; биостойкость; простая технология процесса отверждения. Кроме этого, связующее должно быть сравнительно мало дефицитным, удобным для транспортирования.

Термопластичные связующие. Характерное и наиболее распространенное термопластичное связующее — битум, который является продуктом перегонки нефти или каменного угля (пек). Битум получил широкое распространение как связующее в практике отверждения отходов благодаря своей термопластичности, позволяющей при нагревании успешно включать в него концентраты с получением гомогенного продукта, и гидростойкости, обеспечивающей надежную гидроизоляцию включенных компонентов. Отмечается также меньшая чувствительность битума к составу отверждаемого продукта (лучшая совместимость), чем у связующих, включение отходов в которые возможно при комнатной

температуре. Битумирование — экономически наиболее выгодная технология отверждения. Соотношение стоимости битумирования, цементирования и включения в полиэфирную смолу равно примерно 1:5:9.

Неорганические связующие. Включение в цемент — один из основных методов отверждения

как гомогенных (кубовые остатки), так и гетерогенных (пульпы) отходов. Причина широкого распространения цементирования — негорючесть и отсутствие пластичности у отвержденного продукта, а также простота осуществления процесса смешения концентрата отходов с цементом. Однако, наряду с этим, цементирование имеет ряд существенных недостатков: сравнительно невысокая степень включения отверждаемых компонентов в цемент, что приводит к увеличению объема отвержденных продуктов, поступающих на хранение; значительная вымываемость из цемента включенных в него компонентов; наличие большого количества воды в отвержденном продукте.

Термореактивные смолы как связующие отличаются простотой осуществления процесса отверждения и некоторыми положительными свойствами отвержденного продукта — стойкостью к воздействию механических, термических и радиационных нагрузок.

Водостойкость отвержденных продуктов достаточно высока и соответствует уровню вымываемости из битумных блоков.

Отвержденные радиоактивные отходы захораниваются в специальных хранилищах. Устройство таких хранилищ, аналогично хранилищам твердых радиоактивных отходов.

Твердые радиоактивные отходы

Твердые отходы относятся к категории радиоактивных, если они удовлетворяют одному из следующих критериев:

первый критерий: мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от их поверхности превышает 1 мкЗв/ч (100 мкР/ч);

второй критерий: удельная активность для бета-излучателей превышает $7,4 \cdot 10^4$ Бк/кг, а для альфа-излучателей превышает $7,4 \cdot 10^3$ Бк/кг;

третий критерий: фиксированное поверхностное загрязнение превышает для бета излучателей $500 \text{ частиц/см}^2 \cdot \text{мин}$, а для альфа излучателей — $5 \text{ частиц/см}^2 \cdot \text{мин}$.

В зависимости от количества содержащейся в отходах радиоактивности они разделяются на классификационные группы. В разных странах классификации твердых радиоактивных отходов несколько отличаются. Обычно выделяются три группы отходов: низкоактивные (это в основном загрязненная радионуклидами ветошь, спецодежда и некоторые СИЗ), среднеактивные (фильтровальные материалы вентиляционных систем очистки, некоторое оборудование, инструменты), высокоактивные (оборудование активной зоны). В отдельную категорию обычно выделяется отработанное ядерное топливо.

Это деление определяет требования, которые следует предъявлять к методам переработки, транспортирования и захоронения радиоактивных отходов различной категории, исходя из возможного радиационного воздействия на человека и объекты окружающей среды. Так, низкоактивные отходы представляют опасность только при попадании внутрь организма. Поэтому их достаточно локализовать таким образом, чтобы радионуклиды, содержащиеся в этих отходах, не могли попасть внутрь организма в результате миграции по биологическим

цепочкам. Среднеактивные отходы представляют опасность как источник не только внутреннего, но и внешнего облучения, а следовательно, при их переработке и захоронении необходимо предусматривать соответствующие защитные барьеры для ослабления потоков излучения (в основном фотонного) до регламентированных уровней. Отходы третьей категории из-за крайне высокой удельной активности, а следовательно, и большого энерговыделения, требуют дополнительного создания систем охлаждения емкостей, в которых они содержатся.

Твердые радиоактивные отходы при неправильном обращении могут послужить причиной переоблучения людей и загрязнения окружающей среды. Поэтому на АЭС организуется их строгий учет и специальное обращение. Все ТРАО собираются, сортируются, при необходимости подвергаются специальной обработке, с целью уменьшения их объемов, и захораниваются в специальных хранилищах. Обычно, проектируемые на АЭС хранилища твердых РАО представляют собой бетонные емкости, гидроизолированные от проникновения подземных вод и дождя, расположенные непосредственно на промышленной площадке станции. Кроме того, здания хранилищ оборудуются системами разгрузки транспортных контейнеров для перевозки высокоактивных РАО, а также системами специальной вентиляции

и противопожарными системами. По периметру таких хранилищ устраиваются специальные наблюдательные скважины, пробуренные на первый водоносный слой (грунтовые воды). Эти скважины используются для контроля возможного выхода радиоактивных веществ в окружающую среду.

Концентрирование твердых отходов. Для концентрирования твердых радиоактивных отходов нашли применение два метода: компактирование и сжигание.

Компактирование заключается в прессовании под давлением. В этом процессе объем уменьшается в 3 — 7 раз для обычных видов радиоактивных отходов. Простейшей емкостью компактора является стальная бочка, используемая для транспортирования отходов. При компактировании прямо в транспортном контейнере устраняется один этап при обработке

отходов и, тем самым, уменьшаются дозовые нагрузки на персонал. Установки по компактированию работают с гидравлическим приводом, который требует около одной минуты на цикл, и позволяет достигать усилия 10 — 55 тонн.

В другой разновидности компактора — суперкомпакторе — применяется пресс, развивающий усилие 1500 тонн. В суперкомпакторе происходит прессование контейнеров, в которых производилось предварительное компактирование.

После сжатия, сплюснутые бочки укладываются в упаковочный контейнер для перевозки на предприятие по захоронению. С помощью компьютера учитывается индивидуальный вес каждой спрессованной бочки и производится их сортировка для максимального использования объема контейнера.

Проблемы радиационной защиты при компактировании возникают в связи с аэрозольной активностью, которая сопутствует прессованию отходов. Компакторы, таким образом, должны снабжаться вентиляцией с фильтром для устранения образующихся аэрозольных частиц. К тому же необходимо уделять внимание возрастающему уровню внешнего излучения, связанному с компактированными отходами, особенно при суперкомпактировании.

Сжигание является вторым методом, используемым для концентрирования твердых отходов. Применение этого метода обычно дает большее уменьшение объема, чем простое

компактирование — в 10 — 15 раз. Но при этом процессе происходит выделение большого количества радиоактивных газов и аэрозолей, в дополнение к остающемуся твердому пеплу. При сжигании, таким образом, необходима газоаэрозольная очистка газов. Оставшуюся радиоактивную золу цементируют или битумируют в блоки.

Устройство хранилищ твердых РАО непосредственно на площадке АЭС, с точки зрения охраны окружающей среды, считается промежуточным. Окончательное захоронение предлагается в глубокие геологические формации в специально устроенных подземных помещениях, где может быть гарантирована сохранность упаковок РАО на сотни и тысячи лет.

На сегодняшний день для обезвреживания РАО применяется метод выдержки их в условиях изоляции до полного распада радионуклидов. Долговременное хранение и захоронение радиоактивных отходов разрешается только в специально предназначенных для этого хранилищах радиоактивных отходов.

Количество радионуклидов, подлежащих долговременному хранению или захоронению, регламентируются нормами, правилами и стандартами по ядерной и радиационной безопасности.

Захоронение короткоживущих, низко- и среднеактивных РАО в твердом состоянии может осуществляться в приповерхностных и подземных хранилищах.

Короткоживущие высокоактивные отходы должны помещаться во временные хранилища с эффективным отводом тепла и биологической защитой. По мере превращения их (вследствие радиоактивного распада) в средне- и низкоактивные РАО они должны захораниваться в приповерхностные и подземные хранилища.

Долгоживущие РАО подлежат захоронению только в твердом состоянии, в стабильных геологических формациях с обязательным переводом их во взрыво-, пожаро-, ядерно-безопасную форму, которая гарантирует локализацию отходов в пределах горного отвода недр.

В настоящее время на Украине еще не создана система захоронения РАО, гарантирующая безопасность локализации РАО на длительные периоды времени.

На современном уровне в основу любой системы обращения с РАО закладывается комплексный подход к их кондиционированию, а также принцип мультибарьерной защиты биосферы от вредных влияний отходов.

В соответствии с Государственной программой Украины по обращению с РАО, на период до 2005 года система обращения с РАО АЭС должна состоять из:

- центрального предприятия АЭС по переработке и временного хранения РАО (ЦППРО);
- сети предприятий по сбору и предварительного кондиционирования РАО;
- унифицированного транспортно-контейнерного комплекса;
- учета, оперативной связи и радиационного контроля.

Базовым элементом системы обращения с РАО является ЦППРО, где используются наиболее сложные технологии переработки РАО. На АЭС используются простые технологии подготовки РАО к транспортированию: сортировка и компактирование ТРО, переработка ЖРО на установках глубокого выпаривания до получения солевого плава.

Технологическая оснащенность ЦППРО должна обеспечивать требования обращения с РАО, которые возникают не только в процессе работы, но и во время вывода АЭС из эксплуатации.

Особое значение имеет проблема обращения с РАО, образованных вследствие Чернобыльской аварии в 1986 году. Объектами образования и сосредоточения РАО в зоне отчуждения являются:

- объект "Укрытие";
- Чернобыльская АЭС;
- пункты временной локализации РАО (ПВЛРО);
- специально оснащенные пункты захоронения РАО;
- пункты спецобработки транспортных средств;
- производства, связанные с дезактивацией оборудования, материалов и т.п.

Специфика отходов в зоне отчуждения обусловлена большим количеством и разнообразием отходов, их составом, активностью (все категории РАО) и наличием альфа-излучателей.

Стратегия обращения с РАО зоны отчуждения заключается в следующем:

- извлечение ВАО из объекта "Укрытие" и ПВЛРО путем разделения их на ядерно-опасные и ядерно-безопасные;
- обеспечение контролируемого хранения контейнеров с высокоактивными отходами в хранилищах поверхностного типа, оснащенных системами перегрузки, Контроля безопасности;
- временное хранение отработанного ядерного топлива ЧАЭС в хранилищах отработанного ядерного топлива ХОЯТ-1 и ХОЯТ-2, строительство которого предусматривается Программой работ по снятию с эксплуатации ЧАЭС;
- создание производственного комплекса для сбора, сортировки, переработки и захоронения низкоактивных и среднеактивных РАО зоны отчуждения;
- схема обращения с РАО зоны отчуждения должна основываться на решениях, ведущих к минимизации вредного влияния объектов с РАО на окружающую среду, с приведением их в будущем в экологически безопасное состояние.

ОТРАБОТАННОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

Особым видом высокоактивных твердых радиоактивных отходов считается отработанное ядерное топливо. Дело в том, что отработанное топливо АЭС содержит очень большое количество радиоактивных веществ, которые, даже после извлечения из активной зоны реактора, продолжают распадаться с выделением значительных количеств тепла. Кроме этого, период полураспада некоторых продуктов деления, таких, как изотопы плутония, америция и др. составляют сотни и тысячи лет. Поэтому обращение с такими отходами требует соблюдения специальных мер предосторожности. Вопрос окончательного захоронения таких видов отходов до настоящего времени однозначно не решен. Наиболее общепринятой считается схема, предусматривающая выдержку отработавших ТВС в специальных хранилищах (ХОЯТ) на площадке АЭС. Затем переработка на специальных радиохимических заводах, с целью извлечения полезных элементов (например, таких как ^{239}Pu , могущих служить

топливом для реакторов АЭС). И, наконец, окончательное захоронение в специальных шахтах, устроенных в глубоких геологических формациях.

Промежуточное (временное) хранение отработанного ядерного топлива может быть предусмотрено в хранилищах двух типов. Так называемые "мокрые" ХОЯТ предусматривают хранение ТВС в охлаждаемых водой бассейнах. А хранилища "сухого" типа охлаждаются воздухом. Например, ХОЯТ на Чернобыльской АЭС состоит из 5-и бассейнов выдержки: 4 рабочих и 1 резервного. Хранение отработанных кассет предусмотрено поштучно в специальных трубчатых пеналах, залитых водой, с расстановкой пеналов в бассейне с шагом 230 $\times$ ПО мм. Транспортировка отработанных ТВС в ХОЯТ из главных корпусов (блоков) производится по железной дороге промплощадки в специальном вагоне-контейнере. Загрузка в контейнер и выгрузка отработанных ТВС осуществляется без снятия его с вагона, для чего контейнер поворачивается на 90 градусов в продольной плоскости. Чехол с ТВС из вагона-контейнера отправляется на узел перегрузки, откуда ТВС перемещаются в бассейн выдержки ХОЯТ. Проектом ХОЯТ также предусматриваются обратные системы охлаждения бассейнов и очистки. На Запорожской АЭС строится так называемое "сухое" хранилище, которое не требует громоздкой системы водяного охлаждения.

Хранилищ окончательного захоронения отработанного ядерного топлива в Украине пока нет. Не существует таких хранилищ и во многих странах. Прототип подземного хранилища построен в Швеции. Ведутся работы по созданию таких хранилищ в Германии. В 1982 Конгресс США определил национальную стратегию решения задачи окончательного захоронения ядерных отходов. Был принят федеральный закон, названный: "Политика обращения с ядерными отходами". Стратегия обращения с ядерными отходами, подготовленная Министерством Энергетики США, основана на том, что подземное захоронение таких отходов большинством ученых, и в том числе Национальной Академией наук США, признано наилучшим. В настоящее время ведется строительство подземного хранилища для отработанного топлива АЭС в штате Невада на участке Yucca Mountain.

В 1995 году в Украине после длительного обсуждения был принят Закон об обращении с радиоактивными отходами, в котором принят принцип использования глубоких геологических формаций для окончательного захоронения высокорadioактивных отходов.

МИГРАЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ВО ВНЕШНЕЙ СРЕДЕ. НОРМИРОВАНИЕ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ВНЕШНЕЙ СРЕДЫ.

Распространение радиоактивного загрязнения среды, то есть передача его между различными компонентами окружающей среды (в атмосфере, воде, почве), обусловлено разными процессами: химическими, массопередачей, внешними движущими силами, переносом внутри той или иной среды за счет конвекции или диффузии, биологическим обменом. Схема миграции радионуклидов от выбросов и сбросов АЭС представлена на рисунке 11.4.

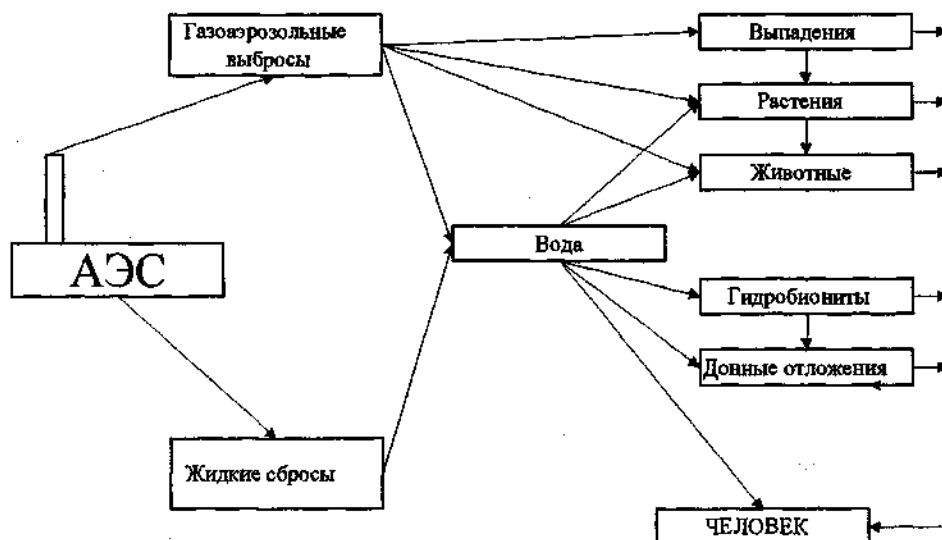


Рис. 11.4. Схема миграции радионуклидов от выбросов и сбросов АЭС.

Интересно рассмотреть поведение некоторых радионуклидов, наиболее характерных для различных типов выбросов АЭС:

криптон-85 почти полностью удерживается в атмосфере и в основном воздействует внешним облучением; облучение за счет ингаляции носит вторичный характер;

ксенон-133 по своему поведению аналогичен криптону, однако, малый объем выброса и короткий период полураспада снижает его влияние;

углерод-14 в реакторах кипящего типа выбрасывается в основном в виде двуокиси углерода, в то время как в водо-водяных реакторах под давлением соотношение углерода-14, связанного в диоксиде и оксиде и в гидрокарбонате (в газообразных выбросах), может существенно изменяться. Основные процессы обмена углеродом между атмосферой и биосферой — через фотосинтез, а между атмосферой и водной поверхностью — через слой смешения в незначительной степени происходит седиментация в водной среде, а также преобразование в карбонатные формы, поэтому основное воздействие осуществляется через пищевые продукты (доля воздействия за счет ингаляции — 1 %);

тритий в основном выбрасывается в виде газа, который в пределах двух суток за счет окисления превращается в тяжелую воду; пары тяжелой воды участвуют в глобальном гидрологическом цикле, воздействуя за счет ингаляции, через кожу, а также за счет приема с водой и пищей. Тритиевый газ воздействует за счет ингаляции, причем 1,6% поступившего при ингаляции трития переходит в кровь, а менее 0,04% — в тяжелую воду;

йод-131 переносится на большие расстояния в атмосфере в виде пара или микрочастиц и мигрирует по цепочке воздух—трава—корова (овца, коза) — молоко—человек, поступает в организм также за счет ингаляции и, кроме того, необходимо учитывать и его воздействие от внешнего облучения;

йод-129, в зависимости от химической формы, может присутствовать в атмосфере в неодинаковых количествах. Различные его формы по разному подвергаются мокрому осаждению на поверхности суши и воды, испаряются с водной поверхности и участвуют в фотохимических процессах. При осаждении йода-129 наиболее важный путь к человеку — сохранение в листе с последующим переходом в почву и растительную пищу;

Стронций-89, стронций-90, цезий-134, цезий-137 и барий-140 обычно выбрасываются в виде аэрозолей и воздействуют через пищевые цепочки, ингаляцию и внешнее облучение; в их миграции гравитационное осаждение не играет особой роли, а основные процессы перехода из атмосферы в почву и воду — сухое осаждение и вымывание осадками.

С целью ограничения воздействия АЭС на окружающую среду, для каждой АЭС регламентируются предельно допустимые выбросы (ПДВ) и сбросы (ПДС).

Предельно допустимые выбросы устанавливаются для АЭС индивидуально и рассчитываются с учетом размера санитарно-защитной зоны, высоты вентиляционной трубы, в зависимости от усредненных метеорологических условий в районе расположения АЭС.

Расчет ПДВ ведется с учетом условий не превышения эффективной эквивалентной дозы облучения населения от техногенных источников и дозовой квоты, обусловленной радиоактивными отходами от АЭС. Нормами радиационной безопасности Украины (НРБУ-97) эта дозовая квота установлена в размере 8 % от Предела Дозы для населения.

Таблица 11.6

Квоты годового предела эффективной, эквивалентной дозы ПД, мЗв, для критических групп населения от АЭС

Источник облучения	Квота предела дозы за счет всех путей формирования дозы от выбросов		Сбросы: квота ПД за счет критичного вида водопользования		Суммарная квота предела дозы (ПД) для отдельного производства	
	%	мкЗв	%	мкЗв	%	мкЗв
АЭС, АТЭЦ, АСТ	4	40	1	10	8	80

С течением времени в районе размещения АЭС на почве могут накапливаться выпавшие из атмосферы долгоживущие радионуклиды. Они включаются в экологический цикл, участвуют в пищевых и биологических цепочках; при этом они создают постепенно возрастающее поле внешнего ионизирующего излучения. Приведенные в табл. 11,6 пределы доз соответствуют дозам при достижении равновесного состояния радиоактивности в окружающей среде.

Дозовые пределы, установленные нормативами, составляют приблизительно 1 /4 дозовых нагрузок на все тело человека за счет естественного ионизирующего излучения. Установление столь малых пределов дозы от радиоактивных отходов АЭС мотивируется рядом соображений. Во-первых, это отвечает основному принципу радиационной безопасности о поддержании дозы на таком низком уровне, какой только можно достичь с учетом экономических и социальных соображений. При этом уменьшается не только индивидуальная, но и популяционная доза, а следовательно, и общественный риск использования атомной энергии. Во-вторых, фактические дозы, обусловленные радиоактивными отходами отечественных и зарубежных АЭС, значительно ниже уровней, приведенных в табл.11.6. В-третьих, необходимо принимать

во внимание растущий масштаб развития атомной энергетики, размещение АЭС в густонаселенных районах страны, развитие всего ЯТЦ и широкое применение других источников ионизирующего излучения во всех сферах человеческой деятельности. В-четвертых, необходимо предусмотреть резерв для возможного увеличения дозовой нагрузки от случайных (вероятностных) кратковременных выбросов при аварийных ситуациях.

Установленные пределы доз являются основными характеристиками, которые, однако, ввиду их малости практически невозможно контролировать в повседневной работе. Поэтому, наряду с основными, вводят производные характеристики — предельно допустимые выбросы

(ПДВ) и предельно допустимые сбросы (ПДС), для контроля которых существуют современные методы и приборы. Предельно допустимые выбросы рассчитывают теоретически, из условия, чтобы радиоактивные выбросы не приводили к превышению установленного предела

доз в период достигнутого равновесного состояния. Рассчитанные таким образом величины выбрасываемой активности, при которой пределы дозовых нагрузок на население не превышаются, весьма велики. Фактические выбросы всех АЭС много ниже. Для удобства организации контроля установлены так называемые формализованные допустимые выбросы (ДВ), которые приведены к установленной электрической мощности атомной электростанции. При установлении этих нормативов исходили из следующих основных требований:

- чтобы при наиболее неблагоприятных условиях они не приводили к превышению пределов доз, приведенных в табл. 11.6;
- чтобы они были сравнимы с уже достигнутыми уровнями выбросов действующих АЭС.

В зависимости от частоты контроля выбросов установлены среднесуточный и среднемесячный допустимый выбросы. Пример рассчитанных выбросов для Чернобыльской АЭС приведен в таблице 11.7.

Кроме допустимых выбросов для практических целей рекомендовано введение контрольных допустимых выбросов КДВ (для ИРГ и изотопов йода на сутки, для других радионуклидов — на месяц) и контрольных допустимых сбросов КДС радиоактивных веществ.

КДВ и КДС должны быть не более 0,7 ПДВ и ДС соответственно. Эти контрольные допустимые выбросы определяются на основании фактически достигнутых уровней выбросов и сбросов, (статистический анализ фактических газообразных выбросов) и служат для принятия оперативных решений, с тем чтобы ни при каких условиях не допустить превышения установленных основных нормативов.

Величины допустимых сбросов радиоактивных веществ со сточными водами также определяются по специальным методикам, исходя из вышеизложенных основополагающих принципов (не превышение установленных дозовых квот), а также не нарушения природных процессов естественной самоочистки водоема.

Таблица 11.7

**Предельно допустимые и контрольные уровни выбросов, рассчитанные для
Чернобыльской АЭС.**

Источники выбросов	Нуклид	Фактические уровни выбросов	Предельно допустимые нормативы выбросов, определенные расчетным методом			
		Макс. значения факт. выбросов р/а веществ за 1989-91 гг, Ки/год	Рассчитанные значения ЦДВ, Ки/год	Допустимый выброс (ДВ), Ки/год	КДВ суточного контроля, Ки/сут	КДВ месячн. контроля, мКи/сут
Первая очередь (бл.1,2): ВТ-1,ХЖО, ХТО, 20 мал. труб. Блок №3: ВТ-2, ХОЯТ	ИРГ	$1,1 \cdot 10^3$	$8,3 \cdot 10^6$	$3,3 \cdot 10^5$	900	—
	^{131}I	0,36	27	1,1	0,003	—
	ДЖН	1,04	75	3,1	0,008	—
	^{90}Sr	0,0023	0,17	0,0069	—	0,58
	^{89}Sr	0,0078	0,57	0,023	—	2,0
	^{137}Cs	0,68	50	2,0	—	170
	^{60}Co	0,064	4,7	0,19	—	16
	^{51}Cr	0,24	17	0,73	—	60
	^{54}Mn	0,038	2,8	0,11	—	9,2

Для Чернобыльской АЭС предельно допустимые уровни рассчитывались с учетом наличия послеаварийной Зоны отчуждения.

**ЕЕРАДИОАКТИВНЫЕ ФАКТОРЫ НЕБЛАГОПРИЯТНОГО ВЛИЯНИЯ АЭС
НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ**

Атомная электростанция является источником поступления во внешнюю среду не только радиоактивных веществ, а также теплового загрязнения окружающей среды и источником электромагнитного излучения. Кроме того, для обеспечения жизнедеятельности АЭС в предпусковой период, а также при плановых остановках ядерных энергоблоков станции на ремонт, в составе атомной электростанции обычно предусматривается небольшая отопительная котельная. Такая котельная также является источником загрязнения окружающей среды вредными химическими веществами.

Источником поступления вредных химических веществ (ВХВ) в окружающую среду также иногда могут являться химические цеха, применяющие для обеспечения водно-химического режима контура охлаждения реактора некоторые химические реагенты, например

кислоты, щелочи. Однако это возможно только при возникновении каких-либо аварийных ситуаций.

По сравнению с обычными тепловыми ГРЭС и ТЭЦ выбросы пускорезервных котельных АЭС очень невелики. Состав их определяется главным образом: золой несгоревшего топлива, окисью углерода (CO), окислами азота. Однако контроль за такими котельными проводится в полном соответствии с Законом "Об охране атмосферного воздуха". Для них рассчитываются предельно допустимые выбросы, исходя из условия не превышения допустимых концентраций загрязняющих веществ в приземном слое воздуха, и осуществляется постоянный контроль за фактическими выбросами.

Только 31,2% тепла выделяющегося в реакторе, расходуется на выработку электроэнергии, остальная часть (~68,8%) тепла рассеивается в окружающей среде. По оценкам, выполненным Научно-исследовательским конструкторским институтом энерготехники (НИКИЭТ) г. Москва, основным утилизатором тепла в окружающей среде является водоем-охладитель. С точностью до 2% можно считать, что в водоем-охладитель сбрасывается 68% тепла, вырабатываемого реактором. При сбросе такого большого количества тепла, температура воды в водоеме-охладителе оказывается выше, чем в естественных водоемах окружающей среды. Например, по результатам многолетних наблюдений, усредненный перепад температур воды между входом и выходом в водоем-охладитель (то есть подогрев воды) на Чернобыльской АЭС, составляет, приблизительно, 10⁰С. Температура воды в отводящем канале выше на 14⁰С, а в подводящем канале на 3 — 4⁰С выше, чем в р. Припять. Приведенные данные носят усредненный характер. Реальная картина зависит как от времени года, так и от графика работы энергоблоков. В подогретой воде водоемов-охладителей часто разводят рыбу (организуют рыборазводные хозяйства): Кольская, Курская АЭС. До аварии 1986 года такое рыборазводное хозяйство существовало и на Чернобыльской АЭС. Вода может также использоваться для подогрева грунта в тепличных хозяйствах (Курская АЭС).

К факторам, неблагоприятно воздействующим на окружающую природную среду нерадикационной природы, источником которых являются АЭС, относится также электромагнитное излучение. Организм человека осуществляет свою деятельность путем очень сложных процессов, в которых существенное значение имеет передача внутри- и внеклеточной электромагнитной информации и соответствующая биоэлектрическая регуляция. В этой связи техногенная электромагнитная среда обитания может рассматриваться как источник помех в отношении жизнедеятельности человека и биосистем. Атомные электростанции, как и любые электростанции, относятся к весьма мощным источникам, генерирующим электромагнитные поля низких частот. В настоящее время вопросы взаимодействия биосистем и человека с электромагнитным излучением являются предметом пристального внимания ученых всего мира,

в связи с его повсеместным распространением. Как вредный фактор, ЭМИ строго нормируется, однако нормы для источников электромагнитных полей низких частот, таких как ЛЭП (линии электропередачи), электрогенераторы, ограничивают только работу человека в условиях ЭМИ, мощность собственно источника пока не ограничивается (существуют нормативы только для источников радиочастот). Таким образом, ЭМИ, как фактор воздействия на окружающую среду, биосистемы, еще требует внимательного изучения.

ОРГАНИЗАЦИЯ КОНТРОЛЯ ЗА СОСТОЯНИЕМ ВНЕШНЕЙ СРЕДЫ В РАЙОНАХ РАЗМЕЩЕНИЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

В соответствии с Законом Украины "Об охране окружающей природной среды" при эксплуатации промышленных или иных объектов должна обеспечиваться экологическая безопасность людей, рациональное использование природных ресурсов, соблюдение нормативов вредного воздействия на окружающую природную среду. При этом должны предусматриваться улавливание, утилизация, обезвреживание вредных веществ и отходов либо полная их ликвидация, исполнение других требований относительно охраны окружающей природной среды и здоровья людей.

Для выполнения требований законодательства на атомных электростанциях создаются системы обезвреживания факторов вредного воздействия на окружающую среду и системы контроля. Система контроля за состоянием окружающей природной среды (экологический мониторинг) в районе расположения АЭС создается с целью надзора за безопасной эксплуатацией объекта на всех стадиях ее существования и должна обеспечивать охрану здоровья персонала, населения и объектов окружающей природной среды от загрязнения и вредного влияния. (Ст. 33. Закона Украины "Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности"). Основное назначение системы контроля — Достоверное оперативное обнаружение и оценка радиационной обстановки в районе расположения объекта, воздействия вредных химических загрязняющих веществ и производственной деятельности на окружающую среду, обеспечение сбора, обработки, сохранения и анализа информации о состоянии окружающей природной среды, прогнозирования ее изменений и разработки научно-обоснованных рекомендаций для принятия эффективных управленческих решений, как при нормальной эксплуатации, так и при возникновении аварийной ситуации.

Информация о состоянии загрязнения объектов внешней среды, об источниках загрязнения, параметрах выбросов и сбросов загрязняющих веществ с объекта должна иметь необходимый и достаточный объем, достоверность и оперативность. Программа (Регламент) контроля должна обеспечивать получение информации:

- для оценки дозовых нагрузок всего населения, включая критические группы (например, для 30 км. Зоны отчуждения — это персонал организаций зоны отчуждения, не имеющий отношения к ЧАЭС, и население, самовольно вернувшееся в места доаварийного проживания);
- для корреляции результатов радиационного контроля окружающей среды с данными дозиметрического контроля выбросов и сбросов;
- для проверки обоснованности экологических моделей, используемых для установления рабочих контрольных уровней выбросов и сбросов;
- для оценки тенденций в изменении концентрации радионуклидов в окружающей среде.

Система должна обеспечивать высокую надежность, полноту охвата, необходимую и достаточную точность и достоверность результатов, максимальную автоматизацию и должна включать сеть автоматических датчиков (АСКРО), установленных во всех точках выбросов и сбросов, а также в местах их возможного образования. Датчики должны обеспечивать измерение содержания в выбросах и сбросах всех загрязняющих веществ с необходимой точностью, и параметров интенсивности сброса и выброса в данной точке (источнике). В систему контроля источника также должны быть включены датчики контроля метеопараметров в месте

размещения объекта. Выбор параметров контроля, типы датчиков, их размещение, частота замеров должны обосновываться специальным проектом. Для контроля параметров, кроме автоматических датчиков должна использоваться система лабораторного исследования проб.

Частота снятия показаний датчиков, лабораторных исследований, точки контроля, виды исследований и измерений должны определяться специальным документом: "Регламент контроля окружающей среды", который разрабатывается предприятием и согласовывается с Органами Госсаннадзора. Обязательному лабораторному контролю подлежат: приземный слой воздуха, атмосферные выпадения, грунтовые и поверхностные воды и донные отложения, водная растительность, рыба, моллюски (водоемов в районе размещения объекта), почва, растительность, животные, обитающие в данном районе. Примерный, объем контроля представлен в таблице 11.8.

Точки пробоотбора должны выбираться с учетом ландшафтных, метеорологических условий региона и обеспечивать представительность результатов контроля. Регламент должен ежегодно корректироваться с учетом полученных результатов контроля. Отбор проб, радиометрические, радиохимические и гамма спектрометрические анализы выполняются согласно методикам, изложенным в руководстве "Методические указания по санитарному контролю содержания радиоактивных изотопов во внешней среде" (М., 1980) и другими действующими в этой области официальными рекомендациями и методиками.

Таблица 11.8

Примерный объем контроля объектов окружающей среды на АЭС

Объект контроля	Что определяется	Ориентировочная частота отбора проб, или измерений	Примерное число точек наблюдения	Примечание
Мощность дозы гамма-излучения на местности	Гамма - излучение	Непрерывно с помощью системы АСКРО 1 раз в год ТЛД, 1 раз в 6 месяцев — переносными приборами	15 — 20 50 — 100	По основным маршрутам движения персонала
Атмосферный воздух	Суммарная бета-активность, гамма спектрометрия Радионуклидный состав α , β	1 раз в 7 дней Объединенные пробы за месяц	15 — 20	Гамма - спектрометрия, альфа - спектрометрия, радиохимическое определение.
Атмосферные выпадения	Суммарная бета - активность, гамма спектрометрия Радионуклидный состав	1 в месяц	15 — 20	Планшеты
Снег	Суммарная бета - активность, гамма спектрометрия. Радионуклидный состав	1 раз в год Объединенные пробы	30 — 40	
Почва	Гамма спектрометрия Радионуклидный состав	1 раз в год	60	Пробы отбираются по кольцевому маршруту, на характ. ландшафтах

Объект контроля	Что определяется	Ориентировочная частота отбора проб, или измерений	Примерное число точек наблюдения	Примечание
Растительность	Гамма спектрометр. Радионуклидный состав	1 раз в год	60	Пробы отбираются на характ. ландшафтах по радиусам
Вода ПЛК, ХФК а также сбросных каналов АЭС	Суммарная бета - активность, гамма спектрометрия Радионуклидный состав	Постоянные измерения	По числу сбросов	Возможен квази непрерывный контроль в местах сброса
Вода водоемов, в т.ч. пруда-охладителя	Суммарная бета-активность, гамма спектрометр. Радионуклидный состав	1 раз в месяц 1 раз в квартал по объединенной пробе	5-20	С учетом водопользования
Донные отложения и водоросли	– –	1 раз в год \\	5-20	С учетом водопользования
Рыба	– –	1 раз в год	5-20	
Животные	– –	1 раз в год	5-20	В "ближней" зоне АЭС
Грунтовые воды	– –	1 раз в месяц	По числу скважин	По специальной программе
Продукты питания местн. производства	– –	1 раз в год	В пунктах проживания	По специальной программе

Дозиметрический контроль района расположения АЭС осуществляется в 3-х режимах:

- непрерывном;
- постоянном;
- периодическом.

Под непрерывным контролем понимается непрерывное измерение и регистрация гамма фона с возможностью представления информации в графическом или цифровом виде за любой отрезок времени. Гамма-фон определяют с помощью датчиков, оформленных в автоматическую измерительную сеть. Повышенные значения гамма фона, регистрируемые автоматической измерительной сетью, сверх значений обычных флуктуации являются сигналом для выяснения причин и развертывания работ по уточнению радиационной обстановки на прилегающей территории в соответствии с заранее разработанной программой работ с оперативным углублением и расширением объема контроля.

Непрерывный контроль также ведется за содержанием радиоактивных веществ в выбрасываемом вентиляционном воздухе. Основной задачей контроля вентиляционных выбросов радиоактивных веществ в атмосферу является получение оперативной информации, на основании которой принимаются объективные и обоснованные решения о состоянии радиационной обстановки на объектах предприятия. Наряду с этим в задачу контроля входят систематические исследования, направленные на выявление источников загрязнения

воздушной среды, характерных для технологического процесса, и на разработку технических и организационных мероприятий по улучшению условий труда персонала.

Постоянный контроль осуществляется за:

- экспозиционной дозой гамма-излучения на основе термoluminesцентной дозиметрии(ТЛД);
- суммарной бета активностью аэрозолей атмосферного воздуха;
- суммарной бета активностью выпадений.

Измерение гамма фона на местности с помощью ТЛД и автоматической измерительной сети позволяет определить годовую дозу местного населения при нормальной работе АЭС и разовую, в случае возникновения аварийной ситуации.

Дозиметры размещаются в постоянных пунктах наблюдения и во всех населенных пунктах, имеющих на территории 30-км зоны и в контрольном пункте.

Постоянные пункты наблюдения располагаются с учетом розы ветров, в местах, доступных для автотранспорта и обслуживания, в течение всего года и, также, преимущественно в населенных пунктах санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения.

Периодический контроль осуществляется за:

- радонуклидным составом аэрозолей атмосферного воздуха;
- радонуклидным составом выпадений, проб снега, почвы поверхностных и грунтовых вод, объектов пищевых цепочек, ответственных за пере дачу радионуклидов населению.

Основной задачей этого вида контроля при нормальном режиме работы АЭС является оценка накопления и миграции радонуклидов на местности и водах за весь период ее эксплуатации. Этот контроль не имеет оперативного значения и осуществляется с ограниченной периодичностью.

Государственный надзор за соблюдением нормативных требований по охране окружающей среды осуществляют: Министерство охраны окружающей среды и ядерной безопасности Украины и Министерство охраны здоровья. Эти органы проводят специальные проверки на местах, ведут контрольные исследования, а также анализируют отчетные материалы, которые периодически (ежеквартально и ежегодно) направляют атомные электростанции.

ОГЛАВЛЕНИЕ	
Предисловие редактора	3
Предисловие авторов	6
Введение	8
ГЛАВА 1. ОСНОВЫ ДОЗИМЕТРИИ	
Основы математики, физики и других наук	11
Радиоактивность	21
Виды ионизирующих излучений	27
Закон радиоактивного распада	33
Ядерные реакции и ядерное топливо	35
Атомные электрические станции	53
ГЛАВА 2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ	
Основные понятия и определения	64
Взаимодействие тяжелых заряженных частиц с веществом	69
Взаимодействие легких заряженных частиц с веществом	71
Взаимодействие гамма-излучения с веществом	74
Взаимодействие нейтронов с веществом	82
ГЛАВА 3. ОСНОВНЫЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ	
Международная система единиц	86
Активность радионуклида	88
Характеристики поля излучения	89
Дозовые характеристики поля излучения	91
Керма-постоянная и керма-эквивалент источника	98
ГЛАВА 4. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ	
Фоновое облучение человека	102
Пути воздействия излучений на организм	106
Зависимость доза-эффект	109
Процессы, происходящие в биологических тканях	111
Острые эффекты и отдаленные последствия. Медицинские аспекты облучения	11
Концепция приемлемого риска	6
	12
ГЛАВА 5. ОСНОВЫ НОРМИРОВАНИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ	
Принципы нормирования ионизирующих излучений	126
Международные правила и рекомендации	127
Национальные правила и нормы	137
Основные дозовые пределы	142
Допустимые уровни	147
Контрольные уровни	156
ГЛАВА 6. ЗАЩИТА ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ	
Источники ионизирующих излучений на АЭС	158
Организация радиационной защиты на АЭС	168
Классификация защит и материалов защиты	173
Технические средства радиационной защиты	175
Конструкция биологической защиты ядерного реактора	178
Организационные методы радиационной защиты	184
Методы расчета защиты от ионизирующих излучений	185
ГЛАВА 7. МЕТОДЫ РЕГИСТРАЦИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ	
Физические основы регистрации и дозиметрии излучений и принципы построения детекторов излучения	203
Ионизационный метод	207
Сцинтилляционный метод	219
Полупроводниковый метод	231
Фотографический метод	238
Люминесцентный метод	241

Химический метод	244
Трековый метод	246
Активационный метод	247
Тепловой метод	248

ГЛАВА 8. ПРИБОРЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ И ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ИЗМЕРЕНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ВЕЛИЧИН

Классификация приборов радиационного контроля	251
Стационарные системы радиационного контроля	253
Переносные приборы радиационного контроля	257
Приборы индивидуального дозиметрического контроля	258
Приборы лабораторного дозиметрического контроля	261
Метрология приборов радиационного контроля	261
Измерение радиоактивных газов	269
Измерение радиоактивных аэрозолей	272
Определение активности жидких и твердых отходов	277
Дозиметрия нейтронного излучения	284
Контроль внутреннего облучения	295

ГЛАВА 9. ОРГАНИЗАЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ АВАРИЯХ НА АЭС

Классификация аварий и аварийных ситуаций	308
Оценка радиационной обстановки	318
Индивидуальная аварийная дозиметрия гамма-излучения	319
Индивидуальная аварийная дозиметрия нейтронов	323
Ретроспективные методы дозиметрии	327
Дозиметрическое обследование пострадавших	337
Действие персонала АЭС при авариях	342

ГЛАВА 10. ПРАВИЛА РАБОТЫ С ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Классификация работ с радиоактивными веществами	353
Правил а работы с закрытыми источниками	356
Правила работы с открытыми источниками	356
Правила перевозки радиоактивных материалов	358
Дезактивация	364

ГЛАВА 11. АЭС И ОКРУЖАЮЩАЯ СРЕДА

АЭС и окружающая среда	369
АЭС как источник радиоактивного загрязнения внешней среды	370
Радиоактивные отходы АЭС	374
Отработанное ядерное топливо	388
Миграция радионуклидов во внешней среде. Нормирование радиоактивного загрязнения внешней среды	389
Нерadioактивные факторы неблагоприятного влияния АЭС на окружающую среду .	393
Организация контроля за состоянием внешней среды в районах размещения атомных электростанций	395
Список используемой литературы	399
Оглавление.. ..	402

Учебное пособие

*Александр Александрович Алексеев
Виктор Владимирович Андреев
Владимир Петрович Бадковский
Евгений Владимирович Гарин
Валерий Николаевич Глыгало
Анатолий Владимирович Носовский
Борис Яковлевич Осколков
Анатолий Анатольевич Попов
Валерий Александрович Сейда
Владимир Борисович Шостак*

Вопросы дозиметрии и радиационная безопасность на атомных электрических станциях.

Под редакцией канд.техн. наук А.В.Носовского

Подписано в печать 19.08.98. Формат 84 х 108/32.
Бумага офсетная. Печать офсетная. Зак. № 8-279
Издательство "ЗАО"Укратомиздат", 255190, г. Славутич, Киевская обл.,
ул. 77-й Гвардейской дивизии 7/1. тел./факс: (04479) 2-88-33

Киевское акционерное общество "Книга".
254655, ГСП, Киев-53, ул. Артема, 25

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абрамов А.И., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Основы экспериментальных методов ядерной физики. / Изд. 2-е, перераб. и доп. - М.: Атомиздат, 1977.
2. Берковский В.Б., Гаврилин Ю.И., Гулько Г.М., Ильичев С.В., Крючков В.П., Лихтарев И.А., Носовский А.В., Осанов Д.П., Павленко Ю.В., Павлов Д.И., Репин В.С., Снисарь И.Б., Хрущ В.Т., Чумак В.В. Сборник методик для ретроспективного восстановления доз участников ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС. - Киев, 1995.
3. Боровой А.А., Васильченко В.Н., Носовский А.В., Попов А.А., Щербина В.Г. Концепция радиационного контроля ПО "Чернобыльская АЭС" и основные технические требования к системе РК. - Чернобыль, 1993.
4. Брегадзе Ю.И., Степанов Э.К., Ярына В. П. Прикладная метрология ионизирующих излучений. / Под ред. Ю.И. Брегадзе. - М.: Энергоатомиздат, 1990.
5. Васильченко В.Н., Носовский А.В., Крючков В.П., Осанов Д.П., Павлов Д.А., Цовьянов А.Г., Бондарчук А.С., Ильичев С.В. Принципы организации сбора информации по дозиметрическим аспектам радиационных аварий. Руководящий документ Росстандарта, РД-187655/94.-Москва, 1994.
6. Виленчик М.М. Радиобиологические эффекты и окружающая среда. / 2-е изд., перераб. и доп. - М.: Энергоатомиздат, 1991.
7. Гельфальд М.Е., Клиндухов С.Н. Радиационная безопасность при монтаже и наладке радиационной техники. - М.: Энергоатомиздат, 1992.
8. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. / Изд. 3-е, перераб. и доп. Под редакцией Е. Л. Столяровой. Учебник для вузов. - М.: Атомиздат, 1976.
9. Горн Л.С., Хазанов Б.И. Современные приборы для измерения ионизирующих излучений. - М.: Энергоатомиздат, 1989.
10. Готовность эксплуатирующей организации (лицензиата) на случай аварий на атомных электростанциях. Руководство по безопасности. - Вена, МАГАТЭ, 1982. (Серия изданий по безопасности N 50-SG-06).
11. Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений: Методическое руководство. Т. 1. Организация и методы контроля. / Под общ. ред. В.И. Гришмановского. - М.: Атомиздат, 1980.

12. Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений: Методическое руководство. Т.2. Индивидуальный контроль. Радиометрия проб. / Под общ. ред. В.И. Гришмановского. - М.: Атомиздат, 1981.
13. Допустимые выбросы радиоактивных и химических веществ в атмосферу. / Е.Н. Теверовский, Н.Е. Артемова, А.А. Бондарев и др.; Под ред. Е.Н. Теверовского, И.А. Терновского. 2-е изд., перераб. и доп. - М.: Энергоатомиздат, 1985.
14. Еремеев И.С. Автоматизированные системы радиационного мониторинга окружающей среды. / Отв. ред. Кондалев АИ., АН УССР. Ин-т ядерных исследований.- Киев: Наук, думка, 1990.
15. Жабо В.В. Охрана окружающей среды на ТЭС и АЭС: Учеб. для техникумов. - М.: Энергоатомиздат, 1992.
16. Закон Украины. Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности. - Киев, 1995.
17. Закон Украины. Об обращении с радиоактивными отходами. Укр ЯО. - Киев, 1995.
18. Иванов В.И. Курс дозиметрии: Учебник для вузов./4-е изд., перераб. и доп.-М.: Энергоатомиздат, 1988.
19. Иванов Е.А., Рамзина Т.В., Хамьянов Л.П., Васильченко В.Н., Коротков В.Т., Носовский А.В., Осколков Б.Я. Радиоактивное загрязнение окружающей среды Ат-241 вследствие аварии на Чернобыльской АЭС. - Атомная энергия, 1994, т.77, вып.2.
20. Иванов Е.А., Хамьянов Л.П., Ильичев С.В., Носовский А.В., Снисар И.Б. Оценка аварийной дозы облучения персонала Чернобыльской АЭС за 1986 год. - Атомная энергия, 1995, т.78, вып.3.
21. Ильичев С.В., Кочетков О.А., Крючков В.П., Мазурик В.К., Носовский А.В., Павлов Д.А., Снисар И.Б., Цовьянов А.Г. Ретроспективная дозиметрия участников ликвидации аварии на Чернобыльской АЭС. /Под редакцией В.Т.Н. Носовского А.В. ик.ф.м.н. Крючкова В.П. - Киев: Седра-стиль, 1996. - С.256.-1 л.
22. Индивидуальная защита работающих в атомной энергетике/ В.С. Кошечев, Д.С. Гольдштейн, В.Н. Клочков и др. -М.: Энергоатомиздат, 1992.
23. Кеирим-Маркус И.Б., Савинский А.К., Чернова О.Н. Коэффициент качества ионизирующих излучений. -М.: Энергоатомиздат, 1992.
24. Коган Р.М., Назаров И.М., Фридман Ш.Д. Основы гамма-спектрометрии природных сред. / 3-е изд., перераб. и доп. - М.: Энергоатомиздат, 1991.
25. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. /4-е изд., перераб. и доп. - М.: Энергоатомиздат, 1991.
26. Кононович А.Л., Барбашов С.В., Осколков Б.Я., Коротков В.Т., Носовский А.В., Колтик И.И., Кордюк А.Г., Чабан Н.Г. Нормирование сбросов и выбросов радионуклидов и вредных веществ во внешнюю среду. - Атомная энергия, 1994, т.76, вып.6.
27. Кононович А.Л., Осколков Б.Я., Кудрявцева Н.А., Коротков В.Т., Ростовцев А.Л., Носовский А.В., Васильченко В.Н., Чабан Н.Г. Оценка радиоактивного состояния подземных вод в районе Чернобыльской АЭС. - Атомная энергия, 1994, т.77, вып.5.
28. Количественные закономерности и дозиметрия в радиобиологии: Публикация 30 МКРЕ. Пер. с англ. / Под ред. И.Б. Кеирим-Маркуса. - М.: Энергоатомиздат, 1984.
29. Крайтор С.Н. Дозиметрия при радиационных авариях / Под ред. И.Б. Кеирим-Маркуса.- М. Атомиздат, 1979.

30. Культура безопасности: Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности (INSAG). - Вена, МАГАТЭ, 1990. (Серия безопасности 75-INSAG-4).
31. Левин В.Е. Ядерная физика и ядерные реакторы. Учебник для техникумов. /3-е.изд. - М.: Атомиздат, 1975.
32. Мащенко Н.П., Мурашко В.А. Радиационное воздействие и радиационная защита населения при ядерных авариях на атомных электростанциях: Учеб. пособие. - К.: Вища шк., 1992.
33. Машкович В.П., Панченко А.М. Основы радиационной безопасности. Уч. пособие для вузов. - М.: Энергоатомиздат, 1990.
34. Моисеев А.А., Иванов В.И. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. /4-е изд., перераб. и доп. - М.: Энергоатомиздат, 1990.
35. Носовский А.В., Васильченко В.Н., Рябов И.Н., Крышев И.И. Статус водоема-охладителя Чернобыльской АЭС. Радиационная и экологическая безопасность предприятий ядерного топливного цикла: Сб.науч.ст. Вып.1. /Под редакцией С.В. Барбашева. - Одесса: УкрЯО, 1995, стр. 20-25.
36. Носовский А.В., Герасько В.Н., Щербин В.Н., Купный В.И., Корнеев АА. Объект "Укрытие". История, состояние и перспективы. / Под ред. А.А. Ключникова. - Киев: Интерграфик, 1997.
37. Носовский А.В., Цовьянов А.Г., Кочетков О.А., Чабан Н.Г., Иванов Е.А. Опыт эксплуатации системы санитарно-пропускного режима на Чернобыльской АЭС. - Атомная энергия, 1997, т. 82, вып.2, с. 140-146.
38. Носовський А.В., Осколков Б.Я. Чорнобильська АЕС. Десять років після аварії. / Бюлетень екологічного стану зони відчуження. N1 (6). - Чорнобиль: Чорнобильінтерформ, 1996.
39. Nosovsky A. V. Chernobyl nuclear power station - past, present and future. Proceedings of the Twentieth International Symposium held by the Uranium Institute "Uranium and Nuclear Energy: 1995". The Uranium Institute. - London, 1995, p.62-66.
40. Nosovsky A. V. Radioactivity clean-up and exposures at Chernobyl nuclear power plant. - Nuclear Europe Worldscan, 1995, NO. 7/8.
41. Нормы радиационной безопасности НРБ -76/87. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП - 72/87 / Минздрав СССР- 3-е изд., перераб. и доп. - М.: Энергоатомиздат, 1988.
42. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88) ПНАЭ Г-1-011-89 / Госатомнадзор СССР. - М.: Энергоатомиздат, 1990.
43. Осанов Д.П., Лихтарев И.А. Дозиметрия излучений инкорпорированных радиоактивных веществ. / Изд.2-е, перераб.и доп. - М.: Атомиздат, 1977.
44. Правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений в учреждениях, организациях и на предприятиях Академии наук СССР.-М.: Наука, 1984.
45. Производные уровни вмешательства, используемые для снижения доз облучения населения в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации. Принципы, процедуры и данные. -Вена, МАГАТЭ, 1989. (Серия изданий по безопасности N 81).
46. Радиация: Дозы, эффекты, риск. Пер с англ. - М.: Мир, 1990.
47. Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990г. Ч. 1 Пределы годового поступления радионуклидов в организм работающих, основанные на рекомендациях 1990

года. / Публикация 60, ч.1, 61 МКРЗ: Пер с англ. - М.: Энергоатомиздат., 1994.

48. Радиационные величины и единицы. Доклад 33 Международной комиссии по радиационным единицам и измерениям. / Под редакцией И.Б. Кеирим-Маркуса. - М.: Энергоатомиздат, 1985.

49. Романов В.П. Дозиметрист АЭС. Уч. пособие для рабочих.-М.: Энергоатомиздат, 1986. (Биб-ка эксплуатационника АЭС).

50. Руководство по организации медицинской помощи при радиационных авариях. / А.К. Гуськова, А.В. Барабанова, Р.Д. Друтман, А.А. Моисеев, - М.: Энергоатомиздат, 1989.

51. Самойлов О.Б., Усыгин Г.Б., Бахметьев А.М. Безопасность ядерных энергетических установок: Учебное пособие для вузов. - М.: Энергоатомиздат, 1989.

52. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-85). - М.: Минздрав СССР, 1986.

53. Сборник правил и норм по радиационной безопасности в атомной энергетике. В трех томах. - М.: Минздрав СССР, 1989.

54. СоддиФ. История атомной энергии. Пер. с англ. /Под редакцией Д.Н. Трифонова. - М.: Атомиздат, 1979.

55. Тарасов Г.П. Статистические методы обработки информации в системах измерения ионизирующего излучения. - М.: Атомиздат, 1980.

56. Филлюшкин И.В., Петоян И.М. Теория канцерогенного риска воздействия ионизирующего излучения. -М.: Энергоатомиздат, 1988.

57. Эйзенбад М. Радиоактивность внешней среды./Пер. с англ. под редакцией П.П. Лярского. - М.: Атомиздат, 1967.