МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ НА ПРЕДПРИЯТИИ

Том 2

Москва • 2002

gost.e-ecolog.ru

МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ НА ПРЕДПРИЯТИИ

Том 2

Москва
2002

Содержание

Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ. Гигиенические нормативы ГН 2.6.1.041–2001 3
Расчет и обоснование размеров санитарно-защитных зон и зон наблюдения вокруг АЭС. Методические указания МУ 2.6.1.042–2001 13
Организация обучения персонала и порядок проведения аттестационной проверки знаний по радиационной безопасности на предприятиях Минатома России. Методические рекомендации МР 30–844–2001 37
Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий Минатома России. Методические рекомендации МР 30–1490–2001 89

МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

САНИТАРНО-ЗАЩИТНЫЕ ЗОНЫ И ЗОНЫ НАБЛЮДЕНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТОВ. УСЛОВИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ОБОСНОВАНИЕ ГРАНИЦ

Гигиенические нормативы ГН 2.6.1.041 - 2001

Издание официальное

Содержание

1. Область применения 5
2. Нормативные ссылки 6
3. Термины и определения 6
4. Общие положения 7
5. Условия эксплуатации санитарно-защитных зон и зон наблюдения 8
6. Организация радиационного контроля в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения 9
7. Принципы обоснования границ санитарно-защитной зоны 10
8. Принципы обоснования границ зоны наблюдения 11

Предисловие

1. Гигиенические нормативы. ГН 2.6.1.041-01 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» разработаны творческим коллективом под эгидой Методического совета Департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций министерства Российской Федерации по атомной энергии.

2. Сведения о разработчиках:

– от Государственного научного центра «Институт биофизики» к.т.н. Кочетков О.А., к.м.н. Батова З.Г., Кузнецова Л.И., д.т.н. Маргулис У.Я., к.м.н. Монастырская С.Г.

– от Федерального Управления медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения РФ к.м.н. Антипин Е.Б., Киселев В.В., Новиков С.М.

– от Всероссийского научно-исследовательского института по эксплуатации атомных электростанций Министерства РФ по атомной энергии к.т.н. Иванов Е.А., к.ф-м.н. Хамьянов Л.П.

– от Российского Федерального ядерного центра ВНИИЭФ Ходалев Г.Ф.

– от концерна «Росэнергоатом» к.т.н. Безруков Б.А.

3. Гигиенические нормативы согласованы ДБЧС Минатома России 18 сентября 2001 г., утверждены и введены в действие Федеральным Управлением «Медбиоэкстрем» при Минздраве Российской Федерации 20 сентября 2001 г.

4. В настоящих гигиенических нормативах реализованы нормы законов РФ:

Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» №52-ФЗ от 30.03.99.

Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.96.

Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ от 21.11.95.

Федеральный закон «Об информации, информатизации и защите информации» №24-ФЗ от 20.02.95.

Закон Российской Федерации «О стандартизации» № 5154-1 от 10.06.93.

Закон Российской Федерации «Об обеспечении единства измерений» № 4871-1 от 27.04.93.

5. Введены впервые.

Согласованы с Заместителем руководителя департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций Минатома Российской Федерации А.П.Панфиловым 18 сентября 2001 г.

Утверждены Главным Государственным санитарным врачом по объектам и территориям, обслуживаемым Федеральным управлением «Медбиоэкстрем» М.Б.Муриным 20 сентября 2001 г.

2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

САНИТАРНО-ЗАЩИТНЫЕ ЗОНЫ И ЗОНЫ НАБЛЮДЕНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТОВ. УСЛОВИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ОБОСНОВАНИЕ ГРАНИЦ

Гигиенические нормативы
ГН 2.6.1.041-01
Дата введения – с момента утверждения
Издание официальное

© Министерство Российской Федерации по атомной энергии
© Федеральное управление медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации (Федеральное управление «Медбиоэкстрем»)
Настоящие гигиенические нормативы не могут быть полностью или частично воспроизведены и тиражированы без разрешения Минатома России и Федерального управления «Медбиоэкстрем»

1. Область применения

1.1. Гигиенические нормативы «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» (далее Гигиенические нормативы) регламентируют критерии и порядок установления санитарно-защитных зон (СЗЗ) и зон наблюдения (ЗН), определяют условия хозяйственной деятельности в этих зонах и меры по обеспечению радиационной безопасности населения и охраны окружающей природной среды.

1.2. Настоящими Гигиеническими нормативами следует руководствоваться при проведении работ по установлению вокруг радиационных объектов СЗЗ и ЗН и при их эксплуатации. Они распространяются на проектируемые, строящиеся и действующие радиационные объекты I, II и III категорий в соответствии с требованиями ОСПОРБ-99.

1.3. Объектами применения Гигиенических нормативов являются организации, осуществляющие проектирование, строительство и эксплуатацию радиационных объектов Минатома России.

1.4. Гигиенические нормативы являются обязательными для исполнения федеральными органами исполнительной власти, органами исполнительной власти субъектов Российской Федерации, а также для организаций, юридических и физических лиц, деятельность которых осуществляется на территориях СЗЗ и ЗН радиационных объектов.

1.5. Настоящими Гигиеническими нормативами должны руководствоваться в своей работе органы государственного надзора за радиационной безопасностью, ведомственные, объектовые и территориальные службы, осуществляющие контроль за безопасностью.

1.6. Нормативы разработаны в целях защиты населения и охраны окружающей природной среды населенных пунктов, расположенных вблизи радиационных объектов, эксплуатация которых сопровождается поступлением радиоактивных веществ в окружающую среду.

1.7. В нормативах не рассматриваются вопросы защиты населения и окружающей среды от иных видов неблагоприятного воздействия радиационных объектов (шум, вибрация,

ультразвук, электромагнитные волны, химические вещества, неионизирующее излучение и др.). В случае превалирования неблагоприятного воздействия нерадиационных факторов на население и окружающую среду, СЗЗ обосновываются в соответствии с СанПин 2.2.1/2.1.1.984-00.

1.8. На основании настоящих нормативов должны быть разработаны Методические указания по расчету и обоснованию размеров СЗЗ и ЗН вокруг радиационных объектов.

2. Нормативные ссылки

2.1. Федеральный закон «Об охране окружающей среды» №7-ФЗ от 10.01.02.

2.2. Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» №170-ФЗ от 21.11.95.

2.3. Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» №3-ФЗ от 09.01.96.

2.4. Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» № 52-ФЗ от 30.03.99.

2.5. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99, М.: Минздрав России, 1999.

2.6. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). СП 2.6.1.799-99, М.: Минздрав России, 2000.

2.7. Общие требования к построению, изложению и оформлению санитарно-гигиенических и эпидемиологических нормативных документов. Р 1.1.004-94. М.: Госкомсанэпиднадзор, 1994.

2.8. Порядок заполнения и введения радиационно-гигиенических паспортов организаций и территорий. МУ № 239 от 21.06.99. М.: Минздрав России, 1999.

2.9. Планировка и застройка городских и сельских поселений. СанПин 2.1.1.564-96. М.; Минздрав России, 1996.

2.10. Водный кодекс Российской Федерации от 18.10.95.

2.11. Земельный кодекс РСФСР от 25.04.91.

2.12. Лесной кодекс Российской Федерации от 22.01.97.

2.13. Санитарно-защитные зоны и санитарная классификация предприятий, сооружений и иных объектов. СанПин 2.2.1/2.1.1.984-2000. М.: Минздрав России, 2000.

2.14. Руководство по проектированию санитарно-защитных зон предприятий. М.: Стройиздат, 1984.

2.15. «Положение о Федеральном управлении медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации» № 384 от 20.04.95 и изменения к нему (утв. постановлением Правительства Российской Федерации № 1551 от 11.12.97).

2.16. Приказ Министерства здравоохранения Российской Федерации «Об утверждении Положения о порядке осуществления государственного санитарно-эпидемиологического надзора на объектах и территориях, обслуживаемых Федеральным управлением «Медбиоэкстрем» № 76 от 19.03.01.

3. Термины и определения

Группа критическая – группа лиц из населения (не менее 10 человек), однородная по одному или нескольким признакам – полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию по данному пути облучения от радиационного объекта.

Доза эффективная – величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности.

Доза эффективная годовая – сумма эффективной дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год.

Загрязнение радиоактивное – присутствие радиоактивных веществ на поверхности, внутри материала, в воздухе, в теле человека или в другом месте, в количестве, превыша-

ющем уровни, установленные в НРБ-99.

Зона наблюдения (ЗН) – территория за пределами санитарно-защитной зоны, на которой проводится радиационный контроль.

Квота – часть предела дозы, установленная для ограничения облучения населения от газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов радиационного объекта.

Население – все лица, включая персонал вне работы с источниками ионизирующего излучения.

Нормальная эксплуатация – эксплуатация радиационного объекта в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях.

Промышленная площадка (промплощадка) – территория, на которой располагаются основные здания и сооружения радиационного объекта.

Радиационная авария – потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами, которые могли привести или привели к облучению людей выше установленных норм или к радиоактивному загрязнению окружающей среды.

Радиационный контроль – получение информации о радиационной обстановке на радиационном объекте, в окружающей среде и об уровнях облучения людей.

Радиационный объект – организация, где осуществляется обращение с ядерными установками и радиационными источниками.

Санитарно-защитная зона (СЗЗ) – территория вокруг радиационного объекта, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации данного объекта может превысить установленный предел дозы облучения населения.

4. Общие положения

4.1. В соответствии с федеральными Законами «Об использовании атомной энергии» и «О радиационной безопасности населения» вокруг радиационного объекта устанавливаются особые территории: СЗЗ и ЗН. По своему функциональному назначению СЗЗ является дополнительным барьером, повышающим уровень безопасности населения, проживающего вблизи радиационных объектов.

4.2. Проектирование СЗЗ и ЗН должно осуществляться на стадии проектирования радиационного объекта в соответствии с требованиями НРБ-99, ОСПОРБ-99, настоящих Методических указаний, СанПин 2.2.1/2.1.1.984-00. Размеры СЗЗ и ЗН устанавливаются проектом.

4.3. Критерием для определения размеров СЗЗ является непревышение на ее внешней границе квоты предела годовой дозы облучения населения, выделенной для данного радиационного объекта федеральным органом Госсанэпиднадзора. На территории СЗЗ уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации радиационного объекта может превысить установленный предел годовой дозы облучения населения.

4.4. Критерием для установления внешней границы ЗН является требование обеспечения информативности радиационного контроля на ее территории при нормальной эксплуатации и возможных радиационных авариях на объекте.

4.5. Размеры и границы СЗЗ и ЗН для вновь проектируемых радиационных объектов устанавливаются исходя из категории радиационного объекта, проектных значений поступления радиоактивных веществ в окружающую среду, закономерностей распространения газоаэрозольных выбросов в атмосфере и миграции радионуклидов в объектах окружающей среды, условий жизнедеятельности населения, проживающего в районе размещения радиационного объекта.

4.6. Для действующих радиационных объектов должны быть пересмотрены ранее установленные размеры СЗЗ и ЗН в соответствии с требованиями настоящих гигиенических нормативов.

4.7. Изменение размеров и границ СЗЗ и ЗН для действующих радиационных объектов должно осуществляться с учетом фактических поступлений радиоактивных веществ в ок-

ружающую среду, закономерностей распространения газоаэрозольных выбросов в атмосфере и миграции радионуклидов в объектах окружающей среды, условий жизнедеятельности населения, а также из реально сложившейся радиационной обстановки вокруг радиационного объекта и перспективного развития градообразующего фактора.

4.8. При размещении в регионе или на отдельной площадке нескольких радиационных объектов размер СЗЗ устанавливается с учетом их суммарного воздействия и установленной для каждого объекта квоты предела годовой дозы. Сумма квот от различных радиационных объектов не должна превышать предела дозы облучения населения, установленного НРБ-99.

4.9. На территории СЗЗ и ЗН должен осуществляться радиационный контроль как службами радиационного контроля объекта, так и территориальными Центрами Госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем».

5. Условия эксплуатации санитарно-защитных зон и зон наблюдения

5.1. СЗЗ является необходимым элементом радиационного объекта. СЗЗ предназначена для обеспечения непревышения гигиенических нормативов загрязнения объектов окружающей среды, уменьшения влияния радиационных объектов на население.

5.2. В соответствии с требованиями ОСПОРБ-99 СЗЗ устанавливается вокруг радиационных объектов I, II, III категорий. В отдельных случаях СЗЗ радиационных объектов I и II категории может быть ограничена пределами территории объекта, для объектов III категории СЗЗ всегда ограничивается периметром занимаемой территории (границы землеотвода).

5.3. Промплощадка выделяется внутри территории СЗЗ. Территория промплощадки может быть общей или устанавливается отдельно для каждого производства, входящего в состав радиационного объекта. Территория промплощадки должна иметь ограждение.

5.4. Территория СЗЗ радиационного объекта не должна рассматриваться в качестве резерва расширения промплощадки, а также перспективного развития жилой застройки.

5.5. Площади СЗЗ и промплощадки строящегося или действующего радиационного объекта могут совпадать, если в режиме его нормальной эксплуатации доза облучения населения от этого объекта не превышает установленной для него квоты предела годовой дозы.

5.6. Пересмотр границ СЗЗ действующих радиационных объектов может осуществляться при условии их реконструкции, перепрофилирования, снижения или увеличения мощности, изменения радиационного воздействия на окружающую среду, но не ранее, чем через 5 лет от начала эксплуатации.

5.7. Проектирование СЗЗ должно проводиться с указанием существующей и проектируемой промышленной и жилой застройки с отведением участков под озеленение, прокладку транспортных и пешеходных путей, сетей инженерных коммуникаций.

5.8. При проектировании СЗЗ следует учитывать планировку существующих промплощадок отдельных производств, входящих в структуру радиационного объекта с целью исключения неблагоприятного размещения источников радиоактивных газоаэрозольных выбросов в атмосферу, при котором может происходить увеличение приземных объемных активностей нуклидов в расчетном направлении.

5.9. Проектная документация на строительство новых, реконструкцию, техническое перевооружение действующих радиационных объектов должна содержать мероприятия по организации, благоустройству и озеленению СЗЗ в соответствии с СанПиН 2.2.1/2.1.1.984-00.

5.10. В СЗЗ запрещается размещение жилых и общественных зданий, детских учреждений, а также не относящихся к функционированию радиационного объекта лечебно-оздоровительных учреждений, объектов общественного питания, промышленных объектов, подсобных и других сооружений и объектов, не предусмотренных утвержденным проектом СЗЗ. В отдельных случаях по разрешению госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем» допускается строительство в СЗЗ подсобных сооружений и других объектов, не связанных с постоянным проживанием населения.

5.11. В СЗЗ могут располагаться здания и сооружения подсобного и обслуживающего

радиационный объект назначения: пожарные части, прачечные, помещения охраны, гаражи, склады (за исключением продовольственных), столовые для персонала объекта, административно-служебные здания, здравпункты, ремонтные мастерские, транспортные сооружения, сооружения технического и питьевого водоснабжения и канализации, временные и подсобные предприятия строительства.

5.12. Использование для хозяйственных целей и организация производств продукции гражданского назначения, расположенных в СЗЗ, при изменении профиля их использования в связи с конверсией атомной промышленности, допускается по разрешению Госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем».

5.13. В случае увеличения размера СЗЗ при организации и строительстве конверсионных производств жилой фонд с лечебными и детскими учреждениями, находящийся в пределах уточненных границ СЗЗ, подлежит выводу.

5.14. Использование земель СЗЗ для сельскохозяйственных целей, разведения рыбы, размещения охотничьих угодий возможно только с разрешения Госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем» при условии обязательного радиационного контроля производимой продукции.

5.15. Акватории или часть акватории открытых водоемов единого государственного водного кадастра РФ не должны включаться в СЗЗ. Использование водоемов, находящихся в пределах СЗЗ для народно-хозяйственных целей, согласовывается с Госсанэпиднадзором Федерального управления «Медбиоэкстрем».

5.16. Для действующих радиационных объектов в территорию СЗЗ могут быть включены участки земель, имеющие радиоактивное загрязнение в результате его предыдущей деятельности на основе специального решения администрации предприятия, территориальных органов Госсанэпиднадзора и органов местного самоуправления.

5.17. Вокруг радиационных объектов I категории в обязательном порядке устанавливается ЗН. Внутренняя граница зоны наблюдения всегда совпадает с внешней границей СЗЗ.

5.18. На территории ЗН, а также территории, переходящей в категорию ЗН из СЗЗ в случае ее уменьшения, исходя из реально сложившейся радиационной обстановки при нормальной эксплуатации объекта, уровень облучения населения всегда ограничен квотой предела годовой дозы, установленной для данного объекта.

5.19. Порядок реабилитации, передачи и использования территории, высвобождаемой СЗЗ и перешедшей в состав ЗН, определяется специальными методическими указаниями. Материалы, обосновывающие размеры СЗЗ, подлежат санитарно-эпидемиологической экспертизе, на основании которой выдается санитарно-эпидемиологическое Заключение Госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем» (форма № 303-00-1/у).

5.20. На территории ЗН и территории, переводимой в статус ЗН, не вводятся какие-либо ограничения жизнедеятельности населения.

6. Организация радиационного контроля в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения

6.1. Система радиационного контроля в СЗЗ и ЗН должна обеспечивать получение достоверной информации о радиационной обстановке, позволяющей принять оперативные решения, направленные на снижение уровня облучения людей.

6.2. Система радиационного контроля в СЗЗ и ЗН должна удовлетворять ряду общих требований:

– полноте (контроль лабораторными методами содержания радионуклидов в почве, воде, выпадениях, растительности, гидробионтах и продуктах питания местного производства и др.);

– последовательности (поэтапный сбор и анализ информации);

– оперативности (получение и передача информации по определяющим радиационным факторам в реальном масштабе времени);

– непрерывности (постоянное обновление информации);

– репрезентативности (достоверное отражение существенных и приоритетных показа-

телей радиационной обстановки);

– конструктивности (необходимость и достаточность поставляемой информации для проведения объективного анализа сложившейся ситуации).

6.3. Система радиационного контроля в СЗЗ и ЗН радиационного объекта должна содействовать:

– получению администрацией радиационного объекта и территориальным Центром Госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем» достоверной информации о радиационном состоянии объектов окружающей среды;

– дополнительному контролю за непревышением установленных допустимых выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду при нормальной эксплуатации радиационного объекта.

6.4. В соответствии со своими целями и задачами организационно система радиационного контроля в СЗЗ и ЗН радиационного объекта должна строиться и совершенствоваться на основе принципа оптимизации.

6.5. Требования по обоснованию и определению объема радиационного контроля в СЗЗ и ЗН радиационного объекта устанавливаются специальными Методическими указаниями.

7. Принципы обоснования границ санитарно-защитной зоны

7.1. Границы СЗЗ вокруг проектируемого или действующего радиационного объекта устанавливаются исходя из требования ограничения облучения населения значением квоты предела годовой дозы, устанавливаемой для этого объекта Госсанэпиднадзором Федерального управления «Медбиоэкстрем».

7.2. Квоты устанавливаются для средней индивидуальной эффективной дозы облучения по критической группе населения, проживающей в ЗН радиационного объекта. Квоты устанавливаются для всех радиационных факторов (газоаэрозольных выбросов, жидких сбросов и др.), от которых облучение критической группы населения за пределами СЗЗ радиационного объекта при его нормальной эксплуатации может превысить минимально значимую величину – 10 мкЗв/год.

7.3. Доза облучения населения за счет жидких сбросов радионуклидов в поверхностные воды должна быть в обязательном порядке ограничена квотой предела годовой дозы, установленной для этого радиационного фактора, на любом расстоянии от источника сброса.

7.4. Доза облучения населения от радиоактивных газоаэрозольных выбросов в атмосферу E не должна превышать квоты предела годовой дозы E_{δ}, установленной для этого радиационного фактора, за пределами СЗЗ.

7.5. Если в режиме нормальной эксплуатации радиационного объекта за пределами его промплощадки $E > E_{\delta}$, то внешняя граница СЗЗ совпадает с изодозной кривой $E = E_{\delta}$:

$$E_j(x = R^j_{C33}) = E_{\delta}, \qquad j = 1,...,n \qquad (7.1)$$

где x – расстояние от радиационного объекта сектора направления ветра j при условии, что $E_j(x)$ при $x > R^j_{C33}$ является монотонно убывающей функцией аргумента; $E_j(x)$ – годовая индивидуальная эффективная доза облучения в секторе направления ветра j на расстоянии x от радиационного объекта; R^j_{C33} – радиус СЗЗ сектора направления ветра j; n – число секторов направлений ветра.

7.6. Радиус-вектор $R_{C33} = \left\{R^1_{C33}, R^2_{C33},..., R^n_{C33}\right\}$ радиационного объекта следует отсчитывать от источника выброса радиоактивных веществ, а при наличии нескольких источников выброса – от их геометрического центра.

7.7. Если в режиме нормальной эксплуатации радиационного объекта за пределами его промплощадки $E \le E_{\delta}$, то в качестве границы СЗЗ может приниматься граница промплощадки.

7.8. При обосновании размеров СЗЗ для вновь строящегося радиационного объекта сле-

дует исходить из проектных значении поступлении радионуклидов в окружающую среду, а для действующего радиационного объекта – из фактических значений этих величин в режиме его нормальной эксплуатации.

7.9. Радиус-вектор СЗЗ $R_{СЗЗ}$ рассчитывается для радиационного объекта в соответствии со специальными Методическими указаниями.

8. Принципы обоснования границ зоны наблюдения

8.1. Размер ЗН рассчитывается исходя из:

– информативности радиационного контроля на этой территории при нормальной эксплуатации радиационного объекта и возможных авариях;

– подобия пространственного распределения величин, характеризующих радиационную обстановку в районе размещения радиационного объекта при его нормальной эксплуатации независимо от уровня поступления радионуклидов в окружающую среду;

– подобия пространственного распределения величин, характеризующих радиоактивное загрязнение окружающей среды при аварии на радиационном объекте независимо от ее масштаба;

– принципа оптимизации затрат на радиационный контроль.

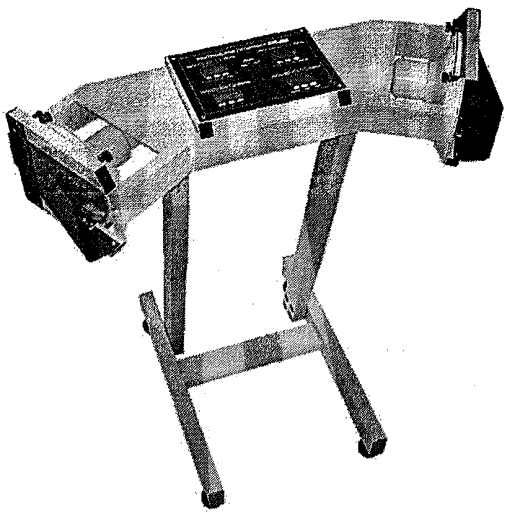
8.2. Радиус ЗН ограничивается расстоянием от радиационного объекта, за пределами которого радиационный контроль малоинформативен и неоправдан с учетом затрат на оснащение постов наблюдения.

8.3. Радиус ЗН радиационного объекта следует считать от источника выброса радиоактивных веществ, а при наличии нескольких источников выброса – от их геометрического центра.

8.4. Радиус ЗН рассчитывается для каждого радиационного объекта в соответствии со специальными Методическими указаниями.

УСТАНОВКА КОНТРОЛЬНАЯ РЗА-05Д

Высокочувствительная установка для определения загрязненности рук альфа-активными веществами. Установка применяется в санпропускниках, саншлюзах, лабораториях предприятий и учреждений, применяющих альфа-активные вещества.



Назначение:

Контроль загрязненности и сигнализация превышения установленных порогов загрязненности поверхности рук альфа-активными веществами.

Свойства:

- цифровая индикация результатов измерения (контроля)
- световая и звуковая сигнализация превышения пороговых значений
- наличие ключа доступа для поверки и ремонта установки
- оптический датчик присутствия руки для начала измерения
- плавная установка порогов сигнализации во всем диапазоне измерений
- автоматическая компенсация загрязненности блоков детектирования

Состав установки:

- блоки детектирования контроля рук
- панель индикации и управления
- рама монтажная

Технические характеристики:

Тип детекторов	сцинтилляционные с ZnS(Ag)
Количество блоков детектирования	2
Эффективность регистрации альфа-излучения: по Pu-239 по U-234 по U-238	не менее 30 % не менее 20 % не менее 10 %
Диапазон контроля	0,5 ÷ 9999 мин$^{-1}$см$^{-2}$
Диапазон установки порогов	во всем диапазоне измерения
Площадь блока детектирования	300 см^2
Основная погрешность измерения	не более 25 %
Время непрерывной работы	не менее 24 часов
Диапазон рабочих температур	–10 ÷ +50 °С
Относительная влажность воздуха	до 95 % при 35 °С
Питание	220 В (–15%, +10%) 50 ±1 Гц
Исполнение	напольное

141570, п.Менделеево Московской обл. Солнечногорского р-на, ГП "ВНИИФТРИ", НПП "Доза"

тел. (095) 535-93-89, 534-02-56, 777-84-85 (многоканальный), факс 742-50-84. e-mail: mart@doza.ru

МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

РАСЧЕТ И ОБОСНОВАНИЕ РАЗМЕРОВ САНИТАРНО-ЗАЩИТНЫХ ЗОН И ЗОН НАБЛЮДЕНИЯ ВОКРУГ АЭС

Методические указания МУ 2.6.1.042 - 2001

Издание официальное

Содержание

1. Область применения 15
2. Нормативные ссылки 15
3. Термины и определения 16
4. Общие положения 17
5. Обоснование методики определения границ санитарно-защитной зоны 18
6. Определение размеров санитарно-защитной зоны вокруг АЭС 20
7. Определение размеров зоны наблюдения вокруг АЭС 21
8. Процедура установления границ санитарно-защитной зоны вокруг АЭС 22
9. Процедура установления границ зоны наблюдения вокруг АЭС 24
Приложение 1 25
Приложение 2 28
Приложение 3 32
Приложение 4 34
Приложение 5 35

Предисловие

1. Методические указания МУ 2.6.1.042-2001 «Расчет и обоснование размеров санитарно-защитных зон и зон наблюдения вокруг АЭС» разработаны творческим коллективом под эгидой Методического совета Департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций министерства Российской Федерации по атомной энергии.

2. Исполнители работы:

• от Государственного научного центра «Институт биофизики» – к.т.н. Кочетков О.А., к.м.н. Батова З.Г., Кузнецова Л.И., к.м.н. Монастырская С.Г.

• от Федерального Управления медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения РФ – к.м.н. Антипин Е.Б., Киселев В.В., Новиков С.М.

• от Всероссийского научно-исследовательского института по эксплуатации атомных электростанций Министерством Российской Федерации по атомной энергии – к.т.н. Иванов Е.А., к.ф-м.н. Хамьянов Л.П.

• от концерна «Росэнергоатом» – к.т.н. Безруков Б.А.

2. Методические указания утверждены и введены в действие ДБЧС Минатома России и Федеральным Управлением «Медбиоэкстрем» при Минздраве Российской Федерации 20 сентября 2001 г.

3. В настоящих методических указаниях реализованы нормы законов РФ:

Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» № 65 от 31.03.1999;

Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» № 3 от 09.01.1996;

Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» № 170 от 21.11.1995;

Федеральный закон «Об информации, информатизации и защите информации» № 24 от 20.02.1995;

Закон Российской Федерации «О стандартизации» № 5154–1 от 10.06.1993;

Закон Российской Федерации «Об обеспечении единства измерений» № 4871–1 от 27.04.1993.

4. Введены впервые.

Согласованы с Техническим директором концерна «Росэнергоатом»
Б.В.Антоновым 20 сентября 2001 г.

Утверждены Главным Государственным санитарным врачом по объектам и территориям, обслуживаемым Федеральным управлением «Медбиоэкстрем»
М.Б.Муриным 20 сентября 2001 г.

2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

РАСЧЕТ И ОБОСНОВАНИЕ РАЗМЕРОВ САНИТАРНО–ЗАЩИТНЫХ ЗОН И ЗОН НАБЛЮДЕНИЯ ВОКРУГ АЭС

Методические указания
МУ 2.6.1.042-01
Дата введения – с момента утверждения
Издание официальное

© Министерство Российской Федерации по атомной энергии
© Федеральное управление медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации (Федеральное управление "Медбиоэкстрем").
Настоящие методические указания по методам контроля не могут быть полностью или частично воспроизведены и тиражированы без разрешения Минатома России и Федерального управления "Медбиоэкстрем".

1. Область применения

1.1. Методические указания «Расчет и обоснование размеров санитарно-защитных зон и зон наблюдения вокруг АЭС» (далее Методические указания) регламентируют критерии, расчет и обоснование, а также порядок установления Санитарно-защитных зон (СЗЗ) и Зон наблюдения (ЗН) вокруг АЭС. Определяют порядок оформления санитарно-эпидемиологических заключений по предпроектным и проектным материалам.

1.2. Настоящими Методическими указаниями следует руководствоваться при проведении работ по установлению вокруг АЭС СЗЗ и ЗН и при их эксплуатации.

1.3. Объектами применения Методических указаний являются организации, осуществляющие проектирование, строительство и эксплуатацию АЭС.

1.4. Настоящими Методическими указаниями должны руководствоваться в своей работе органы государственного надзора за радиационной безопасностью, ведомственные, объектовые и территориальные службы, осуществляющие контроль за безопасностью.

1.5. В Методических указаниях не рассматриваются вопросы организации СЗЗ при защите населения и окружающей среды от иных видов неблагоприятного воздействия АЭС (шум, вибрация, ультразвук, электромагнитные волны, химические вещества, неионизирующее излучение и др.).

В случае превалирования неблагоприятного воздействия нерадиационных факторов на население и окружающую среду, СЗЗ обосновываются в соответствии с СанПин 2.2.1/2.1.1.984-00.

2. Нормативные ссылки

2.1. Федеральный закон «Об охране окружающей среды» № 7-ФЗ от 10.01.2002.
2.2. Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ от 21.11.95.
2.3. Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.96.
2.4. Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения»

№ 52-ФЗ от 30.03.99.

2.5. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99, М.: Минздрав России, 1999.

2.6. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). СП 2.6.1.799-99, М.: Минздрав России, 2000.

2.7. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-99). СП 2.6.1.27-2. М.: Минздрав России, 2000.

2.8. Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ. ГН 2.6.1.41-01.М.: Минздрав России, 2001.

2.9. Общие требования к построению, изложению и оформлению санитарно-гигиенических и эпидемиологических нормативных документов. Р 1.1.004-94. М.: Госкомсанэпиднадзор, 1994.

2.10. Порядок заполнения и введения радиационно-гигиенических паспортов организаций и территорий. МУ-177-112 от 30.12.97. М.: Минздрав России, 1997.

2.11. СанПиН 2.1.1.564-96. «Планировка и застройка городских и сельских поселений»

2.12. Водный кодекс Российской Федерации от 18.10.95.

2.13. Земельный кодекс РСФСР от 25.04.91.

2.14. Лесной кодекс Российской Федерации от 22.01.97.

2.15. Санитарно-защитные зоны и санитарная классификация предприятий, сооружений и иных объектов. СанПиН 2.2.1/2.1.1.984-2000, М.: Минздрав России, 2000.

2.16. Руководство по проектированию санитарно-защитных зон предприятий. М.: Стройиздат, 1984.

2.17. Положение о Федеральном управлении медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации от 20.04.95 № 384 и изменения к нему (утв. постановлением Правительства Российской Федерации 11.12.97 № 1551).

2.18. Приказ Министерства здравоохранения Российской Федерации «Об утверждении Положения о порядке осуществления государственного санитарно-эпидемиологического надзора на объектах и территориях, обслуживаемых Федеральным управлением «Медбиоэкстрем» № 76 от 19.03.01.

2.19. International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources Safety Standards Series № 115. Vienna: IAEA, 1996. (Русское издание: Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения. Серия изданий по безопасности, № 115. Вена: МАГАТЭ, 1997).

2.20. Сборник правил и норм по радиационной безопасности в атомной энергетике, т.3. М.: МЗ СССР, 1989.

2.21. Методы расчета распространения радиоактивных веществ с АЭС и облучения окружающего населения. НТД 38.220.56-84. Часть 1. Приложения. МХО Интератомэнерго, М.: Энергоатомиздат, 1984.

2.22. Методы расчета распространения радиоактивных веществ в окружающей среде и доз облучения населения. МХО Интератомэнерго, М., 1992.

2.23. External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil. Federal Guidance Report № 12. Washington, DC, U.S. Environmental Protection Agency, 1993.

3. Термины и определения

Группа критическая – группа лиц из населения (не менее 10 человек), однородная по одному или нескольким признакам – полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию по данному пути облучения от АЭС.

Доза эффективная – величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности.

Доза эффективная годовая – сумма эффективной дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год.

Зона наблюдения (ЗН) – территория за пределами санитарно-защитной зоны, на которой проводится радиационный контроль.

Квота – часть предела дозы, установленная для ограничения облучения населения от газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов АЭС.

Население – все лица, включая персонал вне работы с источниками ионизирующего излучения.

Нормальная эксплуатация – эксплуатация АЭС в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях.

Промышленная площадка (промплощадка) – территория, на которой располагаются основные объекты АЭС.

Радиационная авария – потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами, которые могли привести или привели к облучению людей выше установленных норм или к радиоактивному загрязнению окружающей среды.

Радиационный контроль – получение информации о радиационной обстановке на АЭС, в окружающей среде и об уровнях облучения людей.

Санитарно-защитная зона (СЗЗ) – территория вокруг АЭС, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации атомной электростанции может превысить установленный предел дозы облучения населения.

Эффективная высота выброса – величина, равная сумме геометрической высоты выброса радионуклидов в атмосферу и его дополнительному подъему вследствие инерции движения и плавучести.

4. Общие положения

4.1. В целях обеспечения безопасности населения, проживающего в районе размещения АЭС и осуществления эффективного контроля радиационной обстановки, в соответствии с федеральными Законами «Об использовании атомной энергии» и «О радиационной безопасности населения» вокруг АЭС устанавливаются особые территории: СЗЗ и ЗН. По своему функциональному назначению СЗЗ является дополнительным фактором, повышающим уровень обеспечения безопасности населения, проживающего вблизи АЭС.

4.2. Проектирование СЗЗ и ЗН для вновь строящихся АЭС должно осуществляться на стадии их проектирования в соответствии с требованиями НРБ-99, ОСПОРБ-99, СП АС-99, СанПин 2.2.1/2.1.1.984-2000, ГН 2.6.1.41-01 и настоящих Методических указаний. Размеры СЗЗ и ЗН устанавливаются проектом АЭС.

4.3. На территории СЗЗ уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации радиационного объекта может превысить установленный предел годовой дозы облучения населения.

Критерием для определения размеров СЗЗ является непревышение за ее внешней границей квоты предела годовой дозы облучения населения, выделенной для АЭС в СП АС-99.

4.4. Размеры и границы СЗЗ и ЗН для вновь проектируемых АЭС устанавливаются на стадии проектирования, исходя из типа реакторной установки, проектных значений поступления радиоактивных веществ в окружающую среду, закономерностей распространения газоаэрозольных выбросов в атмосфере и миграции радионуклидов в объектах окружающей среды, условий жизнедеятельности населения.

4.5. Размеры и границы СЗЗ и ЗН для действующих АЭС пересматриваются исходя из типа реакторной установки, фактических поступлений радиоактивных веществ в окружающую среду, закономерностей распространения газоаэрозольных выбросов в атмосфере и миграции радионуклидов в объектах окружающей среды, условий жизнедеятельности на-

селения, а также из реально сложившейся радиационной обстановки вокруг АЭС и перспективного развития производства.

4.6. При размещении на отдельной площадке нескольких энергоблоков размер санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения вокруг АЭС устанавливается с учетом их суммарного воздействия.

4.7. На территории СЗЗ и ЗН должен осуществляться радиационный контроль как службами радиационного контроля АЭС, так и Центрами госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем».

5. Обоснование методики определения границ санитарно-защитной зоны

5.1. В основе методики определения границы СЗЗ вокруг АЭС лежит требование ограничения облучения населения, проживающего за ее пределами, значением квоты предела годовой дозы, установленной для АЭС в СП АС-99.

5.2. Средняя индивидуальная эффективная доза облучения населения ограничивается посредством квотирования всех радиационных факторов, от которых облучение критической группы населения за пределами СЗЗ АЭС при ее нормальной эксплуатации может превысить минимально значимую величину – 10 мкЗв/год.

5.3. Размер СЗЗ ограничен изодозной кривой, за пределами которой выполняется требование п.7.1.

5.4. Облучение населения за счет жидких сбросов радионуклидов с АЭС в поверхностные воды должно быть в обязательном порядке ограничено квотой предела годовой дозы, установленной для этого пути облучения на любом расстоянии от источника сброса, равной 50 мкЗв в год.

5.5. Годовая индивидуальная эффективная доза облучения критической группы населения за пределами СЗЗ от радиоактивных газоаэрозольных выбросов в атмосферу не должна превышать квоты предела годовой дозы, установленной для этого радиационного фактора, равной для действующих АЭС – 200 мкЗв в год, а для проектируемых и строящихся АЭС – 50 мкЗв в год.

5.6. В результате поступления радионуклидов в атмосферу формирование индивидуальной дозы облучения в районе АЭС происходит по прямому и непрямому путям воздействия.

К прямым путям облучения относятся: внешнее облучение от фотонов, испускаемых содержащимися в атмосфере радионуклидами, внешнее облучение от радионуклидов, отложившихся на почве и внутреннее облучение, обусловленное радионуклидами, поступившими в организм с вдыхаемым воздухом (ингаляционный путь).

К непрямому пути воздействия относится внутреннее облучение от радионуклидов, попавших в организм вследствие их миграции по пищевым и биологическим цепочкам (пероральный путь).

5.7. Доминирующий вклад в дозу на население по прямому пути воздействия вносит радиоактивный газоаэрозольный выброс АЭС в атмосферу. Доза облучения населения по непрямому пути воздействия формируется, в основном, за счет потребления местных растительных и мясомолочных продуктов питания.

5.8. Расчет суммарной годовой индивидуальной эффективной дозы облучения в районе размещения АЭС проводится по формуле:

$$E = \max_{l} \sum_{s} E_s^l, \qquad (5.1)$$

где E_s^l – годовая индивидуальная эффективная доза облучения по пути воздействия s для лиц из возрастной группы l.

5.9. Расчет индивидуальной дозы облучения от радиоактивного облака E_{cj} на расстоянии x сектора направления ветра j проводится по формуле:

$$E_{c,j}(x)=\sum_r k_c \cdot Q_r \cdot G_j^r(x) \cdot R_{A,r}, \quad (5.2)$$

где k_c – коэффициент, учитывающий эффекты экранирования γ-излучения от радиоактивного облака зданиями и неполного пребывания на открытой местности, равный для городского и сельского населения 0,4 и 0,8, соответственно; Q_r – проектное значение годового выброса радионуклида r в атмосферу для проектируемой и строящейся АЭС или максимальный годовой выброс радионуклида r в атмосферу за последние пять лет для действующей АЭС, Бк/год; $G_j^r(x)$ – долговременный метеорологический фактор разбавления для радионуклида r на расстоянии x, с/м^3 (см.Приложение 1); $R_{A,r}$ – коэффициент дозового преобразования при облучении от облака для радионуклида r, Зв·м^3/(Бк·с) (см.Приложение 2).

5.10. Расчет индивидуальной дозы облучения от выпадений радиоаэрозолей выброса АЭС на подстилающую поверхность E_g на расстоянии x сектора направления j проводится по формуле:

$$E_{d,j}(x)=k_1 \cdot k_2 \cdot k_g \cdot \sum_r k_r \cdot Q_r \left\{F_{g,j}^r(x)+F_{w,j}^r(x)\right\} R_{S,r}, \quad (5.3)$$

где k_1 – коэффициент, учитывающий рельеф местности, равный 0,7; k_2 – коэффициент, характеризующий среднегодовое влияние снежного покрова на дозу внешнего облучения; k_g – коэффициент, учитывающий эффекты экранирования γ-излучения от радиоактивных выпадений на почву зданиями и неполного пребывания на открытой местности, равный для городского и сельского населения 0,4 и 0,64, соответственно; k_r – коэффициент, учитывающий накопление активности нуклида r на местности; $F_{g,j}^r(x)$ и $F_{w,j}^r(x)$ – долговременный фактор турбулентного осаждения и вымывания осадками радионуклида r на почву, соответственно, м$^{-2}$ (см.Приложение 1); $R_{S,r}$ – коэффициент дозового преобразования при облучении от загрязнения почвы радионуклидом r, Зв·м^2/(Бк·с) (см.Приложение 2).

Коэффициент k_2 принимается равным для малоснежной зимы 0,9; среднеснежной – 0,85; многоснежной – 0,8.

Коэффициент k_r определяется выражением:

$$k_r=\frac{\left(1-exp\left(-\lambda_{ef} \cdot T\right)\right)}{\lambda_{ef}}, \qquad \lambda_{ef}=\lambda_r+\lambda_h, \quad (5.4)$$

где λ_r – постоянная радиоактивного распада нуклида r, с$^{-1}$; λ_h – постоянная спада мощности дозы γ-излучения на загрязненной местности за счет экранирования верхними слоями почвы, диффузии в глубь и выведения нуклида из нее всеми процессами, кроме радиоактивного распада, равная $1{,}27 \cdot 10^{-9}$ с$^{-1}$; T – время эксплуатации АЭС по проекту, с.

5.11. Расчет дозы облучения для лица из l-ой возрастной группы по ингаляционному пути $E_{I,j}^l$ на расстоянии x сектора направления ветра j проводится по формуле:

$$E_{I,j}^l(x)=\sum Q_r \cdot U_l \cdot R_{I,r}^l \cdot G_j^r(x), \quad (5.5)$$

где U_l – скорость дыхания для лиц из возрастной группы l, м^3/с; $R_{I,r}^l$ – коэффициент дозового преобразования при ингаляции радионуклида r в организм лица из l-ой возрастной группы, Зв/Бк. Рекомендации по выбору значений величин U_l и $R_{I,r}^l$ приведены в Приложении 2.

5.12. Расчет дозы облучения для лица из возрастной группы l за счет потребления радиоактивно загрязненных местных продуктов питания (пероральный путь) $E_{P,j}^l$ на расстоянии x сектора направления ветра j проводится по формуле:

$$E_{P,j}^l(x)=\sum_r \sum_m Q_r \cdot R_{P,r}^l \cdot \xi_{r,m} \cdot I_{m,j} \left\{K_{S1,m}^r \left[F_{g,j}^r(x)+0{,}2 \cdot F_{w,j}^r(x)\right]+K_{S2,m}^r \left[F_{g,j}^r(x)+F_{w,j}^r(x)\right]\right\}, \quad (5.6)$$

где $R^{l}_{P,r}$ – коэффициент дозового преобразования при заглатывании радионуклида r в организм лица из возрастной группы l, Зв/Бк; $K^{r}_{S1,m}$ и $K^{r}_{S2,m}$ – нормированные на продуктивность сельскохозяйственных угодий коэффициенты накопления радионуклида r «выпадение из атмосферы – содержание в продуктах питания» для стеблевого и корневого путей загрязнения при непрерывных выпадениях, соответственно, м^2/кг(л); $\xi_{r,m}$ – доля активности радионуклида r, оставшаяся в продукте питания m после переработки и кулинарной обработки; $I_{m,l}$ – годовое потребление продукта питания m лицом из возрастной группы l, кг. Значения величин $I_{m,l}$ определяются в результате изучения структуры питания населения района размещения АЭС. Рекомендации по выбору значений величин $R^{l}_{P,r}$, $K^{r}_{S1,m}$ и $K^{r}_{S2,m}$ приведены в Приложении 2.

5.13. Расчет индивидуальной дозы облучения по возможным путям воздействия в функции расстояния от АЭС проводится с учетом реального и планируемого размещения населенных пунктов, сельскохозяйственных угодий, личных подсобных хозяйств и т.д.

5.14. Максимальная годовая индивидуальная эффективная доза облучения на расстоянии x от АЭС сектора направления ветра j определяется следующим образом:

$$E_j(x) = \max_{l} \sum_{s} E^{l}_{s,j}. \qquad (5.7)$$

5.15. Расчет максимальной годовой индивидуальной эффективной дозы облучения от нескольких источников радиоактивного выброса АЭС осуществляется методом суперпозиции.

6. Определение размеров санитарно-защитной зоны вокруг АЭС

6.1. Оценка размеров СЗЗ для проектируемой и строящейся АЭС должна осуществляться исходя из проектируемых условий нормальной эксплуатации производства, а для действующей АЭС – из фактических условий ее нормальной эксплуатации.

6.2. За пределами санитарно-защитной зоны АЭС годовая индивидуальная эффективная доза критической группы населения E не должна превышать установленной для выбросов АЭС квоты предела годовой дозы E_δ. Для действующей АЭС E_δ = 200 мкЗв/год, а для проектируемой и строящейся АЭС – E_δ = 50 мкЗв/год.

6.3. Расчет радиус-вектора санитарно-защитной зоны $\boldsymbol{R}_{СЗЗ} = \left\{R^{1}_{СЗЗ}, R^{2}_{СЗЗ}, \ldots, R^{n}_{СЗЗ}\right\}$ проводится исходя из следующих критериальных соотношений:

$$E_j(x = R^{j}_{СЗЗ}) = E_\delta, \qquad j = 1,\ldots,n \qquad (6.1)$$

где x – расстояние от АЭС сектора направления ветра j при условии, что $E_j(x)$ при $x > R^{j}_{СЗЗ}$ является монотонно убывающей функцией аргумента; $R^{j}_{СЗЗ}$ – радиус СЗЗ сектора направления ветра j; n – число секторов направлений ветра. Методика расчета величин $E_j(x)$ приведена в разделе 5 данного документа.

6.4. Радиус-вектор СЗЗ АЭС $\boldsymbol{R}_{СЗЗ}$ следует отсчитывать от источника выброса радиоактивных веществ, а при наличии нескольких источников выброса – от их геометрического центра.

6.5. Если в режиме нормальной эксплуатации АЭС за пределами ее промплощадки $E > E_\delta$, то внешняя граница СЗЗ совпадает с изодозной кривой $E = E_\delta$.

6.6. Если в режиме нормальной эксплуатации АЭС за пределами ее промплощадки $E \le E_\delta$, то в качестве границы СЗЗ может приниматься граница промплощадки.

6.7. Результаты расчетов размеров СЗЗ вокруг АЭС представляют в табличном (табл.6.1) и графическом видах.

Таблица 6.1. *Результаты расчетов радиус-вектора санитарно-защитной зоны вокруг АЭС*

Сектор направления ветра	*Радиус, м*	*Сектор направления ветра*	*Радиус, м*
С		Ю	
ССВ		ЮЮЗ	
СВ		ЮЗ	
ВСВ		ЗЮЗ	
В		З	
ВЮВ		ЗСЗ	
ЮВ		СЗ	
ЮЮВ		ССЗ	

7. Определение размеров зоны наблюдения вокруг АЭС

7.1. Размер ЗН рассчитывается исходя из требования информативности радиационного контроля на этой территории при нормальной эксплуатации АЭС и возможных радиационных авариях.

7.2. Размер ЗН, обеспечивающий информативность радиационного контроля при возможных радиационных авариях, является избыточным в условиях нормальной эксплуатации АЭС.

7.3. В случае аварии на АЭС любые величины, характеризующие радиоактивное загрязнение окружающей среды (плотность радиоактивных выпадений, мощность дозы γ-излучения на местности, доза облучения населения по возможным путям воздействия и т.д.), вблизи и за точкой их максимума с точностью до соответствующих констант совпадают с полем кратковременного метеорологического фактора разбавления радионуклидов в приземном слое атмосферы, т.е. являются подобными.

7.4. Для расчета кратковременного метеорологического фактора разбавления χ в прогнозных задачах рекомендуется использовать Гауссову модель рассеяния примеси в атмосфере с формулами Смита-Хоскера для параметров диффузии σ_y и σ_z как функций расстояния от источника выброса и категорий устойчивости атмосферы по классификации Пасквилла (см. Приложение 3).

7.5. Максимальное значение кратковременного фактора метеорологического разбавления при категории устойчивости атмосферы i достигается в направлении ветра на расстоянии x_{mi} (критическая точка) от АЭС, при котором выполняются следующие условия:

$$\frac{\partial \chi_i}{\partial x_{mi}} = 0 \qquad \text{и} \qquad \frac{\partial^2 \chi_i}{\partial x_{mi}^2} < 0. \qquad (7.1)$$

7.6. За критической точкой $\chi_i(x)$ является монотонно убывающей функцией x. При этом модули его пространственных градиентов $|\partial\chi_i/\partial x|$ и $|\partial\chi_i/\partial y|$ в области D_1 слева от точки максимума значительно выше, чем в области D_2 справа от нее, т.е. экспериментальные данные о поведении исследуемой функции в области D_1 существенно более информативны, чем вне ее (рис.7.1).

7.7. Радиационный контроль в области D_2 в случае радиационной аварии малоинформативен и неоправдан с учетом затрат на оснащение постов наблюдения.

7.8. Если пренебречь погрешностями определения (или измерения) величин, характеризующих радиоактивное загрязнение окружающей среды ($\delta = 0$), по значениям которых обосновываются решения по защите населения, то для определения радиуса зоны наблюдения $R_{зн}$ можно использовать следующее соотношение:

$$R_{ЗН} = x_* = \max_i \max_h x_{mi}(h) = x_F(h_{max}), \quad (7.2)$$

где нижний индекс F соответствует умеренно устойчивой атмосфере (по классификации Пасквилла); h_{max} – наибольшая эффективная высота аварийного выброса (определяется в обосновывающих материалах при подготовке проекта ЗН, раздел 9).

7.9. Если относительная погрешность определения (или измерения) величин, характеризующих радиоактивное загрязнение окружающей среды $\delta \neq 0$, то расчет радиуса зоны наблюдения вокруг АЭС следует проводить по формуле:

$$R_{ЗН} = x_* - \sqrt{\frac{-2 \cdot \delta \cdot (1+\delta)^{-1} \cdot \chi_F(x_*)}{\partial^2 \chi_F(x_*) / \partial x_*^2}}, \quad (7.3)$$

где $\chi_F(x_*)$ – максимум кратковременного метеорологического фактора разбавления χ при наихудших погодных условиях (категория F) и наибольшей эффективной высоте аварийного выброса h_{max}. В практических расчетах рекомендуется принять $\delta = 0{,}2$.

7.10. Установление радиуса зоны наблюдения вокруг АЭС выше расчетного значеня по формуле (7.3) не оправдано с точки зрения информативности данных радиационного контроля (с учетом реальных погрешностей измерения физических параметров в окружающей среде) и ведет к неэффективным социально-экономическим затратам.

7.11. Радиус ЗН вокруг АЭС следует считать от источника выброса радиоактивных веществ, а при наличии нескольких источников выброса – от их геометрического центра.

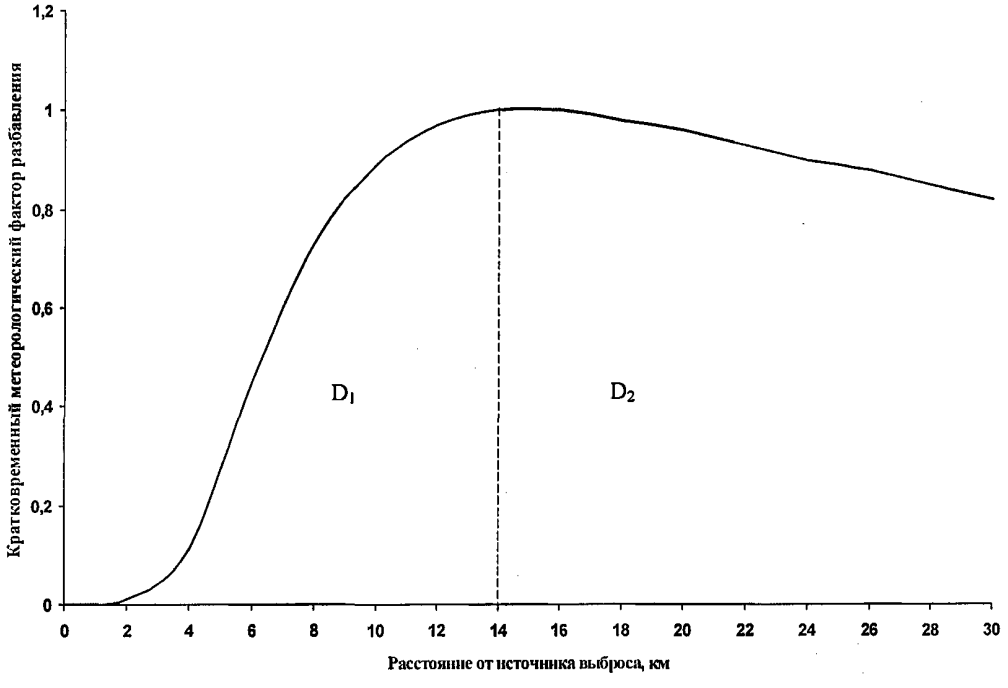


Рис.7.1. *Кратковременный метеорологический фактор разбавления в функции расстояния от источника выброса*

8. Процедура установления границ санитарно-защитной зоны вокруг АЭС

8.1. Проект СЗЗ разрабатывается в составе проекта АЭС и согласовывается с госсанэпиднадзором Федерального управления «Медбиоэкстрем» после его обязательной санитарно-эпидемиологической экспертизы.

8.2. На первом этапе разработки проекта СЗЗ устанавливаются источники выброса радиоактивных веществ радиационного объекта и обобщаются данные о радиационной обстановке в контрольных точках. Итогом работы является выпуск отчета «Анализ радиационного воздействия АЭС на окружающую среду», в состав которого входит:

- описание используемых, вновь создаваемых и планируемых в будущем технологических процессов и связанных с ними выбросов и сбросов радионуклидов в окружающую среду (активность и нуклидный состав газоаэрозольного выброса и жидкого сброса, высота выброса и т.д.);
- данные о динамике годовых выбросов и сбросов за последние пять лет или проектные оценки с представлением среднегодового выброса и его дисперсии, возможных максимальных значений;
- точная карта промплощадки и района размещения АЭС с указанием всех источников выбросов и застройки;
- характеристика существующего на текущий момент времени радиоактивного загрязнения местности в районе АЭС с учетом ее предыдущей эксплуатации, карта годовых доз фонового излучения на местности;
- справка об ожидаемых в будущем среднегодовых эффективных дозах по критической группе населения, связанных с вводом в эксплуатацию новых производств.

Отчет является исходным материалом для расчета и обоснования размеров СЗЗ вокруг АЭС.

8.3. На втором этапе работ выполняются расчеты радиационной обстановки на местности и среднегодовой эффективной дозы облучения по критической группе населения, проживающего в районе размещения АЭС. Итогом работы является отчет «Обоснование размеров санитарно-защитной зоны вокруг АЭС».

Рекомендуется следующее содержание отчета:

Титульный лист.

Список исполнителей.

Аннотация.

Введение.

Глава 1. Общие сведения об АЭС.

Глава 2. АЭС как источник поступления радионуклидов в окружающую среду, анализ существующих или проектных выбросов и сбросов радионуклидов.

Глава 3. Характеристика местных условий формирования дозовых нагрузок на население.

Глава 4. Анализ существующего на текущий момент и прогнозируемого на будущее фонового техногенного радиоактивного загрязнения местности (с оценкой вклада, обусловленного предыдущей эксплуатацией АЭС).

Глава 5. Анализ местных особенностей, включая условия рассеяния радиоактивных выбросов в атмосферу, миграции радионуклидов по пищевым цепочкам, жизнедеятельности населения, формирования дозовой нагрузки на население, основные результаты расчетов.

Глава 6. Расчет и обоснование размеров СЗЗ вокруг АЭС.

Список использованной литературы и нормативных документов.

Приложения.

8.4. Проект СЗЗ, а также обосновывающие материалы, указанные в п.п.8.2 и 8.3, передаются на санитарно-эпидемиологическую экспертизу в госсанэпиднадзор Федерального управления «Медбиоэкстрем». Представленные документы рассматриваются в срок не более трех месяцев. При необходимости проводится проверка достоверности и полноты представленных материалов.

8.5. Для решения вопроса об установлении размеров СЗЗ вокруг АЭС в территориальные органы исполнительной власти представляются следующие материалы:

- проект СЗЗ вокруг АЭС;
- санитарно-эпидемиологическое Заключение госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем» на проект СЗЗ (форма № 303-00-1/у);
- отчет «Расчет и обоснование размеров СЗЗ вокруг АЭС»;
- отчет «Анализ радиационного воздействия АЭС на окружающую среду».

8.6. В случае изменения технологии производства, условий эксплуатации АЭС или других условий и причин, влекущих изменение активности и нуклидного состава выбросов и сбросов в окружающую среду, необходимо внести соответствующие изменения в проект СЗЗ.

8.7. В случае изменения Федеральной нормативной базы, межотраслевых и отраслевых нормативных документов (включая и настоящий документ), введение которых может повлиять на размеры СЗЗ, территориальные органы исполнительной власти вправе потребовать внеочередного пересмотра действующих границ СЗЗ. Инициатором такого пересмотра может быть также федеральный орган Госсанэпиднадзора, осуществляющий санитарно-эпидемиологический надзор за АЭС.

9. Процедура установления границ зоны наблюдения вокруг АЭС

9.1. Проект ЗН разрабатывается в составе проекта АЭС и согласовывается с госсанэпиднадзором Федерального управления «Медбиоэкстрем» после его обязательной санитарно-эпидемиологической экспертизы.

9.2. При разработке проекта ЗН проводится изучение условий распространения радиоактивных выбросов в атмосферу в случае возможных аварий на АЭС и анализ информативности изменения приземного поля объемной активности нуклидов в функции расстояния от АЭС с учетом реальных погрешностей измерения физических величин в окружающей среде. Итогом работы является отчет «Расчет и обоснование радиуса зоны наблюдения вокруг АЭС».

Рекомендуется следующее содержание отчета:

Титульный лист.

Список исполнителей.

Аннотация.

Введение.

Глава 1. Общие сведения об АЭС.

Глава 2. Анализ условий радиоактивного выброса в атмосферу при возможных авариях на АЭС (эффективная высота, длительность выброса).

Глава 3. Особенности рассеяния возможных аварийных выбросов в атмосферу в районе размещения АЭС.

Глава 4. Результаты расчетов кратковременного метеорологического фактора разбавления.

Глава 5. Анализ информативности изменения кратковременного метеорологического фактора разбавления с расстоянием от АЭС.

Глава 6. Расчет размеров ЗН вокруг АЭС.

Список использованной литературы и нормативных документов.

Приложения.

9.3. Проект ЗН, а также обосновывающие материалы, указанные в п.9.2, передаются на санитарно-эпидемиологическую экспертизу в госсанэпиднадзор Федерального управления «Медбиоэкстрем». Представленные документы рассматриваются в срок не более трех месяцев. При необходимости проводится проверка достоверности и полноты представленных материалов.

9.4. Для решения вопроса об установлении размеров ЗН вокруг АЭС в территориальные органы исполнительной власти представляются следующие материалы:

- проект ЗН вокруг АЭС;

• санитарно-эпидемиологическое Заключение госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем» на проект ЗН (форма № 303-00-1/у);

• отчет «Расчет и обоснование радиуса ЗН вокруг АЭС».

9.5. В случае изменения технологии производства, эффективности защитных барьеров или других условий и причин, влекущих изменение условий аварийного выброса в атмосферу, необходимо внести соответствующие изменения в проект ЗН.

9.6. В случае изменения Федеральной нормативной базы, межотраслевых и отраслевых нормативных документов (включая и настоящий документ), введение которых может повлиять на изменение размеров ЗН, территориальные органы исполнительной власти вправе потребовать внеочередного пересмотра действующего проекта ЗН. Инициатором такого пересмотра может быть также федеральный орган Госсанэпиднадзора, осуществляющий санитарно-эпидемиологический надзор за АЭС.

Приложение 1 (Рекомендуемое)

1. Долговременный метеорологический фактор разбавления

1.1. Долговременный метеорологический фактор разбавления G^r в предположении постоянства мощности источника выброса определяется на основе информации о распределении за год совместной повторяемости скорости ветра, класса устойчивости атмосферы и направления ветра, а также данных по типу рельефа в районе размещения АЭС.

1.2. Диапазон горизонтального направления ветра от 0^0 до 360^0 делится на конечное число N равных угловых секторов (обычно 8 или 16). Каждый сектор обозначается направлением его осевой линии. Любое направление ветра в пределах $\theta = \pi / N$ по обе стороны от осевой линии обозначают этим направлением. Предполагается, что вероятностное распределение направления в любом данном секторе будет постоянным. В этом случае шлейф может с равной вероятностью иметь любое направление в рамках сектора.

1.3. Долговременный метеорологический фактор разбавления на расстоянии x от источника выброса для сектора направления ветра j можно рассчитать следующим образом:

$$G_j^r = 2 \cdot N \cdot (2\pi)^{-3/2} \sum_i exp\left(\frac{-H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right)\left(\frac{1}{x\sigma_{zi}}\right)\left[\sum_k \frac{P_{ijk}}{W_k}\right], \qquad (П1.1)$$

где P_{ijk} – доля времени в году, когда в районе АЭС реализуется класс устойчивости атмосферы i, направления ветра в секторе j и класса скорости ветра k; σ_{zi} – стандартное отклонение распределения концентрации в точке x в вертикальном направлении при классе устойчивости атмосферы i (см. Приложение 3); W_k – скорость ветра в классе k; H – геометрическая высота выброса.

1.4. Если величину P_{ijk} можно представить в виде $P_{ijk} = P_i \cdot P_{jk}$, то выражение (П1.1) принимает вид:

$$G_j^r = 2 \cdot N \cdot f_j \cdot (2\pi)^{-3/2} \sum_i P_i \cdot exp\left(\frac{-H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right)\left(\frac{1}{x \cdot \overline{W_j} \cdot \sigma_{zi}}\right), \qquad (П1.2)$$

$$\overline{W_j} = \sum_k P_{jk} \cdot W_k, \qquad f_j = \sum_k P_{jk},$$

где P_i и P_{jk} – частота i-го класса устойчивости атмосферы и совместная частота направления ветра в секторе j и класса скорости ветра k в районе АЭС за год, соответственно; f_j – частота направления ветра в секторе j; $\overline{W_j}$ – средняя скорость ветра в секторе направления ветра j.

1.5. Если полная информация о значениях P_{ijk} в районе размещения АЭС отсутствует, то в этом случае консервативную оценку среднегодового коэффициента метеорологического разбавления вблизи от максимума поля приземной объемной активности нуклидов x_c и на

удалении до 10 км от источника выброса можно получить с помощью следующего соотношения:

$$G_j^r = 2 \cdot N \cdot f_j \cdot e^{-1/2} (2\pi)^{-3/2} \left(\frac{1}{H \cdot \overline{W_j} \cdot x} \right) \approx 0{,}077 \cdot N \cdot f_j \cdot \left(\frac{1}{H \cdot \overline{W_j} \cdot x} \right), \quad (П1.3)$$

где e = 2,718 – основание натуральных логарифмов.

1.6. Для учета периодов штиля рекомендуется распределять периоды безветрия по различным секторам направления ветра пропорционально частоте наименьшего регистрируемого класса скорости ветра. При этом для получения среднегодового коэффициента метеорологического разбавления в любом секторе j вводится поправочный множитель:

$$\alpha_j = 1 + \frac{n_0 \cdot n_{jL}}{n_j \cdot n_L}, \quad (П1.4)$$

где n_0 – количество часов безветрия; n_j – количество часов при направлении ветра j; n_{jL} – количество часов наименьшего регистрируемого класса скорости ветра в направлении j; n_L – количество часов наименьшего класса скорости ветра во всех направлениях.

1.8. При расположении АЭС в холмистой местности, которая характеризуется перепадами высот более 50 м и уклонами свыше 0,05 в расчетные формулы (П.1.1–П.1.3) необходимо внести поправочный коэффициент от 1,3 до 1,5 соответственно. При расположении АЭС вблизи горной гряды с уклонами местности 0,15–0,20 поправка равна 2. Если АЭС располагается в котловане или ущелье глубиной 100–200 м с уклонами более 0,2, поправка на рельеф равна 3.

1.9. При расположении между АЭС и населенным пунктом крупного водоема для учета меньше механической турбулентности над более ровной поверхностью воды (берегового бриза) необходимо внести поправочный коэффициент 2.

2. Долговременный фактор турбулентного осаждения радионуклидов

Долговременный фактор турбулентного осаждения радионуклида r на почву на расстоянии x сектора направления ветра j рассчитывается по формуле:

$$F_{g,j}^r(x) = u_g^r \cdot G_j^r(x), \quad (П1.5)$$

где u_g^r – скорость турбулентного осаждения радионуклида r в зависимости от его физико-химической формы. Принимается, что u_g = 0,02 м/с для молекулярной формы йода, u_g = $1 \cdot 10^{-4}$ м/с – органических соединений йода, u_g = 0,008 м/с – аэрозолей и u_g = 0 для ИРГ.

3. Долговременный фактор вымывания осадками радионуклидов

Долговременный фактор вымывания осадками для радионуклида r в рассматриваемой точке x сектора направления ветра j рассчитывается следующим образом:

$$F_{w,j}^r(x) = \frac{N \cdot f_j \cdot \theta_j \cdot k_r \sum_s k_{0s} \cdot \rho_s}{2\pi \cdot 8760 \cdot x \cdot \overline{U_j}} \approx 1{,}8 \cdot 10^{-5} \cdot N \cdot f_j \cdot \theta_j \cdot \frac{k_r \sum_s k_{0s} \cdot \rho_s}{x \cdot \overline{U_j}}, \quad (П1.6)$$

$$\overline{U_j} = \overline{W_j} \cdot \frac{\ln\left(H / z_0 \cdot e\right)}{\ln\left(z_f / z_0\right)},$$

где θ_j – средние в секторе направления ветра j годовые осадки, мм; ρ_s – условная частота осадков типа s в течение года $\left(\sum_s \rho_s = 1\right)$; k_r – стандартная величина абсолютной вымывающей способности дождя при интенсивности θ = 1 мм/ч для радионуклида r, ч/(мм·с); k_0 –

относительная вымывающая способность осадков различных типов (см. табл.П1.1); z_0 – параметр шероховатости подстилающей поверхности, м (см.табл.П1.2.). Для всех радионуклидов, кроме ИРГ, принимается $k_r = 10^{-5}$ ч/(мм·с). Для ИРГ $k_r = 0$.

Таблица П1.1. *Относительная вымывающая способность различных типов осадков* k_0

Тип осадков	*дождь*	*дождь с грозой*	*снег с дождем*	*ливень*	*снег*	*морось*
k_0	1,0	1,1	2,4	2,8	3,0	4,5

Таблица П1.2. *Параметр шероховатости для различных естественных поверхностей, м*

Тип рельефа	z_0
Очень гладкий снежный или ледяной	$1 \cdot 10^{-5}$
Пустыня	$3 \cdot 10^{-3}$
Снег, газон высотой 1 см	$1 \cdot 10^{-3}$
Скошенная и низкая трава до 15 см	0,006–0,02
Высокая трава до 60 см	0,04–0,09
Неоднородная поверхность с чередующимися участками травы, кустарника и т.п.	0,1–0,2
Парк, лес высотой до 10 м	0,2–1,0
Городские постройки	1,0

Приложение 2 (Рекомендуемое)
Параметрическое обеспечение расчетов

Значения коэффициентов дозового преобразования при облучении от облака $R_{A,r}$ и радиоактивного загрязнения почвы $R_{S,r}$ приведены в таблице П2.1.

Таблица П2.1. *Коэффициенты дозового преобразования $R_{A,r}$ и $R_{S,r}$ для различных радионуклидов*

Нуклид	λ_r, c^{-1}	$R_{A,r}$ *Зв·м³/(Бк·с)*	$R_{S,r}$ *Зв·м²/(Бк·с)*
^{41}Ar	$1{,}1\cdot10^{-4}$	$6{,}1\cdot10^{-14}$	-
^{133}Xe	$1{,}5\cdot10^{-6}$	$1{,}6\cdot10^{-15}$	-
^{135}Xe	$2{,}1\cdot10^{-5}$	$1{,}2\cdot10^{-14}$	-
^{135m}Xe	$7{,}6\cdot10^{-4}$	$1{,}9\cdot10^{-14}$	-
^{85m}Kr	$4{,}3\cdot10^{-5}$	$7{,}5\cdot10^{-15}$	-
^{87}Kr	$1{,}5\cdot10^{-4}$	$4{,}1\cdot10^{-14}$	-
^{88}Kr	$6{,}8\cdot10^{-5}$	$1{,}0\cdot10^{-13}$	-
^{24}Na	$1{,}3\cdot10^{-5}$	$2{,}2\cdot10^{-13}$	$3{,}6\cdot10^{-15}$
^{51}Cr	$2{,}9\cdot10^{-7}$	$1{,}5\cdot10^{-15}$	$3{,}1\cdot10^{-17}$
^{54}Mn	$2{,}6\cdot10^{-8}$	$4{,}1\cdot10^{-14}$	$8{,}1\cdot10^{-16}$
^{58}Co	$1{,}1\cdot10^{-7}$	$4{,}8\cdot10^{-14}$	$9{,}5\cdot10^{-16}$
^{60}Co	$4{,}2\cdot10^{-9}$	$1{,}3\cdot10^{-13}$	$2{,}4\cdot10^{-15}$
^{131}I	$1{,}0\cdot10^{-6}$	$1{,}8\cdot10^{-14}$	$3{,}8\cdot10^{-16}$
^{134}Cs	$1{,}1\cdot10^{-8}$	$7{,}6\cdot10^{-14}$	$1{,}5\cdot10^{-15}$
$^{137}Cs/^{137m}Ba$	$7{,}3\cdot10^{-10}$	$2{,}9\cdot10^{-14}$	$5{,}9\cdot10^{-16}$

Значения коэффициентов дозового преобразования при ингаляции $R^{I}_{I,r}$ радионуклидов в организм лиц из различных возрастных групп приведены в табл.П2.2.

Таблица П2.2. *Коэффициенты $R^{I}_{I,r}$ для различных возрастных групп, Зв/Бк*

Нуклид	*Тип соединения*	*До 1 года*	*1–2 года*	*2–7 лет*	*7–12 лет*	*12–17 лет*	*>17 лет*
^{24}Na	**Б**	$2{,}3\cdot10^{-9}$	$1{,}8\cdot10^{-9}$	$9{,}3\cdot10^{-10}$	$5{,}7\cdot10^{-10}$	$3{,}4\cdot10^{-10}$	$2{,}7\cdot10^{-10}$
^{51}Cr	Б	$1{,}7\cdot10^{-10}$	$1{,}3\cdot10^{-10}$	$6{,}3\cdot10^{-11}$	$4{,}0\cdot10^{-11}$	$2{,}4\cdot10^{-11}$	$2{,}0\cdot10^{-11}$
	П	$2{,}6\cdot10^{-10}$	$1{,}9\cdot10^{-10}$	$1{,}0\cdot10^{-10}$	$6{,}4\cdot10^{-11}$	$3{,}9\cdot10^{-11}$	$3{,}2\cdot10^{-11}$
	М	$2{,}6\cdot10^{-10}$	$2{,}1\cdot10^{-10}$	$1{,}0\cdot10^{-10}$	$6{,}6\cdot10^{-11}$	$4{,}5\cdot10^{-11}$	$3{,}7\cdot10^{-11}$
^{54}Mn	Б	$5{,}2\cdot10^{-9}$	$4{,}1\cdot10^{-9}$	$2{,}2\cdot10^{-9}$	$1{,}5\cdot10^{-9}$	$9{,}9\cdot10^{-10}$	$8{,}5\cdot10^{-10}$
	П	$7{,}5\cdot10^{-9}$	$6{,}2\cdot10^{-9}$	$3{,}8\cdot10^{-9}$	$2{,}4\cdot10^{-9}$	$1{,}9\cdot10^{-9}$	$1{,}5\cdot10^{-9}$
^{58}Co	Б	$4{,}0\cdot10^{-9}$	$3{,}0\cdot10^{-9}$	$1{,}6\cdot10^{-9}$	$1{,}0\cdot10^{-9}$	$6{,}4\cdot10^{-10}$	$5{,}3\cdot10^{-10}$
	П	$7{,}3\cdot10^{-9}$	$6{,}5\cdot10^{-9}$	$3{,}5\cdot10^{-9}$	$2{,}4\cdot10^{-9}$	$2{,}0\cdot10^{-9}$	$1{,}6\cdot10^{-9}$
	М	$9{,}0\cdot10^{-9}$	$7{,}5\cdot10^{-9}$	$4{,}5\cdot10^{-9}$	$3{,}1\cdot10^{-9}$	$2{,}6\cdot10^{-9}$	$2{,}1\cdot10^{-9}$
^{60}Co	Б	$3{,}0\cdot10^{-8}$	$2{,}3\cdot10^{-8}$	$1{,}4\cdot10^{-8}$	$8{,}9\cdot10^{-9}$	$6{,}1\cdot10^{-9}$	$5{,}2\cdot10^{-9}$
	П	$4{,}2\cdot10^{-8}$	$3{,}4\cdot10^{-8}$	$2{,}1\cdot10^{-8}$	$1{,}5\cdot10^{-8}$	$1{,}2\cdot10^{-8}$	$1{,}0\cdot10^{-8}$
	М	$9{,}2\cdot10^{-8}$	$8{,}6\cdot10^{-8}$	$5{,}9\cdot10^{-8}$	$4{,}0\cdot10^{-8}$	$3{,}4\cdot10^{-8}$	$3{,}1\cdot10^{-8}$
^{89}Sr	Б	$1{,}5\cdot10^{-8}$	$7{,}3\cdot10^{-9}$	$3{,}2\cdot10^{-9}$	$2{,}3\cdot10^{-9}$	$1{,}7\cdot10^{-9}$	$1{,}0\cdot10^{-9}$
	П	$3{,}3\cdot10^{-8}$	$2{,}4\cdot10^{-8}$	$1{,}3\cdot10^{-8}$	$9{,}1\cdot10^{-9}$	$7{,}3\cdot10^{-9}$	$6{,}1\cdot10^{-9}$
	М	$3{,}9\cdot10^{-8}$	$3{,}0\cdot10^{-8}$	$1{,}7\cdot10^{-8}$	$1{,}2\cdot10^{-8}$	$9{,}3\cdot10^{-9}$	$7{,}9\cdot10^{-9}$
^{90}Sr	Б	$1{,}3\cdot10^{-7}$	$5{,}2\cdot10^{-8}$	$3{,}1\cdot10^{-8}$	$4{,}1\cdot10^{-8}$	$5{,}3\cdot10^{-8}$	$2{,}4\cdot10^{-8}$
	П	$1{,}5\cdot10^{-7}$	$1{,}1\cdot10^{-7}$	$6{,}5\cdot10^{-8}$	$5{,}1\cdot10^{-8}$	$5{,}0\cdot10^{-8}$	$3{,}6\cdot10^{-8}$
	М	$4{,}2\cdot10^{-7}$	$4{,}0\cdot10^{-7}$	$2{,}7\cdot10^{-7}$	$1{,}8\cdot10^{-7}$	$1{,}6\cdot10^{-7}$	$1{,}6\cdot10^{-7}$
^{131}I	**Б**	$7{,}2\cdot10^{-8}$	$7{,}2\cdot10^{-8}$	$3{,}7\cdot10^{-8}$	$1{,}9\cdot10^{-8}$	$1{,}1\cdot10^{-8}$	$7{,}4\cdot10^{-9}$
	П	$2{,}2\cdot10^{-8}$	$1{,}5\cdot10^{-8}$	$8{,}2\cdot10^{-9}$	$4{,}7\cdot10^{-9}$	$3{,}4\cdot10^{-9}$	$2{,}4\cdot10^{-9}$
	М	$8{,}8\cdot10^{-9}$	$6{,}2\cdot10^{-9}$	$3{,}5\cdot10^{-9}$	$2{,}4\cdot10^{-9}$	$2{,}0\cdot10^{-9}$	$1{,}6\cdot10^{-9}$
	I_2	$1{,}7\cdot10^{-7}$	$1{,}6\cdot10^{-7}$	$9{,}4\cdot10^{-8}$	$4{,}8\cdot10^{-8}$	$3{,}1\cdot10^{-8}$	$2{,}0\cdot10^{-8}$
	CH_3I	$1{,}3\cdot10^{-7}$	$1{,}3\cdot10^{-7}$	$7{,}4\cdot10^{-8}$	$3{,}7\cdot10^{-8}$	$2{,}4\cdot10^{-8}$	$1{,}5\cdot10^{-8}$
^{134}Cs	**Б**	$1{,}1\cdot10^{-8}$	$7{,}3\cdot10^{-9}$	$5{,}2\cdot10^{-9}$	$5{,}3\cdot10^{-9}$	$6{,}3\cdot10^{-9}$	$6{,}6\cdot10^{-9}$
	П	$3{,}2\cdot10^{-8}$	$2{,}6\cdot10^{-8}$	$1{,}6\cdot10^{-8}$	$1{,}2\cdot10^{-8}$	$1{,}1\cdot10^{-8}$	$9{,}1\cdot10^{-9}$
	М	$7{,}0\cdot10^{-8}$	$6{,}3\cdot10^{-8}$	$4{,}1\cdot10^{-8}$	$2{,}8\cdot10^{-8}$	$2{,}3\cdot10^{-8}$	$2{,}0\cdot10^{-8}$
^{137}Cs	**Б**	$8{,}8\cdot10^{-9}$	$5{,}4\cdot10^{-9}$	$3{,}6\cdot10^{-9}$	$3{,}7\cdot10^{-9}$	$4{,}4\cdot10^{-9}$	$4{,}6\cdot10^{-9}$
	П	$3{,}6\cdot10^{-8}$	$2{,}9\cdot10^{-8}$	$1{,}8\cdot10^{-8}$	$1{,}3\cdot10^{-8}$	$1{,}1\cdot10^{-8}$	$9{,}7\cdot10^{-9}$
	М	$1{,}1\cdot10^{-7}$	$1{,}0\cdot10^{-7}$	$7{,}0\cdot10^{-8}$	$4{,}8\cdot10^{-8}$	$4{,}2\cdot10^{-8}$	$3{,}9\cdot10^{-8}$

Примечание: если тип химических соединений радионуклидов, поступающих через органы дыхания в форме аэрозолей неизвестен, то принимается тот их тип, который выделен жирным шрифтом.

Значения коэффициентов дозового преобразования при заглатывании $R^{I}_{P,r}$ радионуклидов в организм лиц из различных возрастных групп приведены в табл.П2.3.

Таблица П2.3. *Коэффициенты $R^{I}_{P,r}$ для различных возрастных групп, Зв/Бк*

Нуклид	*До 1 года*	*1–2 года*	*2–7 лет*	*7–12 лет*	*12–17 лет*	*> 17 лет*
^{24}Na	$3{,}5\cdot10^{-9}$	$2{,}3\cdot10^{-9}$	$1{,}2\cdot10^{-9}$	$7{,}7\cdot10^{-10}$	$5{,}2\cdot10^{-10}$	$4{,}3\cdot10^{-10}$
^{51}Cr	$3{,}5\cdot10^{-10}$	$2{,}3\cdot10^{-10}$	$1{,}2\cdot10^{-10}$	$7{,}8\cdot10^{-11}$	$4{,}8\cdot10^{-11}$	$3{,}8\cdot10^{-11}$
^{54}Mn	$5{,}4\cdot10^{-9}$	$3{,}1\cdot10^{-9}$	$1{,}9\cdot10^{-9}$	$1{,}3\cdot10^{-9}$	$8{,}7\cdot10^{-10}$	$7{,}1\cdot10^{-10}$
^{58}Co	$7{,}3\cdot10^{-9}$	$4{,}4\cdot10^{-9}$	$2{,}6\cdot10^{-9}$	$1{,}7\cdot10^{-9}$	$1{,}1\cdot10^{-9}$	$7{,}4\cdot10^{-10}$
^{60}Co	$5{,}4\cdot10^{-8}$	$2{,}7\cdot10^{-8}$	$1{,}7\cdot10^{-8}$	$1{,}1\cdot10^{-8}$	$7{,}9\cdot10^{-9}$	$3{,}4\cdot10^{-9}$
^{89}Sr	$3{,}6\cdot10^{-8}$	$1{,}8\cdot10^{-8}$	$8{,}9\cdot10^{-9}$	$5{,}8\cdot10^{-9}$	$4{,}0\cdot10^{-9}$	$2{,}6\cdot10^{-9}$
^{90}Sr	$2{,}3\cdot10^{-7}$	$7{,}3\cdot10^{-8}$	$4{,}7\cdot10^{-8}$	$6{,}0\cdot10^{-8}$	$8{,}0\cdot10^{-8}$	$2{,}8\cdot10^{-8}$
^{131}I	$1{,}8\cdot10^{-7}$	$1{,}8\cdot10^{-7}$	$1{,}0\cdot10^{-7}$	$5{,}2\cdot10^{-8}$	$3{,}4\cdot10^{-8}$	$2{,}2\cdot10^{-8}$
^{134}Cs	$2{,}6\cdot10^{-8}$	$1{,}6\cdot10^{-8}$	$1{,}3\cdot10^{-8}$	$1{,}4\cdot10^{-8}$	$1{,}9\cdot10^{-8}$	$1{,}9\cdot10^{-8}$
^{137}Cs	$2{,}1\cdot10^{-8}$	$1{,}2\cdot10^{-8}$	$9{,}6\cdot10^{-9}$	$1{,}0\cdot10^{-8}$	$1{,}3\cdot10^{-8}$	$1{,}3\cdot10^{-8}$

Скорости вдыхаемого воздуха U_l для различных возрастных групп населения принимаются в соответствии с таблицей П2.4.

Таблица П2.4. *Скорость дыхания лиц из различных возрастных групп населения, м^3/с*

До 1 года	*1–2 года*	*2–7 лет*	*7–12 лет*	*12–17 лет*	*> 17 лет*
$3{,}2\cdot10^{-5}$	$6{,}0\cdot10^{-5}$	$1{,}0\cdot10^{-4}$	$1{,}7\cdot10^{-4}$	$2{,}3\cdot10^{-4}$	$2{,}6\cdot10^{-4}$

Доля $\xi_{l,m}$ активности радионуклида, оставшейся в продуктах питания после переработки и кулинарной обработки, принимается в соответствии с таблицей П2.5.

Таблица П2.5. *Доля активности радионуклидов, оставшихся в продуктах питания после переработки и кулинарной обработки*

Продукт	*Короткоживущие радионуклиды*	*^{90}Sr*	*Йод*	*^{137}Cs*
Зерно (хлеб)	0,5	0,5	0,5	0,5
Овощи:				
плодовые	0,7	0,8	0,7	0,8
листовые	0,6	0,7	0,6	0,7
корнеплоды	0,3	0,5	0,3	0,5
Картофель	0,7	0,8	0,7	0,8

Значения нормированных на продуктивность сельскохозяйственных угодий коэффициентов накопления радионуклидов «выпадение из атмосферы – содержание в продуктах питания» для стеблевого $K^r_{S1,m}$ и корневого $K^r_{S2,m}$ путей загрязнения при непрерывных выпадениях приведены в таблицах П2.6 и П2.7, соответственно.

Таблица П2.6. *Нормированные на продуктивность сельскохозяйственных угодий коэффициенты накопления «выпадения из атмосферы – содержание в продуктах питания» для стеблевого пути загрязнения при непрерывных выпадениях, м²/кг(л)*

Нуклид	*Мясо*	*Молоко*	*Хлеб*	*Огурцы*	*Капуста*	*Картофель*
^{24}Na	$1{,}0\cdot10^{-11}$	$9{,}5\cdot10^{-5}$	-	$1{,}6\cdot10^{-6}$	$1{,}1\cdot10^{-9}$	$3{,}1\cdot10^{-10}$
^{51}Cr	$1{,}5\cdot10^{-4}$	$1{,}4\cdot10^{-4}$	$3{,}8\cdot10^{-4}$	$3{,}9\cdot10^{-3}$	$3{,}2\cdot10^{-4}$	$7{,}1\cdot10^{-5}$
^{54}Mn	$3{,}4\cdot10^{-3}$	$8{,}4\cdot10^{-4}$	0,022	$4{,}3\cdot10^{-3}$	$4{,}1\cdot10^{-3}$	$7{,}9\cdot10^{-4}$
^{58}Co	0,030	$2{,}0\cdot10^{-3}$	$4{,}2\cdot10^{-3}$	$4{,}2\cdot10^{-3}$	$1{,}2\cdot10^{-3}$	$2{,}5\cdot10^{-4}$
^{60}Co	0,075	$4{,}3\cdot10^{-3}$	0,037	$4{,}4\cdot10^{-3}$	$6{,}1\cdot10^{-3}$	$1{,}1\cdot10^{-3}$
^{89}Sr	$7{,}4\cdot10^{-6}$	$2{,}6\cdot10^{-5}$	$2{,}1\cdot10^{-3}$	$4{,}1\cdot10^{-3}$	$8{,}0\cdot10^{-4}$	$1{,}7\cdot10^{-4}$
^{90}Sr	$1{,}4\cdot10^{-4}$	$2{,}4\cdot10^{-4}$	0,040	$4{,}4\cdot10^{-3}$	$6{,}5\cdot10^{-3}$	$1{,}2\cdot10^{-3}$
^{131}I	$3{,}6\cdot10^{-4}$	$2{,}3\cdot10^{-3}$	$2{,}8\cdot10^{-7}$	$3{,}0\cdot10^{-3}$	$3{,}4\cdot10^{-5}$	$8{,}1\cdot10^{-6}$
^{134}Cs	0,024	0,052	0,032	$4{,}4\cdot10^{-3}$	$5{,}4\cdot10^{-3}$	$1{,}0\cdot10^{-3}$
^{137}Cs	0,027	0,059	0,040	$4{,}4\cdot10^{-3}$	$6{,}5\cdot10^{-3}$	$1{,}2\cdot10^{-3}$

Таблица П2.7. *Нормированные на продуктивность сельскохозяйственных угодий коэффициенты накопления «выпадения из атмосферы – содержание в продуктах питания» для корневого пути загрязнения при непрерывных выпадениях, м²/кг(л)*

Нуклид	*Мясо*	*Молоко*	*Хлеб*	*Огурцы*	*Капуста*	*Картофель*
^{24}Na	-	$8{,}4\cdot10^{-13}$	-	-	-	-
^{51}Cr	$2{,}5\cdot10^{-12}$	$2{,}4\cdot10^{-12}$	$1{,}7\cdot10^{-11}$	$2{,}0\cdot10^{-10}$	$5{,}7\cdot10^{-12}$	$6{,}7\cdot10^{-12}$
^{54}Mn	$7{,}7\cdot10^{-7}$	$1{,}9\cdot10^{-7}$	$6{,}7\cdot10^{-5}$	$7{,}1\cdot10^{-6}$	$1{,}8\cdot10^{-5}$	$1{,}9\cdot10^{-5}$
^{58}Co	$1{,}7\cdot10^{-7}$	$1{,}1\cdot10^{-8}$	$1{,}8\cdot10^{-7}$	$1{,}2\cdot10^{-7}$	$5{,}1\cdot10^{-8}$	$5{,}6\cdot10^{-8}$
^{60}Co	$4{,}1\cdot10^{-5}$	$2{,}4\cdot10^{-6}$	$3{,}0\cdot10^{-4}$	$1{,}9\cdot10^{-5}$	$8{,}4\cdot10^{-5}$	$8{,}4\cdot10^{-5}$
^{89}Sr	$1{,}2\cdot10^{-10}$	$4{,}4\cdot10^{-10}$	$2{,}1\cdot10^{-7}$	$3{,}2\cdot10^{-7}$	$6{,}1\cdot10^{-8}$	$6{,}8\cdot10^{-8}$
^{90}Sr	$1{,}8\cdot10^{-6}$	$3{,}0\cdot10^{-6}$	$7{,}8\cdot10^{-3}$	$4{,}4\cdot10^{-4}$	$2{,}2\cdot10^{-3}$	$2{,}2\cdot10^{-3}$
^{131}I	$4{,}8\cdot10^{-11}$	$3{,}1\cdot10^{-10}$	-	$1{,}0\cdot10^{-10}$	-	-
^{134}Cs	$1{,}6\cdot10^{-5}$	$3{,}5\cdot10^{-5}$	$3{,}0\cdot10^{-4}$	$2{,}2\cdot10^{-5}$	$3{,}4\cdot10^{-5}$	$8{,}5\cdot10^{-5}$
^{137}Cs	$1{,}8\cdot10^{-4}$	$3{,}8\cdot10^{-4}$	$4{,}0\cdot10^{-3}$	$2{,}3\cdot10^{-4}$	$1{,}1\cdot10^{-3}$	$1{,}1\cdot10^{-3}$

Приложение 3 (Рекомендуемое)
Кратковременный метеорологический фактор разбавления

1. При наличии однородной атмосферной стратификации кратковременный метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы (z = 0) в точке $M(x,y)$ для радионуклида r в отсутствие осадков и в пренебрежении его радиоактивным распадом, рассчитывается по формуле:

$$\chi^r(x,y)=\frac{1}{\pi\cdot\sigma_y\cdot\sigma_z\cdot W_f}exp\left(\frac{-h^2}{2\sigma_z^2}\right)exp\left(\frac{-y^2}{2\sigma_y^2}\right)\cdot F_g^r, \qquad (П3.1)$$

где σ_y и σ_z – стандартное отклонение распределения примеси в струе в поперечном ветру y и вертикальном направлении z, соответственно, м; W_f – скорость ветра на высоте флюгера z_f = 10 м, м/с; h – эффективная высота выброса, м; F_g^r – фактор обеднения облака за счет турбулентного осаждения радионуклида r на почву.

2. Кратковременный метеорологический фактор разбавления на оси следа (y = 0) при тех же условиях, что и в п.1, определяется следующим образом:

$$\chi^r(x)=\frac{1}{\pi\cdot\sigma_y\cdot\sigma_z\cdot W_f}exp\left(\frac{-h^2}{2\sigma_z^2}\right)\cdot F_g^r. \qquad (П3.2)$$

3. Стандартное отклонение распределения примеси в струе в поперечном ветру в направлении y определяется следующим образом:

$$\sigma_y(x)=c_3\cdot x\sqrt{\frac{1}{1+0{,}0001x}}, \qquad (П3.3)$$

где c_3 – коэффициент, приведенный в табл. П3.1.

4. Стандартное отклонение распределения примеси в струе в вертикальном направлении z определяется следующим образом:

$$\sigma_z(x)=f(z_0,x)\cdot g(x), \qquad (П3.4)$$

где $f(z_0,x)$ – корректирующий фактор, учитывающий шероховатость поверхности земли z_0:

$$f(z_0,x)=\begin{cases} ln\left(c_1\cdot x^{d1}\left[1+\dfrac{1}{c_2\cdot x^{d2}}\right]\right) & для\ \ z_0>0{,}1\ м \\ ln\left(c_1\cdot x^{d1}\dfrac{1}{1+c_2\cdot x^{d2}}\right) & для\ \ z_0\le 0{,}1\ м \end{cases}, \qquad (П3.5)$$

$$g(x)=a_1\cdot x^{b1}\frac{1}{1+a_2\cdot x^{b2}}, \qquad (П3.6)$$

Значения коэффициентов a_1, a_2, b_1 и b_2 приведены в табл. П 3.1, а значения коэффициентов c_1, c_2, d_1 и d_2 – в табл. П 3.2. Характерные значения параметра шероховатости z_0 для различных естественных поверхностей представлены в табл. П 1.2.

5. Фактор обеднения облака от турбулентного осаждения радионуклида r на почву определяется по формуле:

$$F_g^r(x)=exp\left(\frac{-0{,}8u_g^r}{W_f}\right)\int_0^x\frac{1}{\sigma_z\,exp\left(h^2/2\sigma_z^2\right)}d\xi, \qquad (П3.7)$$

где u_g^r – скорость турбулентного осаждения радионуклида r на почву, м/с (см.Приложение 1).

6. Для учета эффекта осреднения в случае кратковременных выбросов различной длительности на разных расстояниях x от АЭС используется следующее выражение:

$$\chi_\tau / \chi_T = \left(\frac{\tau + x/W_f}{T + x/W_f} \right)^{-n}, \qquad (П\,3.8)$$

где χ_τ – кратковременный метеорологический фактор разбавления при длительности выброса τ = 3600 с, определяемый по формуле (П 3.1); χ_T – та же величина при длительности выброса T; n = 0,2.

Таблица П 3.1. *Коэффициенты a_1, b_1, a_2, b_2, c_3 для различных категорий устойчивости атмосферы, м*

Категория устойчивости	a_1	b_1	a_2	b_2	c_3
A	0,112	1,06	$5{,}38\cdot10^{-4}$	0,815	0,22
B	0,130	0,95	$6{,}52\cdot10^{-4}$	0,750	0,16
C	0,112	0,92	$9{,}05\cdot10^{-4}$	0,718	0,11
D	0,098	0,889	$1{,}35\cdot10^{-3}$	0,688	0,08
E	0,0609	0,895	$1{,}96\cdot10^{-3}$	0,684	0,06
F	0,0638	0,783	$1{,}36\cdot10^{-3}$	0,672	0,04

Таблица П 3.2. *Коэффициенты c_1, d_1, c_2, d_2 для расчета фактора $f(z_0,x)$, м*

Шероховатость z_0, м	c_1	d_1	c_2	d_2
0,01	1,56	0,048	$6{,}25\cdot10^{-4}$	0,45
0,04	2,02	0,0269	$7{,}76\cdot10^{-4}$	0,37
0,1	2,718	0	0	0
0,4	5,16	–0,098	18,6	–0,225
1	7,37	–0,0957	$4{,}29\cdot10^{3}$	–0,60
4	11,7	–0,128	$4{,}59\cdot10^{4}$	–0,78

Приложение 4 (Обязательное)
Проект санитарно-защитной зоны вокруг АЭС

(ОБРАЗЕЦ)

Приложение к документу «Расчет и обоснование размеров санитарно-защитных зон и зон наблюдения вокруг АЭС. Методические указания. МУ 2.6.1.042-01».

Управление Госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем» санитарно-эпидемиологическое заключение №_____ от «____»_____2002г.

***Утверждаю** Глава территориального органа исполнительной власти*
_____ П.П.Петров «____» _____ 2002г.

ПРОЕКТ САНИТАРНО-ЗАЩИТНОЙ ЗОНЫ ВОКРУГ АЭС

Установить санитарно-защитную зону вокруг АЭС с радиусом-вектором, указанным в таблице. Границы санитарно-защитной зоны указаны на карте-схеме в Приложении к данному проекту.

Сектор направления ветра	*Радиус, м*	*Сектор направления ветра*	*Радиус, м*
С		Ю	
ССВ		ЮЮЗ	
СВ		ЮЗ	
ВСВ		ЗЮЗ	
В		З	
ВЮВ		ЗСЗ	
ЮВ		СЗ	
ЮЮВ		ССЗ	

Срок действия с _____ по _____

Номер регистрации _____ Дата выдачи _____

Директор АЭС _____ **С.С.Сидоров**

Приложение
к проекту санитарно-защитной зоны вокруг АЭС

Карта-схема. Границы санитарно-защитной зоны вокруг АЭС

Приложение 5 (Обязательное)
Проект зоны наблюдения вокруг АЭС

(ОБРАЗЕЦ)

Приложение к документу «Расчет и обоснование размеров санитарно-защитных зон и зон наблюдения вокруг АЭС. Методические указания. МУ 2.6.1.042-01».

Управление Госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем» санитарно-эпидемиологическое заключение №_____ от «____»_____2002г.

***Утверждаю** Глава территориального органа исполнительной власти*
_____ П.П.Петров «_____»_____ 2002г.

ПРОЕКТ ЗОНЫ НАБЛЮДЕНИЯ ВОКРУГ АЭС

Установить зону наблюдения вокруг АЭС радиусом, равным **12 км**. Границы зоны наблюдения указаны на карте-схеме в Приложении к данному проекту.

Срок действия с _____ по _____

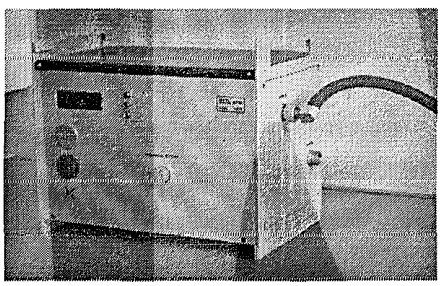
Номер регистрации _____ Дата выдачи _____

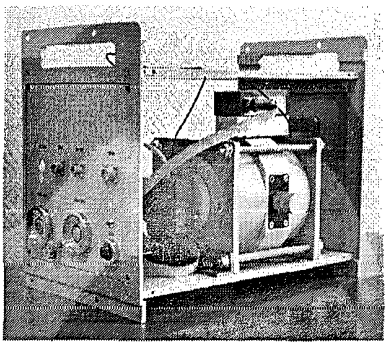
Директор АЭС _____ **С.С.Сидоров**

Приложение
к проекту зоны наблюдения вокруг АЭС

Карта-схема. Границы зоны наблюдения вокруг АЭС
Примечание: в случае прохождения границы зоны наблюдения через населенный пункт, данный пункт включается в ЗН полностью.

Радиометрическая установка объемной активности бета-активных газов УДГ–1Б





Назначение:

Измерение объемной активности бета-активных газов, содержащихся в воздухе рабочих помещений и в вентиляционных системах.

Свойства:

- кремниевые детекторы
- компенсация воздействия внешнего гамма-фона
- встроенный индикатор расхода воздуха
- интерфейс связи RS-232, RS-485, Ethernet
- местная индикация объемной активности газов
- звуковая и световая сигнализация превышения устанавливаемых порогов
- работа с собственным насосным блоком или с внешней магистралью пробоотбора
- возможность отбора проб воздуха из систем вентиляции
- наличие выхода «сухой контакт»

Режимы работ:

- непрерывный стационарный с передачей информации в локальную сеть
- мобильный с насосным блоком на тележке

Технические характеристики:

Измеряемая величина	объемная бета-активность газов
Тип детекторов / Количество	кремниевый / 2
Объем камеры	1 л
Толщина свинцовой защиты	20 мм
Диапазон измерения	$10^4 \div 2 \cdot 10^8$ Бк/м^3
Энергетический диапазон регистрации	0,1 ÷ 3,0 МэВ
Диапазон рабочих температур	минус 10 ÷ +50 °С
Объем архива	4000 результатов измерений
Степень защиты	IP22
Габаритные размеры (масса):	
• без насосного блока	400×300×260 мм (20 кг)
• с насосным блоком	450×800×310 мм (52 кг)
Питание	сеть 220 (–15 %, +10 %) В, 50 Гц ±5 %

141570, п.Менделеево Московской обл. Солнечногорского р-на, ГП "ВНИИФТРИ", НПП "Доза"

тел. (095) 535-93-89, 534-02-56, 777-84-85 (многоканальный), факс 742-50-84. e-mail: mart@doza.ru

МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ДЕПАРТАМЕНТ БЕЗОПАСНОСТИ И ЧРЕЗВЫЧАЙНЫХ СИТУАЦИЙ

ОРГАНИЗАЦИЯ ОБУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА И ПОРЯДОК ПРОВЕДЕНИЯ АТТЕСТАЦИОННОЙ ПРОВЕРКИ ЗНАНИЙ ПО РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ МИНАТОМА РОССИИ

Методические рекомендации МР 30 - 844 - 2001

Издание официальное

Содержание

1. Область применения 39
2. Нормативные ссылки 39
3. Основные термины и определения 40
4. Общие положения 41
5. Основные требования к проведению профессионального обучения персонала нормам и правилам радиационной безопасности 42
6. Первоначальная подготовка персонала 43
7. Поддержание квалификации персонала 43
8. Повышение квалификации персонала 44
9. Порядок проведения аттестационной проверки знаний персонала по радиационной безопасности 45
9.1. Общие положения 45
9.2. Организация проверки знаний 46
9.3. Оформление результатов проверки знаний 46
Приложения 47
Приложение 1. Типовая учебная программа подготовки персонала предприятий Минатома России по нормами и правилам радиационной безопасности 47
Приложение 2. Типовой учебный план подготовки персонала предприятий Минатома России по нормам и правилам радиационной безопасности 49
Приложение 3. Учебно-тематический план подготовки для инженерно-технических работников структурных подразделений и рабочих из числа оперативного персонала 49
Приложение 4. Вопросы для проверки знаний по НРБ-99 при аттестации руководителей и специалистов служб и подразделений радиационной безопасности, оперативного персонала, рабочих и служащих предприятий Минатома России 50
Приложение 5. Вопросы для проверки знаний по ОСПОРБ-99 при аттестации руководителей и специалистов служб и подразделений радиационной безопасности, оперативного персонала, рабочих и служащих предприятий Минатома России 72
Приложение 6. Форма протокола 87
Приложение 7. Список исполнителей 88

Согласованы с Руководителем Департамента социальной политики, производственных отношений и кадров Минатома России М.В.Шубиным 22 мая 2001 г.

Утверждены Руководителем департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций Минатома России А.М.Агаповым 23 мая 2001 г.

ОРГАНИЗАЦИЯ ОБУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА И ПОРЯДОК ПРОВЕДЕНИЯ АТТЕСТАЦИОННОЙ ПРОВЕРКИ ЗНАНИЙ ПО РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ МИНАТОМА РОССИИ

Методические рекомендации
МР 30 - 844 - 2001
Дата введения – с момента утверждения
Издание официальное

© **Министерство Российской Федерации по атомной энергии**
Настоящие гигиенические нормативы не могут быть полностью или частично воспроизведены и тиражированы без разрешения Минатома России

1. Область применения

Настоящие методические рекомендации определяют порядок подготовки, поддержания квалификации и повышения квалификации персонала предприятий Минатома России по радиационной безопасности в соответствии с требованиями по действующим Нормам радиационной безопасности (НРБ-99) и основным санитарным правилам обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99), а также порядок проведения аттестационной проверки знаний персонала по радиационной безопасности.

2. Нормативные ссылки

В настоящих МУ учтены требования, указания и рекомендации, изложенные в следующих нормативных и методических документах:

2.1. Федеральный закон «О высшем и послевузовском профессиональном образовании» №92-ФЗ от 10.07.2000 (с изменениями от 07.08.2000 № 122-ФЗ).

2.2. Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ от 21.11.95.

2.3. Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.96.

2.4. Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» № 52-ФЗ от 30.03.99.

2.5. Постановление Правительства РФ «Об утверждении Типового положения об образовательном учреждении дополнительного профессионального образования (повышения квалификации) специалистов» № 610 от 26.06.95.

2.6. Постановление Госкомвуза России «Об утверждении форм документов государственного образца о повышении квалификации и профессиональной переподготовки специалистов и требований к документам» №13 от 27.12.95.

2.7. Постановление Госкомвуза России «Об утверждении Положения о порядке и условиях профессиональной переподготовки специалистов» №12 от 27.12.95.

2.8. Постановление Правительства Российской Федерации «Об утверждении положения о государственной санитарно-эпидемиологической службе Российской Федерации и Положения о государственном санитарно-эпидемиологическом нормировании» №554 от 24.07.2000.

2.9. Постановление Правительства «О порядке заключения контрактов и аттестации руководителей федеральных государственных унитарных предприятий» РФ №234 от 16.03.2000.

2.10. Нормы радиационной безопасности (НРБ-96). ГН 2.6.1.054-96. М.: Госкомсанэпид-

надзор, 1996.

2.11. Постановление Главного государственного санитарного врача Российской Федерации «О порядке введения в действие Норм радиационной безопасности НРБ-96 на предприятиях Минатома России» № 3 от 14.01.97.

2.12. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП-2.6.1 758-99. М.: Минздрав России, 1999.

2.13. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). СП-2.6.1 799-2000. М.: Минздрав России, 2000.

2.14. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования». МУ 2.6.1.016-2000. ДБЧС Минатома России, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России. АНРИ №3(22), сс. 43–75, 2000.

2.15. Правила организации работы с персоналом на предприятиях и в организациях Минатомэнерго СССР (ПОРП-89). М.: Минатомэнерго СССР, 1989.

2.16. Положение о порядке проверки знаний нормативных документов по ядерной и радиационной безопасности у лиц, осуществляющих руководство безопасной эксплуатацией ядерно- и радиационно-опасных объектов, ведущих ядерно- и/или радиационно-опасные технологические процессы и обеспечивающих производственный контроль безопасности предприятий топливного цикла. Утверждено приказом Госатомнадзора России №104 от 29.09.95.

2.17. Положение о проверке знаний правил, норм и инструкций по безопасности в атомной энергетике у персонала атомных станций и эксплуатирующих организаций атомных станций. Утверждено приказом Госатомнадзора России №131 от 01.12.94.

2.18. Положение о порядке выдачи свидетельства на право управления предприятием ядерно-энергетического комплекса. Утверждено приказом Минатома России №169 от 29.03.2000.

3. Основные термины и определения

3.1. ***Авария радиационная*** – потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами, которые могли привести или привели к облучению людей выше установленных норм или радиоактивному загрязнению окружающей среды.

3.2. ***ИПК*** – институт (центр) повышения квалификации Минатома России.

3.3. ***Квалификация*** – уровень подготовленности работника, включая общее и профессиональное образование, специальные знания, навыки и умение, а также опыт работы, обеспечивающие качество и безопасность при выполнении работником своих должностных обязанностей.

3.4. ***Контроль радиационный*** – получение информации о радиационной обстановке в *организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей (включает в себя дози*метрический и радиометрический контроль).

3.5. ***Облучение*** – воздействие на человека ионизирующего излучения.

3.6. ***Облучение аварийное*** – облучение в результате радиационной аварии.

3.7. ***Облучение производственное*** – облучение работников от всех техногенных и природных источников ионизирующего излучения в процессе производственной деятельности.

3.8. ***Облучение профессиональное*** – облучение персонала в процессе его работы с техногенными источниками ионизирующего излучения.

3.9. ***Объект радиационный*** – организация, где осуществляется обращение с техногенными источниками ионизирующего излучения.

3.10. ***Оперативный персонал*** – работники из числа эксплуатационного персонала, работающие в смене и осуществляющие комплекс операций по управлению технологическим процессом, а также работники по техническому обслуживанию оборудования, систем и сооружений предприятия.

3.11. ***СПП*** – служба подготовки персонала.

3.12. ***Персонал*** – лица, работающие с техногенными источниками ионизирующего излучения (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б).

3.13. ***Подготовка персонала по радиационной безопасности*** – вид деятельности, обеспечивающий получение персоналом необходимых знаний, навыков правильного выполнения радиационно-опасных работ, прохождение им проверки знаний основных положений и требований норм и правил радиационной безопасности.

3.14. ***Поддержание квалификации по радиационной безопасности*** – вид деятельности, обеспечивающий поддержание знаний, навыков правильного выполнение радиационно-опасных работ, проведение работ по снижению облучаемости персонала, в том числе при пусках, остановах; поддержание готовности правильного выполнения действий при радиационных авариях и инцидентах, обновление знаний правил и норм по радиационной безопасности и требований должностных инструкций по обеспечению радиационной безопасности.

3.15. ***Повышение квалификации*** – вид деятельности, обеспечивающий получение дополнительных теоретических знаний в области законодательных и нормативных актов по радиационной безопасности, приобретение практических навыков в области радиационного и индивидуального дозиметрического контроля персонала и населения.

3.16. ***Ремонтный персонал*** – работники, обеспечивающие и осуществляющие техническое обслуживание и ремонт оборудования, систем и сооружений предприятий.

3.17. ***Работа с источником ионизирующего излучения*** – все виды обращения с источником излучения на рабочем месте, включая радиационный контроль.

3.18. ***Работа с радиоактивными веществами*** – все виды обращения с радиоактивными веществами на рабочем месте, включая радиационный контроль.

3.19. ***Рабочее место*** – место постоянного или временного пребывания персонала для выполнения производственных функций в условиях воздействующего ионизирующего излучения в течение более половины рабочего времени или двух часов непрерывно.

3.20. ***Радиационная безопасность населения*** – состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения.

3.21. ***Ситуация аварийная*** – инцидент потери управления источником ионизирующего излучения, который мог привести к незапланированному облучению людей или радиоактивному загрязнению окружающей среды, превышающему установленные нормативы.

3.22. ***Средство индивидуальной защиты*** – средство защиты персонала от внешнего облучения, поступления радиоактивных веществ внутрь организма и радиоактивного загрязнения кожных покровов.

3.23. ***ФПК*** – факультеты повышения квалификации при высших учебных заведениях.

4. Общие положения

4.1. Настоящие «Методические рекомендации по организации обучения персонала и порядке проведения аттестационной проверки знаний по радиационной безопасности на предприятиях Минатома России» (далее по тексту Методические рекомендации) разработаны в соответствии с требованиями Федеральных законов Российской Федерации, постановлений Правительства Российской Федерации, нормативных актов и государственных стандартов в области радиационной безопасности.

4.2. Нормы радиационной безопасности введены в действие Постановлением Главного Государственного санитарного врача Российской Федерации от 14.01.1997 года №3 «О порядке введения в действие Норм радиационной безопасности НРБ-96 на предприятиях Минатома России».

4.3. Введение в действие Норм радиационной безопасности на предприятиях Минатома России осуществляется на основании:

• приказа министра Минатома России от 12.06.96 № 413 «О введении в действие норм радиационной безопасности (НРБ-96) в связи с принятием постановления Главного Госу-

дарственного санитарного врача Российской Федерации от 14.01.1997 № 3»;

• приказа министра Минатома России от 23.01.1997 № 42 «О внесении изменений и дополнений в приказ от 12.07.1996 № 413 «О введении в действие норм радиационной безопасности (НРБ-96)» в связи с принятием постановления Главного Государственного санитарного врача Российской Федерации от 14.01.1997 №3»;

• приказа министра Минатома России от 05.01.1998 №3 «Об утверждении отраслевой программы «Введение в действие Норм радиационной безопасности (НРБ-96)» на предприятиях Минатома Российской Федерации и об утверждении графика перехода предприятий Минатома Российской Федерации на НРБ-96».

• приказа министра Минатома России от 25.09.2000 № 577 «О введении в действие Норм радиационной безопасности – НРБ-99 и Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности – ОСПОРБ-99».

4.4. В Методических рекомендациях определены требования к организации работы с персоналом, направленные на обеспечение качества профессиональной деятельности в области обеспечения радиационной безопасности персонала и населения при работе предприятий Минатома России. На практике могут применяться дополнительные формы работы с персоналом, не противоречащие настоящим Методическим рекомендациям и направленные на повышение радиационной безопасности, совершенствование форм радиационного и индивидуального дозиметрического контроля.

4.5. Все действующие отраслевые организационные и методические документы по вопросам организации работ по подготовке и повышению квалификации в области радиационной безопасности рекомендуется привести в соответствие с настоящими рекомендациями.

4.6. Работа с персоналом по обеспечению знаний и выполнению правил и норм радиационной безопасности является обязанностью всех руководителей и специалистов предприятий и должна быть направлена на подбор, подготовку, поддержание и повышение квалификации персонала для действий в условиях нормальной эксплуатации и аварийных ситуациях.

4.7. Организации и предприятия, привлекаемые к выполнению работ на предприятиях ядерно-топливного цикла, должны подтвердить подготовленность командируемого персонала по вопросам радиационной безопасности в соответствии с настоящими Методическими рекомендациями.

5. Основные требования к проведению профессионального обучения персонала нормам и правилам радиационной безопасности

5.1. Обучение персонала нормам и правилам радиационной безопасности носит непрерывный характер и проводится с момента первоначальной подготовки в течение всей трудовой деятельности. Постоянное поддержание и повышение квалификации является прямой обязанностью работника. Назначение на очередную должность, присвоение категории или разряда, допуск к руководству или выполнению радиационно-опасных работ осуществляется при условии прохождения соответствующего обучения.

5.2. Профессиональное обучение проводится в соответствии с годовыми графиками обучения и проверки знаний по радиационной безопасности, утверждаемыми главным инженером предприятия.

5.3. Профессиональное обучение и повышение квалификации проводится по утвержденным программам специалистами, имеющими соответствующую подготовку и разрешение на проведение обучения. Ответственность за разработку программ и выбор формы обучения персонала возлагается:

• для руководителей подразделений предприятия – на главного инженера предприятия;

• для оперативного персонала – на руководителя службы подготовки персонала предприятия;

• для остального персонала – на руководителей подразделений.

5.4. Программы обучения составляются на основании типовой программы должностными лицами, являющимися председателями экзаменационных комиссий для персонала, под-

лежащего обучению.

5.5. Подготовка персонала нормам и правилам радиационной безопасности включает в себя:

• первоначальное обучение персонала нормам и правилам радиационной безопасности;

• поддержание квалификации и периодическую проверку знаний норм и правил организации и проведения радиационно-опасных работ;

• повышение квалификации персонала в области радиационного и индивидуального дозиметрического контроля.

6. Первоначальная подготовка персонала

6.1. При приеме на работу в организацию, где осуществляется обращение с техногенными источниками ионизирующего излучения, переходе предприятия на новые нормативные документы в области обеспечения радиационной безопасности персонала и населения работники проходят подготовку:

• руководители и ведущие специалисты служб радиационной безопасности и охраны труда – на школах-семинарах;

• руководители, инженерно-технический персонал и рабочие из числа оперативного персонала – на предприятии (с отрывом от производства) по программам, разработанным на основе типовой программы;

• рабочие (кроме рабочих из числа оперативного персонала) и служащие – на предприятии методом проведения инструктажа или методом группового обучения.

6.2. Профессиональная подготовка на школах-семинарах предусматривает обучение по специализации «Радиационная безопасность и радиоэкология». Программа школы-семинара утверждается ДБЧС Минатома России.

6.2.1. Школы-семинары на предприятии проводятся, как правило, по очно-заочной форме обучения. Очная форма обучения включает проведение лекций и семинаров на предприятии с отрывом от производства ведущими специалистами (аттестованными преподавателями) в области радиационной безопасности и радиоэкологии.

6.2.2. Школы-семинары в специальных учебных заведениях (Институты повышения квалификации Минатома России, Обнинский институт атомной энергетики с участием отраслевых НИИ) проводятся по очной форме обучения. Успешное окончание школы-семинара дает право проводить учебу инженерно-технического персонала и рабочих из числа оперативного персонала, участвовать в аттестационных комиссиях по проверке знаний норм и правил радиационной безопасности, проводить инструктаж рабочих и служащих.

6.3. Инженерно-технический персонал структурных подразделений, а также рабочие из числа оперативного персонала проходят обучение с последующей аттестацией в учебно-производственных подразделениях предприятия (УТП, УТЦ, ОПК и т.п.).

7. Поддержание квалификации персонала

7.1. Требования настоящего раздела являются обязательными для руководителей и оперативного персонала предприятий Минатома России.

7.2. Поддержание квалификации персонала по радиационной безопасности проводится по программам, разработанным на предприятии, с последующей аттестацией на проведение радиационно-опасных работ. Поддержание квалификации проводится на основании специально разработанных на двух-трех годичный цикл программ.

7.3. Поддержание квалификации персонала предусматривает:

• периодическое обучение оперативного персонала с отрывом от производства для обновления теоретических знаний и поддержания необходимых умений и навыков безопасного ведения радиационно-опасных работ;

• техническую учебу (курсовое обучение персонала), в том числе разбор нарушений правил проведения радиационно-опасных работ;

• периодическую проверку знаний и переаттестацию на право производства специаль-

ных работ;

• проведение инструктажей по правилам обеспечения радиационной безопасности;

• изучение изменений в технический регламент и распорядительных документов по вопросам радиационной безопасности.

7.4. Организация и проведение поддержания квалификации осуществляется в соответствии с действующими нормативными документами.

7.5. Программу поддержания квалификации утверждают:

• для руководителей структурных подразделений, начальников смен и ведущих специалистов в области радиационной безопасности и радиационного контроля – главный инженер предприятия;

• для остального оперативного персонала, рабочих и служащих – руководители подразделений по подчиненности.

8. Повышение квалификации персонала

8.1. Повышение квалификации должно предусматривать расширение и углубление знаний, навыков и умений, освоение новых методов и средств радиационного и индивидуального дозиметрического контроля.

8.2. Повышение квалификации руководителей и специалистов в области радиационной безопасности и радиационного контроля должно иметь обязательный характер и осуществляться по месту работы или в учебных заведениях (ГЦИПК, МИПК, ФПК высших учебных заведений соответствующего профиля).

8.3. Повышение квалификации специалистов по месту работы осуществляется по специальным программам, утвержденным ДБЧС Минатома РФ и заканчивается сдачей соответствующего экзамена или зачета. Тематическое обучение включает проведение лекций и семинаров на предприятии, а также стажировок, которые, при необходимости, могут носить самостоятельный характер. После успешного окончания учебы слушателям выдается удостоверение о повышении квалификации установленного образца.

8.4. Повышение квалификации инженерно-технического персонала структурных подразделений, а также рабочих из числа оперативного персонала проводится в учебно-производственных подразделениях предприятия (УТП, УТЦ, ОПК и т.п).

8.5. Повышение квалификации является необходимым условием для повышения в должности или квалификационного разряда.

8.6. Повышение квалификации руководителей, специалистов и рабочих из числа оперативного персонала проводится по программам, утверждаемым:

• для руководителей и специалистов в области радиационной безопасности и радиационного контроля – ДБЧС Минатома России;

• для инженерно-технического персонала и рабочих из числа оперативного персонала – главным инженером предприятия;

• для рабочих (кроме рабочих оперативного персонала) и служащих – руководителем

Таблица. *Рекомендуемая периодичность обучения персонала*

№ п/п	Обучаемый персонал	Периодичность, лет	Место проведения
1	Руководители и ведущие специалисты в области радиационной безопасности и радиационного контроля	3	ИПК, ФПК, СПП
2	Руководители и инженерно-технический персонал структурных подразделений	3	ИПК, ФПК, СПП
3	Оперативный персонал	1	СПП
4	Ремонтный персонал	1	СПП
5	Рабочие (кроме оперативного и ремонтного персонала) и служащие	3	СПП

структурного подразделения.

8.7. Переподготовка работников, ответственных за радиационную безопасность, имеющих непрофильное образование, проводится на факультете повышения квалификации Обнинского института атомной энергетики.

8.8. Повышение квалификации проводится по мере необходимости, но не реже одного раза в 5 лет в течение всей трудовой деятельности работника.

9. Порядок проведения аттестационной проверки знаний персонала по радиационной безопасности

9.1. Общие положения

Настоящий порядок проведения проверки знаний персонала не отменяет существующей системы лицензирования и аттестации соответствующих категорий персонала в рамках системы Минатома России и Госатомнадзора РФ, не противоречит нормативным документам и законодательству и направлен на повышение безопасности предприятий отрасли.

9.1.1. Работники, поступившие на работу, назначенные на должность, профессию должны пройти проверку знаний в объеме занимаемой должности, профессии не позднее, чем через два месяца после назначения на должность, профессию, за исключением персонала, срок подготовки которого определяется программой подготовки.

9.1.2. Объем знаний, подлежащих проверке, определяется:

• для руководителей и специалистов – должностными инструкциями;

• положениями о подразделениях для руководителей, а также учебными планами подготовки персонала предприятий Минатома России по радиационной безопасности (приложение 10.3);

• для рабочих – согласно ЕТКС и инструкциям по охране труда, разработанным с учетом требований ГОСТ 12.0.004 «Организация обучения безопасности труда. Общие положения». При наличии для рабочих должностных инструкций – в объеме требований должностных инструкций, которые по объему знаний по вопросам радиационной безопасности должны соответствовать указанному учебному плану подготовки персонала (Приложение 3);

Работники, в обязанности которых входит замещение вышестоящих должностей руководителей (при их отсутствии на работе по причине отпуска, болезни и т.д.) обязаны проходить проверку знаний в объеме требований по замещаемой должности.

9.1.3. Виды проверки знаний:

• первичная перед допуском к самостоятельной работе, назначении на должность или при возложении обязанностей;

• очередная (периодическая);

• внеочередная;

• при переходе из другого предприятия.

9.1.4. Периодичность проверки знаний.

9.1.4.1. Для руководителей и специалистов проверка знаний проводится не реже 1 раза в 3 года.

9.1.4.2. Для оперативного и ремонтного персонала проверка знаний проводится не реже 1 раза в год.

9.1.5. Внеочередная проверка знаний проводится:

• при нарушении работником правил, норм, инструкций, по требованию органов государственного регулирования безопасности, государственной инспекции труда, по решению администрации предприятия;

• по приказу руководителя предприятия в соответствии с заключением комиссии, расследовавшей несчастный случай, или нарушений в работе предприятия;

• перед допуском к работе работника, ранее освобожденного от должности или отстраненного от технического руководства;

• при перерыве в работе в должности (по профессии) свыше 6 месяцев;

• при вводе новых или переработанных правил, норм, инструкций.

Необходимость проверки знаний или проведения инструктажей определяется приказами директора. Внеочередная проверка знаний не меняет сроков очередной проверки знаний.

9.2. Организация проверки знаний

9.2.1. Ответственность за подготовку руководящего состава, специалистов и оперативного персонала к проведению проверки знаний по правилам и нормам радиационной безопасности возлагается полностью на руководителя предприятия.

9.2.2. Проверка знаний проводится в центральной комиссии по проверке знаний и комиссиях структурных подразделений, назначаемых приказом руководителя предприятия.

9.2.3. Приказом директора определяется состав комиссии и график проведения проверки знаний для каждой категории работников. Руководители и специалисты допускаются к проверке знаний после соответствующего обучения, подтвержденного документами установленного образца. Порядок обучения для различных категорий персонала определяется настоящими методическими рекомендациями в соответствии с существующей схемой подготовки персонала в виде:

- первоначальной подготовки персонала;
- поддержания квалификации персонала;
- повышения квалификации персонала.

9.2.4. Председателем центральной комиссии на предприятии назначается главный инженер (технический директор).

9.2.5. Председатель (заместитель председателя), члены центральной комиссии проходят обучение на школах-семинарах, что является основанием для аттестации и участия в центральной комиссии.

9.2.6. В центральной комиссии проходят проверку знаний руководители структурных подразделений, их заместители (заместители председателя) и члены экзаменационных комиссий структурных подразделений.

9.2.7. В комиссиях структурных подразделений проходят проверку знаний специалисты и рабочие.

9.2.8. Допускается совмещать проверку знаний нормативных документов с раздельным оформлением результатов проверки знаний в протоколах и удостоверениях.

9.2.9 В комиссии по проверке знаний должно быть не менее 3 членов комиссий, прошедших обучение и проверку знаний в вышестоящей комиссии.

9.2.10. Порядок проверки знаний руководящего персонала (руководителя предприятия, главного инженера и их заместителей) определяется органами государственного регулирования.

9.2.11. Проверка знаний на предприятиях проводится в рабочее время в соответствии с утвержденным графиком.

9.2.12. Проверка знаний проводится в индивидуальном порядке путем устного опроса или с применением электронно-вычислительных машин и специального программного обеспечения. При первичной проверке знаний у специалистов, непосредственно занятых руководством и ведением радиационно-опасных технологических процессов, в комиссию по проверке знаний должны быть представлены сведения о прохождении ими обучения, а при очередной проверке – сведения о повышении квалификации в порядке и объеме, установленном настоящими методическими рекомендациями.

9.2.13. Билеты по проверке знаний или перечень вопросов разрабатываются экзаменационными комиссиями и утверждаются председателями экзаменационных комиссий в соответствии с учебным планом и настоящими рекомендациями с учетом специфики производства.

9.3. Оформление результатов проверки знаний

9.3.1. Результаты проверки знаний записываются в протокол проверки знаний и в удостоверение о проверке знаний со следующей формулировкой: «Проверку знаний прошел» или «Проверку знаний не прошел». Номер билета или номера вопросов из утвержденного перечня записываются в протокол проверки знаний (форма протокола приведена в приложении).

9.3.2. Лицам, получившим при проверке знаний оценку «Проверку знаний не прошел», назначается повторная проверка знаний в течение месячного срока.

9.3.3. Специалисты, непосредственно занятые руководством и ведением радиационно-опасных технологических процессов, получивших при проверке знаний неудовлетворительную оценку, к самостоятельной работе не допускаются.

9.3.4. Руководящий персонал и специалисты, не прошедшие повторную проверку знаний по нормам и правилам радиационной безопасности, могут пройти третью проверку знаний через 6 месяцев после повторной проверки знаний. В случае получения при этой проверке неудовлетворительной оценки дальнейшая проверка знаний может проводиться через два года после даты проведения третьей проверки. При этом в комиссию по проверке знаний должны быть представлены сведения о дополнительной подготовке проверяемого к каждой последующей проверке.

Приложения

Приложение 1.
Типовая учебная программа подготовки персонала предприятий Минатома России по нормами и правилам радиационной безопасности

Тема 1. Введение.

Законодательные и нормативные акты в регламентации облучения человека. История развития принципов регламентации. Переход от концепции критического органа к концепции эффективной дозы. Основные положения и требования МКРЗ, НРБ-99. Взаимосвязь НРБ-99 с санитарными правилами для АС, исследовательских реакторов, критических стендов, радиохимических производств и других радиационно-опасных объектов.

Тема 2. Современная концепция биологического действия ионизирующего излучения.

Механизм воздействия ионизирующего излучения на биологические объекты. Влияние ЛПЭ и мощности дозы на биологические эффекты облучения человека. Принципы оценки воздействия ионизирующих излучений на живой организм. Лучевые болезни. Летальные дозы. Биологические эффекты при воздействии малых доз радиации на человека.

Тема 3. Риск и ущерб в оценке биологических последствий облучения.

Понятие риска. Влияние социальных и природных факторов, возраста человека на риск. Стохастические эффекты облучения. Влияние пола и возраста на вероятность появления соматических эффектов при действии малых доз радиации. Пожизненный риск. Дозовые коэффициенты. Вероятность сокращения времени жизни и соматические эффекты при воздействии малых доз облучения. Обоснование допустимого риска и пределов доз облучения персонала и населения. Экономическое обоснование радиационного риска.

Тема 4. Концепция эффективной дозы.

Концепция эффективной дозы. Современные представления формирования эквивалентной и эффективной дозы. Радиационные и тканевые взвешивающие факторы. Равномерное и неравномерное внешнее облучение. Накопленная доза внутреннего облучения. Методы расчета эффективной дозы: внешнего облучения гамма-излучением, нейтронами, бета- и альфа-частицами. Дозовые коэффициенты.

Тема 5. Формирование дозы при внутреннем облучении человека.

Ингаляционное и пероральное поступление радионуклидов в организм. Органотропные радионуклиды. Модель фильтрации аэрозолей в легких человека. Биологическое выведение. Классы ингаляции. Зависимость констант метаболизма от химической формы аэрозольных частиц. Динамика изменения содержания радионуклидов в органах при ингаляционном и пероральном поступлении радионуклидов. Постоянное и разовое поступление радионуклидов. Органы-источники и органы-мишени. Удельная эффективная энергия: определение, методы расчета для альфа-, бета- и гамма-излучающих нуклидов. Методы расчета эффективной дозы по данным радиационного контроля.

Тема 6. Источники облучения персонала и населения.

Техногенное облучение персонала и населения. Основные определения. Облучение пер-

сонала и населения естественными радионуклидами, медицинское облучение. Источники внутреннего и внешнего облучения естественными радионуклидами. Предельно допустимое загрязнение материалов для неограниченного использования. Эффективная доза облучения радоном и тороном. Естественные радиоактивные аэрозоли. Предельно допустимые концентрации радона и торона в производственных и жилых помещениях. Нормирование внутреннего облучения радионуклидами радонового и торонового рядов в условиях равновесия и при отсутствии равновесия в цепочках распада радона и торона.

Тема 7. Нормирование облучения персонала и населения.

Дозовые пределы. Основные и производные уровни. Принцип ALARA. Числовые значения допустимых уровней. Нормы по загрязненности поверхностей при облучении персонала. Предельно допустимые уровни внешнего облучения в рабочих помещениях. Допустимые уровни облучения фотонами, нейтронами, бета-частицами. Допустимые уровни облучения кожи. Минимальные концентрации радионуклидов на рабочем месте. Предельно допустимые концентрации в воздухе рабочих помещений. Основные положения НРБ-99. Нормирование облучения при радиационных авариях. Критерии вмешательства на загрязненных территориях.

Тема 8. Методическое обеспечение контроля облучения персонала и населения.

Единые требования к контролю внешнего облучения персонала и населения. Регламент контроля внешнего облучения. Биофизические методы контроля. Регламент контроля на СИЧ. Методы расчета эффективной дозы по результатам контроля содержания радионуклидов в организме на СИЧ и биофизическими методами. Контроль дозы на кожу. ИДК по данным радиационного контроля. ИДК населения. Контрольные группы. Принципы установления квоты по содержанию радионуклидов в воде и продуктах питания. Контроль аварийного облучения. Контроль концентрации радона и КЖПР в воздухе производственных и жилых помещений.

Тема 9. Организация работ с источниками ионизирующего излучения.

Основные принципы обеспечения радиационной безопасности. Оценка состояния радиационной безопасности. Санитарно-гигиенический паспорт организации и территории. Пути обеспечения радиационной безопасности. Права, обязанности и ответственность администрации и персонала. Порядок оформления разрешений на работы с источниками излучения. Поставка, учет, хранение и перевозка источников излучения. Требования к контролю за радиационной безопасностью. Медицинский контроль персонала.

Тема 10. Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации техногенных источников излучения.

Классификация радиационных объектов. Размещение радиационных объектов и зонирование. Проектирование радиационных объектов. Работа с закрытыми источниками излучения. Работа с открытыми источниками излучения. Санитарно-технические системы обеспечения работ с открытыми источниками излучения. Санпропускники, саншлюзы. Методы и средства индивидуальной защиты и личной гигиены. Радиационная безопасность пациентов и населения при медицинском облучении. Радиационная безопасность при воздействии природных источников облучения. Радиационная безопасность при радиационных авариях. Санкции за нарушение требований норм и правил по радиационной безопасности.

Тема 11. Обращение с радиоактивными отходами.

Обращение с материалами и изделиями, загрязненными или содержащими радионуклиды. Классификация жидких и твердых радиоактивных отходов. Сбор, сортировка, упаковка, временное хранение, кондиционирование, транспортирование, длительное хранение и захоронение РАО. Санитарно-гигиеническое заключение о соответствии условий и способов транспортировки радиоактивных веществ, ядерных материалов, устройств и установок с источниками излучения и радиоактивных отходов. Вывод из эксплуатации радиационных объектов.

Приложение 2.
Типовой учебный план подготовки персонала предприятий Минатома России по нормам и правилам радиационной безопасности

Цель курса – сообщить слушателям знания по основам регламентации облучения персонала и населения, современной концепции формирования дозы и основным правилам организации работ с источниками излучения.

Задачи курса – подготовить специалистов в области радиационной безопасности по проблемам контроля внешнего и внутреннего облучения в соответствии с требованиями МКРЗ, законодательных актов и нормативных документов РФ, обучить методам расчета эффективной дозы, оценке риска при облучении техногенными и природными источниками излучения, способам решения проблем внедрения НРБ-99 и ОСПОРБ-99 в практику радиационного контроля.

Категории слушателей – руководители служб и подразделений, специалисты в области радиационного и индивидуального дозиметрического контроля.

Срок обучения – 5 дней.

Режим занятий – 7 час в день.

№ п\п	Наименование разделов, дисциплин и тем	Всего часов	В том числе	
			лекций	семинарских занятий
1.	Законодательные основы нормирования	2	2	-
2.	Современная концепция биологического действия ионизирующего излучения	2	2	-
3.	Риск и ущерб в оценке биологических последствий облучения	4	2	2
4.	Концепция эффективной дозы	4	2	2
5.	Формирование дозы при внутреннем облучении человека	4	2	2
6.	Источники облучения персонала и населения	4	2	2
7.	Нормирование облучения персонала и населения	3	2	1
8.	Методическое обеспечения контроля облучения персонала и населения	2	2	-
9.	Организация работ с источниками ионизирующего излучения	4	2	2
10.	Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации техногенных источников излучения	4	2	2
11.	Обращение с радиоактивными отходами	2	2	-
	ИТОГО	35	22	13

Приложение 3.
Учебно-тематический план подготовки для инженерно-технических работников структурных подразделений и рабочих из числа оперативного персонала

Цель курса – сообщить слушателям знания по основам регламентации облучения персонала и населения, современной концепции формирования дозы и основным требованиям к нормированию облучения, обеспечению радиационной безопасности.

Задачи курса – подготовить специалистов в области обеспечения радиационной безопасности и защиты персонала и населения от вредного радиационного воздействия при всех условиях облучения от источников излучения.

Категории слушателей – руководители служб и подразделений, оперативный и инженерно-технический персонал, специалисты в области радиационного и индивидуального

дозиметрического контроля.

Срок обучения – 2 дня.

Форма обучения – очная.

Режим занятий – 7 час в день.

№ п\п	Наименование разделов, дисциплин и тем	Всего часов	В том числе	
			лекции	семинарские занятия
1.	Законодательные основы нормирования	1	1	-
2.	Современная концепция биологического действия ионизирующего излучения	2	2	-
3.	Риск и ущерб в оценке биологических последствий облучения	2	1	1
4.	Концепция эффективной дозы	1	1	-
5.	Формирование дозы при внутреннем облучении человека	2	1	1
6.	Нормирование облучения персонала и населения	2	2	-
7.	Организация работ с источниками ионизирующего излучения	2	1	1
8.	Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации техногенных источников излучения	2	1	1
	ИТОГО	14	10	4

Приложение 4.
Вопросы для проверки знаний по НРБ-99 при аттестации руководителей и специалистов служб и подразделений радиационной безопасности, оперативного персонала, рабочих и служащих предприятий Минатома России

Область применения[1].

1. Какова область применения НРБ-99 (Норм)?

Для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения источников искусственного или природного происхождения. (п.1.1 НРБ)

2. Для кого данные нормы являются обязательными?

Для всех юридических лиц, независимо от их подчиненности и формы собственности, в результате деятельности которых возможно облучение людей, а также для администраций субъектов Российской Федерации, местных органов власти и граждан. (п.1.1 НРБ)

3. Что регламентируют Нормы?

Настоящие Нормы регламентируют требования «Закона о радиационной безопасности населения» в форме основных дозовых пределов, допустимых уровней воздействия ионизирующего излучения и других требований по ограничению облучения человека. (п.1.2 НРБ)

4. На какие виды воздействия ионизирующего излучения распространяются Нормы?

Облучение персонала и населения в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующих излучений, облучение персонала и населения в условиях радиационной аварии, облучение работников промышленных предприятий и населения природными источниками, медицинское облучение населения. (п.1.3 НРБ)

5. На какие источники ионизирующих излучений не распространяется действие Норм?

Требования Норм не распространяются на источники излучения, создающие при любых

---

[1]Для ответа на некоторые вопросы необходимо привлекать материал, содержащийся в ОСПОРБ-99 и в МУ 2.6.1.016-2000.

условиях обращения с ними:

– индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв;

– индивидуальную годовую эквивалентную дозу в коже не более 50 мЗв;

– индивидуальную годовую эквивалентную дозу в хрусталике не более 15 мЗв;

– коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел.-Зв, либо оценка по принципу оптимизации показывает оптимальность варианта изъятия источника излучения из-под требований Норм и Правил.

Требования Норм не распространяются также на космическое излучение на поверхности Земли и внутреннее облучение человека, создаваемое природным калием, на которые практически невозможно влиять. (п.1.4 НРБ)

6. Какие источники автоматически освобождаются от радиационного контроля?

От радиационного контроля полностью освобождаются:

– электрофизические устройства, генерирующие ионизирующее излучение с максимальной энергией излучения не более 5кэВ,

– другие электрофизические устройства, генерирующие ионизирующее излучение, создающие на расстоянии 0,1 м от любой доступной поверхности аппаратуры мощность дозы менее 1 мкЗв/ч в условиях нормальной эксплуатации. От радиационного контроля освобождаются также источники, на которые не распространяется действие Норм. (п.1.7 ОСПОРБ)

Основные понятия.

7. Что означает термин «работа с источником ионизирующего излучения»?

Все виды обращения с источником излучения на рабочем месте, включая радиационный контроль. (термин (т.) 60 НРБ)

8. Что означает термин вмешательство?

Действие, направленное на снижение вероятности облучения, либо дозы или неблагоприятных последствий облучения. Может применяться как в отношении источника облучения, так и в отношении человека. (т.10 НРБ)

9. Какая группа людей называется критической?

Группа лиц из населения (не менее 10 человек), однородная по одному или нескольким признакам – полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию по данному пути облучения от данного источника излучения. (т.11 НРБ)

10. Что такое дезактивация?

Удаление или снижение радиоактивного загрязнения с какой-либо поверхности или из какой-либо среды. (т.12 НРБ)

11. При каких условиях считается, что материал имеет радиоактивное загрязнение?

Считается, что материал имеет радиоактивное загрязнение, если на поверхности или внутри материала присутствуют радиоактивные вещества в количестве, при котором обращение с таким материалом может привести к облучению:

– с индивидуальной годовой эффективной дозой более 10 мкЗв;

– с индивидуальной годовой эквивалентной дозой в коже более 50 мЗв;

– с индивидуальной годовой эквивалентной дозой в хрусталике более 15 мЗв;

– с коллективной эффективной годовой дозой более 1 чел.-Зв. (т.21, п.1.4 НРБ)

12. Какой источник считается закрытым, а какой открытым?

В первом случае – если устройство источника исключает поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан; во втором случае – если в условиях допустимого использования источника возможно поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду. (т.т.30, 31 НРБ)

13. Какой источник считается техногенным, а какой природным?

Источник ионизирующего излучения специально созданный для его полезного примене-

ния или являющийся побочным продуктом этой деятельности называется техногенным. Источник природного происхождения, на который распространяется действие Норм, называется природным. (т.т.28, 29 НРБ)

14. Мощность дозы – это отношение приращения дозы к интервалу времени. Какой интервал времени можно использовать?

В качестве основного времени используется секунда. На практике за единицу времени могут приниматься час, сутки, год. (т.37 НРБ)

15. Какое воздействие радиации на человека называется облучением?

Внешнее воздействие на людей ионизирующего излучения от источников, находящихся вне тела человека, или внутреннее воздействие на людей ионизирующего излучения от источников, попавших внутрь организма. (т.39 НРБ, пп.2.23, 2.24 МУ)

16. Какое облучение называется профессиональным?

Воздействие ионизирующего излучения на работников (персонал) вследствие их работы с техногенными источниками излучения, кроме воздействий излучения, исключенных из действия настоящих Норм. (т.46 НРБ)

17. Какое облучение определено как потенциальное?

Облучение, которое может возникнуть в результате радиационной аварии. (т.43 НРБ)

18. Какие материалы относятся к радиоактивным отходам?

Не предназначенные для дальнейшего использования вещества в любом агрегатном состоянии, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные Нормами и Правилами. (т.51 НРБ)

19. Какие лица относятся к категории персонал?

Лица, работающие с техногенными источниками (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере воздействия техногенных источников (группа Б). (т.55 НРБ)

20. Все ли лица, работающие в санитарно-защитной зоне относятся к категории персонал?

Да. (т.55 НРБ)

21. Что такое поступление и чем определяется предел годового поступления (ПГП)?

Поступление - проникновение радионуклидов внутрь организма при вдыхании, заглатывании или через кожу. ПГП – допустимый уровень поступления данного химического соединения данного радионуклида в организм в течение года, который при монофакторном воздействии приводит к облучению условного человека с ожидаемой эффективной дозой, равной:

– 20 мЗв при облучении персонала группы А;

– 5 мЗв при облучении персонала группы Б;

– 1 мЗв при облучении лиц из населения. (т.57, п.п.3.1.6, 8.1, табл.3.1 НРБ)

22. Чем определяется значение предела эффективной (эквивалентной) дозы?

Предел эффективной (эквивалентной) дозы – это значение годовой эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения, которое не должно превышаться в условиях нормальной работы, и которое устанавливается таким образом, чтобы при непревышении предела годовой дозы исключалось возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохранялась бы при этом на приемлемом уровне. (т.56 НРБ)

Общие положения НРБ-99.

23. Что является главной целью радиационной безопасности и что регламентирует НРБ-99?

Главной целью радиационной безопасности является охрана здоровья населения, включая персонал, от вредного воздействия ионизирующего излучения путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности без необоснованных ограничений полезной деятельности при использовании излучения в различных областях хозяйства, в науке и медицине. (п.2.1 НРБ)

24. Что такое детерминированные эффекты, почему они называются пороговыми и

как они проявляются?

Детерминированными называются клинически выявляемые вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше – тяжесть эффекта зависит от дозы. Возникновение такого эффекта связано с повреждением клеток, при котором временно или постоянно нарушается функционирование органа (ткани). К детерминированным эффектам относят, например, лучевую болезнь, лучевой ожог, лучевую катаракту, лучевое бесплодие, аномалии в развитии плода. (т.70, п.2.3 НРБ)

25. Что такое стохастические эффекты и как они проявляются?

Стохастическими называются вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, не имеющие дозового порога возникновения, вероятность возникновения которых пропорциональна дозе и для которых тяжесть проявления не зависит от дозы. К стохастическим эффектам относятся злокачественные опухоли, лейкозы, наследственные болезни. (т.71, п.2.3 НРБ)

26. На каких основных принципах радиационной безопасности основаны НРБ-99?

Для обеспечения радиационной безопасности при нормальной эксплуатации источников излучения необходимо руководствоваться следующими основными принципами: нормирование, обоснование и оптимизация. (п.2.5 НРБ)

27. В чем суть принципа нормирования?

Непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения от всех источников. (п.2.5 НРБ)

28. В чем суть принципа обоснования?

Запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением. (п.2.5 НРБ)

29. В чем суть принципа оптимизации?

Поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения. (п.2.5 НРБ)

30. Чему равна величина потенциального ущерба, связанного с облучением?

Облучение в коллективной эффективной дозе в 1 чел.-Зв приводит к потенциальному ущербу, равному потере 1 чел.-года жизни населения. (п.2.7 НРБ)

31. Кто несет ответственность за соблюдение Норм?

За соблюдение Норм несут ответственность юридические лица, получившие разрешение (лицензию) на работу с источниками ионизирующих излучений. Ответственность за соблюдением требований по облучению природными источниками несет администрация территорий. (п.1.1 НРБ)

32. Что такое риск от облучения и в каких единицах он измеряется?

Под риском от облучения понимают вероятность возникновения у человека или его потомства какого-либо вредного эффекта в результате облучения. В Нормах и Правилах мерой риска является пожизненная вероятность сокращения длительности периода полноценной жизни в среднем на 15 лет на один стохастический эффект (от смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и несмертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака). (т.62, п.2.8 НРБ)

33. Какой ущерб учитывает коэффициент пожизненного риска?

Коэффициент пожизненного риска учитывает ожидаемый до конца жизни ущерб от смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и несмертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака. Ущерб принимается равным произведению пожизненной вероятности возникновения стохастического эффекта (смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и несмертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака) на тяжесть этого эффекта, равную ожидаемому сокращению продолжительности периода полноценной жизни. (п.2.8 НРБ)

34. Чему равен пожизненный радиогенный риск?

Пожизненный радиогенный риск равен пожизненной вероятности сокращения длительности периода полноценной жизни в среднем на 15 лет на один стохастический эффект. Коэффициент пожизненного риска сокращения длительности периода полноценной жизни в среднем на 15 лет на один стохастический эффект (от смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и несмертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака) равен:

для производственного облучения:

$r_E = 5{,}6 \cdot 10^{-2}$ 1/чел.-Зв при $E < 200$ мЗв/год;

$r_E = 1{,}1 \cdot 10^{-1}$ 1/чел.-Зв при $E \geq 200$ мЗв/год;

для облучения населения:

$r_E = 7{,}3 \cdot 10^{-2}$ 1/чел.-Зв при $E < 200$ мЗв/год;

$r_E = 1{,}5 \cdot 10^{-1}$ 1/чел.-Зв при $E \geq 200$ мЗв/год,

где E - годовая эффективная доза. (п.2.8 НРБ)

35. В течение какого времени ожидается реализация ущерба от облучения человека?

В течение всей жизни человека. (п.2.8 НРБ)

36. В результате аварии средняя эффективная доза облучения 100000 человек из категории населения составила 100 мЗв и не превысила 200 мЗв. Какова величина коллективного ущерба, нанесенного облучением этому населению и сколько человек получит ущерб в результате такого облучения?

Коллективная доза облучения указанной группы людей равна 10000 чел.-Зв. Так как облучение с коллективной дозой 1 чел.-Зв приводит к потере 1 чел.-года жизни, то ожидаемый ущерб от облучения указанной группы лиц составит 10000 чел.-лет полноценной жизни. Средняя тяжесть последствий от возникновения в результате облучения стохастического эффекта (смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и несмертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака) равна сокращению длительности периода полноценной жизни на 15 лет. Таким образом, в указанной группе облученных лиц следует ожидать примерно 10000/15 = 730 дополнительных случаев возникновения стохастических эффектов. (пп.2.8, 2.9 НРБ)

37. Какой риск считается пренебрежимо малым, чему равен приемлемый риск при профессиональном облучении и облучении населения?

Предел индивидуального пожизненного риска сокращения длительности периода полноценной жизни в среднем на 15 лет на один стохастический эффект (от смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и несмертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака) в условиях нормальной эксплуатации для техногенного облучения персонала в течение года принимается округленно $1{,}0 \cdot 10^{-3}$, а для населения – $5{,}0 \cdot 10^{-5}$. Уровень соответствующего пренебрежимого риска разделяет область оптимизации риска и область безусловно приемлемого риска и составляет 10^{-6}. (п.2.11 НРБ)

38. Как связаны значения пределов доз и пределов риска для техногенного облучения?

Если разделить предел риска для годового профессионального облучения и годового облучения населения (10^{-3} и $5 \cdot 10^{-5}$, соответственно) на коэффициент риска (0,056 и 0,073, соответственно) получим приблизительно предел дозы в 0,02 и 0,001 Зв. (п.2.8, 2.11, табл. 3.1 НРБ)

39. Как рассчитывается индивидуальный и коллективный риск с учетом полученной эффективной дозы и вероятности события с такой дозой?

Индивидуальный и коллективный пожизненный риск возникновения стохастических эффектов определяется соответственно:

$$r_{i,C} = \int_0^\infty p_i(E) \cdot r_E \cdot E dE; \qquad R_C = \sum_{i=1}^{N} r_{i,C},$$

где r; R – индивидуальный и коллективный пожизненный риск соответственно; E – индивидуальная эффективная доза; $p_i(E)dE$ – вероятность для i-го индивидуума получить годовую эффективную дозу от E до $E+dE$; r_E – коэффициент пожизненного риска сокращения дли-

тельности периода полноценной жизни в среднем на 15 лет на один стохастический эффект (от смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и несмертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака). (п.2.8 НРБ)

40. Как оценивается индивидуальный и коллективный риск для событий с тяжелыми последствиями?

Индивидуальный риск сокращения длительности периода полноценной жизни в результате возникновения тяжелых последствий от детерминированного эффекта консервативно принимается равным:

$$r_{i,Д} = P_i[D > Д]; \quad R_Д = \sum_{i=1}^{N} r_{i,Д},$$

где $P_i[D>Д]$ – вероятность для i-го индивидуума быть облученным с дозой больше $Д$ при обращении с источником в течение года; $Д$ – пороговая доза для детерминированного эффекта. Среднее сокращение длительности периода полноценной жизни в результате возникновения тяжелых последствий от детерминированных эффектов принимается равным 45 годам. (пп.2.9, 2.10 НРБ)

41. Как реализуется принцип оптимизации?

Снижение риска до возможно низкого уровня (оптимизацию) следует осуществлять с учетом двух обстоятельств:

– предел риска регламентирует потенциальное облучение от всех возможных источников излучения. Поэтому для каждого источника излучения при оптимизации устанавливается граница риска;

– при снижении риска потенциального облучения существует минимальный уровень риска, ниже которого риск считается пренебрежимым и дальнейшее снижение риска нецелесообразно. Потенциальное облучение коллектива из N индивидуумов оправдано, если

$$\sum_{i=1}^{N} (r_{i,C} \cdot \overline{O}_C + r_{i,Д} \cdot \overline{O}_Д) \cdot c_T \le V - Y - P$$

где $\overline{O}_C$ – среднее сокращение длительности периода полноценной жизни в результате возникновения стохастических эффектов, равное 15 лет; $\overline{O}_Д$ – среднее сокращение длительности периода полноценной жизни в результате возникновения тяжелых последствий от детерминированных эффектов, равное 45 лет; c_T – денежный эквивалент потери 1 чел.-года жизни населения; V – доход от производства; P – затраты на основное производство, кроме ущерба от защиты; Y – ущерб от защиты. (п.2.10 НРБ)

42. Какие категории облучаемых лиц устанавливаются в НРБ-99?

1) Персонал – лица, работающие с техногенными источниками (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б).

2) Население, включая лиц из персонала, вне сферы и условий их производственной деятельности.

3) Работники, облучающиеся природными источниками излучения в производственных условиях. (пп.3.1.1, 4.1 НРБ)

43. Какие нормативы устанавливаются для облучаемых лиц?

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются следующие классы нормативов:

– основные пределы доз;

– допустимые уровни монофакторного воздействия, являющиеся производными от основных пределов доз;

– контрольные уровни;

– уровни вмешательства. (п.3.1.2 НРБ)

Величины, используемые в дозиметрии и радиационной безопасности.

44. Что такое активность и в каких единицах она измеряется?

Мера радиоактивности $A = dN/dt$, где dN - ожидаемое число спонтанных ядерных превращений за интервал времени dt. Единица измерения активности в СИ – обратная секунда, имеющая специальное название беккерель (Бк). Внесистемная единица активности – кюри (Ки). 1 Ки = $3{,}7 \cdot 10^{10}$Бк (точно). (т.2 НРБ)

45. Что такое доза на орган?

Поглощенная доза, усредненная по массе органа (ткани). (т.14 НРБ)

46. Что такое поглощенная доза и в каких единицах она измеряется?

Полная энергия излучения, переданная объему, деленная на массу этого объема. Единица поглощенной дозы в СИ - Дж/кг, которая имеет специальное название грей (Гр). Во внесистемных единицах поглощенная доза измеряется в эрг/г и имеет название рад (1 рад = 100 эрг/г). 1 Гр = 100 рад. (т.13 НРБ)

47. Что такое эквивалентная доза и в каких единицах она измеряется?

Поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент W_R для данного вида излучения. Взвешивающий коэффициент определяется относительной биологической эффективностью данного вида излучения и равен для фотонов (гамма-квантов) любых энергий и электронов (бета-частиц) единице, для альфа-частиц и осколков деления – 20, для нейтронов (в зависимости от энергии) – 5-20. Значения W_R, регламентированные Нормами и Правилами, относятся к излучению, падающему на тело, а в случае внутренних источников – к излучению, испущенному при ядерном превращении. Единица эквивалентной дозы в СИ – зиверт (Зв).

В бывшем СССР термин «эквивалентная доза» использовался для обозначения величины, которая представляла «произведение поглощенной дозы D на средний коэффициент качества ионизирующего излучения k в данном элементе объема биологической ткани стандартного состава»[2]. Определяемая таким образом дозиметрическая величина в мировой практике имеет название «эквивалент дозы» (агл. dose equivalent) и отличается по определению от эквивалентной дозы (агл. equivalent dose), которая определяется как произведение поглощенной дозы на взвешивающий коэффициент излучения. При этом эквивалентная доза характеризует излучение, падающее на облучаемый объект (испущенное источником), а эквивалент дозы – излучение, непосредственно передающее энергию элементарному объему вещества в точке внутри облучаемого объекта. Эквивалент дозы и его единица - бэр (rem) введены в практику в 1962 году[3]. Единица бэр (rem) может использоваться только как внесистемная единица эквивалента дозы и она не пропорциональна единице эквивалентной дозы – зиверту. (т.15 НРБ, Приложение 1 к МУ)

48. Что такое эффективная доза?

Мера риска возникновения отдаленных последствий (внешнего) облучения с учетом радиочувствительности отдельных органов. Она представляет собой сумму произведений эквивалентной дозы в органе на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного органа или ткани. Для определения эффективной дозы необходимо учитывать дозы облучения более 20 органов и тканей. Значения коэффициентов меняется от 0,01 до 0,2. Единица эффективной дозы в СИ – зиверт (Зв). (т.16 НРБ)

49. Что такое ожидаемая эквивалентная доза?

Эквивалентная доза внутреннего облучения органа или ткани, полученная за определенный промежуток времени, прошедший после поступления радиоактивного вещества в организм. Для целей радиационной безопасности длительность этого периода времени принимается равной 50 лет для работников и лиц старше 20 лет и 70-А лет для лиц возраста А лет, если А менее 20 лет. Единица ожидаемой эквивалентной дозы в СИ – зиверт (Зв).

---

[2] *РД50-454-84. Методические указания. Внедрение и применение ГОСТ 8.417-81 «ГСИ. Единицы измерения величин» в области ионизирующих излучений.*

[3] *Radiation Quantities and Units. ICRU Report 10a. U.S. Governmental Printing Office, Washington, D.C. (1962).*

Ожидаемая эквивалентная доза и эквивалентная доза облучения органа складываются.

50. Что такое ожидаемая эффективная доза?

Мера риска возникновения отдаленных последствий внутреннего облучения с учетом радиочувствительности отдельных органов. Она представляет собой сумму произведений ожидаемой эквивалентной дозы в органе на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного органа или ткани. Для определения эффективной дозы необходимо учитывать дозы облучения более 20 органов и тканей. Значения коэффициентов меняется от 0,01 для кожи и кости до 0,2 для гонад. Единица ожидаемой эффективной дозы в СИ – зиверт (Зв). Ожидаемая эффективная доза (внутреннего облучения) и эффективная доза (внешнего облучения) складываются. (т.17 НРБ)

51. Что такое коллективная эффективная доза?

Мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения; она равна сумме индивидуальных эффективных доз. Единица эффективной коллективной дозы – человеко-зиверт (чел.-Зв). (т.19 НРБ)

Критерии обеспечения радиационной безопасности при обращении с техногенными источниками ионизирующего излучения

Нормальные условия эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения.

52. Какие дозы техногенного облучения персонала регламентируются в качестве основных дозовых пределов?

Эффективная доза, а также эквивалентная доза облучения кожи, хрусталика глаза, кистей и стоп. При одновременном воздействии на человека источников внешнего и внутреннего облучения годовая эффективная доза не должна превышать пределов доз, установленных Нормами. (п.3.1.5, табл. 3.1 НРБ)

53. Как определяется годовая эффективная доза?

Годовая эффективная доза равна сумме эффективной дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. (т.18 НРБ)

54. Какие пределы установлены для эффективной дозы техногенного облучения различных групп персонала?

Для персонала группы А – 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год. Для персонала группы Б – 5 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 12,5 мЗв в год. Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности 1000 мЗв. (п.3.1.4, табл. 3.1 НРБ)

55. Какие пределы установлены для эквивалентной дозы техногенного облучения отдельных органов различных групп персонала?

Для персонала группы А: 150 мЗв в год для хрусталика глаза и 500 мЗв в год для кожи, кистей и стоп.

Для персонала группы Б: 37,5 мЗв в год для хрусталика глаза и 125 мЗв в год для кожи, кистей и стоп. (п.3.1.4, табл. 3.1 НРБ)

56. Какие дополнительные ограничения установлены для техногенного облучения женщин, отнесенных к категории персонал?

Для женщин в возрасте до 45 лет, работающих с источниками излучения, эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1 мЗв в месяц, а поступление радионуклидов в организм за год не должно быть более 1/20 предела годового поступления для персонала. (п.3.1.8)

57. Каковы обязанности женщины, работающей с источниками излучения по отношению к своему будущему ребенку?

В случае установления беременности женщина, работающая с источниками излучения, должна информировать о беременности администрацию предприятия. (п.п.1.1, 3.1.8 НРБ)

58. Каковы обязанности администрации по отношению к будущему ребенку женщи-

ны, работающей с источниками излучения?

Администрация предприятия обязана перевести беременную женщину на работу, не связанную с источниками ионизирующего излучения, со дня ее информации о факте беременности и на период беременности и грудного вскармливания ребенка. (п.3.1.8 НРБ)

59. Допустимо ли облучение персонала эффективной дозой выше чем 20 мЗв в год?

Да, допустимо, до 50 мЗв в год для персонала при условии, что эффективная доза не превысила за любые последовательные 5 лет 20 мЗв. (табл.3.1 НРБ)

60. Дозы от каких источников облучения включают в себя основные пределы доз для лиц из состава персонала?

Облучение профессиональное от техногенных источников ионизирующего излучения. Основные пределы доз облучения персонала не включают в себя дозы от облучения, не связанного с производственной деятельностью: природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения. К дозам, полученным вследствие радиационных аварий, следует относить дозы аварийного облучения и дозы планируемого повышенного облучения, санкционированного для предотвращения аварии или ликвидации ее последствий. (т.46, п.п.3.1.3, 3.2.1 НРБ)

61. Как рассчитывается эффективная доза облучения персонала при одновременном воздействии внешнего облучения и поступлении радионуклида в организм?

Годовая эффективная доза равна сумме эффективной дозы внешнего облучения и ожидаемых эффективных доз внутреннего облучения от всех радионуклидов, поступивших в организм через органы дыхания. Поступление в организм работника радионуклидов через органы пищеварения и через неповрежденную кожу или через раневые поверхности должно рассматриваться как нарушение правил обращения с источниками ионизирующего излучения, изложенных в разделе 3.14 ОСПОРБ-99. Каждое событие, сопровождающееся такого рода нарушением, должно исследоваться как событие выхода источника из-под контроля. (т.18 НРБ)

62. Каким образом подсчитывается эффективная доза, обусловленная поступлением радионуклида в организм?

Ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения равна произведению поступления радионуклида за год на его дозовый коэффициент. (п.8.20 МУ)

63. Что такое дозовый коэффициент, используемый при определении дозы внутреннего облучения?

При определении дозы внутреннего облучения персонала используется дозовый коэффициент $(e^{ВОЗД}_{ПЕРС})_{U,G}$ – ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения при поступлении в организм при вдыхании единичной активности соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G, Зв/Бк. Значения дозовых коэффициентов, определенные для стандартных условий внутреннего облучения, приведены в Приложении П-1 к Нормам. (пп. 8.3, 8.4, 8.5 НРБ и п. 8.13 МУ)

64. Какие условия внутреннего облучения называются стандартными?

Стандартные условия характеризуются следующими параметрами:

– длительностью периода облучения техногенными источниками в течение года, t;

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

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

– распределением частиц аэрозоля по активности;

– биокинетикой радионуклидов, поступивших в органы дыхания в составе аэрозольных частиц.

Для персонала (группы А) установлены следующие значения стандартных параметров: $t_{ПЕРС}$ = 1700 час в год; $V_{ПЕРС} = 2{,}4 \cdot 10^3$ м^3 в год; $M_{ПЕРС} = 0$.

Дозовые коэффициенты для поступления радионуклида в виде аэрозоля через органы

дыхания рассчитаны для аэрозолей с логарифмически нормальным распределением частиц по активности при активностном медианном аэродинамическом диаметре 1 мкм и стандартном геометрическом отклонении, равном 2,5.

В зависимости от свойств химических соединений радионуклидов, поступивших в органы дыхания в составе аэрозольных частиц, радионуклиды в органах дыхания ведут себя как соединения типа Б, П и М. Соответствующая классификация химических соединений приведена в Приложении П-3 к Нормам. (п.п.8.2, 8.3, 8.4 НРБ)

65. Что такое аэродинамический диаметр аэрозольной частицы?

Аэродинамический диаметр частицы аэрозоля – это диаметр частицы с плотностью, равной 1 г/см^3, имеющей ту же скорость осаждения в воздухе при нормальных условиях, что и у данной частицы. Его величина d_{ae} связана с геометрическим диаметром частицы δ примерным соотношением $d_{ae} \approx \delta\sqrt{\rho/\chi}$, где ρ – плотность аэрозольных частиц, г/см^3; χ – единичная плотность, χ = 1,0 г/см^3. (п. 3.4 МУ)

66. Что такое активностный медианный аэродинамический диаметр (АМАД)?

АМАД – такое значение аэродинамического диаметра частиц дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля, что 50 % активности указанного аэрозоля приходится на частицы, имеющие диаметр меньше, чем АМАД, а 50% – на частицы, имеющие аэродинамический диаметр больше, чем АМАД. (п.3.5 МУ)

67. Что такое тип соединения радионуклида при ингаляции (при поступлении радионуклидов через органы дыхания)?

В зависимости от свойств химических соединений радионуклидов, поступивших в органы дыхания в составе аэрозольных частиц, поведение радиоактивных веществ в органах дыхания рассматривается как поведение соединений типа Б, П и М. Соответствующая классификация химических соединений приведена в Приложении П-3 к Нормам. К типу М отнесены соединения, медленно поступающие из легких в кровь. К типу Б отнесены соединения, быстро поступающие из легких в кровь. К типу П отнесены соединения, поступающие из легких в кровь с промежуточной скоростью. (п.8.3 НРБ)

68. Какая скорость перехода радионуклида из легких в кровь при ингаляционном поступлении аэрозолей в организм?

Основная масса вещества типов М, П, Б при ингаляции поступает из легких в кровь со скоростью 0,0001 сут$^{-1}$, 0,005 сут$^{-1}$, 100 сут$^{-1}$, соответственно. (п.8.3 НРБ)

69. Как рассчитывается предел годового поступления радионуклида в организм для персонала?

Как правило, $ПГП_{ПЕРС}$ соединений радионуклида, отнесенных при ингаляции к определенному типу, для персонала группы $А$ равен частному от деления предела эффективной дозы (20 мЗв) на соответствующий дозовый коэффициент. Исключения составляют соединения ^{235}U, отнесенные к типу Б, и соединения ^{238}U, отнесенные к типам Б и П, поступление которых ограничено химической токсичностью урана. Установленные Нормами значения $ПГП_{ПЕРС}$ для соединений ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu и ^{244}Pu, отнесенных к типу П, а также для всех соединений ^{243}Pu меньше тех, что получаются в результате расчета, и определяются достигнутым уровнем безопасности на предприятиях России. Установленные для них значения равны приведенным в НРБ-76/87. Для персонала группы Б предел годового поступления радионуклида в организм равен 1/4 соответствующей величины, установленной для персонала группы А. (т.57, п.п.3.1.6, 8.5 НРБ)

70. Какие ограничения накладывает химическая токсичность радионуклидов на величину предела годового поступления радионуклида в организм?

Из-за химической токсичности урана поступление через ораны дыхания его соединений типов Б или П обусловлено возможным поражением почек и не должно превышать 2,5 мг в сутки и 500 мг в год. (п.8.5 НРБ)

71. Какие радионуклиды не рассматриваются Нормами как источники внутреннего облучения?

Радионуклид ^{40}К не рассматривается в Нормах как источник внутреннего облучения, если

он поступает в организм в составе природной смеси изотопов калия, состоящей из ^{39}K (93,31%), ^{40}K (0,01%) и ^{41}K (6,68%). В химических реакциях природное соотношение между изотопами калия не нарушается, и уровень концентрации ^{40}K в теле человека определяется равновесной концентрацией калия, зависящей от состояния организма, а не от поступления калия в организм извне. Инертные газы не рассматриваются в Нормах как возможные источники внутреннего облучения, поскольку они являются источниками внешнего облучения. Долгоживущие радионуклиды ^{87}Rb, ^{115}In, ^{144}Nd, ^{147}Sm и ^{187}Re не рассматриваются в Нормах как возможные источники внутреннего облучения, поскольку они нормируются по их химической токсичности. (п.п.1.4, 8.5 НРБ)

72. Какая величина характеризует внутреннее облучение радоном (тороном)?

Внутреннее облучение радоном (тороном) характеризует эквивалентная равновесная объемная активность (ЭРОА) дочерних продуктов изотопов радона – ^{222}Rn (радон, Rn) и ^{220}Rn (торон, Tn) - взвешенная сумма объемных активностей короткоживущих дочерних продуктов распада изотопов радона - ^{218}Po (RaA); ^{214}Pb (RaB); ^{214}Bi (RaC); ^{212}Pb (ThB); ^{212}Bi (ThC):

$(ЭРОА)_{Rn} = 0,10A_{RaA} + 0,52A_{RaB} + 0,38A_{RaC}$

$(ЭРОА)_{Tn} = 0,91A_{ThB} + 0,09A_{ThC}$,

где A_i - объемные активности дочерних продуктов изотопов радона. (п.3.1.7 НРБ, п.3.48 МУ)

73. Каковы численные значения допустимой объемной активности для ЭРОА радона (^{222}Rn) и торона (^{220}Rn) для персонала?

$ДОА(ЭРОА)_{Rn}=1200$ Бк/м^3;

$ДОА(ЭРОА)_{Tn}=270$ Бк/м^3. (п.3.1.7 НРБ)

74. Как рассчитать эффективную дозу внутреннего облучения, используя данные, приведенные в Нормах, и результаты измерения объемной активности радионуклидов в воздухе на рабочем месте?

Ожидаемую эффективную дозу внутреннего облучения работника можно рассчитать по формуле:

$$E(\tau)^{ВОЗД} = 1000 \cdot v_{ПЕРС} \cdot \Delta t \cdot \sum_{U,G} (\overline{C}_{U,G}) \cdot (e_{ПЕРС}^{ВОЗД})_{U,G}, \text{ мЗв}$$

где: Δt – длительность периода рабочего времени в течение которого персонал работает в рабочем помещении, час в год; $(\overline{C}_{U,G})$ – среднегодовая объемная активность соединений типа G радионуклида U в воздухе рабочего помещения при работе в нем персонала, Бк/м^3; $(e_{ПЕРС}^{ВОЗД})_{U,G}$ – дозовый коэффициент соединения радионуклида U, который при ингаляции следует отнести к типу G, Зв/Бк; 1000 – коэффициент перевода зиверта в миллизиверт.

$v_{ПЕРС} = \frac{V_{ПЕРС}}{t_{ПЕРС}} = 1,4\ м^3/час$ – объемная скорость дыхания стандартного работника, $V_{ПЕРС}$ – годовой объем дыхания работника в стандартных условиях, равный 2,4·10^3 м^3 в год, $t_{ПЕРС}$ – длительность периода облучения техногенными источниками в течение года, равная 1700 час в год. Значения $(e_{ПЕРС}^{ВОЗД})_{U,G}$ для стандартных условий внутреннего облучения приведены в Приложении П-1 к Нормам. (п.8.2 НРБ, п.8.13 МУ)

75. Для каких аэрозолей рассчитаны значения дозовых коэффициентов, приведенных в Приложениях П-1, П-2?

Числовые значения дозовых коэффициентов, приведенные в Приложениях П-1, П-2 к Нормам, рассчитаны для аэрозоля со стандартными параметрами: для аэрозоля, в частицах которого радионуклид находится в виде соединений типа М, П или Б, а размеры частиц имеют логарифмически нормальное распределение по активности с активностным медианным аэродинамическим диаметром 1 мкм и стандартным геометрическим отклонением, равном 2,5. (пп.8.4, 3.1.6 НРБ)

76. Как определить дозу внутреннего облучения при нестандартных условиях внут-

реннего облучения?

В нестандартных условиях поступления радионуклидов величины эффективной дозы, ПГП и ДОА определяются согласно методическими указаниям федерального органа Госсанэпиднадзора. (п.3.1.6 НРБ)

77. Какое значение дозового коэффициента или допустимого уровня необходимо использовать, если химическая форма радионуклидов в аэрозолях неизвестна?

Если химическая форма радионуклида в аэрозольных частицах неизвестна, то необходимо использовать максимальное для данного радионуклида значение дозового коэффициента и, соответственно, минимальное значение предельного годового поступления и допустимой объемной активности из приведенных в Приложении П-1 к Нормам. (п. 8.5 НРБ)

78. Чему равен допустимый уровень мощности дозы при внешнем облучении всего тела в помещениях с постоянным пребыванием персонала?

Нормами не устанавливается допустимый уровень мощности дозы при внешнем облучении всего тела техногенными источниками. Годовая эффективная доза персонала группы А, постоянно работающего в помещении со среднегодовой мощностью эффективной дозы, равной $\frac{20\ мЗв/год}{1700\ час/год} \approx 12\ мкЗв/час$, составит 20 мЗв.

79. Что такое дозовый коэффициент, используемый при определении эффективной дозы внешнего облучения?

При определении эффективной дозы внешнего облучения лиц из состава персонала используется дозовый коэффициент $e(E_R)^{внеш}$ – эффективная доза внешнего облучения на единичный флюенс частиц R-го типа с энергией E_R при облучении параллельным пучком в передне-задней геометрии (ПЗ геометрии), Зв·см². Для фотонов с энергиями 0,01-10,0 МэВ и нейтронов с энергиями от тепловой и до 20 МэВ значения $e(E_R)^{внеш}$ приведены в табл.8.5 и 8.8 Норм соответственно. (п.8.3 НРБ, п.8.12 МУ)

80. Как рассчитать эффективную дозу внешнего облучения, используя данные, приведенные в Нормах, и результаты измерения плотности потока нейтронов или гамма-квантов на рабочем месте?

Эффективная доза внешнего облучения при известных значениях плотности потока и энергии фотонов (частиц) определяется

$$E^{внеш} = 3{,}6 \cdot 10^6 \cdot \Delta t \cdot \sum_{R,E_R} \overline{\varphi}(E_R) \cdot e(E_R)^{внеш},$$

где: Δt – длительность периода рабочего времени в течение которого персонал работает в рабочем помещении, час в год; $\overline{\varphi}(E_R)$ – средняя плотность потока частиц R-го типа с энергией E_R на рабочем месте, част./(см²·с); $e(E_R)^{внеш}$ – эффективная доза внешнего облучения на единичный флюенс частиц R-го типа с энергией E_R при облучении параллельным пучком в передне-задней геометрии (ПЗ геометрии), Зв·см²; $3{,}6 \cdot 10^6$ – коэффициент перевода часов в секунды и зиверта в миллизиверт. (п.8.12 МУ)

81. Что такое дозовый коэффициент, используемый при определении эквивалентной дозы внешнего облучения?

При определении эквивалентной дозы внешнего облучения лиц из состава персонала используются следующие дозовые коэффициенты:

$h(E_R)_T^{ВНЕШ}$ – эквивалентная доза внешнего облучения органа T на единичный флюенс частиц R-го типа с энергией E_R при облучении параллельным пучком в передне-задней геометрии (ПЗ геометрии), Зв·см². Значения $h(E_R)_T^{ВНЕШ}$ при облучении кожи и хрусталика глаза электронами, фотонами и нейтронами приведены в табл. 8.2, 8.3, 8.6 и 8.7 Норм.

$h(\overline{E}_\beta)^{КОНТ}_{КОЖА}$ – эквивалентная доза контактного облучения кожи на единичный флюенс бета-частиц, возникающих при β^- (β^+) переходе со средней энергией $\overline{E}_{\beta k}$, Зв·см². Значения $h(\overline{E}_\beta)^{КОНТ}_{КОЖА}$ приведены в табл. 8.4 Норм. (п.8.5 НРБ, п.8.17 МУ)

82. Как рассчитать эквивалентную дозу облучения кожи и хрусталика глаза, используя данные, приведенные в Нормах, и результаты контроля радиационной обстановки на рабочем месте?

Эквивалентная доза внешнего облучения отдельного органа при известных значениях плотности потока и энергии фотонов (частиц) равна

$$H_T^{ВНЕШ} = 3{,}6 \cdot 10^6 \cdot \Delta t \cdot \sum_{R,E_R} \overline{\varphi}(E_R) \cdot h(E_R)_T^{ВНЕШ},$$

где: Δt – длительность периода рабочего времени, в течение которого персонал работает в рабочем помещении, час в год; $\overline{\varphi}(E_R)$ – средняя плотность потока частиц R-го типа с энергией E_R на рабочем месте, част./(см²·с); $h(E_R)_T^{ВНЕШ}$ – эквивалентная доза внешнего облучения органа T на единичный флюенс частиц R-го типа с энергией E_R при облучении параллельным пучком в передне-задней геометрии (ПЗ геометрии), Зв·см²; 3,6·10⁶ – коэффициент перевода часов в секунды и зиверта в миллизиверт. (п.8.17 МУ)

83. Как рассчитать эквивалентную дозу контактного облучения кожи, используя данные, приведенные в Нормах, и результаты контроля плотности потока бета-частиц от изделия, с которым контактирует кожа?

Эквивалентная доза контактного облучения кожи при известном значении плотности потока бета-частиц и изотопном составе радиоактивного вещества, с которым контактирует кожа, равна

$$H_{КОЖА}^{КОНТ} = 3{,}6 \cdot 10^6 \cdot \Delta t \cdot \overline{\varphi}_\beta \cdot \sum_{k=1}^{N} y_k \cdot h(\overline{E}_{\beta k})^{КОНТ}_{КОЖА}$$

где: Δt – длительность периода рабочего времени, в течение которого кожа работника контактирует с радиоактивным веществом (изделием), час в год; $\overline{\varphi}_\beta$ – средняя плотность потока бета-частиц с поверхности изделия, с которым контактирует кожа, част./(см²·с); $h(\overline{E}_{\beta k})^{КОНТ}_{КОЖА}$ - эквивалентная доза контактного облучения кожи на единичный флюенс бета-частиц, возникающих при k-м β^-(β^+) переходе со средней энергией $\overline{E}_{\beta k}$, Зв·см²; y_k – среднее число бета-частиц k-го β^-(β^+) перехода на один бета-распад в радиоактивном веществе; 3,6·10⁶ – коэффициент перевода часов в секунды и зиверта в миллизиверт. Величины $\overline{E}_{\beta k}$ и y_k для радионуклидов, входящих в радиоактивное вещество, следует брать из Публикации 38 МКРЗ.[4] (п.8.17 МУ)

84. Какие виды радиоактивного загрязнения поверхностей бета-излучающими нуклидами нормируются?

Для любых поверхностей, загрязненных бета-излучающими радионуклидами, нормируется суммарное (снимаемое и неснимаемое) загрязнение. (п.п.8.8, 8.9 НРБ)

85. Чему равны допустимые уровни радиоактивного загрязнения помещений, спецодежды, обуви и средств индивидуальной защиты бета-излучающими нуклидами?

Для бета-излучающих нуклидов установлены следующие значения $ДЗ_A$, част/(мин·см²):

---

[4] *Схема распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения. Публикация 38 МКРЗ. В 2-х ч. Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1987.*

неповрежденная кожа, спецбелье, внутренняя поверхность СИЗ – 200, при этом для $^{90}Sr + ^{90}Y$ – 40; одежда, СИЗ, обувь – 2000; поверхность помещений постоянного пребывания – 2000; поверхность помещений периодического пребывания и СИЗ, снимаемых в саншлюзах – 10000. (табл.8.9 НРБ)

86. Какие виды радиоактивного загрязнения поверхностей альфа-излучающими нуклидами нормируются?

Для поверхности рабочих помещений и оборудования, загрязненных альфа-излучающими радионуклидами, нормируется снимаемое (нефиксированное) загрязнение; для остальных поверхностей – суммарное (снимаемое и неснимаемое) загрязнение. (табл.8.9 НРБ)

87. Чему равны допустимые уровни радиоактивного загрязнения кожи, спецбелья и внутренних поверхностей СИЗ альфа-активными нуклидами?

Для всех альфа-излучающих нуклидов допустимый уровень общего радиоактивного загрязнения равен 2 част/(мин·см^2). (табл.8.9 НРБ)

88. Чему равны допустимые уровни радиоактивного загрязнения спецодежды, обуви и поверхности помещений постоянного пребывания персонала альфа-излучающими нуклидами?

Допустимые уровни радиоактивного загрязнения для нуклидов, имеющих соединения с $ДОА_{ПЕРС}<0,3$ Бк/м^3, составляют 50 част/(мин·см^2). Для остальных альфа-излучающих нуклидов – 200 част/(мин·см^2). К первым, в частности, относятся ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu и ^{242}Pu. (табл.8.9 НРБ)

89. Может ли быть превышено среднегодовое значение $ДОА_{ПЕРС}$ в помещении постоянного пребывания персонала?.

Да, не более чем в 2,5 раза, если среднее значение объемной активности за 5 последовательных лет не превышало $ДОА_{ПЕРС}$ при отсутствии других путей облучения. (п.п.3.1.5, 3.1.6, табл.3.1 НРБ)

90. Чему равна эффективная доза внутреннего облучения при поступлении в организм инертных радиоактивных газов аргона, криптона и ксенона?

Инертные газы не рассматриваются в Нормах как возможные источники внутреннего облучения, поскольку они являются источниками внешнего облучения. (п.8.5 НРБ)

91. Почему эффективная доза внутреннего облучения при ингаляционном поступлении 1 ПГП ^{238}U(Б, П) равна 3 мЗв, а не 20 мЗв?

ПГП ^{238}U определяется его химической токсичностью и составляет 500 мг/год. Эта величина меньше величины ПГП, которая определяется свойствами соединений ^{238}U, отнесенных к типам П и Б как источников внутреннего облучения (их радиотоксичностью). (п.8.5 НРБ)

92. Какие ограничения установлены для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих обучение с использованием источников ионизирующих излучений?

Сумма эффективной дозы внешнего облучения, накопленной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением радионуклидов в организм за тот же период, не должна превышать значений, установленных для персонала группы Б. (п.3.1.9 НРБ)

Планируемое повышенное облучение.

93. При соблюдении каких условий допускается планируемое повышенное облучение выше установленных основных дозовых пределов?

Планируемое облучение персонала группы А выше установленных пределов доз (см. табл. 3.1.) при ликвидации или предотвращении аварии может быть разрешено только в случае необходимости спасения людей и (или) предотвращения их облучения. Допускается только для мужчин старше 30 лет при добровольном письменном согласии исполнителей работ и после информирования исполнителей о возможных дозах облучения при ликвидации аварии и риске для здоровья. Планируемое облучение экипажей, находящихся в море судов ВМФ с атомными энергетическими установками, личного состава аварийно-спасательных и других специальных формирований выше установленных пределов доз (см.

табл. 3.1. Норм) при ликвидации или предотвращении аварии регламентируется ведомственными документами, согласованными с Минздравом России. (п.3.2.1 НРБ)

94. Кто дает разрешение на облучение персонала дозой выше допустимой?

Планируемое повышенное облучение с эффективной дозой не более 100 мЗв в год допускается с разрешения территориальных органов Госсанэпиднадзора, в дозе не более 200 мЗв в год – с разрешения федерального органа Госсанэпиднадзора (п.3.2.2 НРБ)

95. Для кого не допускается планируемое повышенное облучение?

Планируемое повышенное облучение не допускается для лиц ранее уже получивших 200 мЗв в год в результате аварии или планируемого повышенного облучения и лиц, имеющих медицинские противопоказания. Планируемое повышенное облучение не допускается для персонала группы Б. (п.п.3.2.1, 3.2.2, 3.2.4 НРБ)

96. Какое облучение должно рассматриваться как потенциально опасное и какие меры при этом необходимо принимать?

Однократное облучение с эффективной дозой свыше 200 мЗв в течение года. Лица, подвергшиеся такому облучению, должны выводится из зоны облучения и направляться на медицинское обследование. Последующая работа с источниками излучения этими лицами может быть разрешена только в индивидуальном порядке по решению компетентной медицинской комиссии. (п.3.2.3 НРБ)

97. На каких условиях могут привлекаться для проведения аварийных и спасательных работ лица, не относящиеся к персоналу категории А?

Лица, не относящиеся к персоналу, привлекаемые для проведения аварийных и спасательных работ, должны быть оформлены и допущены к работам как персонал группы А:

– они должны быть обучены для работы в зоне радиационной аварии и пройти медицинский осмотр, как того требуют Нормы и Правила для персонала группы А;

– они должны быть допущены к проведению аварийных и спасательных работ, как того требуют Нормы и Правила для персонала группы А;

– данные о дозах их облучения должны сохраняться, как того требуют Нормы и Правила для персонала группы А. (п.3.2.4 НРБ, п.7.2 ОСПОРБ)

Облучение работников, не относящихся к категории персонал, природными источниками в производственных условиях.

98. Чему равен предел эффективной дозы, обусловленной облучением природными источниками ионизирующего излучения в производственных условиях, для работников, не относящихся к категории персонал?

Эффективная доза облучения производственных рабочих, не относящихся к категории персонал, не должна превышать 5 мЗв в год. (п.4.1 НРБ)

99. Какая величина характеризует внутреннее облучение радоном (тороном)?

Внутреннее облучение радоном (тороном) характеризует эквивалентная равновесная объемная активность (*ЭРОА*) дочерних продуктов изотопов радона - ^{222}Rn (радон, Rn) и ^{220}Rn (торон, Tn) - взвешенная сумма объемных активностей короткоживущих дочерних продуктов распада изотопов радона - ^{218}Po (RaA); ^{214}Pb (RaB); ^{214}Bi (RaC); ^{212}Pb (ThB); ^{212}Bi (ThC):

$$(ЭРОА)_{Rn} = 0,10A_{RaA} + 0,52A_{RaB} + 0,38A_{RaC}$$

$$(ЭРОА)_{Tn} = 0,91A_{ThB} + 0,09A_{ThC},$$

где A_i - объемные активности дочерних продуктов изотопов радона. (п.3.1.7 НРБ п.3.48 МУ)

100. Какие величины (радиационные факторы) характеризуют облучение природными источниками ионизирующего излучения в производственных условиях?

Следующие радиационные факторы характеризуют облучение природными источниками ионизирующего излучения в производственных условиях:

– мощность эффективной дозы гамма-излучения на рабочем месте;

– $(ЭРОА)_{Rn}$ в воздухе зоны дыхания;

– $(ЭРОА)_{Tn}$ в воздухе зоны дыхания;

– удельная активность в производственной пыли урана-238, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда;

– удельная активность в производственной пыли тория-232, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда. (п.4.2 НРБ)

101. Чему равна среднегодовая мощность дозы при продолжительности работы 2000 час в год?

При обращении с природными источниками в производственных условиях среднегодовая мощность эффективной дозы гамма-излучения на рабочем месте рабочих, не относящихся к категории персонал, не должна превышать 2,5 мкЗв/час. (пп.4.1, 4.2 НРБ)

Требования к ограничению облучения населения.

102. Ограничением каких источников достигается радиационная безопасность населения?

От всех основных источников: техногенных, природных, медицинских. Возможности регулирования разных видов облучения существенно различаются, поэтому регламентация их осуществляется раздельно с применением разных методологических подходов и технических способов. (п.5.1.1 НРБ)

103. Какие меры следует принимать в отношении всех источников облучения населения?

В отношении всех источников облучения населения следует принимать меры как по снижению дозы облучения у отдельных лиц, так и по уменьшению числа лиц, подвергающихся облучению, в соответствии с принципом оптимизации. (п.5.1.2 НРБ)

Ограничение облучения техногенными источниками.

104. Какие из источников облучения населения относятся к техногенным?

Искусственные, а также специально сконцентрированные природные радионуклиды, генераторы ионизирующих излучений и т.д. – источники излучения, специально созданные для их полезного применения или являющиеся побочным продуктом этой деятельности. Таким образом к категории техногенных источников относятся радиоактивные отходы, выбросы и сбросы радиоактивных веществ, сопровождающие нормальную эксплуатацию техногенных источников. (т.29 НРБ)

105. Какие пределы установлены для эффективной дозы техногенного облучения населения?

1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год. Эффективная доза для населения не должна превышать за период жизни 70 мЗв. (п.п.3.1.2, 3.1.4, 5.2.1 НРБ)

106. Допустимо ли облучение населения с эффективной дозой выше 1 мЗв в год?

Да, допустимо, до 5 мЗв для населения в год, при условии, что эффективная доза не превысила за любые последовательные 5 лет 1 мЗв, соответственно. (п.3.1.2, табл.3.1 НРБ)

107. Какие пределы установлены для эквивалентной дозы техногенного облучения отдельных органов лиц из населения?

Пределы эквивалентной дозы техногенного облучения отдельных органов лиц из населения установлены равными 1/10 от соответствующих пределов для персонала: 15 мЗв в год для хрусталика глаза и 50 мЗв в год для кожи, кистей и стоп. (табл.3.1 НРБ)

108. Дозы каких видов облучения включают в себя основные пределы доз для лиц из населения?

Облучение от техногенных источников ионизирующего излучения. Основные пределы доз облучения населения не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения. (п.3.1.3 НРБ)

109. Одинаковы ли требования к ограничению облучения населения техногенными источниками, находящимися под контролем, и источниками, контроль над которыми утрачен?

Нет, в условиях радиационной аварии, когда контроль над источниками утрачен, ограничение облучения населения осуществляется специальными защитными мероприятиями (вме-

шательством) и пределы доз, установленные для ограничения облучения техногенными источниками, находящимися под контролем, не применяются.

110. К каким видам облучения населения применяются пределы доз?

Только к облучению техногенными источниками в условиях их нормальной эксплуатации. (п.п.3.1.1, 3.1.2, 5.2.1, 5.2.2 НРБ)

111. Необходимо ли контролировать индивидуальные дозы внешнего и внутреннего облучения у населения?

Да, контролировать дозы облучения населения необходимо, однако такой контроль не имеет целью определение индивидуальных доз облучения всех граждан. Дозы определяют только для критической группы населения и пределы доз относят к средней дозе этой критической группы. Если дозы облучения критической группы не превосходят предела дозы, то и дозы остального населения будут заведомо меньше этого предела. (п.5.2.1 НРБ)

112. Какими мерами ограничивается облучение населения техногенными источниками при их нормальной эксплуатации?

Облучение населения техногенными источниками в условиях нормальной эксплуатации ограничивается обеспечением сохранности источников, контролем технологических процессов, ограничением выброса (сброса) и другими мероприятиями на стадиях проектирования, эксплуатации и прекращения использования источников ионизирующих излучений. (п. 5.2.3 НРБ)

113. Как учитывается влияние различных техногенных источников при ограничении облучения населения?

Федеральным органом Госсанэпиднадзора устанавливаются квоты (доли предела дозы) для различных типов техногенных источников так, чтобы сумма квот не превышала предела дозы для населения. Квоты устанавливаются для «больших» источников облучения населения, например, для АС как источников выбросов и сбросов или для хранилищ радиоактивных отходов, из которых радиоактивные вещества могут поступать в окружающую среду и облучать людей. (п.5.2.2 НРБ)

114. Какие условия техногенного облучения населения называются стандартными?

Стандартные условия характеризуются следующими параметрами:

– длительностью периода облучения техногенными источниками в течение года, t;

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

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

– распределением частиц аэрозоля по активности;

– биокинетикой радионуклидов, поступивших в органы дыхания в составе аэрозольных частиц. Для населения установлены следующие значения стандартных параметров:

$t_{НАС}$ = 8800 час в год; $M_{НАС}$ = 730 кг в год для взрослых; годовой объем вдыхаемого воздуха $V_{НАС}$ установлен Нормами в зависимости от возраста (см. табл.8.1 Норм).

Дозовые коэффициенты для поступления радионуклида в виде аэрозоля через органы дыхания рассчитаны для аэрозолей с логарифмически нормальным распределением частиц по активности при активностном медианном аэродинамическом диаметре 1 мкм и стандартном геометрическом отклонении, равном 2,5.

Поскольку определение химической формы, в которой радионуклид поступает в органы дыхания при облучении населения затруднительно, принято, что поступающий в органы дыхания аэрозоль принадлежит к типу соединения данного радионуклида, обладающего наибольшим дозовым коэффициентом. (п.8.2, 8.3, 8.5 НРБ)

115. Какая группа людей называется критической?

Группа лиц из населения (не менее 10 человек), однородная по одному или нескольким признакам – полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию по данному пути облучения от данного источника излучения. (т.11 НРБ)

116. Из каких компонент складывается ожидаемая эффективная доза внутреннего

облучения лиц из состава критической группы населения?

Ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения лиц из состава критической группы складывается из следующих компонент:

$$E(\tau)_{НАС} = E(\tau)_{НАС}^{ВОЗД} + E(\tau)_{НАС}^{ПИЩ} + E(\tau)_{НАС}^{ВОДА},$$

где $E(\tau)_{НАС}^{ВОЗД}$ - ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения за счет ингаляционного поступления радионуклидов; $E(\tau)_{НАС}^{ПИЩ}$ - ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения за счет поступления радионуклидов с пищей; $E(\tau)_{НАС}^{ВОДА}$ - ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения за счет поступления радионуклидов с питьевой водой. (п.8.6 НРБ)

117. Что такое дозовый коэффициент, используемый при определении дозы внутреннего облучения?

При определении дозы внутреннего облучения лиц из состава населения используется дозовый коэффициент $(e_{ПЕРС}^{ВОЗД})_{U,G}$ или $(e_{НАС}^{ПИЩ})_{U,K}$ - ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения при поступлении в организм лица из состава критической группы K при вдыхании или с пищей единичной активности соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G, Зв/Бк. Для каждого пути поступления и для каждого радионуклида определены возрастные критические группы и для них в Приложении П-2 к Нормам приведены значения дозовых коэффициентов, определенные для стандартных условий внутреннего облучения. (п.8.6 НРБ)

118. Как рассчитать ожидаемую эффективную дозу внутреннего облучения за счет ингаляционного поступления радионуклидов для лиц из состава критической группы населения, используя данные, приведенные в Нормах?

Ожидаемую эффективную дозу внутреннего облучения лиц из состава критической группы населения за счет ингаляционного поступления радионуклидов можно оценить по формуле:

$$E(\tau)^{ВОЗД} \le 1000 \cdot \sum_{U} (\overline{C}_U) \cdot (V_{НАС})_K \cdot (e_{НАС}^{ВОЗД})_{U,K}, \text{ мЗв}$$

где: $(e_{НАС}^{ВОЗД})_{U,K}$ - дозовый коэффициент для возрастной группы K при поступлении радионуклида U с воздухом, Зв/Бк; $(V_{НАС})_K$ - годовой объем вдыхаемого воздуха для лиц из возрастной группы K, м³ в год; $(\overline{C}_U)$ - среднегодовая объемная активность радионуклида U в воздухе населенного пункта, Бк/м³; 1000 - коэффициент перевода зиверта в миллизиверт. Знак неравенства в формуле указывает на то, что дозы от отдельных радионуклидов определяются для различных критических (возрастных) групп. Значения $(e_{НАС}^{ВОЗД})_{U,K}$ для стандартных условий внутреннего облучения населения приведены в Приложении П-2 к Нормам. Значения $(V_{НАС})_K$ приведены в табл.8.1 Норм. (п.8.6 НРБ, раздел 8.1 МУ)

119. Как рассчитать ожидаемую эффективную дозу внутреннего облучения за счет поступления радионуклидов с пищей для лиц из состава критической группы населения, используя данные, приведенные в Нормах?

Ожидаемую эффективную дозу внутреннего облучения лиц из состава критической группы населения за счет поступления радионуклидов с пищей (в том числе и с питьевой водой) можно оценить по формуле:

$$E(\tau)^{ПИЩ} \le 1000 \cdot \sum_{U} П_{U,K}^{ПИЩ} \cdot (e_{НАС}^{ПИЩ})_{U,K}, \text{ мЗв}$$

где: $(e_{HAC}^{ПИЩ})_{U,K}$ – дозовый коэффициент для возрастной группы K при поступлении радионуклида U с пищей, Зв/Бк; $П_{U,K}^{ПИЩ}$ – годовое поступление радионуклида U с пищей (в том числе и с питьевой водой) для возрастной группы K, Бк в год; 1000 – коэффициент перевода зиверта в миллизиверт. Знак неравенства в формуле указывает на то, что дозы от отдельных радионуклидов определяются для различных критических (возрастных) групп.

Значения $(e_{HAC}^{ПИЩ})_{U,K}$ для стандартных условий внутреннего облучения населения приведены в Приложении П-2 к Нормам. Значения $П_{U,K}^{ПИЩ}$ могут быть получены в результате исследования рациона питания лиц из состава различных возрастных групп. (п.8.6 НРБ, раздел 8.1 МУ)

Ограничение облучения населения природными источниками.

120. Какая должна быть объемная концентрация радона и торона и мощность дозы от природных радионуклидов во вновь строящихся зданиях?

При проектировании новых зданий должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная активность изотопов радона и торона в воздухе помещений $ЭРОА_{Rn}+4,6 \cdot ЭРОА_{Th}$ не превышала 100 Бк/м³, а мощность эффективной дозы гамма-излучения не превышала мощность дозы на открытой местности более, чем на 0,2 мкЗв/час. (п.5.3.2 НРБ)

121. Какие условия должны соблюдаться в жилых помещениях эксплуатируемых зданий?

В эксплуатируемых зданиях среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность изотопов радона в воздухе жилых помещений не должна превышать 200 Бк/м³. При более высоких значениях объемной активности должны проводиться защитные мероприятия, направленные на снижение поступления радона в воздух помещений и улучшение вентиляции помещений. Защитные мероприятия должны проводиться также, если мощность эффективной дозы гамма-излучения в помещениях превышает мощность эффективной дозы на открытой местности более чем на 0,2 мкЗв/ч. (п.5.3.3 НРБ)

122. Чему равна удельная эффективная активность природных радионуклидов в строительных материалах?

Удельная эффективная активность природных радионуклидов в строительных материалах равна сумме

$$A_{эфф} = A_{Ra} + 1,3A_{Th} + 0,09A_K,$$

где A_{Ra} и A_{Th} - удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th, находящиеся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов, A_K - удельная активность К-40 (Бк/кг). (п.5.3.4 НРБ)

123. Какая должна быть удельная эффективная активность для материалов, которые используются во вновь строящихся жилых помещениях и общественных зданиях, для дорожного строительства в пределах территории населенных пунктов и вне их?

Удельная эффективная активность природных радионуклидов в строительных материалах не должна превышать 370 Бк/кг – при использовании материалов для строительства жилых и общественных зданий; 740 Бк/кг – при использовании материалов для дорожного строительства в пределах населенного пункта и 1,5 кБк/кг – при использовании материалов для дорожного строительства вне населенных пунктов. (п.5.3.4 НРБ)

124. Каковы требования к качеству питьевой воды для населения?

При содержании природных и искусственных радионуклидов в питьевой воде, создающих эффективную дозу меньше 0,1 мЗв за год, не требуется проведения мероприятий по снижению ее радиоактивности. Этому значению дозы при потреблении воды 2 кг в сутки соответствуют средние значения удельной активности за год (уровни вмешательства - $УВ$), приведенные в приложении П-2. При совместном присутствии в воде нескольких радионуклидов должно выполняться условие:

$$\sum_i (A_i / УВ_i) \le 1,$$

где A_i - удельная активность i-го радионуклида в воде, $УВ_i$ - соответствующий уровень вмешательства. При невыполнении указанного условия защитные действия должны осуществляться с учетом принципа оптимизации. (п.5.3.5 НРБ)

125. Как определить эффективную дозу облучения при поступлении радионуклидов с водой?

Ожидаемую эффективную дозу внутреннего облучения лиц из состава критической группы населения за счет поступления радионуклидов с питьевой водой можно оценить по формуле:

$$E(\tau)^{ВОДА} \le 1000 \cdot \sum_U П_{U,K}^{ВОДА} \cdot (e_{НАС}^{ПИЩ})_{U,K}, \text{ мЗв}$$

где: $(e_{НАС}^{ПИЩ})_{U,K}$ - дозовый коэффициент для возрастной группы K при поступлении радионуклида U с пищей, Зв/Бк; $П_{U,K}^{ВОДА}$ - годовое поступление радионуклида U с питьевой водой для возрастной группы K, Бк в год; 1000 - коэффициент перевода зиверта в миллизиверт. Знак неравенства в формуле указывает на то, что дозы от отдельных радионуклидов определяются для различных критических (возрастных) групп.

Значения $(e_{НАС}^{ПИЩ})_{U,K}$ для стандартных условий внутреннего облучения населения приведены в Приложении П-2 к Нормам.

Значения $П_{U,K}^{ВОДА}$ могут быть получены в результате исследования рациона питания лиц из состава различных возрастных групп. Если принять, что масса потребляемой в год воды любым лицом из состава населения составляет 730 кг, то $П_{U,K}^{ВОДА} = 730 \cdot C_U$, где C_U - удельная активность радионуклида U в питьевой воде, Бк/кг. (п.5.3.5 НРБ)

126. Активность каких радионуклидов нормируется в фосфорных удобрениях и мелиорантах?

Нормируется уран-238 (радий-226) и торий-232 (торий-228), находящиеся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого семейств, соответственно. (п. 5.3.6 НРБ)

Ограничение медицинского облучения населения.

127. На чем основаны принципы ограничения медицинского облучения?

Принципы контроля и ограничения радиационных воздействий в медицине основаны на получении необходимой и полезной диагностической информации или терапевтического эффекта при минимально возможных уровнях облучения. При этом не устанавливаются пределы доз, но используются принципы обоснования назначения радиологических медицинских процедур и оптимизации мер защиты пациентов. (п.5.4.1 НРБ)

128. Может ли быть превышен установленный норматив годового профилактического рентгенологического облучения, равного 1 мЗв?

Может лишь в условиях неблагоприятной эпидемиологической обстановки, требующей проведения дополнительных исследований или вынужденного использования методов с большим дозообразованием. Такое решение принимается областным, краевым (республиканским) управлением здравоохранения. (п.5.4.2 НРБ)

129. Каковы требования к контролю доз облучения пациентов при медицинском облучении?

При использовании источников излучения в медицинских целях контроль доз облучения пациентов является обязательным. (п.5.4.6 НРБ)

130. При каких условиях могут проводиться научные исследования на людях с источ-

никами ионизирующего излучения?

По решению федеральных органов здравоохранения, при наличии письменного согласия испытуемого и после предоставления ему информации о возможных последствиях и риске процедуры. (п.5.4.3 НРБ)

Требования по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии.

131. Что такое радиационная авария?

Потеря управления или контроля над источником ионизирующего излучения по любым причинам, которые могли привести или привели к незапланированному облучению людей или радиоактивному загрязнению окружающей среды, превышающему значения, регламентированные для контролируемых условий. (т.58 НРБ)

132. Какие меры должны быть приняты в случае возникновения аварии, при которой облучение людей может превысить основные дозовые пределы?

В случае возникновения аварии должны быть приняты практические меры для восстановления контроля над источником излучения и сведения к минимуму доз облучения, количества облученных лиц, радиоактивного загрязнения окружающей среды, экономических и социальных потерь, вызванных радиоактивным загрязнением. (п.6.2 НРБ)

133. Какие меры должны быть приняты в случае возникновения аварии, при которой предполагаемая доза облучения населения достигает уровней, при которых возможны детерминированные эффекты?

В случае возникновения аварии, при которой предполагаемая доза облучения может достичь уровней, при которых возможны детерминированные эффекты (см. табл.6.1 НРБ), для защиты населения необходимо безусловное срочное вмешательство (меры защиты). (п.6.2 НРБ)

134. Какими принципами необходимо руководствоваться при принятии решений о характере вмешательства?

Вмешательство должно принести больше пользы, чем вреда, форма, масштаб и длительность должны быть оптимизированы. (п.6.2 НРБ)

135. Каковы уровни доз, при которых необходимо срочное вмешательство?

Срочное вмешательство необходимо, если в случае непринятия мер (невмешательства) по прогнозу поглощенная доза за 2 суток может достичь при облучении всего тела – 1 Гр, хрусталика глаза – 2 Гр, гонад и кожи – 3 Гр, щитовидной железы – 5 Гр, легких – 6 Гр, плода – 0,1 Гр. (п.6.2, табл.6.1 НРБ)

136. В результате радиационной аварии на объекте, повлекшей за собой радиоактивное загрязнение местности, предполагаемая эффективная доза облучения населения может составить 15 мЗв/год. Какое решение о характере противорадиационного вмешательства следует принять?

Решение о необходимости и характере вмешательства следует принимать после оценки радиационного ущерба, а также экономической и социальной стоимости вмешательства и всех видов ущерба, причиняемого им населению (рассмотрев, как минимум, несколько вариантов вмешательства). (п.п.6.5, 6.6, 6.7 НРБ)

137. Какие допустимые уровни облучения применяются при проведении противорадиационных вмешательств?

При планировании защитных мероприятий на случай радиационной аварии устанавливаются уровни вмешательства (дозы и мощности доз облучения, уровни радиоактивного загрязнения) применительно к конкретному радиационному объекту и условиям его размещения с учетом вероятных типов аварии, сценариев развития аварийной ситуации и складывающейся радиационной обстановки, исходя из принципов обоснования и оптимизации. (п.п.6.5, 6.6, 6.7 НРБ)

138. Кем устанавливаются уровни вмешательства применительно к конкретному объекту на случай радиационной аварии?

Применительно к конкретному объекту уровни вмешательства на случай радиационной аварии устанавливаются территориальными органами Госсанэпиднадзора. (п. 6.5 НРБ)

139. Что такое зона радиационной аварии (ЗРА) и какие мероприятия должны проводиться в ЗРА?

При аварии, повлекшей за собой радиоактивное загрязнение обширной территории, на основании контроля и прогноза радиационной обстановки устанавливается зона радиационной аварии (ЗРА). ЗРА – территория, на которой установлен факт радиационной аварии. В ЗРА проводится мониторинг радиационной обстановки, мероприятия по снижению уровней облучения населения на основе принципа оптимизации. (т. 26, п. 6.6 НРБ)

140. Каковы правила принятия решений по защите населения в случае радиационной аварии?

Принятие решений о мерах защиты населения в случае крупной радиационной аварии с радиоактивным загрязнением территории проводится на основании сравнения прогнозируемой дозы, предотвращаемой защитным мероприятием, и уровней загрязнения с уровнями А и Б, приведенными в табл.6.3-6.5 НРБ.

Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, не превосходит уровень А, нет необходимости в выполнении мер защиты, связанных с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, а также хозяйственного и социального функционирования территории.

Если предотвращаемое защитным мероприятием облучение превосходит уровень А, но не достигает уровня Б, решение о выполнении мер защиты принимается по принципам обоснования и оптимизации с учетом конкретной обстановки и местных условий.

Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, достигает и превосходит уровень Б, необходимо выполнение соответствующих мер защиты, даже если они связаны с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, хозяйственного и социального функционирования территории. (п.6.7 НРБ)

141. Какие мероприятия рассматриваются в Нормах как меры радиационной защиты населения?

В качестве мер радиационной защиты населения в случае радиационной аварии Нормы рассматривают следующие мероприятия, которые классифицируются как вмешательство:

- укрытие;
- йодная профилактика;
- эвакуация;
- ограничение потребления загрязненных продуктов питания и питьевой воды;
- отселение (табл. 6.3-6.5 НРБ).

Требования к контролю за выполнением норм.

142. Что является целью радиационного контроля ?

Определение степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, включая непревышения основных дозовых пределов и допустимых уровней при нормальной работе, получение информации для оптимизации радиационной защиты, получение информации для принятия решений о вмешательстве в случае радиационных аварий, загрязнения местности и зданий радионуклидами, получение информации для принятия решений о вмешательстве на территориях и в зданиях с повышенным радиационным фоном. (п.7.1 НРБ)

143. Что подлежит радиационному контролю ?

Радиационный контроль осуществляется за всеми источниками излучения, кроме приведенных в п.1.4 Норм.

Радиационному контролю подлежат:

1) радиационные характеристики источников излучения, выбросов в атмосферу, жидких и твердых радиоактивных отходов;

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

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

4) уровни облучения персонала и населения от всех источников излучения, на которые распространяется действие настоящих Норм. (п.7.1, 7.2 НРБ)

144. Какие основные параметры источников ионизирующих излучений контролируются?

Годовая эффективная доза и годовая эквивалентная доза, поступление радионуклидов в организм и их содержание в организме для оценки поступления, объемная активность радионуклидов в воздухе, воде, продуктах питания, в строительных материалах, радиоактивное загрязнение рабочих поверхностей, кожных покровов, одежды и обуви, мощность дозы внешнего излучения и плотность потока частиц (или фотонов). (п.7.3 НРБ)

145. Что такое контрольный уровень?

Контрольный уровень – значение контролируемой величины дозы, мощности дозы, радиоактивного загрязнения и т.д., устанавливаемое для оперативного радиационного контроля, с целью закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды. (т.68 НРБ)

146. Что такое «Административные уровни»?

Более жесткие (по сравнению с контрольными уровнями) числовые значения контролируемых параметров, вводимые дополнительно администрацией предприятия с учетом местных условий. (п.7.5 НРБ)

147. Какие органы и учреждения осуществляют государственный надзор за выполнением Норм?

Органы Госсанэпиднадзора и других уполномоченных Правительством России министерств и ведомств в соответствии с действующими нормативными актами. (п.7.6 НРБ)

148. На кого возлагается контроль за соблюдением Норм в нормальных условиях?

Контроль за соблюдением Норм в организациях, независимо от форм собственности, возлагается на администрацию этой организации. Контроль за облучением населения возлагается на органы исполнительной власти субъектов Российской Федерации. Контроль за медицинским облучением пациентов возлагается на администрацию органов и учреждений здравоохранения. (п.7.7 НРБ)

149. На кого возлагается контроль за соблюдением Норм при возникновении радиационной аварии?

Контроль за соблюдением Норм при возникновении радиационной аварии:

– контроль за развитием радиационной аварии, защитой персонала в организации и аварийных бригадах осуществляется администрацией этой организации;

– контроль за облучением населения осуществляется местными органами власти и государственного надзора за радиационной безопасностью. (п.7.7 НРБ)

Приложение 5.
Вопросы для проверки знаний по ОСПОРБ-99 при аттестации руководителей и специалистов служб и подразделений радиационной безопасности, оперативного персонала, рабочих и служащих предприятий Минатома России

Область применения.

1. Какая область применения ОСПОРБ-99?

Правила устанавливают требования по защите людей от вредного радиационного воздействия при всех условиях облучения от источников ионизирующего излучения, на которые распространяется действие НРБ-99. (п.1.1 ОСПОРБ)

2. На какие организации распространяются Правила?

Правила распространяются на все организации, проектирующие, добывающие, производящие, хранящие, использующие, транспортирующие, перерабатывающие и захоранивающие радиоактивные вещества и другие источники излучения. (п.1.3 ОСПОРБ)

3. Какие источники излучения освобождаются от радиационного контроля и учета?

Электрофизические устройства, генерирующие ионизирующее излучение с максимальной энергией не более 5 кэВ. Другие электрофизические устройства, генерирующие ионизирующее излучение, в условиях нормальной эксплуатации которых мощность эквивалентной дозы в любой доступной точке на расстоянии 0,1 м от поверхности аппаратуры не превышает 1,0 мкЗв/ч. (п.1.7 ОСПОРБ)

4. В каких случаях не требуется специального разрешения на работу с источниками излучения на рабочем месте?

Если на рабочем месте удельная активность радионуклида меньше минимально значимой удельной активности (МЗУА), или активность радионуклида в открытом источнике излучения меньше минимально значимой активности (МЗА), приведенных в приложении П-4 НРБ-99, или сумма отношений активности отдельных радионуклидов к их табличным значениям меньше 1. (п.1.7 ОСПОРБ)

5. В каких случаях не требуется специального разрешения на работу с источниками излучения для организации?

Если общая активность радионуклидов, имеющихся в организации, не превышает минимально значимую суммарную активность более, чем в 10 раз. (п. 1.7 ОСПОРБ)

Общие положения.

6. На каких стадиях применяется принцип обоснования?

Принцип обоснования должен применяться на стадии принятия решения уполномоченными органами при проектировании новых источников излучения и радиационных объектов, выдаче лицензий и утверждении нормативно-технической документации на использование источников излучения, а также при изменении условий их эксплуатации. (п.2.1.1 ОСПОРБ)

7. Как практически реализуются принципы оптимизации и обоснования?

Реализация принципа оптимизации, как и принципа обоснования, должна осуществляться по специальным методическим указаниям, утверждаемым федеральными органами государственного надзора за радиационной безопасностью, а до их издания - путем проведения радиационно-гигиенической экспертизы обосновывающих документов. (Прил.1 ОСПОРБ)

8. Какова цель установления квот для населения?

Недопущение превышения дозового предела техногенного облучения населения (1 мЗв в год), установленного НРБ-99 для населения, подвергающегося облучению от нескольких радиационных объектов, и снижение облучения населения от техногенных источников в соответствии с принципом оптимизации. (п.2.1.5, Прил.2 ОСПОРБ)

9. Для каких радиационных факторов устанавливаются квоты?

Для всех радиационных факторов (воздушных выбросов, водных сбросов и др.), от которых облучение критической группы населения за пределами санитарно-защитной зоны радиационного объекта при его нормальной эксплуатации может превысить минимально значимую величину – 10 мкЗв в год. (Прил.2 ОСПОРБ)

Пути обеспечения радиационной безопасности.

10. Перечислить основные пути обеспечения радиационной безопасности объекта.

Радиационная безопасность на объекте и вокруг него обеспечивается за счет:

1) качества проекта радиационного объекта;

2) обоснованного выбора района и площадки для размещения радиационного объекта;

3) физической защиты источников излучения;

4) зонирования территории вокруг наиболее опасных объектов и внутри них;

5) условий эксплуатации технологических систем;

6) санитарно-эпидемиологической оценки и лицензирования деятельности с источниками излучения;

7) санитарно-эпидемиологической оценки изделий и технологий;

8) наличия системы радиационного контроля;

9) планирования и проведения мероприятий по обеспечению радиационной безопасно-

сти персонала и населения при нормальной работе объекта, его реконструкции и выводе из эксплуатации;

10) повышения радиационно-гигиенической грамотности персонала и населения. (п.2.3.1 ОСПОРБ)

11. Перечислить основные пути обеспечения радиационной безопасности персонала.

Радиационная безопасность персонала обеспечивается:

1) ограничениями допуска к работе с источниками излучения по возрасту, полу, состоянию здоровья, уровню предыдущего облучения и другим показателям;.

2) знанием и соблюдением правил работы с источниками излучения;

3) достаточностью защитных барьеров, экранов и расстояния от источников излучения, а также ограничением времени работы с источниками излучения;

4) *созданием условий труда, отвечающих требованиям НРБ-99 и ОСПОРБ-99;*

5) применением индивидуальных средств защиты;

6) соблюдением установленных контрольных уровней;

7) организацией радиационного контроля;

8) организацией системы информации о радиационной обстановке;

9) проведением эффективных мероприятий по защите персонала при планировании повышенного облучения в случае угрозы и возникновении аварии. (п.2.3.2 ОСПОРБ)

12. Перечислить основные пути обеспечения радиационной безопасности населения.

Радиационная безопасность населения обеспечивается:

1) созданием условий жизнедеятельности людей, отвечающих требованиям НРБ-99 и ОСПОРБ-99;

2) установлением квот на облучение от разных источников излучения;

3) организацией радиационного контроля;

4) эффективностью планирования и проведения мероприятий по радиационной защите в нормальных условиях и в случае радиационной аварии;

5) организацией системы информации о радиационной обстановке. (п.2.3.3 ОСПОРБ)

Общие требования контроля за радиационной безопасностью.

13. Кто является объектами радиационного контроля?

Персонал групп А и Б при воздействии на них ионизирующего излучения в производственных условиях; работники, не относящиеся к лицам из состава персонала и облучающиеся природными источниками; пациенты при выполнении медицинских рентгенорадиологических процедур; население при воздействии на него природных и техногенных источников излучения; сфера обитания человека. (п.2.4.3, 2.4.6 ОСПОРБ)

14. Кто осуществляет радиационный контроль на производстве?

В организации в зависимости от объема и характера работ производственный контроль за радиационной безопасностью осуществляется специальной службой или лицом, ответственным за радиационную безопасность, прошедшим специальную подготовку. (п.2.4.5, 2.4.6 ОСПОРБ)

15. Как осуществляется надзор за проведением контроля радиационной безопасности?

Контроль за радиационной безопасностью в организации, где планируется обращение с источниками излучения, разрабатывается на стадии проектирования. На проект необходимо иметь санитарно-эпидемиологическое заключение органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора. Контроль за радиационной безопасностью, определенный проектом, уточняется в зависимости от конкретной радиационной обстановки в данной организации и на прилегающей территории, и согласовывается с органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора. (п.2.4.4 ОСПОРБ)

16. Производится ли радиационный контроль за природными источниками излучения?

Да, в тех организациях, где происходит облучение работников природными источниками в дозе более 1 мЗв в год. (п.2.4.6 ОСПОРБ)

17. В какой документ заносятся результаты анализа производственного контроля

за радиационной безопасностью?

Результаты анализа ежегодно заносятся в радиационно-гигиенические паспорта организаций и территорий. (п.2.4.10 ОСПОРБ)

18. Основная цель радиационного контроля?

Получение информации об индивидуальных и коллективных дозах облучения персонала, пациентов и населения при всех условиях жизнедеятельности человека, а также сведений о всех регламентируемых величинах, характеризующих радиационную обстановку. (п.2.4.2 ОСПОРБ)

Требования к администрации, персоналу и гражданам по обеспечению радиационной безопасности.

19. Перечислить основные требования к министерствам (ведомствам).

Министерствам (ведомствам) необходимо:

1) осуществлять централизованное управление подведомственными организациями в области обеспечения радиационной безопасности;

2) проводить анализ состояния радиационной безопасности в организациях, обмен опытом и доводить до них законодательную и нормативную информацию. (п.2.5.1 ОСПОРБ)

20. Перечислить основные требования к эксплуатирующей организации.

Эксплуатирующая организация (в рамках ОСПОРБ-99 - юридическое лицо, предполагающее выполнять работы с использованием источников ионизирующего излучения) несет ответственность за радиационную безопасность и обеспечивает:

1) соблюдение требований федерального закона «О радиационной безопасности населения», законов и иных нормативных правовых актов субъектов Российской Федерации в области обеспечения радиационной безопасности, НРБ-99 и ОСПОРБ-99;

2) получение лицензии на проведение работ с источниками излучения и санитарно-эпидемиологического заключения на выпускаемую продукцию, содержащую источники излучения;

3) разработку контрольных уровней воздействия радиационных факторов в организации и зоне наблюдения с целью закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности, а также инструкций по радиационной безопасности;

4) представление перечня лиц, относящихся к персоналу групп А и Б;

5) создание условий работы с источниками излучения, соответствующих настоящим Правилам, правилам по охране труда, технике безопасности, другим санитарным нормам и правилам, действие которых распространяется на данную организацию;

6) планирование и осуществление мероприятий по обеспечению и совершенствованию радиационной безопасности в организации;

7) систематический контроль радиационной обстановки на рабочих местах, в помещениях, на территории организации, в санитарно-защитной зоне и в зоне наблюдения, а также за выбросом и сбросом радиоактивных веществ;

8) контроль и учет индивидуальных доз облучения персонала;

9) регулярное информирование персонала об уровнях излучения на рабочих местах и о величинах индивидуальных доз облучения;

10) подготовку и аттестацию по вопросам обеспечения радиационной безопасности руководителей и исполнителей работ, специалистов служб радиационной безопасности, других лиц, постоянно или временно выполняющих работы с источниками излучения;

11) проведение инструктажа и проверку знаний персонала в области радиационной безопасности;

12) проведение предварительных (при поступлении на работу) и периодических медицинских осмотров персонала;

13) ежегодное в установленные сроки представление заполненного радиационно-гигиенического паспорта организации;

14) своевременное информирование органов исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственное управление, государственный надзор и контроль в области

радиационной безопасности, о возникновении аварийной ситуации или аварии;

15) выполнение постановлений и предписаний должностных лиц органов исполнительной власти, осуществляющих государственное управление, государственный надзор и контроль в области обеспечения радиационной безопасности. (п.2.5.3 ОСПОРБ)

21. Перечислить основные требования к персоналу группы А.

Персоналу, работающему с источниками излучения (группа А), следует:

1) знать и строго выполнять требования по обеспечению радиационной безопасности, установленные настоящими Правилами, инструкциями по радиационной безопасности и должностными инструкциями;

2) использовать в предусмотренных случаях средства индивидуальной защиты;

3) выполнять установленные требования по предупреждению радиационной аварии и правила поведения в случае ее возникновения;

4) своевременно проходить периодические медицинские осмотры и выполнять рекомендации медицинской комиссии;

5) обо всех обнаруженных неисправностях в работе установок, приборов и аппаратов, являющихся источниками излучения, немедленно ставить в известность руководителя (цеха, участка, лаборатории и т.п.) и службу радиационной безопасности (лицо ответственное за радиационную безопасность);

6) выполнять указания службы радиационной безопасности, касающиеся обеспечения радиационной безопасности при выполнении работ;

7) по окончании смены покинуть свои рабочие места, если дальнейшее пребывание там не диктуется производственной необходимостью. (п.2.5.4 ОСПОРБ)

Радиационная безопасность персонала и населения при эксплуатации техногенных источников излучения

Классификация радиационных объектов по потенциальной опасности.

22. Чем определяется потенциальная опасность радиационного объекта?

Потенциальная опасность радиационного объекта определяется его возможным радиационным воздействием на население при радиационной аварии. Потенциально более опасными являются радиационные объекты, в результате деятельности которых при аварии возможно облучение не только работников объекта, но и населения. Наименее опасными радиационными объектами являются те, где исключена возможность облучения лиц, не относящихся к персоналу. (п.3.1.1 ОСПОРБ)

23. Какие радиационные объекты относятся к I, II, III и IV категории опасности?

Категория радиационных объектов должна устанавливаться на этапе их проектирования по согласованию с органами государственного надзора в области обеспечения радиационной безопасности. Для действующих объектов категория устанавливается администрацией по согласованию с органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора.

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

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

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

К IV категории относятся объекты, радиационное воздействие при аварии на которых ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения. (п.3.1.2-3.1.6 ОСПОРБ)

Размещение радиационных объектов и зонирование территорий.

24. Чем необходимо руководствоваться при размещении радиационного объекта ?

При выборе места строительства радиационного объекта необходимо учитывать категорию объекта, его потенциальную радиационную, химическую и пожарную опасность для населения и окружающей среды. Размещение радиационного объекта должно быть согласовано с органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора с учетом перспектив развития как самого объекта, так и района его размещения.

Границы санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения радиационного объекта на стадии проектирования должны быть согласованы с органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора. (п.3.2.1, 3.2.6, 3.2.13 ОСПОРБ)

25. Как зонируется территория вокруг радиационного объекта?

Вокруг радиационных объектов I и II категорий устанавливается санитарно-защитная зона, а вокруг радиационных объектов I категории – также и зона наблюдения. Санитарно-защитная зона для радиационных объектов III категории ограничивается территорией объекта, для радиационных объектов IV категории установления зон не предусмотрено. (п.3.2.8 ОСПОРБ)

26. Чем определяются размеры зон вокруг радиационного объекта?

Размеры санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения вокруг радиационного объекта устанавливаются с учетом уровней внешнего облучения, а также величин и площадей возможного распространения радиоактивных выбросов и сбросов. При расположении на одной площадке комплекса радиационных объектов, санитарно-защитная зона и зона наблюдения устанавливаются с учетом суммарного воздействия объектов. Внутренняя граница зоны наблюдения всегда совпадает с внешней границей санитарно-защитной зоны. Радиационное воздействие на население, проживающее в зоне наблюдения радиационного объекта I категории, при нормальной его эксплуатации должно быть ограничено размером квоты для данного объекта. Размеры санитарно-защитной зоны (полосы отчуждения) вдоль трассы трубопровода для удаления жидких радиоактивных отходов устанавливаются в зависимости от активности последних, рельефа местности, характера грунтов, глубины заложения трубопровода, уровня напора в нем и должны быть не менее 20 м в каждую сторону от трубопровода. В отдельных случаях, по согласованию с федеральным органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор, санитарно-защитная зона радиационных объектов I и II категорий может быть ограничена пределами территории объекта. (п.3.2.8-3.2.11 ОСПОРБ)

27. Каковы особые требования к использованию выделенных зон вокруг радиационных объектов?

В санитарно-защитной зоне радиационных объектов запрещается постоянное или временное проживание, размещение детских учреждений, больниц, санаториев и других оздоровительных учреждений, а также промышленных и подсобных сооружений, не относящихся к этому объекту. Территория санитарно-защитной зоны должна быть благоустроена и озеленена. В зоне наблюдения и в санитарно-защитной зоне органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора могут вводиться ограничения на хозяйственную деятельность в соответствии с законодательством Российской Федерации. Использование земель санитарно-защитной зоны для сельскохозяйственных целей возможно только с разрешения органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора. В этом случае вся вырабатываемая продукция подлежит санитарно-эпидемиологической оценке и радиационному контролю. (п.3.2.14, 3.2.15 ОСПОРБ)

28. Каковы требования к обеспечению радиационной безопасности на территории выделенных зон вокруг радиационных объектов?

В санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения силами службы радиационной безопасности объекта должен проводиться радиационный контроль. В зоне наблюдения, на случай аварийного выброса радиоактивных веществ, администрацией территории должен быть предусмотрен комплекс защитных мероприятий в соответствии с требованиями раздела 6 НРБ-99. (п.3.2.16, 3.2.17 ОСПОРБ)

Проектирование радиационных объектов

29. Каковы требования к проектной документации радиационного объекта?

Проектная документация на радиационные объекты должна содержать обоснование мер безопасности при конструировании, строительстве, реконструкции, эксплуатации, выводе из эксплуатации, а также в случае аварии. Утверждение этой документации допускается при наличии санитарно-эпидемиологического заключения органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора.

В проектной документации радиационного объекта для каждого помещения (участка, территории) указывается:

1) при работе с открытыми источниками излучения: радионуклид, соединение, агрегатное состояние, активность на рабочем месте, годовое потребление, вид и характер планируемых работ, класс работ;

2) при работе с закрытыми источниками излучения: радионуклид, его вид, активность, допустимое количество источников излучения на рабочем месте и их суммарная активность, характер планируемых работ;

3) при работе с устройствами, генерирующими ионизирующее излучение: тип устройства, вид, энергия и интенсивность генерируемого излучения и (или) анодное напряжение, сила тока, мощность и т.п., максимально допустимое число одновременно работающих устройств, размещенных в одном помещении (на участке, территории);

4) при работах с ядерными реакторами, генераторами радионуклидов, радиоактивными отходами и с другими источниками излучения со сложной радиационной характеристикой: вид источника излучения и его радиационные характеристики (радионуклидный состав, активность, энергия и интенсивность излучения и т.п.).

Для всех работ указываются их характер и ограничительные условия. (п.3.3.1, 3.3.2 ОСПОРБ)

30. Каковы требования к проектированию защиты от внешнего облучения для радиационного объекта?

Проектирование защиты от внешнего облучения персонала и населения необходимо проводить с коэффициентом запаса по годовой эффективной дозе равным 2. При этом необходимо учитывать наличие других источников излучения и перспективное увеличение их мощности. Проектирование защиты от внешнего ионизирующего излучения должно выполняться с учетом назначения помещений, категорий облучаемых лиц и длительности облучения. Проектная мощность дозы излучения на поверхности защиты определяется с учетом коэффициента запаса, равного 2, предела дозы для персонала или населения и продолжительности облучения в течение года. (п.3.3.3, 3.3.4 ОСПОРБ)

31. Каковы требования к проектированию выбросов и сбросов для радиационного объекта?

Расчет допустимых выбросов и сбросов радиационных объектов должен проводиться исходя из требования, чтобы эффективная доза для населения за 70 лет жизни, обусловленная годовым выбросом и сбросом, не превышала установленного значения квоты предела дозы. (п.3.3.5 ОСПОРБ)

Организация работ с источниками излучения.

32. Каковы требования к процедуре введения в действие, эксплуатации и выводе из эксплуатации радиационного объекта?

Радиационный объект (источник излучения) до начала его эксплуатации принимается комиссией в составе представителей заинтересованной организации, органов государственного надзора за радиационной безопасностью, а для объектов I-II категорий также и органа исполнительной власти субъекта Российской Федерации. Комиссия устанавливает соответствие принимаемого объекта проекту, требованиям действующих норм и правил, необходимым условиям сохранности источников излучения, на основе чего принимается решение о возможности эксплуатации объекта.

Деятельность организаций, связанная с использованием источников излучения, не до-

пускается без наличия лицензии, выдаваемой в порядке, установленном законодательством Российской Федерации.

Решение о продлении срока эксплуатации или выводе радиационного объекта (источника излучения) из эксплуатации, а также выбор его варианта принимаются после комплексного обследования радиационного и технического состояния технологических систем и оборудования, строительных конструкций и прилегающей территории объекта. (п. 3.4.1, 3.4.2, 3.6.1 ОСПОРБ)

33. Каковы основные требования к организации работ с радиационными источниками?

Получение, хранение источников излучения и проведение с ними работ разрешается только при наличии санитарно-эпидемиологического заключения о соответствии условий работы с источниками излучения (физическими факторами воздействия на человека) санитарным правилам, которое выдает орган государственного санитарно-эпидемиологического надзора по запросу организации. Основанием для выдачи санитарно-эпидемиологического заключения является акт приемки в эксплуатацию построенного (реконструированного) объекта или акт санитарного обследования действующего объекта. Санитарно-эпидемиологическое заключение о соответствии условий работы с источниками излучения (физическими факторами воздействия на человека) санитарным правилам действительно на срок не более пяти лет. По истечении срока действия санитарно-эпидемиологического заключения орган государственного санитарно-эпидемиологического надзора по запросу администрации организации решает вопрос о продлении срока его действия.

Работа с источниками излучения разрешается только в помещениях, указанных в санитарно-эпидемиологическом заключении. Проведение работ, не связанных с применением источников излучения, в этих помещениях допускается только в случае, если они вызваны производственной необходимостью. (п.3.4.3, 3.4.4 ОСПОРБ)

34. Как обозначаются источники радиации?

На дверях каждого помещения, где находятся источники, должны быть указаны его назначение, класс проводимых работ с открытыми источниками излучения и знак радиационной опасности.

Оборудование, контейнеры, упаковки, аппараты, передвижные установки, транспортные средства, содержащие источники излучения, должны иметь знак радиационной опасности. Допускается не наносить знак радиационной опасности на оборудование в помещении, где постоянно проводятся работы с источниками излучения и которое имеет знак радиационной опасности. (п.3.4.4-3.4.6 ОСПОРБ)

35. Каковы санкции органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора за нарушение требований Правил?

При нарушении требований настоящих Правил органы государственного санитарно-эпидемиологического надзора могут в установленном законодательством порядке полностью или частично приостановить в организации работу с источниками излучения, имеют право отозвать санитарно-эпидемиологическое заключение до истечения срока его действия, а, в случае крайней необходимости, поставить перед органом, выдавшим лицензию на проведение работ с источниками излучения, вопрос о приостановке ее действия или отзыве. (п.3.4.9. ОСПОРБ)

36. Какие обстоятельства регламентируют допуск персонала к работе с источниками облучения?

К работе с источниками излучения (персонал группы А) допускаются лица, не моложе 18 лет, не имеющие медицинских противопоказаний. Перед допуском к работе с источниками излучения персонал должен пройти обучение, инструктаж и проверку знаний правил безопасности ведения работ и действующих в организации инструкций. Проверка знаний правил безопасности работы в организации проводится комиссией до начала работ периодически, не реже одного раза в год, а руководящего состава – не реже 1 раза в 3 года. Лица, не удовлетворяющие квалификационным требованиям, к работе не допускаются. На определенные виды деятельности допускается персонал группы А при наличии у них разреше-

ний, выдаваемых органами государственного регулирования безопасности. Перечень специалистов указанного персонала, а также предъявляемые к ним квалификационные требования определяются Правительством Российской Федерации. (п.3.4.14. ОСПОРБ)

Поставка, учет, хранение и перевозка источников излучения.

37. Каким организациям разрешено получать источники?

Согласование и регистрация заказов-заявок на получение, передачу источников излучения и изделий, их содержащих, разрешается только для организаций, имеющих лицензию на деятельность в области обращения с источниками излучения. (п.3.5.3 ОСПОРБ)

38. В течение какого срока необходимо известить органы санитарно-эпидемиологического надзора о получении источника излучения?

В десятидневный срок. (п.3.5.4 ОСПОРБ)

39. Кто обеспечивает сохранность источника?

Эксплуатирующая организация 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. (п.3.5.5 ОСПОРБ)

40. По каким показателям учитываются радиоактивные источники изучения?

Все поступившие в организацию источники излучения должны учитываться в приходно-расходном журнале (приложение 7), 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.

Генераторы короткоживущих радионуклидов учитываются по их наименованиям и заводским номерам с указанием номинальной активности материнского нуклида.

Устройства, генерирующие ионизирующее излучение, учитываются по наименованиям, заводским номерам и году выпуска.

Радионуклиды, полученные в организации с помощью генераторов, ускорителей, ядерных реакторов и т.п., учитываются по фасовкам, препаратам и активностям в приходно-расходном журнале. (п.3.5.7-3.5.9 ОСПОРБ)

41. Какова периодичность инвентаризации радиоактивных веществ, радиоизотопных приборов, аппаратов, установок?

Ежегодно комиссия, назначенная руководителем организации, производит инвентаризацию радиоактивных веществ, радиоизотопных приборов, аппаратов, установок. В случае обнаружения хищений и потерь источников излучения администрации следует немедленно информировать вышестоящую организацию и органы государственного санитарно-эпидемиологического надзора. (п.3.5.11 ОСПОРБ)

42. Какие транспортные средства должны иметь санитарно-эпидемиологическое заключение?

Транспортирование радионуклидных источников излучения 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. Транспортные средства, специально предназначенные для перевозки радиоактивных веществ и ядерных материалов за пределами организации, должны иметь санитарно-эпидемиологическое заключение. Требования безопасности при транспортировании радионуклидных источников излучения за пределами организации регламентируются отдельными санитарными правилами. (п.3.5.20, 3.5.21 ОСПОРБ)

43. Какие уровни радиоактивного загрязнения регламентируются при перевозке радиоактивных веществ?

При перевозке радиоактивных веществ раздельно регламентируется снимаемое и фик-

сированное альфа- и бета-загрязнение:

- наружной поверхности охранной тары контейнера;
- наружной поверхности вагона-контейнера;
- внутренней поверхности охранной тары контейнера;
- наружной поверхности транспортного контейнера. (табл.3.5.1 ОСПОРБ)

Вывод из эксплуатации радиационных объектов (источников излучения).

44. За какой период до окончания срока эксплуатации радиационного объекта должен быть разработан проект вывода из эксплуатации?

Для объектов первой категории – не позднее чем за 5 лет до назначенного срока, для объектов второй категории – не позднее чем за 3 года, для объектов третьей категории – за один год. (п.3.6.2. ОСПОРБ)

45. Что должен содержать проект вывода радиационного объекта из эксплуатации?

Проект вывода из эксплуатации радиационного объекта должен содержать:

– подготовку необходимого оборудования для проведения демонтажных работ;

– методы и средства дезактивации демонтируемого оборудования;

– порядок утилизации радиоактивных отходов. (п.3.6.3, 3.6.4 ОСПОРБ)

46. Кем решается вопрос о возможном продлении срока эксплуатации источников излучения?

Комиссией в составе представителей организации, органов государственного надзора и, при необходимости, представителей предприятия изготовителя. (п.3.6.7 ОСПОРБ)

Работа с закрытыми источниками излучения и устройствами, генерирующими ионизирующее излучение.

47. Требования к устройству, в котором помещен источник ионизирующего излучения.

Должно быть устойчивым к механическим, химическим, температурным и другим воздействиям, иметь знак радиационной безопасности. Контроль герметичности закрытых источников излучения должен проводиться в порядке и в сроки, установленные соответствующими стандартами и технической документацией на них. Не допускается использование закрытых источников излучения в случае нарушения их герметичности, а также по истечении установленного срока эксплуатации. (п.3.7.2-3.7.3 ОСПОРБ)

48. Как применять средства защиты при работе с закрытыми источниками?

Для извлечения закрытого источника излучения из контейнера следует пользоваться дистанционным инструментом или специальными приспособлениями. При работе с источником излучения, извлеченным из защитного контейнера, должны применяться защитные экраны и манипуляторы, а при работе с источником излучения, создающим мощность дозы более 2 мГр/ч на расстоянии 1 м, – специальные защитные устройства (боксы, шкафы и др.) с дистанционным управлением. (п.3.7.5 ОСПОРБ)

49. Требования к радиоизотопным приборам, которые используются в производственных условиях.

Мощность дозы излучения от переносных, передвижных, стационарных дефектоскопических, терапевтических аппаратов и других установок, действие которых основано на использовании радионуклидных источников излучения, не должна превышать 20 мкГр/ч [5] на расстоянии 1 м от поверхности защитного блока с источником излучения.

Для радиоизотопных приборов, предназначенных для использования в производственных условиях, мощность дозы излучения у поверхности блока с источником излучения не должна превышать 100 мкГр/ч, а на расстоянии 1 м от нее – 3 мкГр/ч.

Мощность дозы излучения от устройств, при работе которых возникает сопутствующее неиспользуемое рентгеновское излучение, не должна превышать 1,0 мкГр/ч на расстоянии 0,1 м от любой поверхности. (п.3.7.6 ОСПОРБ)

---

[5] *Примечание: для нейтронных источников излучения регламентируются такие же численные значения эквивалентной дозы в мЗв/ч или мкЗв/ч.*

50. Чем должны быть оборудованы помещения, где проводятся работы на стационарных установках с закрытыми источниками?

Системами блокировки и сигнализации о положении источника (блока источников). Должно быть предусмотрено устройство для принудительного дистанционного перемещения источника излучения в положение хранения. (п.3.7.10 ОСПОРБ)

Работа с открытыми источниками излучения (радиоактивными веществами).

51. Дать характеристику радионуклидам как источникам внутреннего облучения.

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

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

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

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

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

Принадлежность радионуклида к группе радиационной опасности устанавливается в соответствии с приложением П-4 НРБ-99. Короткоживущие радионуклиды с периодом полураспада менее 24 ч, не приведенные в этом приложении, относятся к группе Г. (п.3.8.1 ОСПОРБ)

52. Дать характеристику работам с открытыми источниками излучения в соответствии с их разделением по классам.

I класс – более 10^8; II класс – от 10^5 до 10^8; III класс – от 10^3 до 10^5 в единицах суммарной активности на рабочем месте, приведенной к группе А, Бк. (п.3.8.2 ОСПОРБ)

53. Как определить величину суммарной активности на рабочем месте, приведенной к группе А?

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

$$C_Э = C_A + \sum_i C_i \frac{МЗА_A}{МЗА_i},$$

где $C_Э$ – суммарная активность, приведенная к активности группы А, Бк; C_A – суммарная активность радионуклидов группы А, Бк; $МЗА_A$ - минимально значимая активность для группы А, Бк; C_i – активность отдельных радионуклидов, не относящихся к группе А; $МЗА_i$ – минимально значимая активность отдельных радионуклидов, приведенная в приложении П-4 НРБ-99, Бк. (п.3.8.2 ОСПОРБ)

54. Требования к работам III класса.

Работы должны проводиться в отдельных помещениях, соответствующих требованиям, предъявляемым к химическим лабораториям. В составе этих помещений предусматривается устройство приточно-вытяжной вентиляции и душевой. (п.3.8.8 ОСПОРБ)

55. Требования к работам II класса.

Работы II класса должны проводиться в помещениях, скомпанованных в отдельной части здания изолировано от других помещений. При планировке выделяются помещения постоянного и временного пребывания персонала. В составе этих помещений должен быть санпропускник или саншлюз. Помещения для работ II класса должны быть оборудованы вытяжными шкафами или боксами. Управление общими системами отопления, газоснабжения, сжатого воздуха, водопровода и групповые электрические щитки должны быть вынесены из рабочих помещений. Полы и стены помещений для работ II класса должны быть покрыты слабосорбирующими материалами, стойкими к моющим средствам. Края покрытий полов должны быть подняты и заделаны заподлицо со стенами. При наличии трапов полы должны иметь уклоны. Полотна дверей и переплеты окон должны иметь простейшие профили. (п.3.8.9, 3.8.11, 3.8.14, 3.8.15 ОСПОРБ)

56. Требования к работам I класса.

Работы I класса должны проводиться в отдельном здании или изолированной части здания с отдельным входом только через санпропускник. Рабочие помещения должны быть оборудованы боксами, камерами, каньонами или другим герметичным оборудованием. Помещения, как правило, разделяются на три зоны. Управление общими системами отопления, газоснабжения, сжатого воздуха, водопровода и групповые электрические щитки должны быть вынесены из рабочих помещений. Полы и стены помещений для 3-й зоны, а также потолки в 1-й и 2-й зонах должны быть покрыты слабосорбирующими материалами, стойкими к моющим средствам. Помещения, относящиеся к разным зонам и классам, следует окрашивать в разные цвета. Края покрытий полов должны быть подняты и заделаны заподлицо со стенами. При наличии трапов полы должны иметь уклоны. Полотна дверей и переплеты окон должны иметь простейшие профили. (п.3.8.10, 3.8.11, 3.8.14, 3.8.15 ОСПОРБ)

Санитарно-технические системы обеспечения работ с открытыми источниками излучения.

57. Каковы правила получения разрешения для выброса радиоактивных веществ в атмосферу?

3.9.2. Проектирование вентиляции, кондиционирования воздуха в производственных зданиях и сооружениях организации, а также выбросов вентиляционного воздуха в атмосферу и очистки его перед выбросом следует производить в соответствии с требованиями настоящих Правил и строительных норм и правил. Для организаций, у которых выбросы радиоактивных веществ в атмосферу могут создавать дозу у критической группы населения более 10 мкЗв/год, предельно допустимые выбросы утверждаются при наличии санитарно-эпидемиологического заключения органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора. В организациях, где проводятся работы I, а при необходимости, и II классов, следует предусматривать вытяжные трубы, высота которых должна обеспечивать снижение объемной активности радиоактивных веществ в атмосферном воздухе в месте приземления факела до значений, обеспечивающих не превышение установленной квоты предела дозы для населения. Разрешается удалять воздух во внешнюю среду без очистки, если его суммарный выброс за год не превысит установленного для организации допустимого значения выброса. При этом уровни внешнего и внутреннего облучения населения не должны превышать установленных квот. (п.3.9.2-3.9.4 ОСПОРБ)

58. Какова должна быть величина разрежения в герметичных камерах и боксах?

Не менее 20 мм водного столба. Камеры и боксы должны оборудоваться приборами контроля степени разрежения. Расчетная скорость движения воздуха в рабочих проемах вытяжных шкафов и укрытий должна приниматься равной 1,5 м/с. (п.3.9.7 ОСПОРБ)

59. Какова должна быть производительность резервной вентиляции?

Для работ с эманирующими и летучими радиоактивными веществами должна быть предусмотрена постоянно действующая система вытяжной вентиляции хранилищ, рабочих помещений и боксов. Система должна иметь резервный вытяжной агрегат производительностью не менее 1/3 полной расчетной. (п.3.9.9 ОСПОРБ)

Санпропускники и саншлюзы.

60. Какие требования к планировке санпропускника?

Обеспечение раздельного прохождения персонала в рабочие помещения и в обратном направлении по разным маршрутам. (п.3.10.2 ОСПОРБ)

61. Где размещаются стационарные саншлюзы?

Между 2-ой и 3-ей зонами рабочих помещений. (п.3.10.3 ОСПОРБ)

62. Где должны располагаться помещения для хранения и выдачи СИЗ?

В чистой зоне, между гардеробной чистой спецодежды и рабочими помещениями. (п.3.10.7 ОСПОРБ)

63. Где должен размещаться пункт радиометрического контроля кожных покровов?

Между душевой и гардеробной домашней одежды. (п.3.10.8 ОСПОРБ)

Обращение с материалами и изделиями, загрязненными или содержащими радионуклиды.

64. Вводятся ли ограничения на использование в хозяйственной деятельности любых твердых материалов, сырья и изделий при удельной активности радионуклидов в них менее 0,3 кБк/кг?

Нет, не вводятся. (п.3.11.3 ОСПОРБ)

65. Можно ли использовать сырье, материалы и изделия с удельной бета-активностью от 0,3 до 100 кБк/кг или с удельной альфа-активностью от 0,3 до 10 кБк/кг или с содержанием трансурановых радионуклидов от 0,3 до 1,0 кБк/кг?

Можно ограничено использовать с разрешения органов Госсанэпиднадзора. (п.3.11.4 ОСПОРБ)

66. Нормируется ли удельная активность металлов после предварительной переплавки или иной переработки для неограниченного использования?

Да, числовые значения допустимой удельной активности по основным долгоживущим радионуклидам приведены в приложении 10. (п.3.11.10 ОСПОРБ)

Обращение с радиоактивными отходами.

67. Какие радиоактивные отходы относятся к категории «жидкие»?

К жидким радиоактивным отходам относятся не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы, в которых удельная активность радионуклидов более чем в 10 раз превышает значения уровней вмешательства при поступлении с водой, приведенные в приложении П-2 НРБ-99. (п.3.12.1 ОСПОРБ)

68. Какие радиоактивные отходы относятся к категории «твердые»?

К твердым радиоактивным отходам относятся отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование, биологические объекты, грунт, а также отвержденные жидкие радиоактивные отходы, в которых удельная активность радионуклидов больше значений, приведенных в приложении П-4 НРБ-99, а при неизвестном радионуклидном составе удельная активность больше:

– 100 кБк/кг – для источников бета-излучения;

– 10 кБк/кг – для источников альфа-излучения;

– 1,0 кБк/кг – для трансурановых радионуклидов. (п.3.12.1 ОСПОРБ)

69. Какие радиоактивные отходы относятся к категории «газообразные»?

К газообразным радиоактивным отходам относятся не подлежащие использованию радиоактивные газы и аэрозоли, образующиеся при производственных процессах с объемной активностью, превышающей ДОА, значения которой приведены в приложении П-2 НРБ-99. (п.3.12.1 ОСПОРБ)

70. Какие радиоактивные отходы относятся к категории «низкоактивные»?

Удельная (объемная) активность которых по бета-излучающим нуклидам – менее 10^3, альфа-излучающим – менее 10^2, трансурановым радионуклидам – менее 10^1 кБк/кг. (п.3.12.2 ОСПОРБ)

71. Какие радиоактивные отходы относятся к категории «среднеактивные»?

Удельная (объемная) активность которых по бета-излучающим нуклидам – от 10^3 до 10^7, альфа-излучающим – от 10^2 до 10^6, трансурановым радионуклидам – от 10^1 до 10^5 кБк/кг. (п.3.12.2 ОСПОРБ)

72. Какие радиоактивные отходы относятся к категории «высокоактивные»?

Удельная (объемная) активность которых по бета-излучающим нуклидам – более 10^7, альфа-излучающим – более 10^6, трансурановым радионуклидам – более 10^5 кБк/кг (п.3.12.2 ОСПОРБ)

73. Что включает в себя система обращения с жидкими и твердыми радиоактивными отходами?

Сбор, сортировку, упаковку, временное хранение, кондиционирование (концентрирование, отверждение, прессование, сжигание), транспортирование, длительное хранение и (или) захоронение. (п.3.12.4 ОСПОРБ)

Радиационный контроль при работе с техногенными источниками.

74. Учитывается ли вклад в облучение персонала природных источников излучения?

В тех случаях, когда он превышает 1 мЗв в год. (п.3.13.1 ОСПОРБ)

75. Для кого является обязательным контроль с использованием индивидуальных дозиметров?

Для персонала группы А. (п.3.13.2 ОСПОРБ)

76. При каких работах персонал должен быть обеспечен аварийными дозиметрами?

При работах с делящимися материалами в количествах, при которых возможно возникновение самопроизвольной цепной реакции деления, а также на ядерных реакторах и критических сборках и при других работах I класса. (п.3.13.5 ОСПОРБ)

77. В течение какого времени должны храниться результаты индивидуального дозиметрического контроля?

В течение 50 лет. (п.3.13.6 ОСПОРБ)

78. Что выдается лицам, командируемым для работ с источниками излучения?

Заполненная копия индивидуальной карточки о полученных дозах облучения. (п.3.13.8 ОСПОРБ)

Методы и средства индивидуальной защиты и личной гигиены.

79. Что входит в основной комплект средств индивидуальной защиты?

Спецбелье, носки, комбинезон или костюм (куртка, брюки), спецобувь, шапочка или шлем, перчатки, полотенца и носовые платки одноразовые, средства защиты органов дыхания (в зависимости от загрязнения воздуха). (п.3.14.2 ОСПОРБ)

80. Как часто осуществляется смена основной спецодежды и белья?

Не реже 1 раза в 10 дней. (п.3.14.9 ОСПОРБ)

81. Какие требования должен соблюдать персонал при работе с открытыми источниками излучения?

Запрещается пребывание сотрудников без необходимых средств индивидуальной защиты; прием пищи, курение, пользование косметическими принадлежностями; хранение пищевых продуктов, табачных изделий, домашней одежды, косметических принадлежностей и других предметов, не имеющих отношения к работе. (п.3.14.11 ОСПОРБ)

Радиационная безопасность при радиационных авариях.

82. Что должно быть отражено в проектной документации каждого радиационного объекта?

Должны быть определены возможные аварии, возникающие вследствие неисправности оборудования, неправильных действий персонала, стихийных бедствий или иных причин. (п.6.2 ОСПОРБ)

83. Какой раздел должна включать проектная документация для радиационных объектов I - II категорий?

Инженерно-технические мероприятия гражданской обороны. Мероприятия по предупреждению чрезвычайных ситуаций. (п.6.3 ОСПОРБ)

84. Как должен действовать персонал в случае экстренного оповещения о возникшей аварии?

Персонал должен действовать в соответствии с планом мероприятий по ликвидации радиационной аварии и должностными инструкциями. (п.6.7 ОСПОРБ)

85. Кто привлекается к работам по ликвидации аварии?

К проведению работ по ликвидации аварии и ее последствий должны привлекаться, прежде всего, члены специализированных аварийных бригад. При необходимости для выполнения этих работ могут быть привлечены лица предпочтительно из персонала старше 30 лет, не имеющие медицинских противопоказаний, при их добровольном письменном согласии после информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья. Женщины могут быть допущены к участию в аварийных работах лишь в исключительных случаях. (п.6.10 ОСПОРБ)

86. Для кого допускается планируемое повышенное облучение?

Для персонала радиационного объекта, участвующего в проведении аварийно-восстановительных работ, и специалистов аварийно-спасательных служб и формирований. (п.6.13 ОСПОРБ)

87. С какими дозами облучения направляются лица на медицинское обследование и лечение?

В дозе выше 0,2 Зв. (п.6.15 ОСПОРБ)

Медицинское обеспечение радиационной безопасности.

88. Обязательны ли для персонала группы А предварительные и периодические медицинские осмотры?

Да, работники отказывающиеся от прохождения медицинских осмотров, не допускаются к работе. (п.7.2 ОСПОРБ)

89. Кем утверждается перечень противопоказаний и перечень должностей, на которые они распространяются?

Правительством Российской Федерации. (п.7.4 ОСПОРБ)

90. Кто устанавливает причинно-следственные связи заболеваний, инвалидности или смерти с профессиональной деятельностью?

Экспертные советы и другие органы, определяемые Правительством Российской Федерации. (п.7.14 ОСПОРБ)

91. Кто организует медицинское обследование лиц из населения, подвергшихся за год облучению в эффективной дозе более 200 мЗв?

Медицинское обследование лиц из населения, подвергшихся за год облучению в эффективной дозе более 200 мЗв или с накопленной дозой более 500 мЗв от одного из основных источников облучения, или 1000 мЗв от всех источников облучения, организуется территориальным управлением здравоохранения. (п.7.12 ОСПОРБ)

Санкции за нарушение требований норм и правил по радиационной безопасности.

92. На основании какого законодательного акта устанавливается ответственность за нарушение санитарного законодательства?

В соответствии со статьей 55 Федерального закона «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».

93. Какие виды ответственности установлены за нарушение санитарного законодательства?

Дисциплинарная, административная и уголовная.

94. Кто накладывает санкции за нарушение санитарного законодательства?

Административные взыскания налагаются постановлениями должностных лиц, осуществляющих санитарно-эпидемиологический надзор. Дисциплинарная и уголовная ответственность устанавливается законодательством Российской Федерации.

Приложение 6. Форма протокола

Протокол №_____

от «____»_____ 200 г.

заседания экзаменационной комиссии_____

(наименование предприятия или организации)

по проверке знаний правил, норм и требований нормативных документов по радиационной безопасности в объеме должностной инструкции

Председатель _____
(должность, фамилия, имя, отчество)

Члены комиссии_____
(должность, фамилия, имя, отчество)

Представитель_____
(наименование регионального органа Госатомнадзора России)

(должность, фамилия, имя, отчество)

Комиссия по проверке знаний_____
(наименование предприятия)

провела проверку знаний по радиационной безопасности в объеме требований должностной инструкции

№ п/п	Фамилия, имя, отчество	Должность	Дата предыдущей проверки знаний	Вид проверки знаний	Заключение комиссии	Дата следующей проверки знаний

Председатель комиссии : _____/_____/
(личная подпись) (расшифровка подписи)

Члены комиссии: _____/_____/
(личная подпись) (расшифровка подписи)

Представитель Госатомнадзора России_____/_____/
(личная подпись) (расшифровка подписи)

С протоколом ознакомлен _____/_____/
(подпись проверяемого) (расшифровка подписи)

М.П.

Приложение 7. Список исполнителей

Зав. кафедрой ГОУ МИПК Минатома РФ ..... Макухин Д.В.
Декан ФПК Обнинского ИАТЭ, к.т.н. ..... Ткаченко В.В.
Доцент Обнинского ИАТЭ, к.т.н. ..... Черкашин В.А.
В.н.с. ГНЦ РФ ФЭИ, д.ф.-м.н. ..... Петров Э.Е.
Зав. ЛВД ГНЦ РФ ФЭИ ..... Вайзер В.И.
Зав. лаб. нормативных документов ГНЦ РФ ФЭИ, к.т.н. ..... Владыков Г. Т.
Нач. лаб. РБ НТЦ ЯиРБ ГАН РФ, к.т.н. ..... Соловьев Л.П.
Ведущий научный сотрудник РНЦ «Курчатовский институт», к.ф.-м.н. ..... Кутьков В.А.
Минатом РФ ..... Панфилов А.П.
Шкурко Ю.Н.

МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

ОПТИМИЗАЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПЕРСОНАЛА ПРЕДПРИЯТИЙ МИНАТОМА РОССИИ

Методические рекомендации МР 30-1490-2001

Издание официальное

Предисловие

1. Разработаны творческим коллективом специалистов ГНЦ «Институт биофизики», ДБЧС Минатома России, Государственного концерна «Росэнергоатом» и ГНЦ НИИ Атомных реакторов.

Руководитель творческого коллектива – к.т.н. Савкин М.Н. (ГНЦ «Институт биофизики»).

2. Исполнители: к.т.н. Савкин М.Н., к.м.н. Грачев М.И., Титов А.В., Ядыкина В.С. (ГНЦ «Институт биофизики»).
Соисполнители: к.т.н. Панфилов А.П. (ДБЧС Минатома России), Усольцев В.Ю., к.ф-м.н. Орищенко А.В., Назаров А.В. (ГНЦ НИИ Атомных реакторов), к.т.н. Безруков Б.А. (Государственный концерн «Росэнергоатом»).

3. Документ соответствует требованиям Законов РФ: «О радиационной безопасности населения» № 3–ФЗ от 09.01.96, «О стандартизации» № 5154–1 от 10.06.93. и «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» № 52–ФЗ от 30.03.99.

4. Утверждены и введены в действие ДБЧС Минатома России 1 ноября 2001 г.

5. Внедрены впервые.

Содержание

1. Область применения 91
2. Нормативные ссылки 91
3. Термины и определения 91
4. Общие положения 93
5. Внедрение принципа оптимизации радиационной защиты на предприятии 93
6. Стратегия снижения доз облучения 95
7. Рекомендации по проведению оптимизации 95
7.1. Постановка задачи 95
7.2. Задание вариантов и факторов 96
7.3. Количественное определение факторов для каждого варианта 98
7.4. Сравнение и выбор вариантов 101
7.5. Анализ чувствительности 102
7.6. Представление результатов 103
7.7. Принятие решения 103
Библиографические данные 103
Приложение 1. Принцип оптимизации в радиационной защите 104
Приложение 2. Подходы к выбору числовых значений стоимости 1 чел.-Зв 105
Приложение 3. Методы поддержки принятия решений 106
Приложение 4. Стандартные таблицы для коэффициентов дисконтирования будущих затрат 108
Приложение 5. База данных 109
Приложение 6. Оценка доз облучения 110
Приложение 7. Примеры проведения оптимизации 111
Приложение 8. Применение процедуры «ПРОСМОТР ALARA» с использованием массивов индивидуальных доз персонала 116
Приложение 9. Список исполнителей 125

Согласованы с Заместителем Главного государственного санитарного врача Российской Федерации по объектам и территориям, обслуживаемым ФУ «Медбиоэкстрем», О.И.Шамовым 31 октября 2001 г.

Утверждены Руководителем Департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций Минатома России А.М.Агаповым 1 ноября 2001 г.

ОПТИМИЗАЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПЕРСОНАЛА ПРЕДПРИЯТИЙ МИНАТОМА РОССИИ

Методические рекомендации
МР 30-1490-2001
Дата введения – с момента утверждения

© Министерство Российской Федерации по атомной энергии.
Настоящие методические рекомендации не могут быть полностью или частично воспроизведены и тиражированы без разрешения Минатома России.

1.Область применения

1.1. Настоящие рекомендации распространяются на проведение оптимизации радиационной защиты персонала при нормальной работе предприятий Минатома России.

1.2. В настоящих Рекомендациях приведены общие положения, порядок и методы проведения оптимизационных исследований и даны рекомендации по применению принципов оптимизации на предприятиях Минатома России в связи с внедрением Норм радиационной безопасности НРБ-99 и Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99.

1.3. Настоящие Рекомендации предназначены для использования службами радиационной безопасности и лицами, ответственными за обеспечение радиационной безопасности персонала на предприятиях Минатома России, и службами Федерального управления «Медбиоэкстрем», осуществляющими надзор за обеспечением радиационной безопасности персонала.

2. Нормативные ссылки

В настоящих Рекомендациях нашли отражение следующие нормативные документы:

- Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99. М.: Минздрав России, 1999;
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). СП 2.6.1.799-99. М.: Минздрав России, 2000;
- Общие требования к построению, изложению и оформлению санитарно-гигиенических и эпидемиологических нормативных и методологических документов. Р1.1.003-96. М.: Минздрав России, 1998;

3.Термины и определения

ALARA просмотр (обзор). Систематизированный сбор и анализ данных о фактической радиационной защите для проверки соответствия исследуемой ситуации в определенный момент времени оптимальному варианту защиты [3].

Анализ «ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА». Количественный метод оптимизации радиационной защиты, используемый для определения условий, при которых облучение снижено настолько, что его любое дальнейшее уменьшение будет неоправданным с позиции принципа оптимизации. Различают общий, дифференциальный и расширенный анализ «ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА» [3].

База данных. Совокупность данных, организованных по определенным правилам,

предусматривающим общие принципы описания, хранения и манипулирования данными, независимая от прикладных программ [ГОСТ 20886-85].

Вариант радиационной защиты. Специальный проект защиты, или набор эксплуатационных процедур, или технология выполнения защитного мероприятия [3].

Дисконтирование. Процедура приведения разновременных затрат к заданному моменту времени с учетом темпа падения уровня абсолютных цен [3].

Доза эффективная коллективная. Мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения; она равна сумме индивидуальных эффективных доз. Единица эффективной коллективной дозы – человеко-зиверт (чел.-Зв) [НРБ-99].

Доза эффективная. Величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Она представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

$$E = \sum_T W_T \cdot H_T ,$$

где H_T – эквивалентная доза в органе или ткани T; W_T – взвешивающий коэффициент для органа или ткани T. Единица эффективной дозы – зиверт (Зв) [НРБ-99].

Методы оптимизации. Количественные методы оценки различных вариантов защиты, выявления отличий между ними и выбора наилучшего варианта [3].

Персонал. Лица, работающие с техногенными источниками ионизирующего излучения (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б) [НРБ-99].

Принцип нормирования. Непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников излучения [НРБ-99].

Принцип оптимизации (принцип ALARA). Поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения [НРБ-99].

Принцип обоснования. Запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением [НРБ-99].

Процедура оптимизации. Установленный порядок решения задач оптимизации радиационной защиты [3].

Расходы основные (капитальные затраты). Все расходы от предварительного планирования до ввода в эксплуатацию. Основные расходы могут быть как прямыми (изготовление и установка оборудования), так и косвенными (подготовка персонала) [3].

Расходы эксплуатационные (текущие затраты). Все расходы, оцениваемые обычно за год, на обслуживание и оплату труда, управление и эксплуатацию, затраты на технические и административные нужды, а также налоги [3].

Рекомендации. Документ в области стандартизации, метрологии, сертификации, содержащий добровольные для применения организационно-технические и (или) общетехнические положения, порядки (правила, процедуры), методы (способы, приемы) выполнения работ соответствующих направлений, а также рекомендуемые правила оформления результатов этих работ. Рекомендации разрабатывают при целесообразности предварительной проверки работ до разработки и принятия соответствующих Правил или Стандартов. [ГОСТ Р 1.10-95].

Риск радиационный. Вероятность возникновения у человека или его потомства какого-либо вредного эффекта в результате облучения [НРБ-99].

Ставка процентная. Норма доходности финансово-кредитных сделок, размер которой зависит от вида кредита, его срока, своевременности погашения. Размеры процентных ставок, устанавливаемые коммерческими и государственными банками во главе с центральным (национальным) банком, формируют иерархическую систему процентных ставок [7].

Ущерб для здоровья. Математическое ожидание величины нанесенного вреда здоровью лицам, подвергшимся облучению с учетом вероятности и тяжести последствий радиобиологических эффектов, как стохастических, так и детерминированных [3].

Фактор. Мера или качество, с помощью которого различаются варианты радиационной защиты [3].

Примечание: Термины и их определения из [3] приведены в переводе авторов настоящих Рекомендаций.

4. Общие положения

4.1. Радиационная безопасность персонала считается обеспеченной, если соблюдаются основные принципы радиационной безопасности (обоснование, оптимизация, нормирование) и требования радиационной защиты, установленные Федеральным законом «О радиационной безопасности населения» № 3–ФЗ от 09.01.96 (Собрание законодательства Российской Федерации, 1996, № 3, ст.141), НРБ-99 и ОСПОРБ-99.

4.2. Контроль за реализацией основных принципов должен осуществляться путем проверки выполнения следующих требований:

- принцип обоснования должен применяться на стадии принятия решения уполномоченными органами при проектировании новых источников излучения и радиационных объектов, выдаче лицензий и утверждении нормативно-технической документации на использование источников излучения, а также при изменении условий их эксплуатации;
- принцип оптимизации предусматривает поддержание на возможно низком и достижимом уровне как индивидуальных (ниже пределов, установленных НРБ-99), так и коллективных доз облучения, с учетом социальных и экономических факторов;
- принцип нормирования, требующий непревышения индивидуальных пределов доз и других нормативов радиационной безопасности, должен соблюдаться всеми организациями и лицами, от которых зависит уровень облучения людей.

4.3. Принцип оптимизации имеет важное практическое значение для обеспечения радиационной безопасности на всех этапах жизнедеятельности радиационно-опасного объекта.

4.4. В условиях нормальной эксплуатации источника излучения оптимизация облучения персонала (совершенствование радиационной защиты) должна осуществляться при уровнях облучения в диапазоне от соответствующих пределов доз до уровня регистрации 0,5 мЗв/год индивидуальной эффективной дозы.

4.5. Процедура оптимизации радиационной защиты заключается в последовательном выполнении по определенным правилам ряда этапов. Общая схема, иллюстрирующая эти этапы, приведена на рис.1.

4.6. В соответствии с ОСПОРБ-99 реализация принципа оптимизации, как и принципа обоснования, должна осуществляться по специальным методическим указаниям, утверждаемым федеральными органами государственного надзора за радиационной безопасностью, а до их издания – путем проведения радиационно-гигиенической экспертизы обосновывающих документов. Настоящие Рекомендации разработаны для предварительной апробации процедуры проведения оптимизационных исследований на предприятиях Минатома России.

5. Внедрение принципа оптимизации радиационной защиты на предприятии

5.1. Ответственность за реализацию принципа оптимизации возлагается на службы и лица, ответственные за организацию и обеспечение радиационной безопасности на объектах предприятий (ОСПОРБ-99).

5.2. Организационными структурами, которые призваны обеспечить внедрение принципа могут являться:

- группа оптимизации в составе службы радиационной безопасности;
- секции технического (научно-технического) совета предприятия.

5.2.1. Задачами группы оптимизации являются:

- просмотр ALARA с целью выявления недостатков в обеспечении радиационной безопасности и определения области, где улучшение может быть полезным;
- создание и наполнение баз данных для оптимизации;

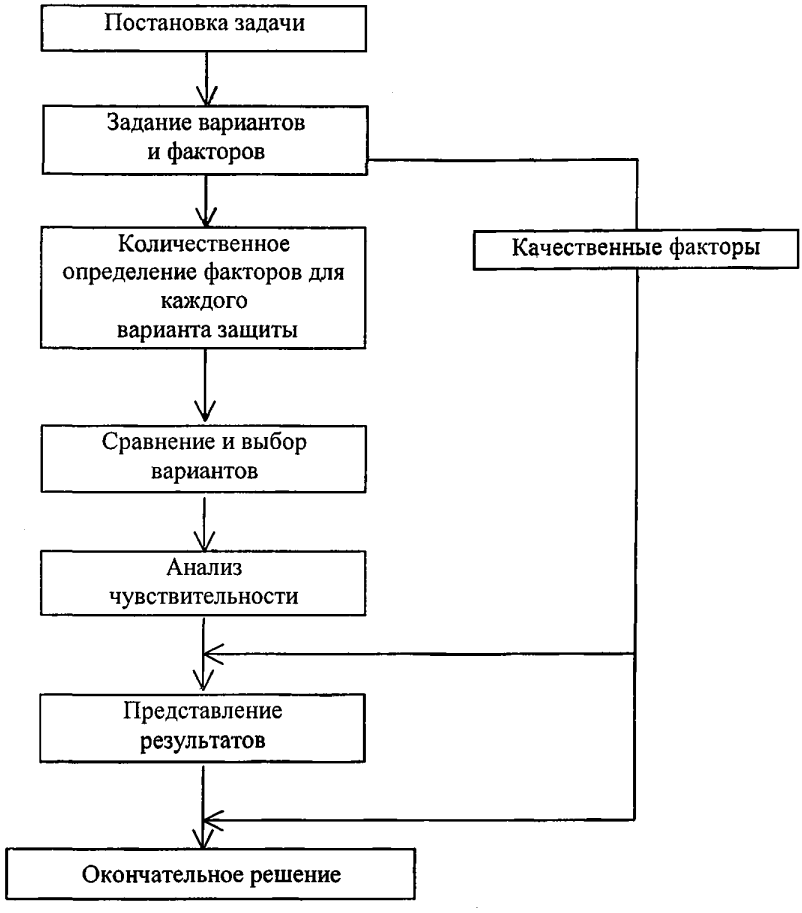


Рис.1. *Основные шаги процедуры оптимизации.*

• проведение процедуры оптимизации;
• разработка соответствующих инструкций;
• контроль над внедрением и выполнением требований новых мер защиты.

5.2.2. В задачи секции технического совета входят:

• адаптация методических материалов к условиям конкретных предприятий;
• воспитание и обучение персонала предприятий.

5.3. Для стимулирования внедрения оптимизации, критического подхода и стремления к знаниям в вопросах радиационной безопасности необходимо прививать и поддерживать культуру безопасности, которая обеспечивает:

• использование принципов оптимизации как основы управления радиационной безопасностью;
• немедленное выявление и устранение проблем, влияющих на защиту и безопасность;
• четкое распределение обязанностей каждого лица в области обеспечения радиационной безопасности и наличие у каждого лица надлежащей подготовки и квалификации;
• четкое разграничение полномочий в принятии решений по вопросам безопасности;
• принятие организационных мер по обеспечению обмена соответствующей информа-

цией, касающейся безопасности.

5.4. Подготовка и обучение должны касаться не только специалистов, занимающихся обеспечением радиационной безопасности, но и всего персонала, работающего с источниками ионизирующего излучения.

6. Стратегия снижения доз облучения

6.1. При выработке стратегии снижения доз облучения персонала следует исходить из следующих основных положений ОСПОРБ-99:

- индивидуальные дозы должны в первую очередь снижаться там, где они превышают допустимый уровень облучения;
- мероприятия по коллективной защите персонала в первую очередь должны осуществляться в отношении тех источников излучения, где возможно достичь наибольшего снижения коллективной дозы облучения при минимальных затратах;
- снижение доз от каждого источника излучения должно, прежде всего, достигаться за счет уменьшения облучения критических групп для этого источника излучения.

6.2. Для определения области, где необходимо улучшение радиационной защиты, проводится «просмотр ALARA» – системный просмотр особых ситуаций или существующей программы радиационной защиты. Цель таких просмотров – не только снижение доз, но также – выявление неэффективных мер защиты.

6.3. Оптимизация с целью снижения индивидуальных доз ниже существующих пределов доз отличается от оптимизации с целью улучшения радиационной защиты, когда нет превышения пределов доз.

В первом случае задачей исследований является анализ возможных вариантов защиты, при которых выполняется требование не превышения доз (принцип нормирования) и нахождения среди них варианта, удовлетворяющего принципу оптимизации.

Во втором случае задача состоит в выборе наиболее оптимального варианта защиты по сравнению с существующим вариантом.

7. Рекомендации по проведению оптимизации

В полном объеме процедура оптимизации, в соответствии со схемой, приведенной на рис.1, применяется, как правило, для решения крупных задач, связанных с расширением производства, дорогостоящим ремонтом или заменой оборудования. Для решения текущих задач вполне достаточно проведение отдельных этапов, как показано в примерах Приложения 7.

7.1. Постановка задачи

Перед началом проведения оптимизационных исследований необходимо точно поставить задачу с целью исключения напрасных усилий и ресурсов в выполнении последующего анализа.

Постановка задачи включает четыре этапа:

- осознание сути задачи;
- определение цели исследования;
- определение границ области исследования;
- проведение консультаций и окончательная формулировка задачи.

Осознание сути задачи.

На этом этапе необходимо оценить сложность задачи, ее статус, с точки зрения уровня принятия решения, время и средства, требуемые для ее решения.

По сложности все задачи можно условно разбить на четыре группы:

- простые задачи, не требующие специальных организационных и технических мероприятий;
- относительно простые задачи, требующие некоторых вычислений и включающие малое число факторов;
- сложные задачи, требующие серьезных расчетов и усилий специалистов различного

профиля;

• стратегические задачи – задачи с серьезным социальным и политическим значением.

Статус задач определяется уровнем принятия окончательного решения:

• самим специалистом, проводящим исследование;

• начальником службы радиационной безопасности объекта или предприятия;

• руководителем предприятия;

• руководителями более высокого ранга.

Постановка задачи позволит определить необходимость проведения дальнейших шагов оптимизации, если решение задачи не очевидно для опытного специалиста в области радиационной безопасности, и обозначить круг специалистов других специальностей (экономистов, технологов, конструкторов и т.д.), которых следует привлечь к исследованиям.

Определение цели исследования.

Следует точно и недвусмысленно определить и записать цель исследования с определенным уровнем детализации. Это особенно важно в случаях, когда оптимизационное исследование проводят одни, а решение принимают другие лица.

Определение границ области исследования.

Необходимо четко определить, что должно входить в оптимизационный анализ и что остается за его пределами, в том числе:

• необходимо ли рассмотрение доз облучения других групп персонала;

• каковы ограничения финансовых ресурсов, которые могут быть израсходованы для решения задачи, и как они соотносятся с ожидаемыми затратами на внедрение защитной меры;

• какие уровни точности и детализации необходимы при проведении анализа.

Проведение консультаций и окончательная формулировка задачи.

Чтобы убедиться, что задача поставлена правильно, необходимо проконсультироваться со специалистом, принимающим решение, а, при необходимости, и с руководителем более высокого ранга. Если постановка задачи будет признана правильной, ее следует оформить документально. Только после этого можно будет приступать к дальнейшему анализу.

7.2. Задание вариантов и факторов

Варианты радиационной защиты.

Варианты представляют собой альтернативные действия, направленные на радиационную защиту, являющиеся возможными решениями задачи. Вариант радиационной защиты имеет целью снижение дозы облучения (индивидуальной или коллективной), снижение вероятности облучения, или снижение затрат на защиту при условии непревышения достигнутого уровня безопасности персонала.

Обобщенным показателем уровня безопасности установок, технологий, организации производства и культуры безопасности применительно к конкретным людям является индивидуальная доза (рис.2).

Индивидуальная доза облучения персонала зависит от следующих параметров на рабочих местах и в рабочих помещениях:

• мощности дозы внешнего гамма-нейтронного излучения, потоков бета-частиц;

• объемной активности радионуклидов в воздухе;

• времени облучения.

Коллективная доза определяется как сумма индивидуальных доз персонала, т.е. зависит как от величины индивидуальных доз, так и от численности персонала.

В связи с этим варианты радиационной защиты должны быть связаны с уменьшением указанных выше составляющих.

Снижение мощности дозы на рабочих местах и в рабочих помещениях может быть достигнуто путем:

• установки дополнительной физической защиты;

• снижения мощности источника излучения на период проведения работ;

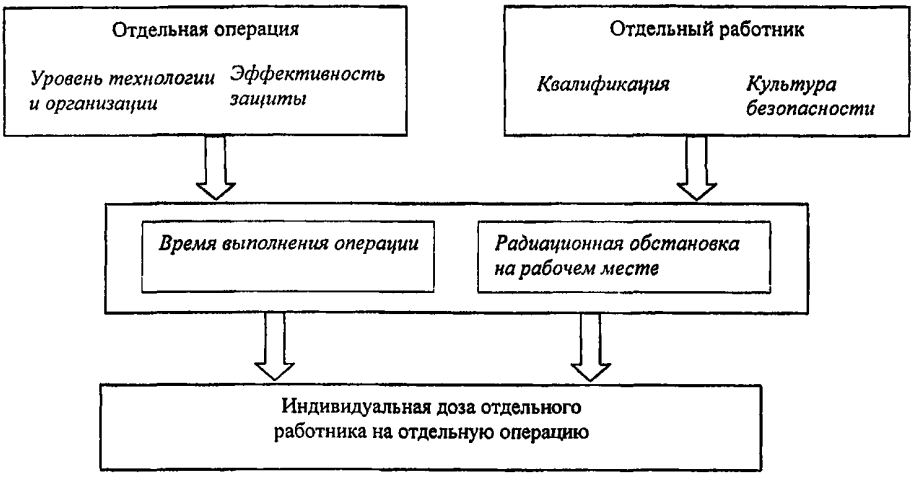


Рис.2. *Схема формирования индивидуальной дозы отдельного работника на отдельную операцию.*

• дезактивации рабочего места и помещения до начала работы, когда значимо внешнее облучение от поверхностного загрязнения.

При наличии ингаляционного пути воздействия необходимо рассмотреть использование дополнительных средств индивидуальной защиты и варианты, связанные со снижением концентрации радионуклидов в рабочем помещении (например, с помощью принудительной вентиляции, или применением мер, снижающих утечки радионуклидов из источника).

Снижение времени облучения обычно достигается за счет оптимизации регламента работ, эффективного управления работами, использованием более совершенных рабочих средств и специальным обучением персонала.

Уменьшение численности облучаемого персонала достигается внедрением автоматических устройств или робототехники, пересмотром периодичности выполнения работ и т.д.

Для ситуаций, когда индивидуальные дозы близки или могут превышать дозовые пределы или контрольные уровни, следует рассмотреть также вариант с увеличением численности персонала.

Факторы в вариантах радиационной защиты.

Фактор, используемый в оптимизационной задаче, определяется как некоторая мера или качество, с помощью которого различаются варианты радиационной защиты.

Основными факторами в любой оптимизационной задаче являются:

• затраты на осуществление варианта защиты, включая прямые капитальные затраты, косвенные основные расходы, эксплутационные расходы и косвенную прибыль;

• дозы облучения (коллективные и/или индивидуальные, их распределение во времени и т.п.).

В отдельных случаях могут быть значимы и другие факторы, например, угроза физического увечья от нерадиационных факторов, неудобства в работе при использовании средств индивидуальной защиты и т.п.

Составление перечня вариантов и факторов.

На стадии эксплуатации практическими задачами оптимизации могут быть:

• проверка соответствия предлагаемого варианта радиационной защиты принципу оптимизации;

• проверка соответствия действующей системы обеспечения радиационной безопасности принципу оптимизации;

• снижение индивидуальных или коллективных доз облучения определенной группы персонала.

В первом случае варианты уже заданы: существующий и новый предлагаемый.

В остальных случаях необходимо рассмотреть возможные варианты и определить оптимальный вариант.

Подход к формированию списка вариантов может быть следующим:

• Вся работа выбранной группы персонала разбивается на элементарные эпизоды, различающиеся по месту и условиям работы, длительности работы, путям радиационного воздействия, дозам облучения и т.п.

• Оцениваются дозы облучения при выполнении работы в этих эпизодах (индивидуальные и коллективные) и отбираются эпизоды, при которых формируются основные дозовые нагрузки.

Результаты оценок доз рекомендуется представить в следующем табличном виде.

Эпизод работы	Место работы	Источники излучения	Факторы радиационного воздействия	Продолжительность работы	Доза облучения	Условия работы (степень комфортабельности)	Используемые средства защиты степень автоматизации работы)

• В выбранных эпизодах работы рассматриваются возможные меры по снижению доз облучения. Для этого рекомендуется использовать метод «мозгового штурма», т.е., когда эксперты предлагают не только очевидные варианты, но и менее очевидные, а может быть, на первый взгляд, и невыполнимые. На этом этапе важно зафиксировать все варианты и факторы без анализа их значимости и возможности осуществления.

• После составления исчерпывающего списка, он делится на два: один – со всеми возможными факторами, другой – со всеми возможными вариантами, и детально обсуждается с целью определения только осуществимых вариантов и значимых, по мнению экспертов, факторов, которые будут использованы в последующем анализе. Отобранные варианты могут представлять варианты снижения доз в отдельном эпизоде работы или комбинацию вариантов защиты в нескольких эпизодах работы рассматриваемой группы персонала.

В составленный перечень вариантов и значимых факторов могут попасть варианты, выходящие за установленные границы исследования, или предполагающие более высокий уровень принятия решения, чем предполагалось при постановке задачи. Поэтому необходимо проконсультироваться с руководителем, принимающим решение, и, при необходимости, с другими экспертами или администрацией предприятия.

7.3. Количественное определение факторов для каждого варианта

Содержание работы на данном этапе состоит в количественной оценке каждого фактора в единых показателях, например, в денежном эквиваленте, и определения неопределенности (погрешности) этих оценок.

Расходы на защиту.

Расходы на защиту в общем случае состоят из разового капиталовложения (основные расходы: прямые и косвенные) и расходов на последующую ежегодную эксплуатацию.

Общая структура расходов представлена на рис.3.

Основные составляющие расходов, которые следует принимать во внимание для наиболее часто используемых защитных мер, приведены в Приложении 5.

Возможно, что при некоторых вариантах защиты образуются отрицательные расходы, т.е. доходы, например, за счет снижения затрат по заработной плате после автоматизации процесса работы. Для определения затрат на радиационную защиту используются три метода:

• грубая оценка затрат;

• оценка приведенных затрат;

• оценка ежегодных затрат.

Грубая оценка затрат на защиту определяется выражением:

$$X = X_C + X_O \cdot t, \qquad (1)$$



Рис.3. *Структура затрат на внедрение защитных мер.*

где: X_C – основные расходы; X_O – годовые эксплуатационные расходы; t – срок службы оборудования в годах. Грубую оценку затрат применяют в тех случаях, когда можно пренебречь временными изменениями ценности денежных ресурсов.

Если временными изменениями денежных ресурсов пренебречь нельзя, то следует применять дисконтирование, т.е. приведение затрат к заданному моменту времени:

$$X = X_C + \sum_{n=1}^{T} \dot{X}_n \cdot (1+r)^{-n}, \qquad (2)$$

где: $\dot{X}_n$ – эксплуатационные затраты в n-год после начала эксплуатации, r – процентная ставка (тождественное название – норма дисконтирования).

В оптимизационных исследованиях следует ориентироваться на величину процентной ставки, установленную в государственном секторе.

Если финансовые средства на приобретение, монтаж и эксплуатацию системы радиационной защиты берутся взаймы с последующими ежегодными выплатами долга, то альтернативой вычисления приведенных затрат являются расчеты ежегодных затрат. В этом случае капитальные затраты разносят на запроектированное время жизни защитного оборудования таким образом, чтобы они могли быть приплюсованы к ежегодным расходам по эксплуатации и техническому обслуживанию.

Выплаты в n-й год X_n, необходимые, чтобы расплатиться за капитальные затраты X_C,

будут следующими:

$$X_n = X_C \cdot \frac{r \cdot (1+r)^n}{(1+r)^n - 1}. \qquad (3)$$

Определение стоимости радиационного ущерба здоровью.

Для оптимизации необходимо, чтобы радиационный ущерб определялся в стоимостном выражении. Так как радиационный ущерб здоровью при дозах, не приводящих к возникновению детерминированных эффектов, пропорционален коллективной дозе, то принимается, что экономический эквивалент ущерба здоровью Y_1 также пропорционален коллективной дозе:

$$Y_1 = \alpha \cdot S, \qquad (4)$$

где: α – стоимость единицы коллективной дозы, S – коллективная доза.

С приближением индивидуальных доз к дозовым пределам (или превышением его) вводится вторая составляющая ущерба. Как правило, вторая составляющая принимается во внимание при дозах, превышающих ~(25...30)% предела дозы (примерно 5 мЗв/год).

Экономический эквивалент второй составляющей, Y_2, принимается равным:

$$Y_2 = \sum \beta_j \cdot S_j, \qquad (5)$$

где: β_j – стоимость единицы коллективной дозы для j-го диапазона индивидуальных доз, S_j – величина коллективной дозы для j-го диапазона индивидуальных доз.

При рассмотрении обеих составляющих радиационного ущерба суммарный ущерб (Y_1+Y_2) обычно представляют в виде $\sum \alpha(d_j) \cdot S_j$, где $\alpha(d_j) = \alpha + \beta_j$, а d_j – значение индивидуальной дозы.

Подходы, используемые для выбора числовых значений α и $\alpha(d_j)$, приведены в Приложении 2.

Количественная оценка факторов с использованием понятия полезности.

При наличии в оптимизационном исследовании факторов, которые нельзя оценить количественно в денежном эквиваленте, используется количественная оценка с помощью понятия «полезности», u_{ij}, j-го фактора в i-ом варианте защиты и весовых коэффициентов, k_j, отражающих важность j-го фактора в оптимизационном исследовании. Обычно значения u_{ij} выбираются в диапазоне от 0 до 1, а k_j нормируются так, чтобы их сумма по всем факторам равнялась 1.

«Полезность», равная 1, присваивается j-му фактору в том варианте защиты, в котором он имеет наилучшее, с точки зрения оптимизации, значение, а 0 – в варианте, где его значение наихудшее. Например, с точки зрения оптимизации, необходимо получать наибольшее значение предотвращенной дозы при минимальных затратах на защиту. Поэтому «полезность» такого фактора как стоимость защиты максимальна в варианте защиты с минимальной стоимостью, а фактора «радиационный ущерб» – в варианте с минимальной коллективной дозой, т.к. при этом значение предотвращенной дозы по сравнению с нулевым вариантом максимально. Для промежуточных значений количественного эквивалента фактора «полезность» обычно определяется исходя из линейной зависимости (см. рис.4, зависимость А). При наличии каких-либо дополнительных ограничений (например, по максимальным финансовым средствам, которые можно истратить на защиту, или по максимальной индивидуальной дозе) эксперты могут выбрать другую зависимость, при которой «полезность» фактора более резко снижается до 0 при приближении его количественного значения к пороговому значению, например, как зависимость Б на рис.2, аналитическое выражение которой принимается в виде $a - b \cdot exp(c \cdot x)$.

Значения весовых коэффициентов определяют двумя методами: подстановкой или прямой оценкой.

С помощью подстановки весовые коэффициенты могут быть оценены для факторов, определенных количественно в одинаковых единицах – денежных или других (например, в баллах):

$$k(X_n)/R(X_n) = k(X_m)/R(X_m),$$

$$R(X) = R_{макс.}(X) - R_{минм.}(X),$$

где: $k(X_n)$ *и* $k(X_m)$ – весовые коэффициенты факторов X_n и X_m, соответственно; $R_{макс.}(X)$ и $R_{минм.}(X)$ – максимальные и минимальные количественные эквиваленты фактора X.

Прямая оценка заключается в определении весовых коэффициентов на основании экспертных оценок степени важности факторов. Факторы одинаковой степени важности должны иметь одинаковый вес.

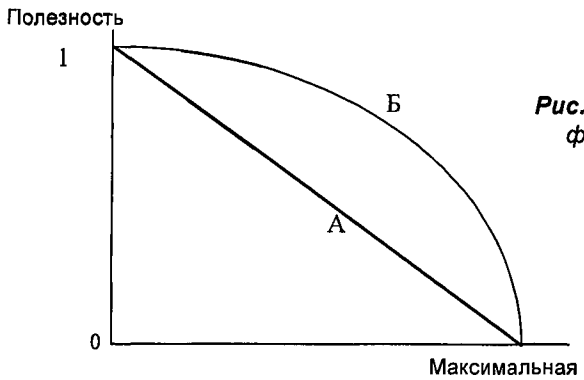


Рис. 4. *Линейная и нелинейная функция эффективности*

7.4. Сравнение и выбор вариантов

Целью данного этапа является определение оптимального варианта радиационной защиты.

7.4.1. При наличии большого числа вариантов необходимо провести предварительный анализ с целью исключения из дальнейшего рассмотрения экономически невыгодных вариантов. Для этого используется скрининговый метод, известный как анализ СТОИМОСТЬ–ЭФФЕКТИВНОСТЬ. Описание данного метода приведено в Приложении 1.

7.4.2. Для выбора оптимального варианта из числа отобранных и базового (нулевого) варианта используются следующие методы поддержки принятия решений:

- анализ ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА;
- дифференциальный анализ ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА;
- расширенный анализ ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА;
- многофакторный анализ эффективности.

Краткое описание данных методов приводится в Приложении 1.

7.4.3. Первые три метода используются в тех случаях, когда значимые факторы могут быть заданы количественно в денежных единицах, т.е. когда значимыми факторами являются стоимость защиты и радиационный ущерб.

Анализ ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА и дифференциальный анализ ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА используется в предположении, что коллективная доза является достаточно хорошим показателем радиационного ущерба. Эти методы представляют собой версии одного метода и дают одинаковые результаты.

При необходимости включения в оптимизационные исследования уровней индивидуальных доз в качестве дополнительного компонента стоимости радиационного ущерба, используется расширенный анализ ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА.

Все эти методы довольно просты и могут быть реализованы специалистами по радиационной безопасности предприятия.

Многофакторный анализ эффективности является более трудоемким методом, требующим проведения экспертных оценок «полезности» и весовых коэффициентов для факторов, включенных в оптимизационные исследования. Он используется, когда значимых факторов слишком много, или некоторые факторы сложно задать в денежных единицах.

Отметим, что при рассмотрении в качестве значимых факторов стоимости защиты и радиационного ущерба, методы анализ ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА, дифференциальный анализ ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА и многофакторный анализ эффективности идентичны, если в последнем используется линейная модель определения «полезности», а весовые коэффициенты определены в соответствии с п.7.3.

7.5. Анализ чувствительности

Цель анализа чувствительности – определить устойчивость результатов анализа к неопределенностям задания факторов, а также к принятым предположениям и допущениям. Такой анализ проверяет относительную значимость различных источников неопределенности, входящих в процедуру оптимизации.

В процедуре оптимизации источниками неопределенностей, которые рассматриваются на данном этапе, являются:

- значения параметров, входящих в аналитическую процедуру;
- факторы, включенные в аналитическую процедуру;
- другие альтернативные варианты, исключенные из рассмотрения на предыдущих шагах оптимизации.

Чувствительность к значениям параметров.

Параметры, включенные в процесс оптимизации, определяются либо непосредственно по данным наблюдения, измерения и оценок, либо, при отсутствии возможности их прямого измерения, исходя из предположений и экспертных оценок. В обоих случаях они задаются с погрешностями, которые должны быть определены на этапе количественного задания факторов.

Из всех параметров, использованных для количественной оценки какого-либо фактора, следует выделить те, погрешности которых вносят определяющий вклад в итоговую погрешность фактора.

При оценке стоимости варианта защиты следует рассмотреть диапазон варьирования капитальных и эксплуатационных затрат, включая возможные изменения цен в период от проведения оптимизационных исследований до начала внедрения данной защитной меры в результате инфляционных процессов. Если для определения затрат на защиту применяются методы оценки приведенных или ежегодных затрат, следует рассмотреть также чувствительность к значениям параметра «норма дисконтирования».

Для определения основных источников неопределенности оценок индивидуальных и коллективных доз анализируются погрешности используемых средств ИДК или средств измерения параметров радиационной обстановки (указаны в технических условиях, паспортах на данные средства), определения времени, затрачиваемого на выполнение эпизода работы, расчетных методов и т.д. Когда доза оценивается по результатам измерения параметров радиационной обстановки в рабочем помещении, неопределенность ее оценки зависит также от диапазона варьирования измеряемой величины по помещению. При оценке доз облучения от ингаляционного поступления радионуклидов основная неопределенность может быть обусловлена погрешностью дозового коэффициента, зависящего от дисперсности аэрозолей.

Обязательно следует определить чувствительность результатов оптимизации к параметру α в диапазоне от 1 до 5 его официально установленных значений. Если официально установленных значений α нет, то следует рассмотреть чувствительность результатов к изменению α в диапазоне от значения годового душевого национального дохода до 2–3 значений дохода предприятия в расчете на 1 человека из персонала группы А.

При использовании в оптимизационном исследовании метода многофакторного анализа эффективности анализируется чувствительность результатов к значениям принятых весовых коэффициентов в диапазоне от минимальных до максимальных значений экспертных оценок.

Для проведения анализа чувствительности существует довольно много способов, но в большинстве задач достаточно использовать простейший – изменение одного параметра в

пределах области его неопределенности и пересчет результатов задачи оптимизации. Рекомендуется сначала рассмотреть крайние значения неопределенности параметра. Если при этом решение остается неизменным, то, следовательно, данный параметр не является критическим в данном оптимизационном исследовании. В противном случае следует рассмотреть, насколько реальным является выбранное значение параметра и предпринять меры по возможному его уточнению.

Может также оказаться полезным графическое представление результатов анализа чувствительности, т.е. построение зависимости суммарных затрат для каждого варианта защиты от значений параметра в пределах его неопределенности.

Чувствительность к выбору факторов.

В качестве оптимизационного исследования были выбраны наиболее значимые с точки зрения экспертов факторы, которые включались в анализ. На этапе анализа чувствительности следует проверить, не могут ли нерассмотренные факторы повлиять на результаты исследования.

Чувствительность к выбору вариантов защиты.

В заключительной части анализа чувствительности следует пересмотреть выбор вариантов защиты. В процессе исследования могут возникнуть новые варианты или необходимость пересмотра, т.е. варианты, которые не были включены на предыдущих этапах.

7.6. Представление результатов

При представлении результатов оптимизации для принятия окончательного решения должны быть коротко и понятно отражены все этапы оптимизации, в том числе:

- цель исследования;
- обоснование выбора контингента персонала;
- источники информации, использованной при исследовании;
- рассмотренные варианты защиты и обоснование их выбора для последующего анализа;
- рассмотренные факторы и обоснование их значимости;
- обоснование выбора метода поддержки принятия решений;
- принятые значения параметров и возможный диапазон их варьирования;
- специалисты, привлеченные для экспертных оценок;
- использованные методы для расчетов дозовых величин, стоимости защиты и т.п.;
- результаты, полученные при исследовании (оптимальный вариант защиты);
- результаты анализа чувствительности с указанием диапазона значений α, в котором предлагаемый вариант оптимален;
- обоснование проведения дополнительных исследований (при необходимости).

Четкое представление результатов особенно важно в случаях, когда процесс исследования и принятия решения осуществляется различными лицами.

7.7. Принятие решения

Применение процедуры оптимизации приводит к получению оптимального результата с различными оговорками. Поэтому в большинстве случаев результат оптимизации не является конечным решением и может рассматриваться как рекомендация, помогающая ответственному лицу принять оптимальное решение.

Окончательное решение всегда остается прерогативой специалиста, ответственного за его принятие.

Библиографические данные

1.Рекомендации МКРЗ. Оптимизация радиационной защиты на основе анализа соотношения ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА. Публикация 37 МКРЗ. М.: Энергоатомиздат, 1985.

2. Optimization and Decision-Making in Radiological Protection. ICRP Publication 55, Ann. ICRP 20(1), Oxford: Pergamon Press, 1989.

3. Radiation Protection. ALARA from theory towards practice. EUR 13796 EN, Final report.

Brussels, Luxembourg: Commission of the European Communities, 1991.
4. Нормы радиационной безопасности (НРБ 99). СП 2.6.1.758-99. М.: Минздрав России, 1999.
5. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения. Серия изданий по безопасности № 115, МАГАТЭ, Вена, 1997.
6. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). Санитарные правила и нормы СП 2.6.1.799-99. М.: Минздрав России, 2000.
7. В.Коноплицкий, А.Филина. Это бизнес. Толковый словарь экономических терминов. Киев: «Альтерпрес», 1996.
8. Implication of Commission Recommendation that Doses be Kept as Low as Reasonably Achievable. ICRP Publication 22. Oxford: Pergamon Press, 1973.
9. Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990 г. Ч.1. Пределы годового поступления радионуклидов в организм работающих, основанные на рекомендациях 1990 года. Публикация 60, ч.1, 61 МКРЗ, М.: Энергоатомиздат, 1994.
10. C.Lefaure. Monetary Values of the Person-Sievert. From Concept to Practice: The Findings of an International Survey. CEPN Report № 254, 1998.
11. J.Lochard, C.Lefaure, C.Schieber and T. Schieder. A model for the determination of monetary values of the man-sievert. J. Radiol. Prot. Vol 16. №3, pp.201-204, 1996.
12. T. Schieder, G.Leblanc andC.Schieber. The use of the willingness to pay approach for the determination of monetary values of man-sievert. CEPN Working Document. Fontenay-aux-Roses: CEPN, 1996.
13. C. Lefaure. International survey on the use of the monetary value of the person-sievert. Risk and Prevention. Bulletin of the Nuclear Protection Evaluation Centre. №17, 1999.

Приложение 1. Принцип оптимизации в радиационной защите

В 1990 г. Международная Комиссия по радиологической защите (МКРЗ) опубликовала рекомендации (Публикация 60), в которых были определены три фундаментальных принципа, обычно называемые обоснование, оптимизация и нормирование, которые составляют основу современной системы радиационной защиты. В принятых в России Нормах Радиационной Безопасности НРБ-99 данные принципы сформулированы в следующей редакции:

- не превышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников излучения (принцип нормирования);
- запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением (принцип обоснования);
- поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения (принцип оптимизации).

Применение этих принципов представляет собой переход от ограничения индивидуальных доз к снижению доз до оптимального уровня. В основе концепции оптимизации уровней облучения (ее другое тождественное название ALARA, являющееся сокращением выражения «As Low As Reasonably Achievable» – «настолько низко насколько разумно достижимо») лежат две важные предпосылки:

- отсутствие порога для стохастических эффектов;
- ограниченность средств, которые могут быть использованы для обеспечения радиационной защиты.

Отсутствие пороговой дозы возникновения стохастических эффектов при воздействии ионизирующего излучения на организм человека свидетельствует, что безопасного уровня радиации не существует, и, следовательно, необходимо стремиться к снижению облучения, насколько это возможно.

С другой стороны, радиационная защита, как и многие другие практические задачи, подчиняется «закону убывающей эффективности»: первоначальные затраты на защиту могут привести к значительному снижению доз облучения, однако, последующие затраты дают все меньший эффект. Если бы ресурсы были неограниченны, то этот закон не имел бы значения для радиационной защиты. Но, т.к. неограниченных ресурсов не бывает, закономерен вопрос: как далеко нужно идти в снижении доз? Решение следует искать в некотором компромиссе между снижением доз и стоимостью защитных мероприятий, которые могут быть приняты. Другими словами, необходима определенного рода оптимизация радиационной защиты.

Принцип оптимизации содержит два ключевых момента:

• не следует минимизировать дозы любой ценой, т.к. при достигнутом оптимальном уровне защиты и при дозах, не превышающих установленные допустимые пределы, нет смысла продолжать вкладывать в защиту дополнительные ресурсы. Они могу быть размещены с большей пользой где-нибудь еще, например, для улучшения медицинского обслуживания персонала предприятий;

• он основан на отсутствии наблюдаемой пороговой дозы для стохастических эффектов. Но даже при наличии пороговой дозы, компромисс между снижением дозы и соответствующими затратами был бы необходим при уровнях, превышающих этот порог и не достигающих допустимых пределов доз.

Приложение 2. Подходы к выбору числовых значений стоимости 1 чел.-Зв.

Денежное выражение радиационного ущерба α является основным параметром при оптимизации радиационной защиты. Это понятие впервые появилось в Публикации 22 МКРЗ [8] в связи с предложением использования анализа «польза–вред» для выбора оптимального варианта защиты. В своей Публикации 37 [1] МКРЗ подчеркнула необходимость принять во внимание «субъективные» аспекты восприятия радиационного риска личностями и различие радиационного риска для населения и персонала. И, наконец, в Публикации 60 МКРЗ [9] акцент при оптимизации защиты смещается на учет распределения индивидуальных доз облучения, что предполагает использование набора значений $\alpha(d_i)$.

В соответствии с НРБ-99 величина α должна устанавливаться методическими указаниями федерального уровня Госсанэпиднадзора. Как свидетельствует международный опыт, органами, регулирующими радиационную безопасность, определена величина α только в 8 странах. При этом установленные значения рассматриваются в виде основной справочной величины, имеющей рекомендательный статус, т.к. считается, что оптимизация радиационной защиты – это дело предприятий, и величина α, являющаяся инструментом управления, может устанавливаться ими самими [10]. Отметим, что на атомных производствах США и европейских стран установленные значения α, как правило, в несколько раз выше рекомендованных регулирующими органами.

В мировой практике чаще всего используется обобщенная модель для установления стоимости единицы коллективной дозы, применимая к различным видам облучения (профессиональное, медицинское, облучение населения от техногенных источников) в зависимости от выбранных параметров модели [11]. Эта модель проиллюстрирована на рис.П1.

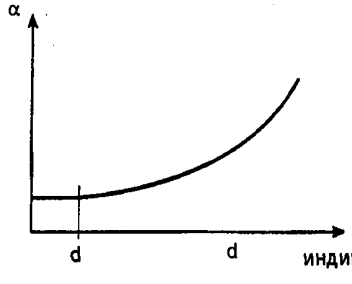


Рис.П1. *Модель оценки радиационного ущерба.*

Математическое выражение зависимости, приведенной на рис.П1, определяется формулами:

$$\alpha(d) = \alpha_{Base} \quad \text{для } d < d_o,$$
$$\alpha(d) = \alpha_{Base}\,(d/d_o)^a \quad \text{для } d > d_o.$$

Для практической реализации данной модели необходимо определить три параметра: α_{Base}, d_o и a.

Параметр «α_{Base}» является денежным эквивалентом потенциального ущерба здоровью от облучения в коллективной дозе 1 чел.-Зв. В соответствии с рекомендованными МКРЗ коэффициентами риска, облучение в коллективной дозе 1 чел.-Зв приводит к потенциальному ущербу, равному потере 0,88 чел.-года для персонала. Для установления денежного эквивалента потери 1 чел.-года используются в основном два метода: метод WIP и метод человеческого капитала.

Метод WIP (Willingness To Pay – готовность платить) основан на проведении опроса с целью выявления кто и сколько готов платить за небольшие снижения степени риска [12]. Основная проблема состоит в том, как довести до понимания опрашиваемых лиц суть риска. Для этого изменения степени риска должны быть достаточно значительными, сам риск – известным, и в выборе должны фигурировать осмысленные суммы денег. Поэтому, хотя данный метод считается наиболее обоснованным теоретически, он не нашел широкого применения.

Второй метод является сугубо экономическим и основан на использовании для оценки денежного эквивалента потери 1 чел.-года значения валового национального продукта на душу населения. В случае профессионального облучения данный эквивалент может быть установлен на уровне годового дохода предприятия (или отрасли в целом) в расчете на 1 человека из всего персонала или только персонала группы А. По европейским странам значения α_{Base} варьируются в пределах от 17 до 170 долларов США (на 1997 г.) на 1 чел.-мЗв [13].

Величина «d_o» является уровнем индивидуальных доз, ниже которого не принимается во внимание распределение индивидуальных доз. Ее значение зависит от принятого значения приемлемого риска для профессионального облучения. Значения d_o, установленные на атомных объектах ряда европейских стран, варьируются от 1 до10 мЗв/год [13].

Параметр «a» характеризует стремление к снижению высоких индивидуальных доз. Анализ литературных данных показал, что принятые значения этого параметра варьируются в пределах от 1,2 до 1,5.

Приложение 3. Методы поддержки принятия решений

П3.1. Анализ СТОИМОСТЬ–ЭФФЕКТИВНОСТЬ (эффективность затрат).

Анализ СТОИМОСТЬ–ЭФФЕКТИВНОСТЬ рекомендуется использовать перед проведением более подробного анализа для исключения при прочих равных условиях наиболее дорогостоящих вариантов реализации защитного мероприятия.

Отбор вариантов для дальнейшего анализа проводится по следующей схеме:

1) Для каждого i-го варианта реализации защитного мероприятия рассчитываются затраты X_i и значение ожидаемой коллективной дозы S_i;

2) Варианты с близкими значениями S_i объединяются в одну группу, образуя таким образом j группу;

3) Внутри каждой j-ой группы выделяются варианты с минимальными затратами $X_{min,\,j}$, которые будут сравниваться между собой с помощью описанных ниже методов.

Остальные варианты в дальнейшем анализе не рассматриваются.

Данный анализ удобно проводить графическим способом: построением графика зависимости стоимости защиты от значения коллективной дозы для каждого варианта, как показано на рис.П2. Затем через нижние точки проводится кривая (монотонно спадающая) таким образом, чтобы ниже ее не лежала ни одна точка. Проведенная линия соединяет точки, соответствующие вариантам, которые следует использовать для дальнейшего анализа. Для случая, показанного на рис.П2., таких вариантов оказалось 5.

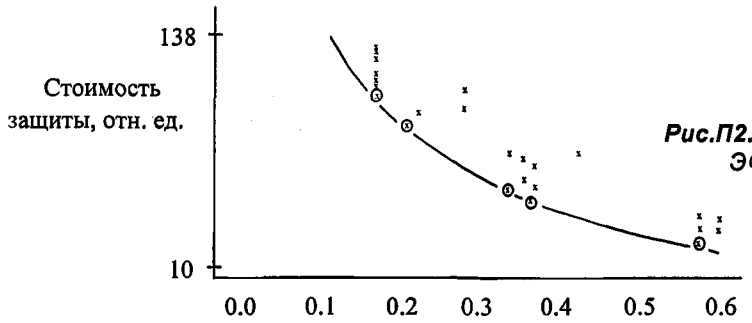


Рис.П2. *Кривая СТОИМОСТЬ – ЭФФЕКТИВНОСТЬ.*

П3.2. Анализ соотношения «ЗАТРАТЫ–ВЫГОДА».

П3.2.1. Дифференциальный анализ.

Этот метод учитывает только два значимых фактора: стоимость защитного мероприятия X и коллективную дозу S_i.

Метод основан на сравнении дополнительных расходов при переходе от варианта с меньшими затратами X_{i-1} варианту с большими затратами X_i в сопоставлении с соответствующим снижением коллективной дозы $\Delta S_i = S_{i-1} - S_i$. Решение перейти от варианта $(i-1)$ к более дорогостоящему варианту (i) может быть принято, если:

$$\left|\frac{\Delta X_i}{\Delta S_i}\right| = \left|\frac{\Delta X_{i-1} - \Delta X_i}{\Delta S_{i-1} - \Delta S_i}\right| \le \alpha. \qquad (П1)$$

Оптимальным является вариант, при котором значение отношения $\Delta X_i / \Delta S_i$ наиболее близко к величине α снизу.

П3.2.2. Интегральный анализ (метод итоговой стоимости).

Как и в предыдущем методе, рассматриваются два фактора: затраты на защитное мероприятие X_i и уровни коллективных доз S_i, выраженные в денежном эквиваленте.

Для каждого варианта определяется суммарная стоимость $П_i$:

$$П_i = X_i + \alpha S_i. \qquad (П2)$$

Оптимальным считается вариант с минимальным значением суммарной стоимости.

П3.2.3. Расширенный анализ.

Этот метод применяется в тех случаях, когда использование только значений коллективной дозы недостаточно для описания причиненного здоровью ущерба, например, при существенном различии доз облучения рассматриваемого контингента персонала. В этом случае для расчета итоговой стоимости ущерба здоровью (Y) должно использоваться соотношение:

$$Y = \alpha \cdot S + \sum_j \beta_j \cdot S_j. \qquad (П3)$$

Оптимальным считается вариант с минимальным значением итоговой стоимости, определяемой, как (X_i+Y_i).

П3.3. Многофакторный анализ эффективности.

Данный метод используется в тех случаях, когда в анализ включено большое количество значимых факторов в том числе и тех, которые сложно задать в денежных единицах, то есть факторы, как количественной, так и качественной природы. Данный метод следует применять для различных сложных стратегических решений высокого уровня, когда необходимо учитывать социальные предпочтения и последствия реализации аварийных мероприятий.

При использовании многофакторного метода проводятся следующие операции:

1) Ранжирование всех факторов по относительной значимости путем приписывания весовых множителей k_j (более значимый с точки зрения экспертов фактор имеет большее

значение k_j).

2) Далее проводится последовательное рассмотрение каждого фактора по всем вариантам. При этом рассматриваемому фактору j приписывается число u_{ij}, отражающее его ранг (полезность) в варианте (i) по сравнению с его полезностью в других вариантах.

Значения k_j и u_{ij} могут выбираться из любого числового диапазона, например, диапазона 0–1 с соблюдением адекватного сопоставления их значений по факторам и вариантам.

3) Оптимальным считается вариант, для которого величина $U_i = \sum_j k_j \cdot u_{ij}$ принимает максимальное значение.

Очевидно, что выбор оптимального варианта будет правильным, если к оценке полезности и значимости факторов будут привлечены компетентные эксперты, отражающие различные точки зрения на проблему (научные работники, лица, принимающие решения, местные руководители, общественные деятели и т.д.).

Приложение 4. Стандартные таблицы для коэффициентов дисконтирования будущих затрат

П4.1. Коэффициент дисконтированной стоимости.

Коэффициент текущей дисконтированной стоимости f_n, выплачиваемой через n лет, равен:

$$f_n = \frac{1}{(1+r)^n}, \qquad (П5)$$

где: r – годовая процентная ставка.

Числовые значение величины f_n приведены в табл.П1.

Таблица П1. *Коэффициент текущей дисконтированной стоимости, f_n.*

Год, n	Годовая процентная ставка, r (%)						
	0,01	0,1	1	3	5	7	10
1	0,9999	0,999001	0,990099	0,970874	0,952381	0,934579	0,909091
5	0,9995	0,995015	0,951466	0,862609	0,783526	0,712986	0,621921
10	0,999001	0,990055	0,905287	0,745094	0,613913	0,508349	0,385543
15	0,998501	0,985119	0,861349	0,641862	0,481017	0,362446	0,239392
20	0,998002	0,980208	0,819544	0,553676	0,376889	0,258419	0,148644
25	0,997503	0,975322	0,779768	0,477606	0,295303	0,184249	0,092296
30	0,997005	0,97046	0,741923	0,411987	0,231377	0,131367	0,057309
40	0,996008	0,960809	0,671653	0,306557	0,142046	0,06678	0,022095
50	0,995013	0,951253	0,608039	0,228107	0,087204	0,033948	0,008519
70	0,993025	0,932426	0,498315	0,126297	0,032866	0,008773	0,001266
100	0,99005	0,904883	0,369711	0,052033	0,007604	0,001152	7,26E-05

Таблица П2. *Фактор оборота капитала.*

Год, n	Годовая процентная ставка, r(%)						
	0,01	0,1	1	3	5	7	10
5	0,20006	0,2006	0,20604	0,218255	0,230975	0,243891	0,263797
10	0,100055	0,100551	0,105582	0,117231	0,129505	0,142378	0,162745
15	0,6672	0,067201	0,072124	0,083767	0,096342	0,109795	0,131474
20	0,050053	0,050527	0,055415	0,067216	0,080243	0,094393	0,117746
25	0,040052	0,040522	0,045407	0,057428	0,070952	0,085811	0,110168
30	0,033385	0,033852	0,038748	0,051019	0,065051	0,080586	0,106079
40	0,025051	0,025516	0,030456	0,043262	0,058278	0,075009	0,102259
50	0,20051	0,020514	0,025513	0,038865	0,054777	0,07246	0,100859
70	0,014336	0,014799	0,019933	0,034337	0,051699	0,07062	0,100127
100	0,010051	0,010513	0,015866	0,031647	0,050383	0,070081	0,100007

П4.2. Фактор оборота капитала.

Фактор оборота капитала k_n применяется при переводе текущей стоимости в серию постоянных годовых платежей. Он определяется по следующей формуле:

$$k_n = \frac{r(1+r)^n}{(1+r)^n - 1}, \qquad (П6)$$

где: r – годовая ставка процента; n – количество лет.

Числовые значения k_n приведены в табл.П2.

Приложение 5. База данных

Для проведения оптимизационных исследований необходима следующая информация:

- пути и динамика формирования дозы облучения в процессе выполнения работы выбранной группы персонала;
- используемые методы дозиметрии и погрешности определения доз;
- параметры радиационной обстановки в местах проведения работ и характеристики источников облучения;
- подробный регламент проведения работ;
- план помещений, в которых проводятся работы с обозначением расположения работающих по отношению к источникам излучения;
- какие другие группы персонала работают в данных помещениях;
- используемые рабочие средства при проведении работ;
- степень автоматизации работ;
- существующая система радиационной защиты выбранной группы персонала, и каковы расходы на ее поддержание;
- экономические и стоимостные данные.

Для успешного применения принципа оптимизации на предприятии необходимо создание и регулярное пополнение базы данных, содержащей блоки с дозиметрическими и экономическими данными и информационный блок.

Дозиметрический блок должен содержать сведения об источниках облучения различных групп персонала, уровни полей ионизирующего излучения в рабочих помещениях, результаты индивидуального дозиметрического контроля по профессиям и специальностям, дозовые и временные затраты по видам работ и операциям.

Распределение интегральных доз облучения персонала (годовых или при выполнении отдельных работ) следует представлять по интервалам индивидуальных доз, соответствующим интервалам для значений β.

Важное значение в оптимизационных исследованиях имеет информация о дозах облучения при выполнении отдельных операций. Оценка дозы может быть проведена по измеренным значениям мощности дозы на месте работы и времени, затрачиваемом на выполнение работы (см. Приложение 6). Если требуется высокая степень точности определения дозы, необходимо использовать дозиметры в масштабе реального времени, позволяющие получить величину индивидуальной дозы за любые промежутки времени.

Экономический блок заполняется данными, необходимыми для количественной оценки факторов, в том числе сведениями о стоимости защитных материалов, средств индивидуальной защиты, суммарными затратами на уже внедренные защитные мероприятия, годовыми ставками процента и т.п.

Информационный блок содержит нормативно-методические документы по следующим вопросам:

- проведение оптимизации и внедрение ее результатов в систему радиационной защиты;
- расчет доз от различных источников;
- расчет доз при использовании мер защиты;
- расчет экономических параметров и т.п.

В данный блок следует также включить перечень возможных защитных вариантов, которые рассматривались в процессе оптимизации, и варианты, внедренные на других предприятиях.

Приложение 6. Оценка доз облучения

(В настоящем Приложении использованы материалы В.Ф.Козлова «Планирование доз облучения персонала»).

Эффективная доза облучения за определенный период времени равна сумме дозы от внешнего гамма-нейтронного излучения и ожидаемой дозы внутреннего облучения от ингаляционного поступления радионуклидов за этот период.

Интегральную дозу облучения персонала можно представить в виде суммы доз при выполнении отдельных эпизодов работы:

$$E_i = \sum_j E_{i,j}, \qquad (П7)$$

где: E_i – эффективная доза облучения i-го сотрудника; $E_{i,j}$ – эффективная доза облучения i-го сотрудника при выполнении j-го эпизода работы.

Доза за определенный эпизод работы определяется по результатам пооперационного ИДК (наиболее предпочтительный способ) или расчетным методом по измеренным значениям параметров радиационной обстановки P_i (мощности дозы гамма-излучения, плотности потока нейтронного излучения, объемной концентрации радионуклидов в воздухе) на месте проведения работы и времени, затрачиваемом на выполнение данного эпизода работы, t_i:

$$E_{i,j} = k \cdot P_j \cdot t_j, \qquad (П8)$$

где: k – коэффициент перехода от значения радиационного параметра к мощности эффективной дозы.

Для оптимизационных исследований важно иметь информацию о вкладе в дозу облучения при выполнении эпизода работы от различных источников или различных узлов установки:

$$E_{i,j} = \sum_n E_{i,j,n}, \qquad (П9)$$

где: $E_{i,j,n}$ – доза от n-го источника.

Таким образом, интегральную дозу облучения i-го сотрудника можно представить в виде:

$$E_i = \sum_j \sum_n E_{i,j,n} = \sum_j \sum_n (k_n \cdot P_{j,n} \cdot t_j). \qquad (П10)$$

Коллективная доза определяется, как сумма доз по всем сотрудникам определенной профессии, цеха и т.д.

Снижение дозы облучения персонала может быть достигнуто в результате снижения параметров радиационной обстановки, которое может быть учтено с помощью коэффициента $\alpha^p_{j,n} (\alpha^p_{j,n} < 1)$, или за счет уменьшения времени выполнения эпизода работы, которое может быть учтено с помощью коэффициента $\alpha^t_{j,n} (\alpha^t_{j,n} < 1)$.

Тогда ожидаемая доза облучения после внедрения защитного мероприятия определяется по формуле:

$$E_i = \sum_j \sum_n E_{i,j,n} = \sum_j \sum_n (k_n \cdot P_{j,n} \cdot \alpha^p_{j,n} \cdot t_j \cdot \alpha^t_{j,n}). \qquad (П11)$$

Значения коэффициентов $\alpha^p_{j,n}$ и $\alpha^t_{j,n}$ определяются расчетным или экспериментальным путем.

Приложение 7. Примеры проведения оптимизации

П7.1. Выбор контингента персонала.

Исходными данными при выборе контингента персонала, для которого необходимо про-

Таблица П3. *Результаты индивидуального дозиметрического контроля на предприятии.*

Объект	Год проведения контроля	Численность персонала	Значения доз по персоналу, мЗв/год			Количество человек с превышением 20 мЗв/год.	Коллективная доза, чел.-Зв
			средняя	миним.	максим.		
Завод №1	1997	524	2,3	1,0	10	-	1,20
Завод №1	1998	547	3,2	1,2	18	-	1,75
Завод №2	1997	460	2,2	0,5	14	-	1,01
Завод №2	1998	469	2,4	0,2	14	-	1,13
Завод №3	**1997**	**2587**	**2,0**	**1,0**	**30**	**10**	**5,17**
Завод №3	**1998**	**2587**	**2,8**	**1,0**	**45**	**16**	**7,24**
РМЦ	1997	170	1,8	0,4	1,4	-	0,31
РМЦ	1998	221	3,7	0,5	1,4	-	0,82
Управление	1997	109	2,9	0,2	15	-	0,32
Управление	1998	109	3,1	0,2	15	-	0,34
ВВО	1997	8	2,2	0,1	13	-	0,018
ВВО	1998	6	2,8	0,1	14	-	0,015

ведение оптимизационных исследований, являются результаты индивидуального дозиметрического контроля облучения. Необходимо проанализировать данные индивидуального дозиметрического контроля персонала за несколько лет в отдельных радиационно-опасных объектах и выделить объекты, где имеют место максимальные индивидуальные дозы и/или в которых имеют место наибольшие коллективные дозы.

Для примера, приведенного в таблице П3, наиболее неблагоприятная обстановка имеет место на заводе 3.

В выделенных объектах следует рассмотреть дозы облучения персонала по различным подразделениям (службам, лабораториям и т.п.), определить подразделения, в которых имеют место стабильно высокие индивидуальные и/или коллективные дозы, и установить критическую группу персонала в данном подразделении. Результаты анализа доз облучения персонала по подразделениям рекомендуется представить в более подробном виде, как представлено в табл.П4.

По данным табл.П5 наиболее облучаемым является персонал цеха №2, а, как следует из табл.П3, критической группой являются аппаратчики.

Задачей оптимизационных исследований для данной критической группы является снижение индивидуальных доз ниже пределов, установленных в НРБ-99. Задача сложная, требующая серьезных экономических и дозиметрических расчетов. Должны рассматриваться *не менее трех факторов: коллективная доза, индивидуальная доза и стоимость радиационной защиты.* Окончательное решение принимается руководством завода (предприятия).

Цель исследования: определить оптимальный вариант радиационной защиты операторов, обеспечивающий выполнение требований НРБ-99 по нормированию облучения персонала.

Границы исследования: рассматриваются дозы облучения операторов. Варианты радиационной защиты должны обеспечивать снижение годовой дозы наиболее облучаемой части операторов не менее чем в 2,3 раза. Уровни точности и детализации условий формирования доз облучения – высокие.

Необходимы консультации с экономистами, технологами, со специалистами в области расчетов физической защиты и с руководством завода.

П7.2. Оценка затрат по внедрению защитных мероприятий.

Основные статьи расходов, которые необходимо учитывать при рассмотрении наиболее часто применяемых вариантов защиты, приведены в табл.П6.

***Таблица П4.** Рекомендуемое представление результатов ИДК по отдельным подразделениям.*

Подразделение завода №3	Год	Численность персонала подразделения	Коллективная доза, чел.-Зв				
			по всему персоналу	в диапазоне доз, ΔE_j, мЗв/год, (численность персонала в j-ом диапазоне индивидуальных доз)			
				< 6	6–12	12–20	> 20
Цех №1	1997	800	1,2	0,48 (720)	0,42 (60)	0,30 (20)	-
Цех №1	1998	800	1,7	0,74 (713)	0,59 (65)	0,37 (22)	-
Цех №2	**1997**	**700**	**1,9**	**0,81 (602)**	**0,51 (67)**	**0,33 (26)**	**0,25 (10)**
Цех №2	**1998**	**700**	**2,7**	**0,79 (574)**	**0,71 (74)**	**0,60 (36)**	**0,60(16)**
Цех №3	1997	900	1,4	0,45 (800)	0,60 (80)	0,35 (20)	-
Цех №3	1998	900	1,9	0,58 (785)	0,9 (90)	0,42 (25)	-
Управление	1997	87	0,26	0,12 (72)	0,07 (10)	0,07 (5)	-
Управление	1998	87	0,36	0,14 (68)	0,12 (12)	0,1 (7)	-
Служба доз. контроля	1997	100	0,41	0,18 (80)	0,08(10)	0,15 (10)	-
Служба доз. контроля	1998	100	0,58	0,28 (75)	0,10 (10)	0,25 (15)	-

***Таблица П5.** Представление результатов ИДК по отдельным специальностям цеха №2.*

Специальность	Год	Численность персонала данной специальности	Коллективная доза, чел.-Зв				
			по всему персоналу	в диапазоне индивидуальных доз, ΔE_j, мЗв/год, (численность персонала в j-ом диапазоне индивидуальных доз)			
				< 6	6–12	12–20	> 20
дозиметристы	1997	30	0,10	0,04 (25)	0,03 (3)	0,03(2)	-
дозиметристы	1998	30	0,12	0,05 (25)	0,04 (3)	0,03 (2)	-
аппаратчики	**1997**	**100**	**0,94**	**0,13 (30)**	**0,32 (40)**	**0,24 (20)**	**0,25 (10)**
аппаратчики	**1998**	**111**	**1,64**	**0,08 (20)**	**0,45 (45)**	**0,51 (30)**	**0,60 (16)**
ремонтники	1997	40	0,20	0,06 (25)	0,08 (11)	0,06 (4)	-
ремонтники	1998	40	0,22	0,06 (22)	0,10 (14)	0,06 (4)	-
слесари	1997	90	0,2	0,15 (85)	0,05 (5)	-	-
слесари	1998	90	0,22	0,15 (83)	0,07 (7)	-	-
операторы	1997	30	0,06	0,03 (27)	0,03 (3)	-	-
операторы	1998	30	0,10	0,05 (25)	0,05 (5)		-
прочие	1997	410	0,40	0,40 (410)	-	-	-
прочие	1998	310	0,40	0,40 (399)			-

П7.3. Примеры оптимизационных исследований.

1) Задача исследования: следует ли дезактивировать рабочие места и установку перед началом проведения плановых ремонтных работ (капитальном ремонте)?

Исходные данные:

- источник излучения – загрязненные поверхности установки и стены помещения;
- основной путь радиационного воздействия – внешнее гамма-облучение;
- ожидаемые дозы за время проведения работы (по данным ИДК за предыдущие работы) не превышают 0,3 ПГД.

Рассматривается два варианта:

Таблица П6.

Вариант защиты	Основные расходы		Эксплутационные
	Косвенные	Прямые	
Дополнительная физическая защита	Разработка конструкторской документации	Стоимость защиты (материалы, изготовление и монтаж)	Можно пренебречь, т.к. в большинстве случаев они значительно ниже, других затрат.
Применение СИЗ	Амортизация.	Стоимость самого изделия.	Дезактивация, хранение.
Использование робототехники	Амортизация. Налог.	Стоимость робототехники, пуско-наладочные работы.	Техническое обслуживание. Профилактические работы. Снижение расходов на зарплату (в случае сокращения численности персонала).
Повышение квалификации персонала		Стоимость обучения. Стоимость тренажеров.	Техническое обслуживание тренажеров.
Дезактивация рабочего помещения (установок, территории)		Стоимость дезактивационных средств. Расходы на проведение дезактивации	
Установка принудительной вентиляции	Разработка конструкторской документации (при необходимости).	Стоимость вентиляционного оборудования. Стоимость монтажа.	Техническое обслуживание, электроэнергия
Замена загрязненного оборудования (участков трубопроводов, воздухопроводов)		Стоимость нового оборудования. Стоимость демонтажа и захоронения загрязненного оборудования и монтажа нового. Ущерб от простоя в период проведения монтажа.	
Увеличение численности персонала	Налог.		Зарплата дополнительному персоналу. Затраты на обслуживание персонала.

• «нулевой» – дезактивация не проводится;

• «предлагаемый» – провести дезактивацию.

При «нулевом варианте» имеется один фактор – дозы облучения персонала, проводящего ремонтные работы.

Радиационный ущерб составляет:

$$Y = \alpha \cdot k \cdot P_\gamma \cdot t_p \cdot N_p, \qquad (П12)$$

где: P_γ – мощность дозы гамма-излучения в месте проведения работ; t – время проведения работ; k – коэффициент перехода от мощности дозы к эффективной дозе; N_p – численность персонала, проводящего ремонтные работы.

При предлагаемом варианте значимы два фактора: стоимость дезактивации X (см. табл.П6) и радиационный ущерб.

Облучению подвергаются две группы персонала: персонал, проводящий дезактивацию, и персонал, проводящий ремонтные работы.

Коллективная доза равна сумме коллективных доз по этим группам персонала:

$$S = k \cdot P_\gamma \cdot \alpha^p \cdot t_p \cdot N_p + k \cdot P_\gamma \cdot t_Д \cdot N_Д, \qquad (П13)$$

где: α^p – коэффициент снижения мощности дозы в результате дезактивации; N и t – то же, что в (П8), нижний индекс «$Д$» относится к персоналу, проводящему дезактивацию.

Полная стоимость варианта равна:

$$Y = \alpha \cdot (k \cdot P_\gamma \cdot \alpha^p \cdot t_p \cdot N_p + k \cdot P_\gamma \cdot t_Д \cdot N_Д) + X. \qquad (П14)$$

Предлагаемый вариант может быть принят, если выполняется условие:

$$\alpha \cdot k \cdot P_\gamma \cdot t_p \cdot N_p > \alpha \cdot (k \cdot P_\gamma \cdot \alpha^p \cdot t_p \cdot N_p + k \cdot P_\gamma \cdot t_Д \cdot N_Д) + X. \qquad (П15)$$

Однако выполнение вышеприведенного условия не означает, что предлагаемый вариант удовлетворяет принципу оптимизации, т.е. при его внедрении дозы, полученные персоналом, будут столь малыми, насколько возможно достигнуть. Для ответа на это требуется рассмотрение других возможных вариантов и проведение оптимизационных исследований в полном объеме.

2) Замена загрязненного оборудования (участков трубопроводов, воздухопроводов и т.п.).

Рассматривая данное защитное мероприятие, следует учитывать, что с течением времени после замены по мере загрязнения нового оборудования происходит увеличение доз облучения персонала.

Динамика загрязнения может быть описана экспоненциальным законом:

$q \sim [1 - exp(-\eta \cdot t)]$ (η – постоянная осаждения радионуклидов), а накопленная за время t доза $H \sim \int [1 - exp(-\eta \cdot t)]dt$. $\qquad (П16)$

Время действия данной меры защиты (время, за которое надо оценивать дозы персонала) определяется из условия загрязнения оборудования до уровней загрязнения заменяемого оборудования.

При оценке коллективной дозы следует также учитывать дозы, полученные ремонтным персоналом за время работы.

Затраты определяются основными расходами.

3) Дополнительная физическая защита.

Эта защитная мера может рассматриваться как в задачах по обеспечению непревышения установленного предела эффективной дозы, так и улучшения радиационной защиты, когда значимым фактором радиационного воздействия является внешнее облучение.

Перед включением данной меры в оптимизационные исследования следует определить оптимальную толщину защиты.

При оценке затраты на защиту (см. табл.П6) можно принять следующие допущения:

• стоимость разработки конструкторской документации, $X_{КД}$, не зависит от толщины защиты;

• стоимость материалов и изготовления защиты пропорциональна объему защиты

$$X_{изг} = X_V \cdot h \cdot l \cdot d. \qquad (П17)$$

где: h, l, d – высота, длина и толщина защиты, соответственно, и X_V – стоимость единицы объема устанавливаемого защитного материала;

• стоимость монтажа защиты также пропорциональна объему защиты,

$$X_{МОНТ} \bullet\bullet = X_{V,МОНТ} \cdot h \cdot l \cdot d. \qquad (П18)$$

Суммарные затраты на защиту равны:

$$X = (X_V + X_{V,МОНТ}) \cdot h \cdot l \cdot d + X_{К.Д.} \qquad (П19)$$

Коллективная доза определяется выражением:

$$S = (\sum N_i \cdot t_i) \cdot \tau \cdot E_o B(\mu \cdot d) \cdot exp(-\mu \cdot d), \qquad (П20)$$

где: N_i – численность i-ой группы персонала; t_i – время нахождения i-ой группы персонала под воздействием данного источника облучения, ч/год; τ – срок службы защиты (или срок службы источника излучения), год; E_o – мощность эффективной дозы на рабочем месте без защиты; $B(\mu \cdot d)$ – фактор накопления; μ – коэффициент ослабления излучения защитным материалом.

Оптимальная толщина защиты соответствует минимальному значению $(X+\alpha \cdot S)$, которое определяется из условия $\partial(X+\alpha \cdot S))/\partial d = 0$.

В дальнейших оптимизационных исследованиях используется вариант с полученным оптимальным значением толщины защиты $d_{опт.}$, если нет каких-либо дополнительных ограничений по толщине (весе) защиты, связанных с конструкционными особенностями источника излучения, здания, в котором расположен источник и т.п. Если ограничения существуют и полученное оптимальное значение $d_{опт.}$ превышает максимально возможную толщину $d_{макс.}$, то рассматривается вариант защиты с $d_{макс.}$.

В задачах по обеспечению непревышения дозового предела вариант с физической защитой толщиной $d_{опт.}$ рассматривается, если она обеспечивает требуемую кратность ослабления дозы. В противном случае следует включить в исследования вариант с минимальной толщиной защиты, при которой дозы не будут превышать установленного предела.

4) Применение средств индивидуальной защиты органов дыхания (СИЗОД).

При рассмотрении в качестве варианта защитной меры применение СИЗОД, следует принимать во внимание следующее:

• возможное увеличение времени выполнения работы;

• возникающие неудобства (ощущение дискомфорта) в работе.

Увеличение времени выполнения работы необходимо учитывать при оценке доз облучения, когда доза формируется не только от ингаляционного поступления радионуклидов, но и от внешнего облучения.

Во втором случае следует ввести дополнительный фактор «уровень дискомфорта», описываемый качественно. Для количественной оценки данного фактора используется показатель «полезность» (см. п.7.3), определяемый на основании экспертных оценок, например, как показано в табл.П7.

5) Установка вытяжной вентиляции.

В ограниченном пространстве, вентилируемом со скоростью потока Q, м^3/с, и в котором поступление радиоактивных веществ из источников происходит с постоянной скоростью V, Бк/с, устанавливается равновесная объемная концентрация радионуклидов в воздухе C, равная V/Q, Бк/м^3. Ожидаемая коллективная доза от ингаляционного поступления радиоак-

Таблица П7.

Ощущение дискомфорта	Оценка дискомфорта	Полезность*
Тяжело работать	1	0
Значительные трудности	2	0,33
Незначительные трудности	3	0,66
Отсутствует	4	1
* Примечание: Для оценки «полезности» принята линейная зависимость от уровня дискомфорта. В зависимости от реальных условий на рабочем месте эксперты могут принять и другой вид зависимости.		

тивных аэрозолей может быть выражена в виде:

$$S = \sum_i \sum_j (V/Q_j) t_i d_j (v_{л.в.})_i \tau, \qquad (П21)$$

где: t_i – время нахождения i-сотрудника в данном помещении в течение года, с/год; $(v_{л.в.})_i$ – скорость легочной вентиляции i-сотрудника, Бк/м^3; d_j – дозовый коэффициент при ингаляционном поступлении j-го радионуклида, Зв/Бк; τ – срок службы установки, год.

Суммирование производится по всему персоналу, работающему в данном помещении, (индекс «i») и по всем радионуклидам (индекс «j»).

Основная неопределенность оценки дозы может быть обусловлена неопределенностью дозовых коэффициентов, если отсутствуют данные о дисперсном составе радиоактивных аэрозолей (например, значения дозовых коэффициентов для аэрозолей с AMAD 1 и 10 мкм может различаться в 2 и более раз). Это следует учитывать при анализе чувствительности (см. п.7.5).

Из затрат на вентиляцию, приведенных в П6.2., в большинстве случаев (если не требуется перестройки зданий и длинных трубопроводов) основные расходы определяются стоимостью установки $C_{уст.}$, зависящей от ее производительности (объема прокачиваемого воздуха), и эксплуатационными расходами, основную часть которых составляет стоимость потребляемой электроэнергии. С достаточной точностью можно принять, что потребление электроэнергии системой вентиляции пропорционально объему прокачиваемого воздуха. При сделанных предположениях затраты на вентиляцию будут равны:

$$X = C_{уст.}(Q) + b \cdot c \cdot \tau \cdot Q, \qquad (П22)$$

где: b и c – константы, представляющие, соответственно, стоимость единицы электроэнергии и энергию, расходуемую на кондиционирование и циркуляцию единицы объема воздуха.

Для приведения эксплуатационных расходов к одной дате необходимо использовать метод дисконтирования.

Как и в случае с физической защитой, в оптимизационные исследования следует включать вариант вентиляционной системы с оптимальными параметрами, в данном случае с оптимальной скоростью прокачиваемого воздуха, которая определяется из условия:

$$\partial(X + \alpha \cdot S)/\partial Q = 0. \qquad (П23)$$

Приложение 8. Применение процедуры «ПРОСМОТР ALARA» с использованием массивов индивидуальных доз персонала

П.8.1. Постановка задачи.

Индивидуальные дозы (ИД) персонала, объединенные в массив по признаку установки, технологии, производства и т.д., дают информацию о безопасности объекта в целом (рис.П3). При их формировании действует вся совокупность радиационных факторов на объекте, как систематически присутствующих в технологических процессах, так и возникающих периодически, под действием случайных факторов.

На АЭС распределение ИД персонала удовлетворительно описывается логнормальным или гибридным распределением, представляющим собой сочетание логнормального и бета-распределений. Однако типичные примеры функций распределения персонала реакторной установки ВК-50, радиохимического комплекса ГНЦ НИИАР за 1992 г. (рис.П4), показывают, что одномодальное логнормальное распределение (сплошная линия) не является универсальным средством описания массивов ИД персонала объектов научно-исследовательского профиля (исследовательских реакторов, комплексов защитных камер и т.д.).

Характерной особенностью является многомодовость распределений, что свидетельствует о том, что данные распределения являются суммой нескольких одномодальных субраспределений. Задача заключается в разработке формализованной процедуры их выделения и нахождении таких параметров, которые отражали бы влияние реальных технологических или административных факторов и, следовательно, объективно характеризовали безопасность объекта.

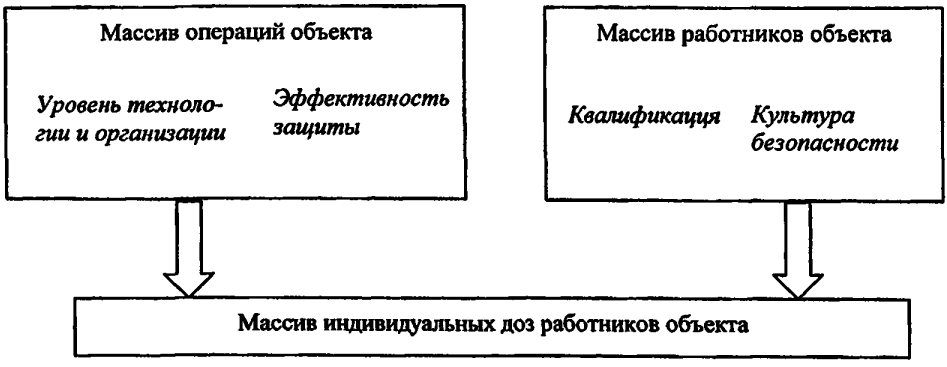


Рис.П3. *Схема формирования массива индивидуальных доз персонала.*

П.8.2. Выделения субраспределений и нахождения их параметров.

Ни один вид стандартных статистических распределений не удовлетворяет требованиям, в которых предполагается существование единого фиксированного семейства параметров, учитывающих основные особенности таких многомодовых распределений. Среди прочих наиболее предпочтительно биномиальное распределение, которое обладает интересными возможностями: при ограниченном и фиксированном числе исходных параметров форма функции распределения может меняться от симметричной до скошенной как в левую, так и в правую сторону на линейной шкале. Однако это распределение обладает и существенным недостатком. Во-первых, оно дискретно, а во-вторых, область значений аргумента функции распределения ограничена целыми числами. Специалисты ГНЦ НИИАР предлагают использовать модифицированное биномиальное распределение с непрерывно определенной функцией вероятности реализации аргумента которое имеет вид:

$$P(r) = C(M,r)\cdot p^{r}\cdot(1-p)^{M-r}, \qquad (П24)$$

где:

$$r = \alpha(X - X_0), \qquad (П25)$$

$$X_0 \le X \le \frac{M}{\alpha} + X_0, \qquad (П26)$$

$$p = \frac{M}{N}, \qquad (П27)$$

$$C(M,r) = \frac{\Gamma(M+1)}{\Gamma(r+1)\cdot\Gamma(M-r+1)}, \qquad (П28)$$

где $\Gamma(r)$ – гамма-функция, которая определена стандартным образом:

$$\Gamma(r) = \int_0^{\infty} e^{-t}\cdot t^{r-1}dt. \qquad (П29)$$

Значения $P(r)$ могут быть табулированы либо определены посредством использования специально созданной программы расчётов.

Пример аппроксимации распределения ИД с помощью набора модифицированных биноминальных субраспределений приведен на рис.П5. Данные массива доз упорядочены, и их ряд значений разбит на классы – равновеликие по длине интервалы, на которые делится каждая декада логарифмической шкалы. Предпочтительно выбирать семиинтервальное разбиение декады, при котором весь диапазон шкалы доз (0,01÷100 мЗв) делится на 28 классов (рис.П5). Функции модернизированных биноминальных распределений также про-

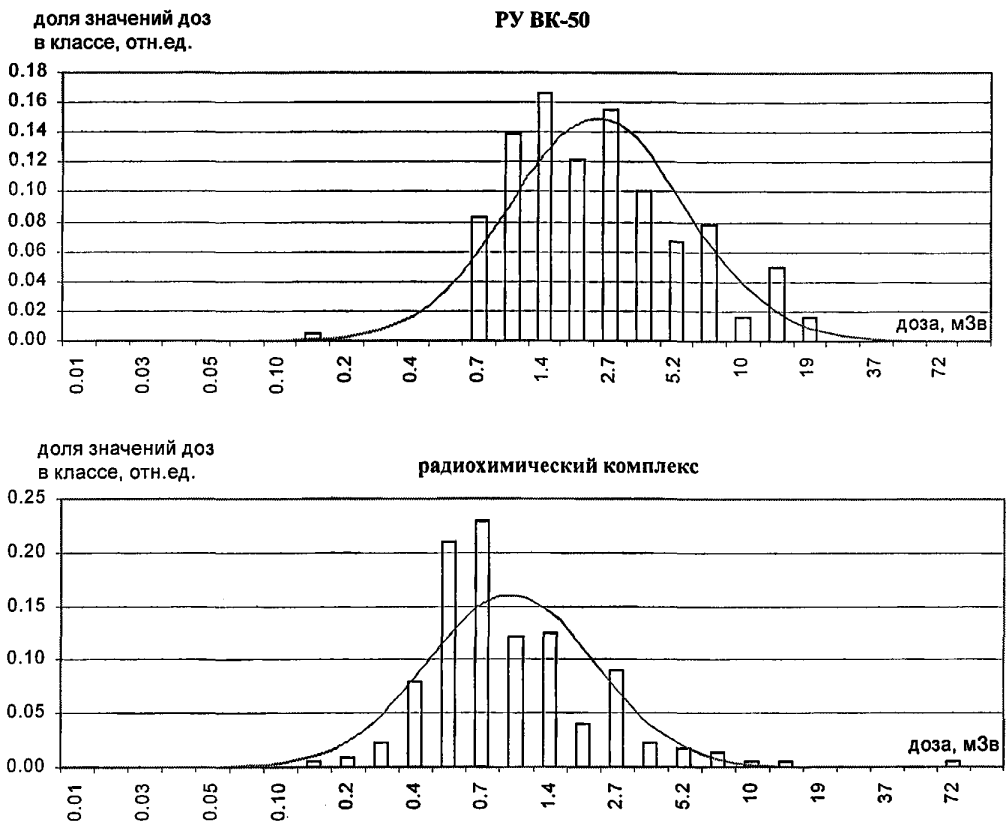


Рис.П4. *Типичные гистограммы распределений ИД.*

интегрированы в этих интервалах индивидуальных доз.

В качестве параметров отдельного i-го субраспределения могут служить его центр тяжести E_i и вес Y_i в массиве.

$$E_i = \frac{\sum_j E_j \cdot n_{ij}}{\sum_j n_{ij}}, \qquad (П30)$$

$$Y_i = \frac{\sum_j n_{ij}}{\sum_i \sum_j n_{ij}}, \qquad (П31)$$

где E_j – доза, приписываемая j-му классу (здесь и далее его правая граница), n_{ij} – число доз i-го субраспределения, попавших в j-й класс.

Меры, направленные на улучшение радиационной обстановки, оказывают влияние, прежде всего, на дозовые характеристики субраспределений. Административные меры должны приводить к перераспределению численности (весов) субраспределений и их вклада в коллективную дозу S_i.

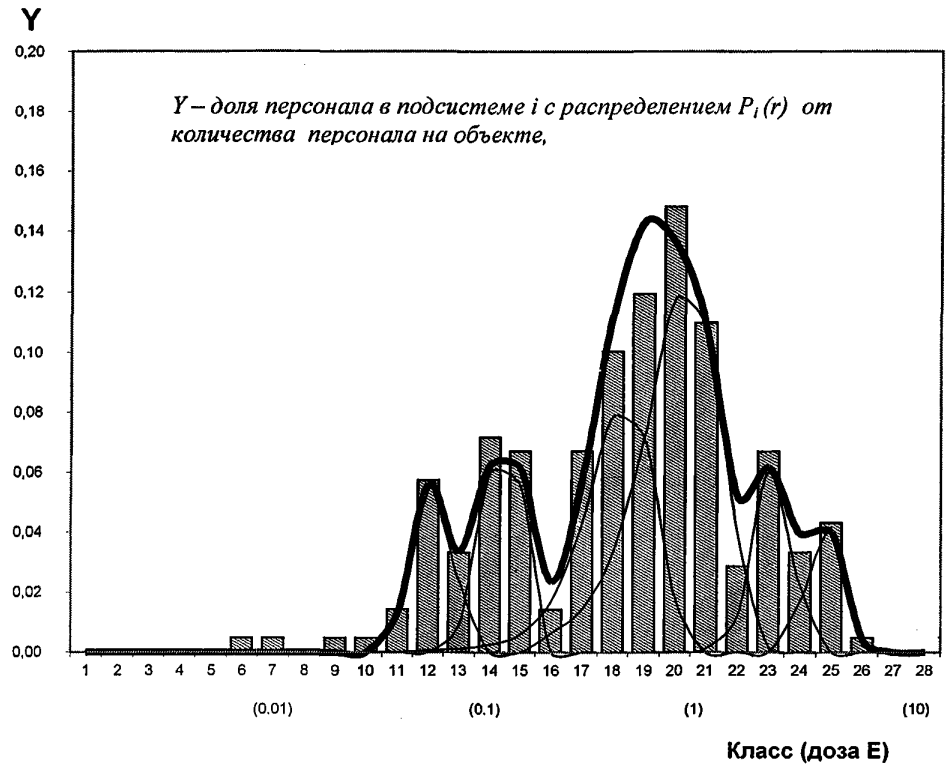


Рис.П5. *Функция распределения ИД персонала реакторной установки ВК-50.*

$$S_i = \frac{\sum_j E_j \cdot n_{ij}}{\sum_i \sum_j E_j \cdot n_{ij}}, \qquad (П32)$$

Таким образом, совместное рассмотрение всех перечисленных параметров субраспределений и коллективной дозы объекта позволяет качественно оценить эффективность принятых мер.

Левые субраспределения расположены в области доз, которые можно считать фоновыми для данного объекта. Соответственно, они характеризуют условия работы тех лиц, которые облучаются характерным для этого объекта фоном, и их дозы практически не зависят от действия факторов административных или тех, которые обусловлены выполнением специальных работ. Изменения этих параметров субраспределений в различные годы и их интерпретацию можно рассмотреть на примере реакторной установки СМ-3. В 1992 году проводилась модернизация установки с заменой корпуса реактора, реконструкцией экспериментальных установок, ремонтом оборудования, капитальными строительными работами в здании реактора. В 1993 году установка выведена на мощность. Коэффициент использования реактора представлен на рис.П6.

На рис.П7 приведены графики изменений центра тяжести первого (левого) субраспределения с 1992 по 1999 годы и, для сравнения, центра тяжести распределения индивидуальных доз сотрудников охраны ГНЦ НИИАР, который по характеру их работы в институте можно считать усредненной характеристикой категории облучения Б.

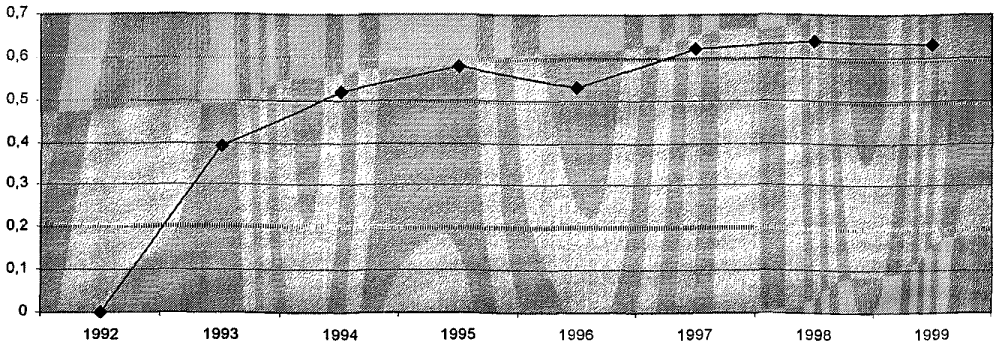


Рис.П6. *Коэффициент использования РУ СМ-3.*

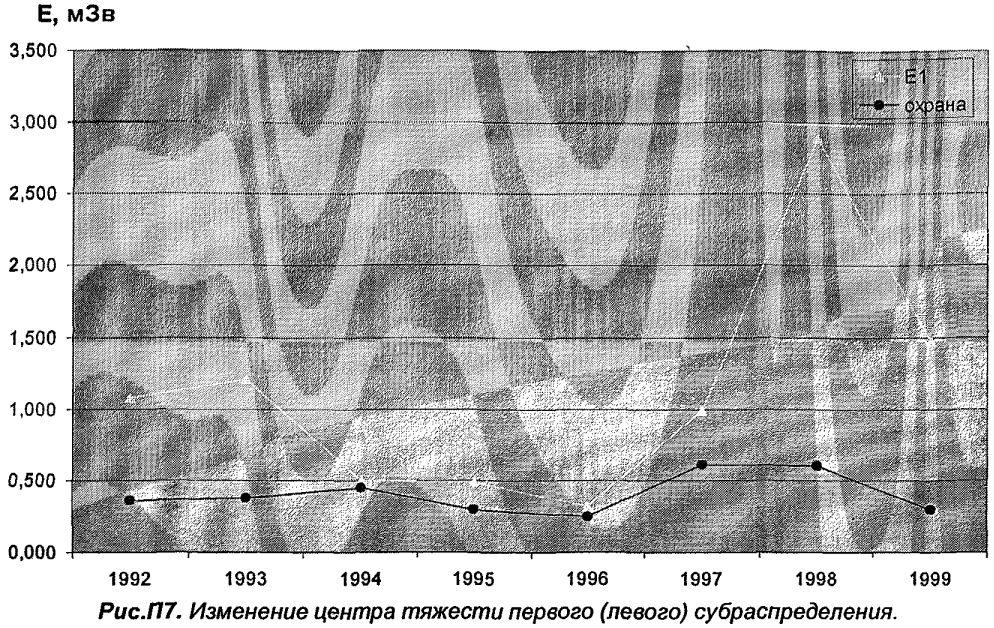


Рис.П7. *Изменение центра тяжести первого (левого) субраспределения.*

В 1992–1993 годах повышенный фон на установке объясняется работами по ее модернизации и наведению последующего порядка. В 1994–1996 годах значения фоновых условий СМ-3 и в институте практически совпадали. Дальнейшее повышение фона на установке объясняется причинами технологического порядка.

Поскольку лица группы Б персонала не работают непосредственно в полях ионизирующих излучений, то их дозы не могут быть выше любых доз персонала группы А. Следовательно, центр тяжести Е1 первого (левого) субраспределения служит верхней оценкой облучения персонала группы Б на этом объекте.

П.8.3. Интерпретация результатов исследования субраспределений ИД на примере СМ-3.

В табл.П8 представлены коэффициенты корреляции K_Y между весами субраспределений и коллективной дозой и K_S между вкладами субраспределений в коллективную дозу и коллективной дозой.

Первые два субраспределения имеют отрицательные коэффициенты, т.е. когда коллек-

Таблица П8. *Коэффициенты корреляции между весами субраспределений и коллективной дозой K_γ и между вкладами субраспределений в коллективную дозу и коллективной дозой K_S.*

Номер субраспределения	1	2	3	4	5	6
K_Y	–0,43	–0,09	0,54	0,15	0,70	–0,26
K_S	–0,48	–0,50	0,48	0,01	0,72	–0,31

тивная доза увеличивается, их вклад в дозу и вес, соответственно, уменьшаются. Следовательно, оба они определяют фоновые условия объекта. На рис.П8 приведены их суммарные параметры. Коэффициент корреляции между весом и вкладом в коллективную дозу близок к единице, т.е. вклад в коллективную дозу практически полностью определяется весом (численностью) этих субраспределений.

Коэффициенты корреляции последнего субраспределения также отрицательны. Это иллюстрирует тот факт, что снижение индивидуальных доз наиболее облучаемого персонала за счет административных (ограничительных) мер, т.е. перераспределения доз между отдельными группами, приводит к увеличению коллективных доз. Это обусловлено снижением квалификации персонала и увеличением времени его нахождения в высоких полях ионизирующих излучений при выполнении работ. Таким образом, наряду со снижением индивидуальных доз необходимо снижать и количество облучаемого персонала, иначе снижения коллективных доз может и не быть.

Основное влияние на коллективную дозу имеют третье и пятое субраспределения. Можно предположить, что в третью группу входит персонал, который мало испытывает на себе действие административного фактора, и степень управления их облучением невелика. В пятую группу, видимо, входит персонал, выполняющий специальные работы в высоких полях излучений с соблюдением специальных ограничений и использованием различных средств и способов защиты. Для него влияние административных факторов должно быть велико. Четвертая группа занимает промежуточное положение: для нее существенно влияние как фоновых условий, так и административных факторов.

В таблице П9 представлены параметры субраспределений всех рассматриваемых массивов ИД персонала реактора СМ-3.

1992 год. Вклад в коллективную дозу вносят примерно поровну первые 3 субраспределения. Вес субраспределений уменьшается с ростом номера, но это уменьшение компенсируется увеличением центра тяжести. Таким образом, облучение персонала обусловлено, в основном, радиационной обстановкой на разных участках здания. Управление облучением персонала практически отсутствует.

1993 год. Реактор вышел на мощность. Коллективная доза возросла. Причины этого – рост фона, перераспределение персонала между субраспределениями со смещением доз в сторону старших номеров. Результатом этого стало появление пятой группы с центром тяжести 15 мЗв. Вес этой группы невелик, но, за счет высоких доз, ее вклад в коллективную дозу практически равен вкладу остальных групп. В эту группу входит высококвалифицированный персонал, занимавшийся отладкой экспериментальных и облучательных устройств.

1994 год. Реактор вышел в рабочий режим эксплуатации. Коллективная доза по сравнению с предыдущим годом возросла незначительно. Выделилась шестая группа с центром тяжести 24,7 мЗв. Центр тяжести пятой группы возрос незначительно. Обе эти группы состоят из персонала группы транспортной технологии. Это связано с возрастанием количества перегрузок облученных материалов (облучательных мишеней и экспериментальных устройств), которые на этом реакторе осуществляются в незащищенном виде по воздуху без применения каких-либо защитных транспортных контейнеров. Значительно уменьшился вклад в коллективную дозу и вес первого субраспределения. При этом возросли вес и вклад в коллективную дозу третьего и четвертого субраспределений. Таким образом, в этом году фоновые условия несколько улучшились за счет наведения порядка на здании после

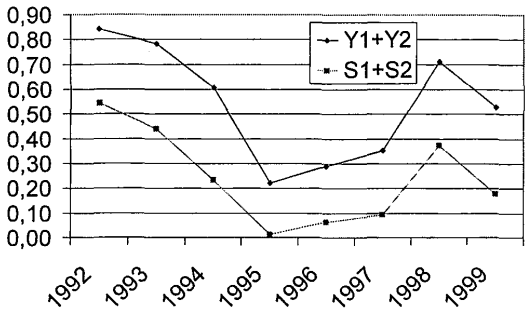


Рис.П8. *Суммарные параметры фоновых распределений ИД персонала СМ-3.*

Таблица П9. *Параметры субраспределений всех рассматриваемых массивов ИД персонала реактора СМ-3.*

год	параметр	Номер субраспределения						кол.доза
		1	2	3	4	5	6	
1992	E_i	1,08	2,8	5,5	11,3			360
	Y_i	0,63	0,21	0,13	0,03			
	S_i	0,29	0,25	0,29	0,16			
1993	E_i	1,2	2,9	4,9	8,6	15,0		640
	Y_i	0,56	0,22	0,12	0,06	0,04		
	S_i	0,23	0,21	0,19	0,17	0,20		
1994	E_i	0,50	1,8	3,9	7,7	15,9	24,7	690
	Y_i	0,14	0,47	0,19	0,15	0,03	0,03	
	S_i	0,02	0,22	0,18	0,29	0,12	0,17	
1995	E_i	0,49	0,49	5,7	14,7	31,2	47,8	1330
	Y_i	0,11	0,11	0,41	0,32	0,03	0,02	
	S_i	0,01	0,01	0,26	0,52	0,11	0,10	
1996	E_i	0,32	1,1	2,2	6,5	15,3	30,4	730
	Y_i	0,07	0,22	0,38	0,27	0,05	0,01	
	S_i	0,006	0,06	0,21	0,43	0,19	0,11	
1997	E_i		0,99	3,0	7,3	17,1	35,2	1810
	Y_i		0,09	0,26	0,42	0,14	0,08	
	S_i		0,01	0,08	0,33	0,26	0,31	
1998	E_i		2,9	6,2	11,4	19,4	32,9	1530
	Y_i		0,47	0,24	0,19	0,05	0,05	
	S_i		0,18	0,20	0,28	0,13	0,22	
1999	E_i		1,5	3,5	7,6	12,3	24,4	1520
	Y_i		0,23	0,30	0,22	0,11	0,14	
	S_i		0,04	0,14	0,22	0,18	0,43	

окончания реконструкции. Облучение остальных групп персонала возросло за счет увеличения количества штатных для этого реактора работ. Специальных мер по управлению облучением персонала, видимо, не предпринималось.

1995 год. В этом году наряду с небольшим увеличением коэффициента использования реактора проводилось два планово-предупредительных ремонта (ППР). Это привело к тому, что фоновые условия улучшились, вес этих субраспределений практически не увеличился. Однако произошло существенное возрастание коллективной дозы. Основной вклад в коллективную дозу принадлежит четвертой группе персонала. Центр тяжести и вес соответствующего субраспределения выросли почти в два раза. В эту группу входит персонал служб, занимающихся ремонтом и техническим обслуживанием систем реактора. Возросли соответствующие параметры третьего субраспределения. Это связано с привлечением к ППР менее квалифицированного персонала. Для пятого и шестого субраспределений, характеризующих персонал группы транспортной технологии, также в два раза возросли центры тяжести, но их вес не изменился. Таким образом, здесь была попытка ограничить облучение пятой и шестой групп персонала за счет перераспределения работ и увеличения численности персонала, привлекаемого к малоквалифицированным работам.

1996 год. Коэффициент использования реактора был ниже, чем в предыдущий год. Техническое обслуживание реактора проводилось в штатном режиме. Соответственно, снизились величины центров тяжести субраспределений с третьего по шестое и незначительно – веса третьего и четвертого субраспределений. Возрос вес первых (фоновых) субраспределений. В результате произошло существенное снижение коллективной дозы.

1997 год. Реактор вышел практически на максимальный коэффициент использования. Причем, существенно то, что в этот период в рамках программы изготовления радионуклидной продукции интенсивно накапливался ^{60}Co. Возросло количество перегрузок, которое практически пропорционально коэффициенту использования реактора. Это привело к резкому возрастанию коллективной дозы. Хотя субраспределений стало пять, а не шесть, это можно трактовать, как исчезновение не шестого, а первого субраспределения. Тогда рост коллективной дозы объясняется практически только увеличением веса трех старших субраспределений. Т.е. за счет увеличения мощности дозы в местах выполнения специальных и штатных работ по обслуживанию и эксплуатации систем реактора увеличилось облучение персонала группы транспортной технологии и персонала, осуществляющего ремонт и техническое обслуживание систем. Судя по тому, что при этом центры тяжести этих субраспределений практически не изменились, можно полагать, что специальных мер по ограничению облучения персонала, кроме перераспределения персонала между группами, не принималось.

1998 год. В режимах эксплуатации реактора практически ничего не изменилось. Этот год отмечен большим количеством работ по дезактивации экспериментальных петель и первого контура реактора. Количество ^{60}Co в бассейнах установки в этом году было максимальным. Возросли центры тяжести четвертого и пятого субраспределений, незначительно снизился центр тяжести шестого. Но, одновременно с этим, снизились веса этих субраспределений. Вес второго (при отсутствующем первом) субраспределения и его центр тяжести возросли. Таким образом, можно предположить, что, несмотря на увеличение количества работ на первом контуре и петлях реактора, эти работы выполнялись без привлечения большого количества персонала. Заметна попытка ограничения облучения персонала группы транспортной технологии не за счет перераспределения работ, а, скорее всего, за счет более правильной организации этих работ, уменьшения количества облучаемых лиц. И, хотя при этом возросли фоновые показатели радиационной обстановки, произошло снижение коллективной дозы.

1999 г. В режимах эксплуатации реактора также ничего не изменилось по сравнению с предыдущим годом. Снизились центры тяжести всех субраспределений. По-видимому, это следствие дезактивационных работ предыдущего года и разгрузки бассейнов от ^{60}Co. Но коллективная доза не изменилась. Это объясняется только перераспределением персонала между группами, возрастанием веса старших субраспределений за счет второго. Этот

шаг вынужденный, вызванный необходимостью значительного снижения индивидуальных доз в шестой группе персонала. В противном случае отсутствует всякая возможность для этого персонала выйти в 2000 г. и далее на дозы примерно 20 мЗв, как того требуют НРБ-99.

Таким образом, можно считать, что в рамках перехода на НРБ-99 работа по снижению дозовых нагрузок начата впервые в 1997 г. Наиболее серьезные сдвиги в направлении новых норм произошли в 1998 году. Поскольку достигнутого снижения индивидуальных доз пока недостаточно, необходимы технические меры, аналогичные тем, которые были предприняты в 1998 году. Как промежуточный этап, возможно административное вмешательство для ограничения доз персонала шестой группы, но при этом будет возрастание коллективных доз. В этом случае этот факт будет являться следствием не какого-либо ухудшения уровня безопасности объекта, а откликом на эти административные воздействия.

Библиографические данные к Приложению 8

1. Егоров Ю.А., Носков А.А. Радиационная безопасность на АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1986.
2. А.А.Носков, Б.А.Безруков, И.В.Долженков. Особенности формирования дозовых затрат на АЭС при переходе на новые дозовые пределы. В сборнике тезисов докладов VII Российской научной конференции «Защита от ионизирующих излучений ядерно-технических установок». 22-24 сентября 1998 г., Обнинск.
3. Баронкина Н.В., Крайнов Е.В., Орищенко А.В., Усольцев В.Ю. Оптимизация разбиения логарифмической шкалы площадей треков на облученных нейтронами пластинах из пластика CR-39 по классам. В сборнике «Новые технологии для энергетики, промышленности и строительства», вып.2, ДНЦ АТН РФ, Дмитровград, 2000.
4. Назаров А.В., Орищенко А.В., Усольцев В.Ю. Математическое моделирование непрерывного биномиального распределения при анализе случайно распределенных величин. В сборнике «Новые технологии для энергетики, промышленности и строительства», вып.2, ДНЦ АТН РФ, Дмитровград, 2000.

Приложение 9. Список исполнителей

Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий Минатома России

Рекомендации

Руководитель творческого коллектива	
к.т.н,	М.Н. Савкин
Руководитель службы стандартизации	
д.т.н., с.н.с.	Ю.С. Степанов

Исполнители:	
Государственный научный центр - Институт биофизики	
к.т.н	М.Н. Савкин
к.м.н.	М.И. Грачев
	А.В. Титов
	В.С. Ядыкина
Соисполнители:	
ДБЧС Минатома России	
к.т.н	А.П. Панфилов
ГНЦ НИИ Атомных реакторов	
	В.Ю. Усольцев
к.ф-м.н.	А.В. Орищенко
	А.В. Назаров
Государственный концерн «Росэнергоатом»	
к.т.н	Б.А. Безруков

gost.e-ecolog.ru