

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

6.1. Работа с радиоактивными веществами и источниками ионизирующего излучения

Концептуальные основы радиационной безопасности. Эта глава посвящена общей политике обеспечения радиационной безопасности. В ней рассмотрена идея оценок, отнесенных к источнику и к человеку, намечена в общих чертах основная система безопасности при профессиональных, медицинских облучениях и облучениях населения и проведено различие между “практической деятельностью”, которая вызывает облучение, и “вмешательством”, которое уменьшает облучение.

Каждый человек подвергается облучению от естественных и искусственных источников. Следовательно, любая разумная система радиационной безопасности должна иметь четко определенную область применения, если только она не предназначена для всей человеческой деятельности. Кроме того, эта система должна в согласованной форме учитывать весьма широкий спектр обстоятельств.

К фундаментальным основам радиационной безопасности должно обязательно принадлежать ее социальное, а также научное обоснование, поскольку первичной целью радиационной безопасности является обеспечение людей приемлемыми нормами безопасности без чрезмерного ограничения полезной практической деятельности, приводящей к увеличению облучения. Кроме того, следует полагать, что даже малые дозы излучения могут вызывать какие-то вредные для здоровья эффекты. Поскольку для детерминированных эффектов существуют пороги, то этих эффектов можно избежать, ограничив дозы у отдельных лиц. В то же время стохастические эффекты нельзя полностью устранить, так как для них не существует порога. Принципиальные основы позиции Международной Комиссии по Радиологической защите (МКРЗ) состоят в том, чтобы предотвратить появление детерминированных эффектов, удерживая дозы ниже соответствующих порогов, и обеспечивать все разумные шаги для того, чтобы снизить вероятность появления стохастических эффектов.

Большинство решений в человеческой деятельности основывается в скрытой форме на балансе между пользой, с одной стороны, затратами и убытками, с другой, что приводит к заключению, являются ли данное направление действий или практическая деятельность стоящими или нет. При этом реже осознают, что практическая деятельность должна быть направлена на достижение максимальной чистой пользы для индивидуума или для общества. Это не простая процедура, поскольку цели человека и общества могут не совпадать. В радиационной безопасности, как и в других областях, становится возможным количественно формализовать процедуру, чтобы помочь найти такие решения. При этом следует обращать внимание не только на преимущества и неблагоприятные обстоятельства для общества, но и на защиту отдельных лиц. Когда польза и ущерб распределяются среди населения неодинаково, то это приводит к известной несправедливости. Можно избежать серьезной несправедливости, уделяя внимание защите отдельных лиц. Кроме того, следует осознавать, что многие виды текущей практической деятельности приведут к увеличению доз, которые будут получены в будущем, иногда в отдаленном будущем. Эти будущие дозы необходимо учитывать при защите и населения, и отдельных лиц, хотя не обязательно тем же способом, какой используется для текущих доз. Современная практическая деятельность может повысить вероятность того, что в последующем произойдет облучение. Поэтому в дополнение к масштабу облучения важно учитывать и его вероятность.

Для пояснения пути, по которому Комиссия вела разработку своих рекомендаций, удобно представить процессы, приводящие к облучению человека, в виде дерева событий и ситуаций. Каждая ветвь дерева начинается с источника. Этот термин используется Комиссией для обозначения определенного, не обязательно физического, источника

излучения. Поэтому источником профессионального облучения в больнице могут служить рентгеновские установки, а не аноды рентгеновских трубок, которые являются физическими источниками рентгеновского излучения. Когда радиоактивные вещества переходят в виде отходов в окружающую среду, то источником можно считать установку в целом. Излучение или радиоактивные вещества проходят затем через окружающую среду различными путями, которые могут быть простыми на рабочем месте и очень сложными в природной среде, причем некоторые из путей могут быть общими для многих источников. В одних обстоятельствах отдельные лица или, возможно, много людей будут облучаться от одного исходного источника. В других (поскольку может быть много источников) некоторые лица будут подвергаться воздействию не одного источника. Если еще учитывать естественные источники, то все люди облучаются по меньшей мере несколькими источниками.

К счастью, это дерево событий редко приходится рассматривать как одно целое. При условии, что индивидуальные дозы значительно меньше порога для детерминированных эффектов, вклад в индивидуальную дозу от одного из источников дает эффект, не зависящий от доз, создаваемых другими источниками. Для многих задач каждый источник или группу источников следует рассматривать отдельно. Но облучение каждого человека является результатом воздействия нескольких источников. Отсюда следует, что оценки эффективности защиты могут быть связаны с отдельным источником, приводящим к увеличению индивидуальных доз (оценки, относящиеся к источнику), или же с индивидуальной дозой, полученной человеком от всех соответствующих источников (оценки, относящиеся к индивидууму).

Оценки, относящиеся к источнику, позволяют судить о том, может ли источник принести пользу, достаточную для того, чтобы она перевесила любые убытки, которые он может причинить, и все ли разумные шаги были предприняты для того, чтобы снизить вызываемое им облучение. Оценки, относящиеся к источнику, будут учитывать значения индивидуальных доз, связанных с данным источником, и вероятность их получить, а также число облученных при этом лиц, но они не учитывают дополнительного вклада других источников.

Поэтому приходится также давать оценки (относящиеся к индивидууму) общих доз у отдельных лиц от всех соответствующих источников, чтобы определить, не стала ли у кого-нибудь слишком большой вероятностью возникновения стохастических эффектов и не приближается ли у кого-нибудь индивидуальная доза к одному из пределов для детерминированных эффектов.

Некоторые виды человеческой деятельности увеличивают общее облучение вследствие подключения новых групп источников, новых путей воздействия источников на человека, новых лиц или вследствие такого изменения дерева событий, связывающих существующие источники и человека, которые увеличивают облучение людей или число облученных людей. Комиссия называет такие виды человеческой деятельности «практической деятельностью». Другие виды человеческой деятельности могут уменьшать общее облучение, воздействуя на имеющуюся форму этого дерева. Подобная деятельность может состоять в удалении имеющихся источников, изменении путей воздействия или уменьшении числа облучаемых лиц. Комиссия обозначает все подобные виды деятельности как «вмешательство».

Шаги, необходимые для ограничения облучения людей при контроле практической деятельности или при вмешательстве, могут предусматривать действия в любой точке дерева событий, связывающих источник с человеком. Действия могут предприниматься по отношению к источнику, к окружающей среде или к человеку. Они наименее разрушительны, если применены к источнику, и могут быть настолько эффективны, насколько требуется, если не откажут в результате аварии. Кроме того, они влияют на все связанные с данным источником пути воздействия и на всех людей. В пределе действие может сводиться к прекращению применения источника. Там, где возможно,

предпочтителен контроль источника. Действия, приложенные к окружающей среде или к людям, влекут за собой больше неудобств и могут иметь отрицательные социальные последствия, не все из которых можно предвидеть. Их эффективность может быть ограниченной, поскольку они направлены лишь на отдельные путем воздействия источника и на отдельных лиц.

Система безопасности, разработанная Комиссией, как полагают, должна быть возможно более универсальной – отчасти с позиций логики, отчасти чтобы избежать изменений в линии поведения, происходящих при разграничении различных ситуаций. Однако разнообразные варианты облучения и различие между практической деятельностью и вмешательством обуславливают разную степень контролируемости и тем самым влияют на мнение о разумности различных способов контроля.

Комиссия разделяет облучение на три вида: профессиональное облучение, т. е. облучение во время работы и, преимущественно, в результате работы; медицинское облучение, т. е. по преимуществу облучение людей в качестве неотъемлемой части их диагностики и лечения; облучение населения, которое включает все другие виды облучения.

При профессиональном облучении обычно можно контролировать все три позиции: контроль источника – путем фиксации его параметров, его непосредственной защиты и контейнента; контроль окружающей среды – наблюдая за вентиляцией и дополнительной защитой; контроль человека – предъявляя требования к рабочим операциям, используя защитную одежду и оборудование. Не все эти виды контроля необходимы постоянно. При медицинском облучении также применяют три вида контроля, но скорее в качестве части основной задачи – диагностики или лечения, а не как части отдельной системы безопасности. При облучении населения необходимо использовать контроль источника. Только если контроль источника не может быть достаточно эффективным, следует контролировать окружающую среду или людей.

Выбор соответствующих мероприятий для контроля зависит также от того, используются ли они при практической деятельности, приводящей к облучению, или при вмешательстве, направленном на снижение облучения. Если появится новая практическая деятельность, то можно решить, принять ли ее в том виде, как ее предлагают, или принять с изменениями, или отказаться от нее с самого начала. Продолжающиеся виды практической деятельности можно пересматривать в свете новых сведений или измененных нормативов безопасности и, по крайней мере в принципе, отказываться от них; при этом источники и пути их воздействия могут сохраняться. Поэтому любые последующие изменения потребуют вмешательства. Аварии, если они произошли, приведут к таким ситуациям, в которых единственным приемлемым действием будет какая-либо форма вмешательства. В практической деятельности и при вмешательстве часто заранее ясно, что облучение состоится, и его размер можно предвидеть, хотя и с некоторой неопределенностью. Но иногда может появиться потенциальная возможность облучения, хотя и без уверенности в том, что оно случится. Комиссия называет такие облучения “потенциальными облучениями”. Часто в известной степени можно контролировать как вероятность, так и масштаб потенциального облучения.

Рекомендованная Комиссией система радиационной безопасности для вновь предлагаемой и продолжающейся практической деятельности основана на следующих ниже основных принципах:

- 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 необязательно 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 (**оптимизация 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 (**пределы 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.

Эти принципы позволят установить уровни вмешательства, которые помогут определить, при каких ситуациях вмешательство окажется уместным. Видимо, есть некий уровень планируемой дозы, выше которого вмешательство будет почти всегда оправдано из-за опасности возникновения серьезных детерминированных эффектов.

В любую систему безопасности должна входить и общая оценка ее эффективности при практической деятельности. Она должна исходить из распределения полученных доз и из оценки шагов, направленных на ограничение вероятности потенциальных облучений. Важнее рассматривать основные принципы как взаимосвязанную систему. Ни одну из ее частей не следует использовать изолированно. В частности, простое соответствие пределам дозы еще не служит достаточным свидетельством успешного действия системы безопасности.

Цель и задачи радиационной безопасности. В связи с вышеизложенным, **радиационная безопасность** – это комплекс научно обоснованных мероприятий по обеспечению защиты от воздействия ионизирующего излучения.

Цель радиационной защиты – это предотвращение вредных нестохастических эффектов и ограничение вероятности возникновения стохастических эффектов до уровней, считающимися приемлемыми. Исходя из этого, можно сформулировать цель обеспечения радиационной безопасности – полное исключение детерминированных эффектов и снижение до разумно достижимого минимума вероятности стохастических эффектов. В обычных условиях основными эффектами облучения людей являются стохастические эффекты, поэтому обеспечение радиационной безопасности сводится к снижению эффективных доз облучения как производственного облучения, так и облучения населения всеми источниками излучения до разумно достижимого уровня.

Разработка критериев для оценки опасности различных видов ионизирующих излучений является одной из основных задач радиационной безопасности и особенно после аварии на ЧАЭС.

Она решается путем анализа результатов радиобиологических экспериментов, цель которых – изучение влияния различного вида ионизирующих излучений на живой организм и отдельные системы, а также получение данных о состоянии здоровья людей, работающих в условиях воздействия ионизирующих излучений или подвергшихся непредвиденному облучению при радиационной аварии. Наиболее существенным в этом

вопросе является установление количественной связи между уровнем облучения и эффектом, обусловленным ионизирующим излучением. Для этого разработана система оценки уровня облучения и методов его измерения при различных путях радиационного воздействия

На основе установленных критериев опасности разрабатывается система допустимых пределов воздействия (законодательные документы): нормы радиационной безопасности (НРБ–2000) и основные санитарные правила (ОСП–2002), что позволяет оперативно регистрировать изменение радиационной обстановки. Таким образом, одним из важнейших вопросов радиационной безопасности является разработка системы дозиметрического контроля.

Если вредные эффекты выявляются начиная с какого-то порога дозы – это нестохастические эффекты, а повреждения без порога, то есть при любых малых дозах – стохастические эффекты.

Любые проявления поражающего действия ионизирующих излучений называют лучевой болезнью. Многообразие этих проявлений зависит от вида излучения (местное, инкорпорированное) временного фактора (однократное, повторное, хроническое), равномерности поля излучения и т.д.

Другой не менее важной задачей радиационной безопасности является разработка методов оценки и прогнозирования радиационной обстановки с целью обеспечения нормальных условий труда и жизни населения, а также защиты объектов окружающей среды от воздействия ионизирующих излучений при использовании атомной энергии. Сюда входят: характеристика источников излучения, которые могут воздействовать на персонал и население при различных аспектах использования атомной энергии и на разных этапах технологического процесса; исследование изменений уровней ионизирующих излучений в зависимости от условий их использования и режимов работы; изучение закономерности распространения радиоактивных веществ, характера и масштабов их воздействия на персонал, население и объекты окружающей среды при нормальных условиях работы и возникновении аварийных ситуаций. Все это необходимо для обоснованного выбора средств и методов индивидуальной и групповой защиты, оптимальных режимов труда, санитарно-пропускного режима и других мероприятий по защите от ионизирующих излучений. Для своевременного принятия решений по защите от воздействия ионизирующих излучений необходимо иметь объективную и исчерпывающую информацию о параметрах радиационной обстановки. Поэтому создание эффективной системы дозиметрического контроля является также одной из существенных задач радиационной безопасности. Он осуществляется дозиметрической службой учреждения или специально выделенным должностным лицом, а также ведомственными службами с применением соответствующих приборов, методик и расчетных методов. Основной задачей дозиметрической службы является контроль за соблюдением норм радиационной безопасности и основных санитарных правил работы с источниками ионизирующих излучений, выбор методов и точек контроля в пределах производственных помещений и на прилегающей территории, а также установление его периодичности. В частности, при эксплуатации гамма-дефектоскопических или гамма-терапевтических установок, в которых используются закрытые радионуклидные источники, достаточно ограничиться контролем дозы гамма-излучения.

На радиохимических производствах, в частности на заводах по переработке отработавшего ядерного топлива, наряду с измерением уровня гамма-излучения, большое внимание уделяется контролю радиоактивного загрязнения поверхностей и воздуха рабочих помещений, окружающей территории, а также установлению мест утечки радиоактивных веществ из боксов и коммуникаций. На ядерных реакторах (в т.ч. на АЭС) в условиях нормальной эксплуатации ведущими радиационными факторами, воздействующими на персонал, являются внешнее гамма-излучение и нейтроны. В целях своевременного обнаружения утечки радиоактивных веществ из контуров реактора

следует контролировать радиоактивность воздуха в рабочих помещениях и окружающей среде. Частота контроля того или иного параметра радиационной обстановки зависит от режима работы предприятия. Так, при установившемся технологическом режиме на АЭС или радиохимическом производстве можно ограничиться измерением уровня радиоактивного загрязнения поверхностей 1 раз в сутки или даже 1 раз в неделю. При ремонтных работах или возникновении неполадок контроль данного параметра осуществляется значительно чаще.

Функциональными задачами системы радиационной безопасности являются:

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

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

К техническим мероприятиям относятся: создание передвижных или стационарных защитных ограждений, автоматизация и механизация технологических процессов, очистка воздуха от радиоактивных веществ на выбросе и т.д.

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

К организационным мероприятиям относится, в первую очередь, обеспечение при работе в условиях повышенного уровня ионизирующих излучений режима труда, исключающего облучение персонала выше допустимых пределов. Комплекс мероприятий, направленных на снижение уровня облучения, зависит от типа и назначения радиационной или атомно-энергетической установки, характера технологического процесса по переработке или получению радиоактивных веществ. При работе с закрытыми радиоактивными источниками достаточно ограничиться созданием защиты только от внешних потоков излучения. В других случаях, например на радиохимических производствах, при переработке радиоактивных отходов необходимо предусмотреть меры по исключению распространения радиоактивных веществ в окружающую среду и попадания их в организм работающих. Весьма существенна оптимизация комплекса средств, направленных на решение обеих функциональных задач, поскольку при их недостаточности может быть нанесен ущерб здоровью персонала и населения, а их избыток приведет к нерациональным финансовым затратам. Существует эффективная система радиационной безопасности для различных форм применения атомной энергии; она базируется на гипотезе, постулирующей отсутствие порога для так называемых стохастических эффектов, к которым относятся генетические последствия и возникновение рака. Согласно этой гипотезе вероятность стохастических последствий облучения в пределах малых доз линейно зависит от уровня воздействия, т.е. любое превышение дозы над фоном теоретически повышает вероятность возникновения отдаленных последствий. Международная эмиссия по радиационной защите рекомендует руководствоваться этой концепцией, хотя в настоящее время отсутствуют доказательства увеличения числа отдаленных стохастических последствий при воздействии на организм человека ионизирующих излучений в дозах меньше 5 Зв. Такая линейная беспороговая концепция заведомо исходит из переоценки последствий воздействия ионизирующего излучения и представляется наиболее гуманной, так как учитывает недостаточность наших знаний о механизме действия ионизирующих излучений на живой организм. Поэтому базирующиеся на этой концепции системы радиационной безопасности для различного типа атомных технологий имеют значительную гарантию безопасности. В результате атомная промышленность по вероятности неблагоприятных последствий, обусловленных производственными факторами, а также по воздействию на окружающую

среду относится к числу относительно безопасных отраслей промышленности.

Риск, радиационный риск в ряду рисков. Разработанные в ядерной энергетике методы и подходы к обоснованию критериев оценки опасности вредных производственных факторов успешно используются в других отраслях промышленности.

Одним из способов оценки риска облучения – это сравнение его с рисками от влияния других факторов профессиональной вредности или каких-либо естественных причин ведущих к сокращению продолжительности жизни.

Радиационный риск – это вероятность наступления наследственных болезней или заболеть раком от радиации.

За количественную меру индивидуального риска принят **средний риск смерти в качестве одного человека в год: «R» (1/чел. год):**

R < 10⁻⁴безопасная доза.

R = 10⁻⁴ – 10⁻³ ...относительно безопасная,

R = 10⁻³ – 10⁻² ...опасная,

R > 10⁻²особо опасная.

Например, при внутреннем облучении дозой 0,5 бэр риск заболеть раком 1 из 320 000, а выкуривших 20 сигарет в сутки 1 из 200, т.е, умереть от табачного дыма в 1600 раз реальнее, чем от облучения малыми дозами. Каждые 20 минут возраста после 60 лет 1 из 1 000 000. Риск смерти для особо опасных профессий в 100 раз больше, чем для традиционно безопасных. В таблице 6 приведены значения характерных рисков в ряду рисков.

Таблица 6. Радиационный риск в ряду рисков

Виды риска	Величина риска
Рак и сердечнососудистые заболевания	10 ³
Курение (20 сигарет в сутки)	10 ⁴
Бронхит, грипп, убийства, угольные шахты, автокатастрофы, аварии на ж.д. дорогах, лейкемия, туберкулез, авиакатастрофы, альпинизм	10 ⁴
Естественная радиация	10 ⁵
Сжигание органического топлива, наводнение, торнадо, землетрясения	10 ⁶
Взрывы сосудов давления, прорыв дамбы	10 ⁷
Высотные полеты (радиация)	10 ⁸
Радиация (население вблизи АЭС)	10 ⁸
Радиация от АЭС (население в целом)	10 ⁹
Цветной телевизор	10 ⁹
Космическая радиация	10 ¹⁰
Падение метеорита	10 ¹¹

Концепция приемлемого риска. Основной задачей радиационной безопасности является осуществление мер на снижение индивидуальных и коллективных доз и риска облучения.

Одна из них – это ограничение режима проживания на территориях, где годовая доза облучения превышает ПДД=1мЗв/год.

Если СГЭД > 3 мЗв/год, постоянное проживание не рекомендуется.

Если СГЭД = 1–3 мЗв/год – необходимо проведение мероприятий по уменьшению дозовых нагрузок.

Если СГЭД менее 1 мЗв/год, проживание не ограничивается, но при необходимости принять меры по оптимизации дозовых нагрузок.

Если СГЭД = 0,3 – 1 мЗв/год, необходим мониторинг с целью оценки годовых доз.

Если СГЭД = 0,1 – 0,3 мЗв/год, то проведение специальных мер защиты следует прекратить (выборочно).

Если СГЭД < 0,1 мЗв/год необходимо прекратить систему радиационного контроля.

Главные нормативные документы. Научные подходы к нормированию ионизирующих излучений формировались на основе достижений радиобиологии, гигиены, дозиметрии параллельно с внедрением в народное хозяйство достижений атомной техники и науки.

Огромную работу по обобщению мирового опыта нормирования и разработке рекомендаций по дозовым пределам воздействия излучения на человека проводит Международная Комиссия по Радиологической защите (МКРЗ).

Юридической основой нормирования ионизирующих излучений являются Нормы радиационной безопасности (НРБ–2000) и Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСП–2002), которые утверждаются Министерством здравоохранения в соответствии с «Основами законодательства о здравоохранении» и Закона республики Беларусь « О радиационной безопасности населения».

Эти документы обязательны для исполнения во всех ведомствах и отраслях народного хозяйства. На основании и в строгом соответствии с НРБ-2000 и ОСП-2002 разрабатываются ведомственные отраслевые правила.

Принципы нормирования в области радиационной безопасности. Современная концепция нормирования исходит из того, что по имеющимся радиобиологическим и эпидемиологическим данным не исключается возможность неблагоприятных последствий облучения человека даже в очень малых дозах, хотя вероятность таких последствий невелика. Поэтому предполагается, что всякое облучение несет с собой некоторый риск.

Государственное нормирование облучения направлено на ограничение таких последствий до уровня, безусловно приемлемого как для отдельного человека, так и для общества в целом, но обеспечивающего вместе с тем возможность практического применения источников ионизирующего излучения. С этой целью вводится система регламентированных дозовых пределов.

В основу НРБ-2000 положены **три главных признака**, вытекающих из общей концепции нормирования радиационных воздействий:

- **непревышение установленных дозовых пределов,**
- **исключение всякого необоснованного облучения,**
- **снижение дозы излучения до возможно низкого уровня.**

С социальных и медико-биологических позиций нормирование радиационного воздействия осуществляется дифференцированно для различных категорий облучаемых лиц. Категории облучаемых лиц – это группы населения, различающиеся по демографическому составу и по степени контакта с источниками ионизирующих излучений в зависимости от условий проживания и профессиональной деятельности. В НРБ-2000 установлены 2 категории облучаемых лиц.

Категория «персонал» – профессиональные работники, временно или постоянно работающие с источниками ионизирующих излучений.

Категория «население» – население области, края, республики.

Ограничение облучения осуществляется контролем радиоактивности объектов окружающей среды, технологических процессов, доз от медицинского облучения и техногенно-повышенного фона, обусловленного строительными материалами, химическими удобрениями, сжиганием органического топлива и т.п.

Для персонала установлены три класса нормативов:

- 1. Основные пределы доз;**
- 2. Допустимые уровни;**
- 3. Рабочие контрольные уровни;**

Основные пределы доз. Доза внешнего облучения на ткани организма учитывается по радиочувствительности с помощью коэффициента радиационного риска. Основные пределы доз приведены в таблице 6.

Таблица 7. Основные пределы доз (НРБ–2000)

Нормируемая величина	Пределы доз	
	Персонал	Население
Эффективная доза	20 мЗв/год	1 мЗв/год

Превышение дозы облучения на 0,1 мЗв в год дает основание для немедленного вмешательства и проведения защитных мер.

Предел дозы 20 мЗв (2 бэр) установлен таким, что риск профессионального облучения такой дозой за год человека, работающего в условиях воздействия ионизирующего излучения не превышает риска смерти от профессиональных причин в других отраслях промышленности, где гарантирована высокая степень безопасности.

Допустимые уровни – это нормативные значения поступления радиоактивных веществ в организм, содержания их в организме, их концентрации в воздухе, мощности дозы излучения и плотности потока (НРБ-2000).

Реальные условия радиационной обстановки отличаются от условий, для которых рассчитаны дозовые пределы.

Рабочие и контрольные уровни. Система контрольных уровней призвана сделать более гибкой систему оперативного контроля и регулирования радиационной обстановки. Она служит отправной системой для установки **рабочих контрольных уровней**, которые служат для контроля за возможными отклонениями от нормальных условий эксплуатации источников ионизирующего излучения. Они устанавливаются для контролируемых величин с целью оперативного контроля и учитывают достигнутый в организации уровень обеспечения радиационной безопасности. Их превышение является основанием для расследования причин превышения. Контрольные уровни устанавливаются на основании анализа долговременных результатов радиационного контроля на уровне верхней границы радиационного фактора, соответствующей нормальным условиям эксплуатации радиационных установок и источников ионизирующего излучения. Следует подчеркнуть, что значения контрольных уровней радиационных факторов не является долей предела дозы или допустимых уровней, Такие доли называют административными уровнями.

Уровень вмешательства является граничным значением дозы или другого параметра, ниже которого проведение мероприятий по снижению дозы облучения не требуется, а выше которого мероприятия необходимы, если их проведение не приведет к ущербу для здоровья людей большему, чем ущерб, обусловленный воздействием дозы излучения, предотвращаемый в результате проведения данного мероприятия.

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

- группа А** - радионуклиды с минимально значимой активностью не более 10^3 Бк;
- группа Б** - радионуклиды с минимально значимой активностью 10^4 – 10^5 Бк;
- группа В** - радионуклиды с минимально значимой активностью 10^6 – 10^7 Бк;
- группа Г** - радионуклиды с минимально значимой активностью 10^8 Бк и более.

Принадлежность радионуклида к группе радиационной опасности устанавливается в соответствии с приложением 19 к НРБ-2000. Короткоживущие радионуклиды с периодом полураспада менее 24 ч, не приведенные в этом приложении, относятся к группе Г.

Классы работ. Все работы с использованием открытых источников излучения разделяются на три класса по активности на рабочем месте (приведенная к группе А):

I класс – более 10^8 Бк; **II класс** – 10^5 – 10^8 Бк; **III класс** – 10^3 – 10^5 Бк. Класс работ устанавливается в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида и его фактической активности на рабочем месте.

Радиационный контроль и учет радионуклидных источников. Поставка организациям источников излучения и изделий, содержащих их, проводится по заказам-заявкам. Передача из одной организации в другую источников излучения производится с обязательной информацией в 10-дневный срок учреждений, осуществляющих государственный санитарный надзор, по месту нахождения как передающей, так и принимающей источники излучения организации.

Согласование и регистрация заказов-заявок на получение, передачу источников излучения и изделий, их содержащих, разрешаются только для организаций, имеющих санитарный паспорт.

Организация, получившая источники излучения, обязана в 10-дневный срок известить об этом территориальные учреждения, осуществляющие государственный санитарный надзор.

Администрация организации обеспечивает сохранность источников излучения и должна обеспечить такие условия получения, хранения, использования и списания с учета всех источников излучения, при которых исключается возможность их утраты или бесконтрольного использования.

Лицо, назначенное ответственным за учет и хранение источников излучения, осуществляет регулирование их приема и передачи по установленным формам.

Все поступившие в организацию радионуклидные источники излучения, генераторы короткоживущих радионуклидов, устройства, генерирующие ионизирующее излучение, должны учитываться в приходно-расходном журнале учета источников ионизирующего излучения, а сопроводительные документы должны передаваться в бухгалтерию для оприходования. Радионуклидные источники излучения учитываются по радионуклиду, наименованию препарата, фасовке и активности, указанным в сопроводительных документах. Приборы, аппараты и установки, в которых используются радионуклидные источники излучения, учитываются по наименованиям и заводским номерам с указанием активности и номера каждого источника излучения, входящего в комплект.

Радиоактивные вещества выдаются ответственным лицом из мест хранения по требованиям с письменного разрешения руководителя организации или лица, им уполномоченного. Выдача и возврат источников излучения регистрируются в приходно-расходном журнале учета источников ионизирующего излучения.

Ежегодно комиссия, назначенная руководителем организации, производит инвентаризацию радиоактивных веществ, радиоизотопных приборов, аппаратов, установок. В случае обнаружения хищений и потерь источников излучения администрация обязана немедленно информировать вышестоящую организацию, органы внутренних дел и учреждения, осуществляющие государственный санитарный надзор.

Источники излучения, не находящиеся в работе, должны храниться в специально отведенных местах или в оборудованных хранилищах, обеспечивающих их сохранность и исключающих доступ к ним посторонних лиц. Активность радионуклидов, находящихся в хранилище, не должна превышать значений, указанных в санитарном паспорте.

Отделка и оборудование помещения для хранения открытых источников излучения должны отвечать требованиям, предъявляемым к помещениям для работ соответствующего класса, но не ниже II класса.

Радионуклидные источники излучения, непригодные для дальнейшего использования, должны своевременно списываться и сдаваться на переработку или захоронение.

Транспортирование радиоактивных веществ и ядерных материалов внутри помещений, а также на территории организации должно производиться в контейнерах и упаковках на специальных транспортных средствах с учетом физического состояния источников излучения, их активности, вида излучения, габаритов и массы упаковки, с соблюдением условий безопасности.

От радиационного контроля и учета освобождаются:

- устройства создающие на расстоянии **0,1м** от поверхности прибора эквивалентную дозу **не более 1мкЗв/ч**;
- физические строения с максимальной энергией **менее 5 кэВ**;

– препараты с активностью на рабочем месте **меньше МЗА**.

6.2. Естественные и искусственные источники радиации и загрязнения окружающей среды

Естественные источники излучений. Учеными установлено, что основной радиационный фон на нашей планете (по крайней мере, пока) создается за счет естественных источников излучения. По данным ученых доля естественных источников радиации в суммарной дозе, накапливаемой среднестатистическим человеком на протяжении всей жизни, составляет 87%. Оставшиеся 13% приходится на источники, созданные человеком. Из них 11,5% (или почти 88,5 % «искусственной» составляющей дозы облучения) формируется за счет использования радиоизотопов в медицинской практике. И только оставшиеся 1,5 % являются результатом последствий ядерных взрывов, выбросов с атомных электростанций, утечек из хранилищ ядерных отходов и т. д.

Космическое излучение. Это ионизирующее излучение, непрерывно падающее на поверхность Земли из мирового пространства (**первичное** космическое излучение) и образующееся в земной атмосфере в результате взаимодействия первичного космического излучения с атомами воздуха (**вторичное** космическое излучение).

Первичное космическое излучение образуется вследствие извержения и испарения материи с поверхности звезд и туманностей космического пространства. Оно состоит в основном из ядер легких атомов: водорода–протонов (79 %), гелия – альфа-частиц (20 %), лития, бериллия, бора, углерода, азота, кислорода и других элементов, большинство из которых обладают очень высокой энергией в интервале 3–15 ГэВ, а некоторые – 10^{11} – 10^{18} эВ. Такие большие энергии первичные космические частицы приобретают в результате ускорения их в переменных электромагнитных, полях звезд, многократного ускорения в магнитных полях облаков космической пыли межзвездного пространства и в расширяющихся оболочках новых и сверхновых звезд. Однако лишь немногие частицы достигают поверхности Земли, так как они взаимодействуют с атомами воздуха, рождая, потоки частиц вторичного космического излучения. Поэтому основную массу космических лучей, достигающих поверхности Земли, составляет вторичное космическое излучение.

Вторичное космическое излучение очень сложно и состоит из всех известных в настоящее время элементарных частиц и излучений. Основную массу их, достигающих уровня моря, составляют: μ - и π - мезоны (70 %), электроны и позитроны (26 %), первичные протоны (0,05 %), гамма-кванты, быстрые и сверхбыстрые нейтроны.

Для оценки биологического воздействия (расчета дозы космического излучения) вторичное космическое излучение можно разделить по уровню энергии и составу на четыре компонента:

– **мягкий**, или малопроникающий (объединяет электроны, позитроны, гамма-кванты и частично быстрые протоны с энергиями порядка 100 МэВ);

– **жесткий**, или сильнопроникающий (состоит в основном из μ - мезонов с энергиями порядка 600 МэВ, небольшого количества сверхбыстрых протонов с энергией более 400 МэВ, альфа-частиц и незначительного количества π - мезонов);

– **сильноионизирующий** (содержит продукты ядерных расщеплений: протоны, альфа-частицы, дейтроны, тритоны и более тяжелые осколки ядер с энергией 10–15 МэВ);

– **нейтронный** (нейтроны различных энергий).

На уровне моря космическое излучение состоит в основном, как правило, из мягкого и жесткого компонентов.

Мягкий компонент поглощается слоями свинца толщиной 8–10 см и железа 15–20 см, жесткий проходит через свинец толщиной более 1 м, его можно обнаружить под землей и под водой на глубине нескольких километров.

Частицы мягкого и жесткого компонентов, обладая большими энергиями в веществе, создают наименьшую плотность ионизации. Поэтому их **относительная**

биологическая эффективность (ОБЭ) приравнивается к 1.

Частицы сильноионизирующего компонента имеют большую плотность ионизации. Их ОБЭ приравнивается к ОБЭ протонов, нейтронов и альфа-частиц с энергией 10–15 МэВ и равна 10. На уровне моря сильноионизирующий компонент составляет 0,5%, а слабоионизирующий – 99,5 %. Поскольку трудно учесть плотность ионизации осколков ядер с ОБЭ более 10, этот показатель космического излучения считают приблизительно равным 2.

Проведенные измерения показали, что на уровне моря за счет космических лучей образуется 2,74 пары ионов в 1 см³ воздуха за 1 с. Это соответствует мощности дозы $1,15 \cdot 10^{11}$ Гр/с.

Доза космических лучей в биологических тканях на 11 % больше, чем в воздухе, так как сверхбыстрые нейтроны, сталкиваясь с ядрами атомов С, N и O биологической ткани, вызывают их расщепление с образованием быстрых нейтронов, которые создают в тканях дополнительную ионизацию. Исходя из этого установлено, что доза в ткани за сутки составляет 1 мкГр, за год — 0,4 мГр (40 мрад). На высоте 2000 м над уровнем моря доза в 3 раза больше, а на высоте 3 км в 5–6 раз. Доза облучения на высоте 10–12 км (авиаполеты) в 30 раз больше, чем на уровне моря.

Природные радиоактивные вещества. Их можно разбить на три группы.

В первую группу входят радиоактивные семейства: U–235, U–238 и Th–232 с продуктами их распада. Основные дозообразующие радионуклиды – это изотопы радия, радона и его ДПР.

Среди естественных источников радиации пальму первенства уверенно держит радон, обуславливающий до 70–80 % общей дозы облучения. По данным Службы Общественного Здоровья США радон – вторая по серьезности причин возникновения рака легких у людей. Радон образуется в недрах Земли в результате распада урана. В процессе распада уран превращается в радий–226, а затем в радон–222.

Особенно велико содержание урана (до 2 мг/л) в гранитных породах. Соответственно в районах, где преимущественным породообразующим элементом является гранит, можно ожидать и повышенное содержание радона. Радон постепенно просачивается из недр на поверхность, где сразу рассеивается в воздухе, в результате чего его концентрация остается ничтожной и не представляет опасности. Проблемы возникают в случае, если отсутствует достаточный воздухообмен, например, в домах и других помещениях. В этом случае содержание радона в замкнутом помещении может достичь опасных концентраций. Так как радон попадает в здания из земли, то на западе при строительстве фундаментов в «радоноопасных» районах широко применяют специальные защитные мембраны, препятствующие просачиванию радона. Однако даже применение этих мембран не дает стопроцентной защиты. В случае, когда для снабжения дома водой используются скважины, радон попадает в дом с водой и также может скапливаться в значительных количествах в кухнях и ванных комнатах. Дело в том, что радон очень хорошо растворяется в воде и при контакте подземных вод с радоном, они очень быстро им насыщаются.

Содержание радона в грунтовых водах колеблется от 10 до 100 Бк/л, в отдельных районах доходя до сотен и даже тысяч Бк/л. Растворенный в воде радон действует двояко. С одной стороны, он вместе с водой попадает в пищеварительную систему, а с другой стороны, люди вдыхают выделяемый водой радон при ее использовании. Дело в том, что в тот момент, когда вода вытекает из крана, радон выделяется из нее, в результате чего концентрация радона в кухне или ванной комнате может в 30–40 раз превышать его уровень в других помещениях (например, в жилых комнатах). Второй (ингаляционный) способ воздействия радона считается более опасным для здоровья).

Ко второй группе относят изотопы не вошедшие в радиоактивные ряды с большим периодом полураспада: K–40, Rb–87, Са–18 и другие.

К третьей группе принадлежат радиоактивные изотопы (космогенные), это C–14,

H-3, Be-7, Be-10 и другие образующиеся непрерывно в атмосфере под действием космического излучения.

Распад K-40 сопровождается относительно жестким бета- и гамма-излучением. Изотоп K-40 широко рассеян в почвах и прочно удерживается глинами в следствие процессов сорбции. Глинистые почвы почти везде богаче радиоактивными элементами, чем песчаные и известняки. Внутреннее облучение за счет K-40 примерно 20 мБэр/год.

Радиоактивные тяжелые элементы (U, Th, Ra) содержатся преимущественно в горных гранитных породах. В разных районах земного шара доза гамма-излучения различных земных пород у поверхности Земли колеблется в значительных пределах 0,26–11,5 мГр/год (26–1150 рад/год).

Во флоре и фауне концентрация естественных радионуклидов, как правило, ниже, чем в почвах, на которых произрастает растительность и обитают животные. Это объясняется тем, что большинство естественных радионуклидов плохо усваиваются растениями и животными, имало попадают в организм человека. Исключение составляют K-40, C-14, H-3, которые усваиваются растениями и животными весьма интенсивно.

Техногенный радиационный фон обусловлен применением строительных материалов минерального происхождения, использованием минеральных удобрений, сжиганием ископаемого топлива, использованием в питьевых целях подземных вод, применением светосоставов постоянного действия в приборах, рентгено – и радиодиагностики, деятельностью ядерного топливного цикла, длительное время пребывания в плохо проветриваемых помещениях. Поступление в организм радона и его ДПР, которые эмануруют из строительных материалов, поступают в воздух помещений из грунта под зданием и из природного газа и подземных вод. Засчет этого доза может достигать 135 мБэр/год (1,35 мЗв/год), а в легких до 700 мБэр/год (7мЗв/год).

Суммируя все дозы получим, что средняя индивидуальная доза может достигать 3–4 мЗв/год (300–400 мБэр/год).

Итак, природный радиационный фон является одним из экологических факторов для всех живых организмов Земли. Действие его извечно, непрерывно, отличается большой вариабильностью.

Среднемировое (среднеевропейское) значение годовой индивидуальной дозы от всех естественных источников принято равным 2,5 мЗв/год.

Структура доз за год. Для наглядности в таблице 8 приведена структура доз за год.

Таблица 8. Структура доз за год

Источник излучения	Доза, мЗв/год	Доза, мБэр/год
Естественный радиационный фон (среднее)	2,0	200 (70–1300)
Медицина (среднее)	1,5	150 (3–600)
Строительные материалы (среднее)	1,0	100 (50–100)
Дополнительное облучение: телевидение, ТЭС, АЭС, авиаполеты, глобальные выпадения от ядерного оружия	0,1–0,5	10–50
Прочие	0,005	0,5
ИТОГО	5,0	500

Контроль и учет доз облучения. Контроль и учет индивидуальных доз, обусловленных естественным радиационным и техногенно–измененным фоном, осуществляется органами Государственного санэпиднадзора или другими организациям, имеющими аккредитацию. Таким образом, устанавливаются наблюдения за всеми эксплуатируемыми источниками ионизирующих излучений с целью предотвращения

неконтролируемого облучения населения и учета доз облучения персонала на ведомственном уровне.

На проведение ИДК влияют 3 основных фактора:

- ожидаемый уровень доз;
- наиболее вероятные колебания уровней дозы;
- экономические факторы (стоимость оборудования, сложность методов измерений).

Организация работы по проведению ИДК населения. Для контроля доз внешнего гамма-излучения населению выдают индивидуальные дозиметры по одному на человека. В кассету дозиметра вкладывают один детектор. Маркированные кассеты с детектором должны быть закреплены на уровне груди. Дозиметр выдают лицам для постоянного ношения в течение 3 месяцев. Во время сна дозиметр должен храниться рядом с постелью. Обмен дозиметров проводится в соответствии с графиком, утвержденным органами санэпиднадзора.

Процедура измерения сводится к экспонированию носимых на геле человека блоков детектирования, содержащих термолюминесцентные детекторы, и последующему считыванию сигнала детекторов с помощью специального устройства. Перед выдачей блоков детектирования для экспонирования необходимо произвести их термообработку в стандартном режиме. Измерение экспонированных блоков детектирования проводят в соответствии с описанием на дозиметрические комплекты.

Величину тканевой поглощенной дозы D воспроизводят путем умножения значения величины сигнала, зарегистрированного считывающим устройством, на градуировочный коэффициент (коэффициенты). Результаты измерения заносят в рабочий журнал или карточку учета индивидуальных доз.

Если человек по какой-либо причине не носил дозиметр или носил неполный срок (отпуск, болезнь и т. п.), то об этом делают отметку в графе "Примечание" протокола, а его дозиметр высылают одновременно со всеми другими в организацию, осуществляющую их обработку.

При утере дозиметра устанавливают причины, а доза рассчитывается как средняя из доз, полученных лицами, находившимися в идентичных условиях работы или проживания.

Характеристика различных типов индивидуальных дозиметров приведены в таблице 9.

Таблица 9. Характеристика различных методов индивидуальной дозиметрии

Наименование метода дозиметрии	Тип дозиметра	Характеристика нормируемого регистрируемого излучения		Диапазон измерения	Погрешности
		вид	энергия, МэВ		
Ионизационный (конденсаторный) фотографический	КИД-2	γ , рентген	0,02–2	5–1000 мР	± 15
	ИФКУ-2	γ , тепловые нейтроны,	0,1–3	50–2 мР	± 25
		Бета-потoki	0,025 эВ	До 2 бэр	
	ИФКУ-2,3	γ - β - потоки	0,3–2 бэр	0,05-2 бэр	± 20
Термолюминесцентный комплект АКИДК	ДТЛ-01 ДТГ-4	γ , рентген	0,015–3	0,1–1000 мЗв	± 20
Комплект ДТУ-01	ДТГ-4 корунд алюминия	γ , рентген	0,015–3	1000 мЗв	± 20
		γ , рентген	0,05–3	0,5–10 ⁶ мР	± 20
Электронный (счетчик Гейгера—Мюллера)	ДКС-09	γ , рентген	0,05–3	1–000 мР	± 20
	ДЭС-0,4	γ , рентген	0,05–3	0,1–1000 мР	± 20

	PM-2001	γ, рентген	0,05–3	1–4000 мкЗв	±20
Полупроводниковый кремневый детектор	КАД-50	γ, рентген	0,03–6	1 мкЗв–10 Зв	±15
ионизационный	ДК-0,2	γ, рентген	0,1–3	До 200 мР	±20
	ДК-50	γ, рентген	0,1–3	До 50 000 мР	±20

Преимущества и недостатки существующих методов индивидуальной дозиметрии представлены в таблице 10.

Таблица 10. Преимущества и недостатки различных методов ИДК

Метод дозиметрии	Преимущества	Недостатки
Ионизационный (конденсаторный)	Низкая стоимость, простота эксплуатации. Оперативность получения информации.	Значительная энергетическая зависимость большинства моделей
	Высокая чувствительность	Малый интервал измеряемых доз. Потеря информации за счет самозаряда. Отсутствие возможности измерения доз бета-излучения и нейтронов
Фотографический	Низкая стоимость детектора и аппаратуры. Документальность. Возможность регистрации В-, γ-и рентгеновского излучения, тепловых нейтронов. Возможность получения информации о качестве излучения, об умышленном облучении	Большая энергетическая зависимость. Малый диапазон измеряемых доз. Строгая стандартизация условий обработки пленок. Расходование дефицитных материалов (пленка, проявитель, закрепитель)
Термолюминесцентный	Широкий диапазон измерения. Отсутствие зависимости показаний от мощности дозы. Незначительная энергетическая зависимость. Длительность хранения информации. Многократное использование детекторов	Недостаточно высокая чувствительность. Сложность эксплуатации аппаратуры. Высокая ее стоимость. Зависимость показаний от энергии излучения
Электронный счетчик Гейгера	Наличие порогов срабатывания; простота эксплуатации, оперативность	Нестабильность работы
Полупроводниковые детекторы	Наличие порога срабатывания, оперативность, программирование режимов работы дисплея, запись истории накопления доз и хранение их до 1000 значений, передача информации в ПЭВМ, возможность визуального считывания показаний	Высокая стоимость, нестабильность работы, сложность эксплуатации

Индивидуальный контроль внутреннего облучения. Основная трудность дозиметрии внутреннего облучения состоит в невозможности прямыми методами измерения непосредственно зарегистрировать дозу облучения тела или критического органа.

Процесс определения дозы можно разбить на 2 части:

- определение активности радионуклида в организме;
- последующий расчет дозы облучения с учетом метаболизма радионуклида за тот или иной промежуток времени.

Инкорпорированную активность в теле человека определяют тремя способами.

Первый — измерение концентрации радионуклида в источнике поступления (воздух) с последующим расчетом отложения и удержания в организме. Достоинство метода — простота приборного обеспечения и широкое применение для целей группового радиационного контроля. Недостатки – значительная погрешность в определении доз внутреннего облучения (в несколько раз) из-за невозможности учета индивидуального

потребления (продуктов питания, объема воздуха, прошедшего через легкие и т. д.), реальных характеристик поступающего радионуклида (дисперсность аэрозолей, их физико-химические свойства и т. д.), индивидуальных параметров усвоения.

Второй – определение радиоактивности в биосубстратах (моче, кале, крови, волосах, зубах и т. д.) с последующим пересчетом на основании принятых моделей метаболизма. Достоинство метода – возможность оценки доз внутреннего облучения за счет альфа-излучателей и низкоэнергетических бета-излучателей. Недостатки – высокая погрешность (до 100 %) из-за индивидуальной биологической или суточной вариабельности выделения.

Третий – прямое измерение содержания радионуклида в организме (органе) регистрацией проникающего излучения, исходящего из тела человека с помощью спектрометров излучений человека (СИЧ).

Хотя преимущество прямого метода бесспорно, однако и он имеет недостатки. Во-первых, область использования ограничена радионуклидами с достаточно интенсивным фоновым излучением (0,1 кванта на распад) с энергией выше 0,1 МэВ.

Измерение радионуклидов с низкой энергией фотонного излучения Pu–239 (по рентгеновскому излучению) и Am–241 (по низкоэнергетическому гамма-излучению) требует уникальной дорогостоящей аппаратуры (полупроводниковых детекторов на основе сверхчистого Ge); во-вторых, при измерении приходится иметь дело с весьма нестандартным и объемным объектом измерения, варьирующим по размеру и массе.

Основные специфические источники погрешности измерения содержания радионуклидов в организме следующие:

- различия в конституции обследуемых при измерении радионуклидов, равномерно распределенных в организме;
- неравномерность распределения радионуклидов в теле и органе;
- несоответствие геометрии измерения условиям градуировки;
- погрешности за счет отнесения поверхностного загрязнения (одежда, халаты и т. д.) к внутреннему излучению.

Основные элементы спектрометра излучения человека:

- защитная камера для снижения фотонного излучения (стационарный вариант СИЧ);
- высокоэффективные радиационно-чистые детекторы гамма-излучения NaI (Te) диаметром 150 мм и высотой 100 мм применяют в диапазоне энергий 0,1 – 3 МэВ, детекторы из сверхчистого германия для регистрации низкоэнергетических фотонов с энергиями от 10 кэВ и выше;
- амплитудный анализатор импульсов;
- устройство для размещения человека.

Оценка годовой дозы внутреннего облучения по результатам однократного измерения содержания цезия–137 в организме человека, в случае равновесного содержания его в организме, можно выполнить по результатам одного измерения на СИЧ, используя формулу:

$$D = A \cdot K_d \cdot 70/m, \text{ (сЗв/год)},$$

где, А – суммарное содержание цезия-134 и цезия-137 в организме (мкКи/все тело); m – масса тела (кг); K_д – дозовый коэффициент.

Результаты измерений заносятся в регистрационный журнал с последующим переносом на компьютерные накопители информации.

Оценка результатов измерений проводится по следующим категориям (таблица 11):

Таблица 11. Оценка содержания цезия в организме

Категория	Результаты измерений, Бк/тело	
1-я	Безопасно	7400
2-я	Повышено	7400–26000

3-я	Повторное измерение через 3 месяца	26000–122000
4-я	Направление на медицинское обследование	Свыше 122000

Дозы внутреннего облучения персонала. Годовую эффективную дозу внутреннего облучения рассчитывают на основании измерения объемной активности в воздухе производственных помещений или содержания радионуклидов в организме работающих. Ожидаемую годовую коллективную дозу персонала группы людей оценивают по формуле:

$$D_K = V \cdot N_J \cdot \sum C_{KJ} \cdot dK_K, \text{ чел.} \cdot \text{Зв},$$

где, V – годовой объем воздуха, вдыхаемого работающими, ($2,5 \cdot 10^3 \text{ м}^3$); N_J – численность персонала; C_{KJ} – среднегодовая объемная активность K -го радионуклида в воздухе производственных помещений, Бк/м³; dK_K – дозовый коэффициент для ингаляции K -го радионуклида, Зв/Бк по НРБ–2000.

Среднегодовая объемная активность в воздухе контролируемых радионуклидов вычисляется как среднее арифметическое значение результатов измерения объемной активности в течение года.

Оценка годовых эффективных доз внешнего облучения населения. Годовая эффективная доза облучения населения оценивается по следующим параметрам:

- мощность дозы гамма-излучения (или дозы) на открытой местности и в здании;
- содержание Rn и продуктов его распада в атмосферном воздухе и в жилых помещениях;
- содержание радионуклидов в атмосферном воздухе и пищевых продуктах;
- структура рентгенологических процедур.

Контроль мощности эквивалентной дозы внешнего гамма-излучения в помещениях зданий и на местности. Для определения доз внешнего облучения при проведении радиационно-гигиенических обследований реперных НП используются два вида измерений:

- измерение индивидуальных доз внешнего облучения (индивидуальный дозиметрический контроль) методом термолюминесцентной дозиметрии;
- измерение мощностей доз гамма-излучения в локациях.

Необходимо особо подчеркнуть, что при проведении измерений на загрязненных территориях определяется доза (мощность дозы), обусловленная **всеми** источниками излучения, включая природные. Для оценки дозы (мощности дозы), создаваемой за счет гамма-излучения ¹³⁷Cs, выпавшего в результате аварии на ЧАЭС (чернобыльский компонент облучения), необходимо дополнительно оценить и вычесть из результатов измерений величину дозы (мощности дозы), неизбежно создаваемую природными источниками.

Основной вклад в дозу (мощность дозы) внешнего облучения от природных источников дают следующие компоненты:

- космическое излучение, зависящее от широты местности и высоты над уровнем моря;
- излучение природных радионуклидов (ряды урана и тория, а также радионуклид ⁴⁰K), содержащихся в земной коре;
- излучение природных радионуклидов, содержащихся в строительных конструкциях зданий.

Оценка вклада природных источников в измеряемую величину мощности дозы гамма-излучения в различных локациях может осуществляться путем проведения в тех же точках гамма-спектрометрических измерений, которые позволяют выделить вклад гамма-излучения природных радионуклидов. При проведении индивидуального дозиметрического контроля населения сделать это невозможно, т.к. существующие индивидуальные дозиметры не позволяют оценить энергетический спектр гамма-излучения. В этом случае приходится из полученных индивидуальных доз вычитать среднее для данной территории значение вклада природных источников. Такой подход

приводит к большим погрешностям оценки индивидуальных доз на слабозагрязненных территориях, где вклад природных источников значительно превышает вклад чернобыльского компонента излучения. Поэтому рекомендуется проводить индивидуальный дозиметрический контроль лишь в тех населенных пунктах, плотность радиоактивного загрязнения которых ^{137}Cs составляет не менее $370\text{-}555 \text{ кБк/м}^2$ ($10\text{-}15 \text{ Ки/км}^2$).

Индивидуальный дозиметрический контроль позволяет наиболее точно учесть все факторы, влияющие на формирование дозы внешнего облучения у жителей загрязненных территорий. Достаточно длительный период ношения дозиметров позволяет исключить влияние различий в режимах поведения людей в отдельные дни (выходные и рабочие дни, дождливые и солнечные дни и т.п.) на результаты измерений, что достаточно трудно достигнуть при использовании иных методов.

При проведении индивидуального дозиметрического контроля жителей загрязненных территорий возможны трудности, которые могут повлиять на достоверность и точность получаемых результатов:

- нарушение инструкции по ношению индивидуальных дозиметров, непостоянное ношение индивидуальных дозиметров;
- умышленное искажение жителями результатов измерений, посредством помещения дозиметров в места аномально высокой мощности дозы (например, под водостоки);
- сложность разделения дозы на составляющие: чернобыльский компонент и природное излучение.

От этих недостатков в значительной мере свободен метод оценки доз облучения населения загрязненных территорий, основанный на измерении мощностей доз гамма-излучения в различных локациях НП. Он позволяет получить детальную информацию о пространственных характеристиках поля гамма-излучения в НП и его ареале. На основе этих данных, используя информацию о режимах поведения жителей, можно оценить дозы их внешнего облучения. Для этого могут использоваться методы стохастического моделирования, позволяющие исследовать влияние различных факторов на формирование этой дозы (например, индивидуальных особенностей режима поведения), а также получать статистические распределения индивидуальных доз. К недостаткам метода следует отнести его большую трудоемкость и необходимость достоверной информации о режимах поведения различных групп населения или отдельных лиц.

Для измерения индивидуальных доз внешнего облучения применяются индивидуальные дозиметры, постоянно носимые на теле (одежде) обследуемого субъекта в течение всего времени измерения.

Для получения представительной информации о дозах, получаемых человеком, дозиметры экспонируются на протяжении достаточно длительного промежутка времени, включающего все основные периоды деятельности человека (работу, пребывание дома, перемещения, досуг и т.д.), в полной мере характеризующие режим поведения данного субъекта. Кроме того, минимальное время ношения дозиметра определяется с учетом того, что накопленная им доза должна превышать порог чувствительности дозиметрической системы. Как правило, это время составляет от 1 до 3 месяцев.

Количество выдаваемых дозиметров, группы населения, которым их раздают, и срок экспонирования определяются конкретной программой измерений. Как правило, количество выдаваемых дозиметров должно быть не меньше 30 на населенный пункт, а персональный состав субъектов исследования должен быть репрезентативным с точки зрения профессиональной и социально-демографической структуры населения.

Рекомендуется осуществлять выдачу дозиметров в ходе проведения СИЧ измерений лицам, для которых проводилось также определение содержания ^{137}Cs в организме. Это позволит получить одновременно индивидуальные дозы внешнего и внутреннего облучения и, при необходимости, учесть вклад гамма-излучения

содержащегося в организме человека ^{137}Cs в показания дозиметра с термолюминесцентными детекторами (ТЛД-дозиметр), который в определенных условиях может достигать 15%.

Дозиметр необходимо постоянно носить на теле (одежде) человека в области груди. При этом должна соблюдаться правильная ориентация дозиметра (ткане-эквивалентным фильтром наружу). В ночное время дозиметр должен находиться в жилом помещении вблизи места, где спит носящий его человек. Запрещается открывать корпус дозиметра, подвергать его тепловому и механическому воздействию, опускать в воду или другие жидкости.

При выдаче и сборе ТЛД-дозиметров в населенном пункте заполняется «Лист выдачи/сбора дозиметров», который должен содержать в себе следующую информацию:

- название населенного пункта;
- Ф.И.О. лица, получившего дозиметр для ношения;
- адрес проживания;
- номер дозиметра;
- дата получения (с подписью получившего лица);
- дата возврата (с подписью принявшего лица);
- особые отметки (информация о повреждениях дозиметра, особенностях применения – например, случаях, когда дозиметр откреплялся от одежды и экспонировался отдельно от обследуемого лица, сведения о выезде за пределы населенного пункта и т.п.).

Целесообразно выдачу и сбор дозиметров в населенных пунктах осуществлять в присутствии представителей местных органов власти.

При выдаче дозиметров необходимо ознакомить людей с правилами их ношения. Рекомендуется вместе с дозиметром выдавать соответствующую инструкцию. При выдаче дозиметров следует подчеркнуть важность проводимого исследования и обратить внимание на значительную ценность, которую представляют выдаваемые дозиметры и та информация, которая будет получена с их помощью. Вместе с тем, не следует чрезмерно заострять внимание на возможных негативных последствиях утери дозиметра, поскольку возможной реакцией на это может стать то, что некоторые люди будут оставлять дозиметры дома или на работе (для надежного хранения) на весь период исследования, вместо их ношения. Для разъяснения населению информации об обеспечении сохранности и правильности ношения дозиметров желательно привлекать представителей местной власти.

Для учета дозы, накопленной за счет транспортировки к месту измерений и обратно, необходимо применять «транспортные» дозиметры.

«Транспортные» дозиметры отжигаются (подготавливаются) вместе с основной партией дозиметров и доставляются к месту проведения обследования. После выдачи индивидуальных дозиметров, «транспортные» возвращаются обратно в лабораторию, где проводится их считывание, не дожидаясь возврата основной партии дозиметров.

Для расчета индивидуальной дозы внешнего облучения, из показаний дозиметра необходимо вычесть «транспортную дозу». Учет ее возможен двумя способами:

1. В случае, если выдача и сбор дозиметров осуществляются по кольцевому маршруту, «транспортная доза» определяется по показаниям «транспортных» дозиметров, которые возвращаются в лабораторию после завершения процедуры выдачи индивидуальных дозиметров. При таком способе учета «транспортной дозы» исходят из того, что транспортирование дозиметров для выдачи и после сбора осуществляется по одному и тому же маршруту и за одинаковое время. Возможно использование двух комплектов транспортных дозиметров – один используется при выдаче индивидуальных дозиметров, а другой - при сборе. В этом случае в качестве оценки «транспортной дозы» следует принимать среднее арифметическое результатов, полученных от этих двух комплектов транспортных дозиметров.

2. «Транспортная доза» может определяться по показаниям фоновых дозиметров, постоянно сопровождающих каждую партию индивидуальных, раздаваемых в определенном населенном пункте. В этом случае в период ношения индивидуальных дозиметров фоновые помещаются на хранение в место с минимальным и хорошо известным гамма-фоном (например, в защитный контейнер). Время хранения фоновых дозиметров фиксируется для оценки дозы, набранной ими за время хранения. За оценку «транспортной дозы» в этом случае принимают усредненные показания фоновых дозиметров за вычетом дозы, накопленной ими за время хранения. При этом доза, накопленная фоновыми дозиметрами за время их хранения, должна быть оценена в тех же дозиметрических величинах, в которых выражаются показания индивидуальных и фоновых дозиметров.

С учетом того, что реальная продолжительность ношения дозиметров для разных людей может отличаться, для получения сопоставимых результатов их необходимо нормировать, т.е. привести результаты измерений к одному временному интервалу, например к месяцу. При этом в качестве длительности реального ношения дозиметров используется разность между датами их сбора и выдачи, по данным «Листа выдачи/сбора дозиметров». Нормирование проводится для измеренной индивидуальной дозы (после вычитания вклада «транспортной дозы»).

Результаты измерений документируются таким образом, чтобы была обеспечена возможность доступа к первичной информации. Сопровождающая измерения документация должна содержать следующую информацию:

- характеристика НП – численность и состав (профессиональный и социально-демографический) населения, структура жилого фонда, административное подчинение;
- сведения, отражающие радиологические параметры НП – поверхностная активность ^{137}Cs в почве, значения мощностей доз гамма-излучения в отдельных локациях (включая диапазон этих значений);
- данные о проведении измерений – в объеме, соответствующем «Листу выдачи/сбора дозиметров»;
- возраст, пол, профессии и адреса субъектов исследования;
- первичные результаты считывания дозиметров с обязательным указанием номера и типа прибора, даты последней метрологической поверки, даты последней калибровки (сортировки) дозиметров, параметров считывания (температурный профиль) и регистрации сигнала термолюминесценции, Ф.И.О. оператора, даты считывания;
- ссылки на методики, использовавшиеся при проведении измерений и оценок доз облучения населения;
- иную сопутствующую информацию (например, дату предыдущего обследования).

Результаты документирования хранятся в электронном формате. При этом также сохраняются первичные материалы в виде рабочих журналов, листов выдачи и сбора дозиметров и т.п.

При проведении измерений в населенных пунктах точки измерений в локациях, прилегающих к жилым домам (улица, дом, двор, огород), должны группироваться в районе исследуемых домов. Исследуемые дома должны, по возможности, равномерно распределяться по территории населенного пункта.

Измерение мощностей доз гамма-излучения на открытой местности рекомендуется проводить не менее, чем через сутки после дождя (допускается проведение измерений не ранее, чем через 3 часа после дождя). Это необходимо, чтобы избежать искажения результатов измерений вследствие временного повышения мощности дозы гамма-излучения за счет продуктов распада радона, вымытых дождем из атмосферы на поверхность грунта.

При выборе точек измерений в различных локациях следует руководствоваться следующими соображениями:

Точки измерений на *улицах* должны выбираться в зонах преимущественного нахождения людей (тротуары, площадки у магазинов, детские площадки), включать все типы покрытий, имеющихся в данном НП (целина, грунтовое покрытие, асфальт) и более или менее равномерно распределяться по его территории. Распределение точек измерений по типам покрытий должно примерно соответствовать долям последних в общей площади (протяженности) улиц.

Точки измерений в *домах* должны охватывать все имеющиеся в данном НП типы домов (1-этажные деревянные, 1-этажные каменные, многоэтажные). Для одноэтажных домов усадебного типа измерения рекомендуется проводить в двух комнатах: примыкающей к уличной стене и примыкающей к огороду. При наличии каменных домов, построенных из различных материалов (красный кирпич, силикатный кирпич и блоки, шлакоблоки, бетонные панели и т.д.) необходимо провести измерения в домах каждого вида (не менее 3 домов каждого вида). Дома, в которых проводятся измерения, должны быть, по возможности, равномерно распределены по территории НП.

Измерения проводятся во *дворах* всех обследуемых домов. Точки измерения во дворах должны выбираться примерно в середине двора в зоне доступной для пребывания людей. Не следует выбирать их на клумбах, в палисадниках и т.д. Рекомендуется проводить измерения во дворах именно тех домов, внутри которых проводились измерения. Мощность дозы, как правило, измеряется в одной точке двора.

Измерения в *огородах* проводятся для всех обследуемых домов. Мощность дозы измеряется в одной точке в центре огорода.

При проведении измерений в *производственных зданиях* данного НП точки измерения выбираются в 1-3 помещениях на каждом этаже.

Измерения в *школах и детских садах* должны охватывать все имеющиеся в данном населенном пункте здания такого типа. Точки измерения выбираются в 1-3 комнатах на каждом этаже. Дополнительно проводятся измерения на детских и спортивных площадках, находящихся на территории школ и детских садов.

Точки измерения на *пашне* должны выбираться на пахотных землях с разных сторон от населенного пункта на расстоянии не более 3 км. При этом точки измерений должны выбираться на ровных местах на расстоянии не менее 50 м от непаханных участков, дорог, оврагов, холмов и т.д., а количество их должно быть не менее 3 на населенный пункт.

Точки измерения на *целинных участках местности* должны выбираться с разных сторон от населенного пункта в его ареале на непаханных после аварии на ЧАЭС землях. Число их должно быть не менее 5 на населенный пункт и они должны охватывать основные места пребывания его жителей, относящиеся к этой локации (целинные пастбища, покосы). Точки измерения выбираются на ровном месте не ближе 50 м от паханных участков, дорог, оврагов, холмов и т.д. При выборе целинного участка следует убедиться, что он действительно не подвергался обработке после аварии на ЧАЭС. Для этого можно опросить местных жителей или получить сведения в администрации НП.

Точки измерения в *лесу* должны выбираться на ровных местах не ближе 50 м от паханных или подвергавшихся иному воздействию участков, дорог, оврагов, холмов и т.д. Общее число таких точек должно составлять 3 – 5 на населенный пункт.

Точки измерения в *зоне отдыха* выбираются в наиболее посещаемых местах отдыха жителей данного НП (берег реки или озера, парк, луг и т.д.). Общее число таких точек должно составлять 3 – 5 на населенный пункт.

По окончании измерений для каждой локации данного НП вычисляются среднее значение мощности дозы и погрешность определения среднего.

Для оценки вклада гамма-излучения природных радионуклидов в измеренное, как описано выше, значение мощности дозы гамма-излучения, проводят дополнительные измерения с использованием полевого гамма-спектрометра.

Полученные значения мощности дозы гамма-излучения природных радионуклидов

в различных локациях являются стабильной характеристикой НП и могут быть измерены один раз с последующим использованием этих результатов в течение длительного времени. Необходимость их корректировки может быть вызвана лишь значительным объемом нового жилищного строительства, благоустройства территории НП, асфальтирования дорог.

Измерение мощности эквивалентной дозы внешнего излучения должно проводиться дозиметрами, прошедшими государственную проверку (или метрологическую аттестацию при использовании нестандартизованного оборудования). Дозиметры должны иметь нижний предел измерения МЭД 0,1 мкЗв/ч и зависимость чувствительности от энергии гамма-излучения ("ход с жесткостью") не более $\pm 30\%$ в диапазоне энергий от 0,06 до 1,25 МэВ.

Перед обследованием помещений определяют мощность дозы внешнего излучения, присущей данной местности на открытом воздухе, вблизи контролируемого здания.

При этом следует выбирать участки с естественным покрытием без значительных техногенных воздействий (сады, парки, газоны, пустыри и т. д.). Для проведения измерений выбирается не менее 3 контрольных точек, расположенных на ровном участке местности на расстоянии не менее 30 м от близлежащих зданий. В каждой точке проводят не менее 5 измерений на высоте 1 м над поверхностью земли. Значение мощности дозы гамма-излучения в точке вычисляется по формуле:

$$N_j = 1/5 \sum N_i$$

где, $j = 1, 2 \dots, n$ – номер точки; $i = 1, 2 \dots, 5$ – номер измерения; N_i – результат i -го измерения в j -й контрольной точке, в мкЗв/ч.

Мощность дозы гамма-излучения на открытой местности вычисляют как среднее значение:

$$N_{\phi} = 1/n \sum N_j$$

Результат измерения МЭД гамма-излучения на открытой местности представляется в следующем виде:

$$N_{\phi} \pm \Delta_0, \text{ мкЗв/ч, а } \Delta_0 = t_{0,95} S,$$

где, $t_{0,95}$ – коэффициент Стьюдента для доверительной вероятности 0,95; S – среднеквадратичное отклонение результата измерения от среднего значения.

Прежде чем провести измерения МЭД в помещениях, необходимо осуществить предварительную оценку радиационной обстановки с целью выявления возможных локальных источников гамма-излучения. Для этого производят обход всех помещений здания с высокочувствительным радиометром типа СРП-68 (СРП-88). Измерения проводят на высоте 1 м от пола и на расстоянии 0,25 м от стен.

Конкретные помещения выбирают, исходя из результатов предварительного обследования. При этом измерения МЭД следует выполнять выборочно: в школьных и дошкольных учреждениях в каждом помещении; в многоквартирных домах не менее чем в 10 % от общего числа квартир в каждом подъезде.

Измерения в помещениях обследуемого здания проводят на высоте 1 м от поверхности пола в центре обследуемого помещения и на расстоянии 0,25 м от стен (в трех точках).

В каждой точке проводится не менее 5 измерений. Превышение мощности дозы внешнего гамма-излучения в контролируемом помещении над мощностью дозы гамма-фона на открытой местности вычисляют по формуле:

$$N_k = 1/5 \sum N_{jk} - N_{\phi}$$

Зная среднегодовые мощности эффективных доз гамма-излучения на открытой местности и в зданиях, возможно оценить годовую дозу внешнего облучения, используя следующее выражение:

$$D = 0,2D_1 + 0,8L_m D_1, \text{ а } D_1 = 8,8 \times 10^{-3} K_E (P_m - P_0), \text{ мЗв,}$$

где D_1 – среднегодовая доза облучения на открытой местности, мЗв; P и P_0 – среднегодовая мощность экспозиционной дозы на открытой местности на высоте 1 м от

поверхности почвы за счет всех источников и фоновая соответственно, в мкР/ч; K_E – дозовый фактор перехода от экспозиционной дозы, в мкР/ч, к эффективной K_E в нЗв/мкР; L_m – среднее значение коэффициента экранирования в помещении (для города – 0,2, сел и деревень – 0,3); 0,2–0,8 – время пребывания населения вне помещений и в помещении соответственно.

Среднегодовую дозу внешнего облучения возможно также оценить с помощью термомлюминесцентных детекторов.

Годовая эффективная доза внутреннего облучения населения обусловлена Rn и продуктами его распада, содержанием радионуклидов в пищевых продуктах и атмосферном воздухе. Дозу внутреннего облучения за счет радионуклидов $Sr-90$ и $Cs-137$ находят согласно модельным расчетам.

Среднегодовую эффективную дозу облучения за счет пищи определяют следующим образом:

$$D_{вн} = 10^3 \sum dk_K \sum V_E \times A_{KE}, \text{ мЗв},$$

где dk_K – дозовый коэффициент для поступления с пищей K -го радионуклида, Зв/Бк (согласно НРБ-2000); V_E – среднегодовое потребление i -го пищевого продукта взрослым представителем; A_{KE} – среднегодовая удельная активная K -го радионуклида в i -пищевом продукте.

Среднегодовую эффективную дозу за счет радионуклидов в атмосферном воздухе определяют, используя значения дозовых коэффициентов, среднегодовую активность радионуклидов в атмосферном воздухе и величину объема воздуха, поступающего в организм в течение календарного года.

Доза за счет ингаляции изотопов Rn и их короткоживущих дочерних продуктов оценивается по результатам обследования представительной выборки жилых помещений. Коэффициент перехода от среднегодового значения эквивалентной равновесной активности Rn к годовой эффективной дозе принимается равным 0,061 мЗв/год на 1 Бк/м³.